

重点安全研究成果調査票

(平成18年度)

(第4回安全研究審議会)

平成20年3月

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

重点安全研究課題

分類番号	研究課題
．規制システム分野	
1 - 1 - 1	確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備
1 - 2 - 1	事故・故障分析、情報収集
．軽水炉分野	
2 - 1 - 1	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価
2 - 1 - 2	出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術
2 - 2 - 1	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
．核燃料サイクル施設分野	
3 - 1 - 1	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
3 - 1 - 2	核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性
3 - 1 - 3	核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究 - 基盤・開発研究の成果の活用 -
．放射性廃棄物・廃止措置分野	
4 - 1 - 1	高レベル放射性廃棄物の地層処分にに関する研究 (1)
4 - 2 - 1	低レベル放射性廃棄物の処分にに関する研究
4 - 1 - 2	高レベル放射性廃棄物の地層処分にに関する研究 (2) - 開発研究の成果の活用 -
4 - 3 - 1	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究 (1)
4 - 3 - 2	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究 (2) - 開発研究の成果の活用 -
．新型炉分野	
5 - 1 - 1	高速増殖炉の安全評価技術に関する研究 - 開発研究の成果の活用 -
．放射線影響分野	
6 - 1 - 1	放射線リスク・影響評価技術に関する研究
．原子力防災分野	
7 - 1 - 1	原子力防災に関する技術的支援研究

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 規制システム分野 / リスク情報の活用

【分類番号】 1-1-1

【研究課題名(Title)】

確率論的安全評価手法の高度化・開発整備

Development and Enhancement of Probabilistic Safety Assessment Methodology

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター リスク評価・防災研究グループ

[氏名] 本間 俊充 (ほんま としみつ)

[連絡先] Tel : 81-6862 E-mail : homma.toshimitsu@jaea.go.jp

[所属] 再処理技術開発センター 技術開発部 技術開発課

[氏名] 石田 倫彦 (いしだ みちひこ)

[連絡先] Tel : 82-71142 E-mail : ishida.michihiko@jaea.go.jp

【研究目的】

リスク情報を活用した新たな安全規制の枠組みの構築に資するため、発電用軽水炉に対する PSA 技術の高度化や核燃料サイクル施設に対する PSA 手法の開発整備を行う。また、原子力安全委員会による安全目標の策定、及び立地評価や安全評価指針等の体系化に資するため、原子力施設毎の性能目標等の検討を行う。

【研究内容】

イ．確率論的安全評価手法の高度化

原子炉施設の PSA 手法の高度化では、不確実さ評価手法等の整備を行うとともに、核燃料サイクル施設の PSA 手法整備として、事故影響評価に必要な基礎的なデータを収集・分析しデータベースとして整備する【一部 JNES 受託】。

ロ．リスク情報活用に係わる技術的課題の検討

改良・整備した PSA 手法を用いて原子炉施設、核燃料サイクル施設等の原子力施設毎の性能目標等に関する技術的な検討を行う。

ハ．東海再処理施設保守・保全データ等に基づく機器故障率データベースの作成手法の検討

東海再処理施設における保全データを収集・整備するとともに、再処理施設固有の機器故障率データベース整備に資する解析支援システムを構築し、東海再処理施設の保全データに基づく機器故障率を算出する。

【達成目標】

原子力施設の PSA 手法を改良・整備し、リスク情報活用に参考となる技術的情報をまとめる。

【成果の活用方策】

改良・整備した PSA 実施手順は、原子力学会等で実施される標準的な PSA 実施手順の検討の参考に資する。また、性能目標等に関する成果は、原子力安全委員会の検討に提供する。

【使用主要施設】

東海再処理施設

【研究の進め方】

中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。

具体的には、核燃料サイクル施設の PSA 手法整備及びその適用等、原子力安全委員会や規制行政庁からのニーズに対応して、原子力安全基盤機構(JNES)等からの受託研究を積極的に進める。また、学会等での PSA に関する民間規格整備に参加し成果の活用を進める。また、東海再処理施設の保全情報を活用し再処理施設 PSA に利用可能な機器故障率データベースを整備するため、発電炉の機器故障率算出手順を調査し、東海再処理施設の保全情報を用いた機器故障率算出手順を検討する。さらに、保全部署との連携を強化し、東海再処理施設の保全情報の特徴を把握するとともに、機器故障率算出のための解析支援システムの機能整備を行う。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]

[受託研究名 (委託元)]

- ・平成 18 年度核燃料加工施設での事故評価に関する調査 ((独)原子力安全基盤機構)

[委託研究名 (委託機関)]

- ・核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(I) (日本原子力学会)

【研究実施内容及び成果 (平成 18 年度)】

イ．確率論的安全評価手法の高度化

MOX 燃料加工施設等の決定論的な安全評価において対象とする事故シナリオの位置づけを公衆のリスクの観点から明確にするため、平成 17 年度までに整備した MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順に従い、実規模のモデルプラントを対象に PSA を実施した。その結果、モデルプラントの主要な事故シナリオのリスクからなるリスクプロファイルを得るとともに、安全評価で考慮する事故シナリオは、PSA で同定されたリスク上重要な事故シナリオと比較した場合、公衆への影響の観点で最も厳しい事故シナリオを包絡することを確認した。

事故影響評価に必要な基礎的データの整備では、再処理施設で想定される代表的な事故事象のうち水素爆発については、溶液中の水素発生 G 値、水素空気混合気体の爆発下限値、水素濃度と爆発圧力に関する実験を調査した。その結果、実機の条件を考慮したデータの整備が必要ことが分かった。また、廃液貯槽の冷却機能喪失による沸騰事象については、沸騰時の気液同伴現象を考慮した実験式と径が一定の気泡の破裂によって生じる飛沫の粒径分布を測定した実験結果を基に、仮想的な貯槽でのエアロゾルの移行割合の試解析を実施した(図 1)。その結果これまでの安全評価で参照されているエアロゾル化割合の推奨値は過度に保守的であることが分かった。

ロ．リスク情報活用に係わる技術的課題の検討

原子炉施設の PSA 手法の高度化において、シビアアクシデント解析コードを用いたソースタームの不確かさ評価手順を構築(図 2)し、代表的なモデルプラントの 1 つである BWR-5/Mark-II への適用を実施し、代表的な事故シナリオに対する放射性物質の環境への放出開始時刻及び環境への放出量の不確かさの幅や不確かさに寄与するパラメータなどの情報を得た。本手順は、日本原子力学会の標準委員会において検討された実施基準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編)」に反映された。

ハ．東海再処理施設保守・保全データ等に基づく機器故障率データベースの作成手法の検討

東海再処理施設の機器について保全履歴データを継続収集し、東海再処理施設設備保全管理支援システム(TORMASS)への登録を実施した。TORMASS は、東海再処理施設の設備・機器の保全作業に関する保全履歴等を記録・管理するための支援システムであり、登録されている機器・設備の故障原因、処置対策等について検索することが可能である。東海再処理施設では、保全計画作成及び修正等に利用されている。

平成 19 年 3 月末における累計保全履歴登録件数は以下の通りである。

- ・ 機械設備 165,396 件
- ・ 計装設備 71,587 件
- ・ 電気設備 16,775 件

一方、TORMASS に登録した保全履歴データと東海再処理施設の運転データを統合することによ

り、再処理施設の確率論的安全評価に不可欠な機器故障率を算出することが可能であることから、故障率算出を効率的に実施するための信頼性データ解析支援システムの開発を行っている。本年度は、昨年度に引き続き同支援システムの機能高度化として、発電炉 PSA 用のデータベースの値と本システムで算出した故障率を比較するためのグラフ化機能を追加した。

電動ポンプの故障率について、支援システムによる試算結果と、発電炉のデータとを比較した結果を図 3 に示す。支援システムの試算結果は、東海再処理施設の保全情報の一部を用いて試算した結果であり暫定的な値である。

信頼性の高い機器については、東海再処理施設の運転データだけでは運転時間やデマンド回数が十分に確保できない可能性があることから、今後はベイズ統計手法を用いた故障率算出機能をシステムに組み込む予定である。

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	12	27	39	7	5	12
18 年度	17	17	34	6	2	8

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

改良・整備した PSA 実施手順は、原子力学会等で実施される標準的な PSA 実施手順の検討の参考に資する。また、性能目標等に関する成果は、原子力安全委員会の検討に提供する。

【特記事項】

原子炉施設の PSA 手法の高度化において整備したソースタームの不確実さ評価手順及びその評価例は、日本原子力学会の標準委員会において検討された「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編)」に反映された。

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

1) 玉置等史, 吉田一雄, 渡邊憲夫, 村松建, “MOX 燃料加工施設に対する確率論的安全評価手法

- の開発”，日本原子力学会和文論文誌，5(2)，125-135 (2006).
- 2) 石川淳，村松健，渡辺憲夫，“軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確かさ評価”，日本原子力学会和文論文誌，5(4)，305-315 (2006) .
 - 3) 本間俊充，“軽水炉の確率論的安全評価（PSA）入門 第7回公衆のリスクを評価するレベル3PSA”，日本原子力学会誌，48(10)，773-779 (2006).
 - 4) 波戸真治，本間俊充，“内部被曝線量評価システムの開発”，REST-NEWS 41, 33-41 (2006).

技術報告書：

- 5) 吉田一雄、阿部仁、山根祐一、田代信介、村松健、“核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査(I)”，JAEA-Research 2006-085、2007年2月
- 6) 吉田一雄、阿部仁、山根祐一、田代信介、村松健、“核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査(II)”，JAEA-Research 2007-002、2007年3月

国際会議：

- 7) Muramatsu, K., Q. Liu and K. Onizawa, “Potential Uses of Seismic PSA for Risk Management of NPP-a Review of Recent Studies at JAEA,” Proc. of Specialist Meeting on the Seismic Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Facilities, Nov., 6-8, 2006, Jeju Island.
- 8) Liu Q., K. Muramatsu and T. Uchiyama, “Analysis of Seismically Induced Core Damage at Two BWRs in the Same Site,” Proc. of the 9th Workshop on Korea-Japan PSA, Nov., 9-10, 2006, Jeju Island.
- 9) Homma, T. and T. Matsubara, “Calculations using a Level 3PSA code in support of deriving performance goals,” Proc. of the 9th Workshop on Korea-Japan PSA, Nov., 9-10, 2006, Jeju Island.
- 10) Ishikawa, J., M. Muramatsu and N. Watanabe, “Uncertainty Analyses of basis Terms for BWR-5/Mark- with THALES2 code,” Proc. of the 9th Workshop on Korea-Japan PSA, Nov., 9-10, 2006, Jeju Island.

口頭発表：

- 11) 玉置等史，吉田一雄，山手一記，清野尙，“ウラン加工施設の統合安全解析（ISA）実施手順の検討（5）- 事故シーケンスの発生頻度区分設定のための基礎情報の充実 - ”，日本原子力学会 2006 年秋の大会，札幌（2006）.
- 12) 高原省五，村松健，吉田一雄，内山智曜，“地震時システム信頼性解析コード SECOM-2 の核燃料施設への適用可能性の検討”，日本原子力学会 2006 年秋の大会，札幌（2006）.
- 13) 本間俊充，梶本光廣，内藤真，“確率論的安全評価実施基準（レベル3 PSA 編）”，日本原子力学会 2006 年秋の大会，札幌（2006）.
- 14) 清野尙，玉置等史，“臨界解析におけるリスク情報の適用 - 基本的考察 - ”，日本原子力学会 2007 年春の年会，名古屋（2007）.
- 15) 石川淳，黒澤直弘，森山清史，丸山結，中村秀夫，渡部厚，“シビアアクシデント晩期の格納容器内ソースターム評価 - 2. ヨウ素化学挙動に関わる格納容器内環境の評価 - ”，日本原子力学会 2007 年春の年会，名古屋（2007）.

受託事業報告書：

- 16) (独)原子力安全基盤機構受託報告書，平成 18 年度核燃料加工施設での事故評価に関する調査，平成 18 年 12 月，日本原子力研究開発機構 安全研究センター .

委員会報告：

【用語解説】

確率論的安全評価〔Probabilistic Safety Assessment〕

確率論的安全評価とは、発生する可能性のあるさまざまな事象に対して、その発生の確率を考慮して安全性を評価することである。原子炉の場合、原子力施設等で発生し得るあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評価し、その積である「リスク（危険度）」がどれ程

小さいかで安全性の度合いを表現する。P S Aは、施設・設備の劣化を考慮に入れた安全評価として、海外では、広範に利用されている。(原子力百科事典・ATOMICA より抜粋)

FMEA (Failure Mode Effect Analysis)手法

ハザード分析のための手法の一つで、個々の部品の故障がシステムに及ぼす影響を調べることで潜在的な異常事象を見つけ出す。

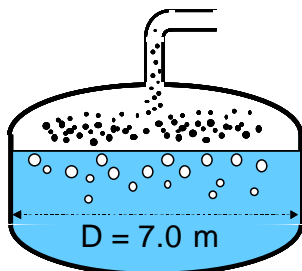
五因子法(Five Factor Formula Analysis)

環境中への放射性物質の放出量を簡易的に求める手法で、放射性物質移行過程を段階区分し、各段階の通過割合を試験データ等を基にある程度保守性を持った係数の積で評価する方法。

安全目標

安全委員会の間とりまとめでは、安全規制活動の下で事業者が達成すべき事故による危険性(リスク)の抑制水準を示す定性的目標と具体的水準を示す定量的目標が示された。定量的目標案は、

- 原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。
- また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。



試解析で仮定した条件
 廃液量 : 120 m³
 貯槽内径: 7.0 m
 液面からの排気口高さ:
 0.5 ~ 3.0 m
 発熱量: 8.0 × 10³ kcal/h · m³
 槽内構造物を無視
 廃液の表面張力: 水と同じ

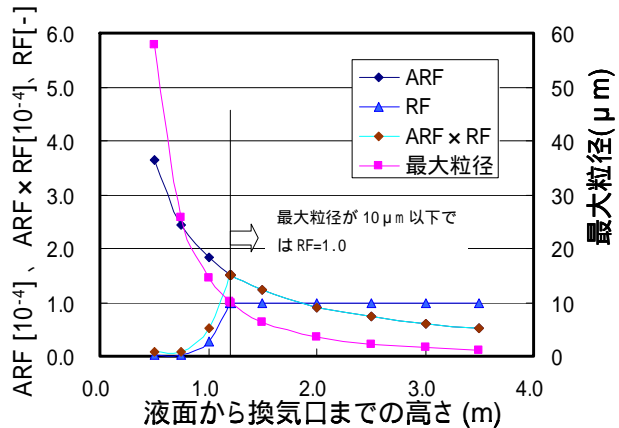


図1 仮想的な廃液貯槽と廃液のエアロゾル移行割合の解析結果

エアロゾルの移行割合は、エアロゾル化する割合 (ARF) と肺に吸入され得る微粒子 (粒径が 10 μm 以下) の割合の積で求める。ARF は飛沫同伴実験式 (Kataoka-Ishii の式) で求め、RF は飛沫粒径分布の実測より求めた。従来の安全評価での推奨値 (2.0 × 10⁻³) が過度に保守的であることが分かる。

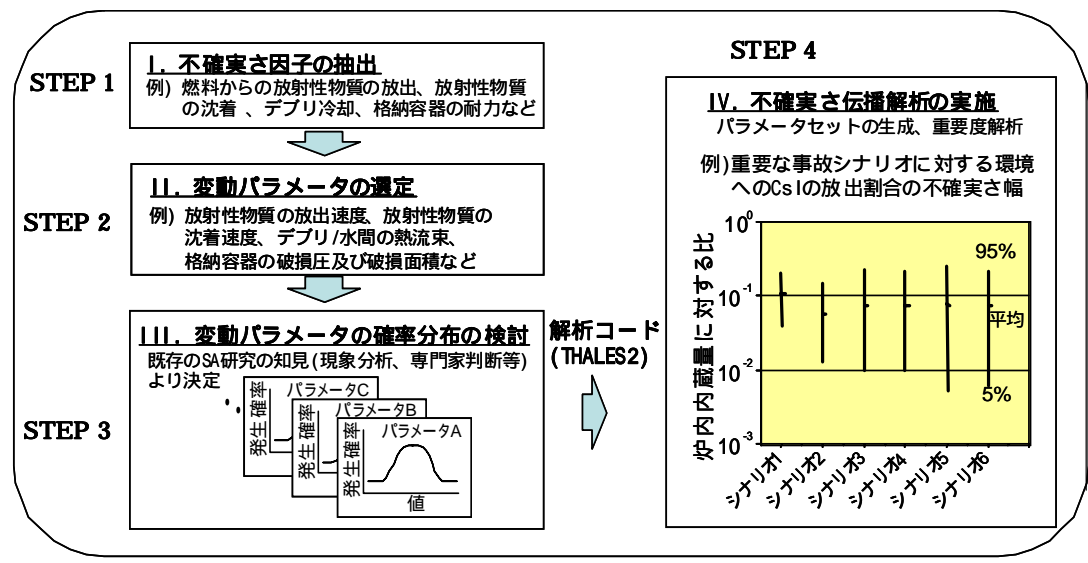
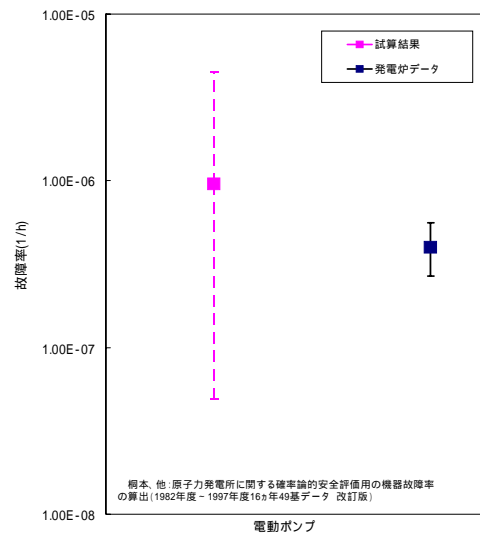


図2 軽水炉プラントに対するソースタームの不確かさ評価手順及び評価例

構築したソースタームの不確かさ評価手順は、4つのステップからなり、軽水炉発電所シビアアクシデント時の事故進展を4つの段階に分割し、I.ソースターム評価結果に重要な影響を及ぼす可能性のある因子(不確かさ因子)を系統的に抽出し、II.各因子のバラツキを表現できる代表的なパラメータ(変動パラメータ)を選定する。そして、III.現象分析や専門家判断など既存の知見から変動パラメータの確率分布を検討し、IV.モンテカルロ法による不確かさ伝播解析を実施することにより、パラメータの不確かさがソースタームに伝播する不確かさを評価する。本手順をBWR5/Mark-IIプラントへ適用することにより、発生頻度の観点から支配的な格納容器が過圧破損に至る事故シナリオにおいて、環境へのヨウ化セシウム(CsI)の放出の平均値は、初期炉内内蔵量に対し10%程度であり、1~2桁程度の不確かさ幅を持つことが明らかとなった。



【故障率算出例】



【故障率算出結果比較例】

図3 故障率算出結果の比較

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 規制システム分野 / 事故・故障要因等の解析評価技術

【分類番号】 1-2-1

【研究課題名(Title)】

事故・故障分析、情報収集
Analysis of Operating Experience Data

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター リスク評価・防災研究グループ
[氏名] 渡辺 憲夫 (わたなべ のりお)
[連絡先] Tel : 81-5253 E-mail : watanabe.norio@jaea.go.jp

【研究目的】

国内外において発生した原子力事故・故障の分析及び海外の規制等に係る情報の収集、分析を行い、教訓や知見を導出する。

【研究内容】

- イ . 当該年に報告された OECD/NEA - IAEA の IRS (incident reporting system) 情報の内容分析
各年に IRS に報告された事例情報についてその内容を分析し、その成果を、規制機関や電力会社など関係各機関に配布する (IRS 情報は原則非公開であるため、非公開文書にまとめて関係機関だけに配布することとする)。
- ロ . 当該年に報告された国際原子力事象尺度 (INES) 情報の内容分析とインターネットでの和訳公開
各年に報告される INES 情報について内容を分析し、その和訳情報をインターネットを介して一般公開する。
- ハ . 原子力施設における事故故障事例の分析調査
OECD/NEA を介して JNES が入手した非公開の事例情報に関する内容分析を行う共に、米国原子力規制委員会の発行する規制関連文書を収集し、その内容を分析して報告書にまとめる
【JNES 受託】
この他、特に安全上重要な事象が発生した場合には、それに関する情報収集と分析を優先して行う。

【達成目標】

国外の原子力施設で発生した事故・故障に関する情報を収集し、その内容を技術的に分析することにより、安全規制上重要な情報・教訓・知見をまとめる。

【成果の活用方策】

事故・故障に関する情報の収集、分析については継続的に実施し、安全規制に適時に対応する。また、分析の結果については、随時関係者に提供する。

【使用主要施設】

なし

【研究の進め方】

中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って、OECD/NEA - IAEA の IRS (incident reporting system) 情報及び国際原子力事象尺度 (INES) 情報を中心に原子力施設における事故・故障事例に関する情報を収集・整理し、各事例に関する内容を分析する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]

なし

[受託研究名 (委託元)]

原子力施設における事故故障事例の分析調査 (独立行政法人 原子力安全基盤機構)

[委託研究名 (委託機関)]

なし

【研究実施内容及び成果 (平成 18 年度)】

2006 年に事象報告システム (IRS) に報告された事例約 80 件 (非公開) についてその内容分析を実施し、その結果に関する報告書 (非公開 : IRS 情報が非公開情報であるため) を作成し、原子力安全委員会、原子力安全・保安院、並びに、電力各社に提供した。また、2006 年に国際原子力事象尺度 (INES) に報告された事例 50 件について、各事例の内容を分析しその和訳を文科省や安全委員会をはじめ関係各署に送付すると共にインターネット上に公開した。

さらに、米国原子力規制委員会が発行する規制書簡を収集、分析するとともに、JNES が OECD/NEA を介して入手する事例情報 (非公開) に関する内容の分析を行った【JNES 受託】。

この他、米国の加圧水型原子力発電所 (PWR) における一次冷却水応力腐食割れ (PWSCC) 事例に関して、設置者事象報告書 (LER) を収集し、内容を分析するとともに、発生箇所や対策などの観点から全体的な傾向を調べ、論文及び公開報告書にまとめた。図 1 に示すように、損傷機器に着目すると、PWSCC に起因した損傷は特定の機器に生ずる傾向が見られ、特に制御棒駆動機構 (CRDM) ノズルや加圧器ヒータスリーブといった高温環境にさらされる機器の損傷事例が多い。一方、ホットレグやその計装ノズルの他、原子炉容器下部ヘッド取付計装 (BMI) ノズルのような比較的温度の低い機器における損傷も認められている。また、損傷した機器のうち、例えば、CRDM ノズルや熱電対ノズルについては、運転中の温度の高い Babcock & Wilcox (B&W) 社製プラントに、また、ヒータスリーブやホットレグ計装ノズルでは Combustion Engineering 社製プラントに多く発生するなど特定の製造元に偏って発生する傾向が見られる。さらに、CRDM ノズルでは B&W 社製のノズル母材に、Westinghouse 社製の溶接材にき裂が集中する傾向が確認できた。以上のことから、不適切な製造過程や材料によって PWSCC の発生が助長されている可能性がある。

【研究資源】

年度	予算 (単位 : 百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	2	5	7	0.7	0	0.7
18 年度	0	8.5	8.5	0.7	0	0.7

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
学協会基準等への活用が期待できる。
その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

事故・故障に関する情報の収集、分析を継続的に実施し、安全規制に適時に対応する。分析の結果得られた安全規制上重要な情報・教訓・知見を随時関係者に提供する。

【特記事項】

IRS 及び INES 情報の分析結果については、安全委員会の依頼を受け報告した（四半期ごとに報告：今後も継続する予定）。

【研究成果の発表状況】

（掲載論文）

- 1) 高原省五，渡辺憲夫：米国の加圧水型原子力発電所における Alloy 600 製圧力バウンダリ構成機器の一次冷却水応力腐食割れ事例の傾向分析，日本原子力学会和文論文誌 Vol.5，No.4，pp.282-291，(2006)。

（技術報告書）

- 2) 渡辺憲夫，高原省五、米国の加圧水型原子力発電所における Alloy 600 製圧力バウンダリ構成機器の一次冷却水応力腐食割れ事例の分析，JAEA-Review 2006-027，(2006)。
- 3) 渡辺憲夫：原子力施設等における事故・故障の分析 - 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）講義用テキスト - ，JAEA-Review 2006-040，(2007)。
- 4) 原子力発電所の事故・故障事例集（その 16） - OECD/NEA-IAEA の事象報告システムに報告委された事例（2006 年報告版） - ，日本原子力研究開発機構 安全研究センター，(2007)。（非公開報告書）

（受託事業報告書）

- 5) （独）原子力安全基盤機構受託報告書，原子力施設における事故故障事例の分析調査，平成 19 年 2 月，日本原子力研究開発機構 安全研究センター。

【用語解説】

図表

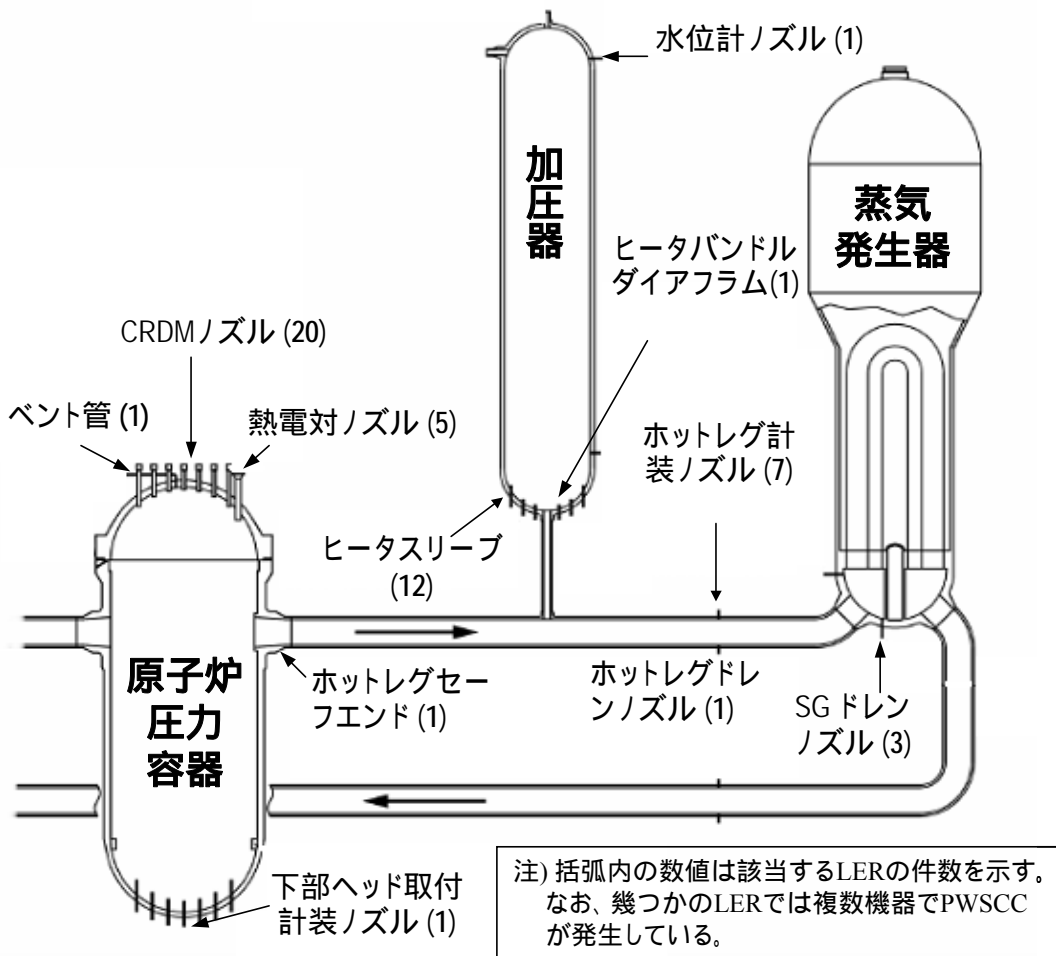


図1 PWSCCが発生した原子炉冷却系圧力バウンダリ機器と該当するLER件数

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 軽水炉分野 / 安全評価技術

【分類番号】 2-1-1

【研究課題名(Title)】

軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価
Safety evaluation for high burnup LWR fuel

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター 燃料安全評価研究グループ
[氏名] 更田 豊志 (ふけた とよし)
[連絡先] Tel : 81-5277 E-mail : fuketa.toyoshi@jaea.go.jp

[所属] 原子力基礎工学研究部門 核設計技術開発グループ
[氏名] 森 貴正 (もり たかまさ)
[連絡先] Tel : 81-5360 E-mail : mori.takamasa@jaea.go.jp

【研究目的】

軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向け、事故時燃料挙動に関するデータベースの拡充と解析手法の高精度化を行い、安全審査のための基準等の高度化に貢献する。

【研究内容】

- イ． 高燃焼度燃料特有の現象を解明するための試験及び燃料挙動評価手法の開発
- ロ． 燃料挙動解析コードの開発・検証
- ハ． 事故模擬試験の実施を通じた次段階の高燃焼度化に係る安全審査の判断根拠となる基礎データの取得 【保安院受託】
- ニ． 高燃焼度燃料組織(リム組織)形成のシミュレーション 【文科省受託】
- ホ． 軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度の測定 【JNES 受託】

【達成目標】

高燃焼度燃料及び MOX 燃料に関し、反応度事故及び冷却材喪失事故時挙動解明を目指した知見の取得、燃料挙動解析コードの開発、被覆管健全性評価手法の開発などを行う。また、高燃焼度ウラン燃料及び MOX 燃料の安全審査に必要なデータを取得する。

リム組織形成過程解明のために加速器照射実験での基礎データを取得し、計算科学的手法により、リム形成のモデル化を行う。

【成果の活用方策】

燃料のさらなる高燃焼度化や MOX 燃料の本格利用が今後 10 年程度の間に見込まれる。本研究の成果は、高燃焼度燃料や MOX 燃料に対する安全審査のための基準等の高度化や、次段階の高燃焼度化等に係る安全審査の判断根拠とすることができる。

【使用主要施設】

- ・ 原子力科学研究所 原子炉安全性研究炉 (NSRR)
- ・ 原子力科学研究所 JRR-3
- ・ 原子力科学研究所 燃料試験施設
- ・ 原子力科学研究所 廃棄物安全試験施設 (WASTEF)
- ・ 原子力科学研究所 燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)
- ・ 原子力科学研究所 タンデム加速器
- ・ 原子力科学研究所 高速炉臨界実験装置 (FCA)
- ・ ノルウェー・エネルギー技術研究所 ハルデン炉

【研究の進め方】

高燃焼度化やプルサーマル本格導入に対する安全審査や基準の整備にタイムリーに応えるために、産業界の動向を把握しつつ、中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。原子炉安全性研究炉 NSRR（研究炉加速器管理部）や燃料試験施設（ホット試験施設管理部）、臨界実験装置 FCA（安全試験施設管理部）等との連携を一層強化する。また、効率的な研究推進やデータベース拡充のため、米国やフランスとの国際協力を進め、経済協力開発機構（OECD）ハルデン原子炉計画や OECD カプリ水ループ計画に参加する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名（実施機関）]

- ・高燃焼度 PWR・A 型燃料の事故時の挙動に関する研究（三菱重工業）
- ・高燃焼度 PWR・B 型燃料の事故時の挙動に関する研究（原子燃料工業）

[受託研究名（委託元）]

- ・「平成 18 年度燃料等安全高度化対策事業」（原子力安全・保安院）
- ・「照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング」（文部科学省）
- ・「平成 18 年度軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度測定試験計画策定等」（JNES）

など 5 件の共同研究を実施

[委託研究名（委託機関）]

- ・発電現場を見据えた加速器照射シミュレーション研究（電中研）
- ・核分裂照射下での高次相互作用による組織化原理の研究（東京大学）
- ・電子顕微鏡観察と照射実験による原子燃料細粒化プロセスに関する研究（九州大学）

など 5 件の委託研究を実施

【研究実施内容及び成果（平成 18 年度）】

反応度事故時燃料挙動については NSRR 実験を、冷却材喪失事故時燃料挙動については高温酸化した被覆管の急冷破断実験を実施し、高燃焼度化やプルサーマル本格導入に対する安全審査や基準の高度化において重要な反応度事故時の燃料破損しきい値、冷却材喪失事故時の燃料破断しきい値などに関するデータを取得した。

(1) 反応度事故（RIA）時燃料挙動研究

高燃焼度燃料などを対象とした NSRR 実験及び燃料試験施設における実験前後の燃料分析を計画通り進めた。その結果、高温高圧水冷却条件下で世界初の炉内実験データを取得した¹。また、商用炉照射済 MOX 燃料を対象とした水冷却条件下で初めての実験を行い、被覆管変形挙動及び破損しきい値に関するデータを取得した¹。なお、約 48 及び 59 MWd/kg の PWR 照射 MOX 燃料を用いた実験では、燃料エンタルピがそれぞれ約 74 及び 117cal/g に達した時点で燃料が破損した。これにより、原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会報告「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定められている破損しきい値が MOX 燃料に対しても安全余裕を有することを確認した。（図 1, 2）

(2) 冷却材喪失事故（LOCA）時燃料挙動研究

高燃焼度 PWR 燃料被覆管を対象とし LOCA 条件を模擬した急冷破断実験などを燃料試験施設において計画通り実施した。その結果、照射済 Zr-Nb 二元系被覆管の高温酸化速度や急冷時破断限界に関するデータを初めて取得した¹。また、当該燃焼度範囲（<76GWd/t）において、合金組成の変更を含み高燃焼度化が急冷時の破断限界に著しい影響を与えないことを明らかにした。（図 3）

(3) 事故時燃料解析コードの開発

燃料挙動解析手法の高度化のため、高燃焼度燃料挙動解析コード FEMAXI をベースとした事故時燃料挙動解析コード RANNS の開発を進めた。ペレット/被覆管機械的相互作用により生じる被覆管内の応力歪み分布や燃料ペレット内の熱応力分布などを計算し、被覆管破損す条件や核分裂（FP）ガス放出条件などについて NSRR 実験の結果を評価した。（図 4）

¹ 原子力安全・保安院からの受託事業「平成 18 年度燃料等安全高度化対策事業」

(4) 高燃焼度燃料組織(リム組織)形成のシミュレーション²

燃料ペレットに生じる高燃焼度組織形成モデルの検証に必要なデータを取得するために、加速器を用いた酸化ウランに対する高密度希ガス原子のインプランテーション実験、第一原理による酸化ウランのポテンシャルの検討、メゾスコピックモデルの開発を進めた。

加速器を用いた模擬燃料材料へのキセノン原子の高密度打ち込みと高エネルギーイオン照射により、リム組織の特徴のひとつである結晶の細粒化を再現した。また、希ガス気泡の発達についてモンテカルロ法を用いたシミュレーション手法を開発した。

(5) 軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度の測定

軽水炉 MOX 炉心及び U 炉心の中性子スペクトルを模擬する FCA 炉心体系を選定し試験計画を策定した。試験で使用予定の Pu 既存サンプルの健全性調査については、サンプルを FCA から検査実施施設まで輸送する容器を選定するとともに、サンプルを輸送容器内に密封固定するための密封収納缶の設計及び輸送容器の設計変更に係る安全解析等、変更申請準備作業を実施した。

【研究資源】

年度	予算 (単位: 百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	110	1,056	1,166	12	11	23
18 年度	96	1,083	1,179	9	9	21

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

- 計画以上に進捗した。
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 学協会基準等への活用が期待できる。
- その他(具体的な内容を記述)

[説明欄]

反応度事故時及び冷却材喪失事故時の燃料挙動模擬実験から得られたデータは、より高い燃焼度範囲及び MOX の燃料に関する指針・基準及び安全審査等に利用できる。また、Zr-Nb 二元系被覆燃料を対象とした RIA 及び LOCA 実験の結果は、近い将来に国内での実用化が予想される同燃料の安全審査に際し、重要な判断材料を与える。

事故時燃料挙動解析コードの整備は、実験的研究により得られていた推論をより定量的に検証するツールを与えるのみならず、さらに開発、検証を進めて信頼性を高めることにより、安全規制における定量性、説明性の向上に大きく資することが出来る。

² 文部科学省からの受託事業「照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング」

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

- 1) T. Fuketa, T. Sugiyama, F. Nagase, "Behavior of 60 to 78 MWd/kgU PWR Fuels under Reactivity-Initiated Accident Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**[9], 1080 (2006).
- 2) F. Nagase, T. Fuketa, "Fracture Behavior of Irradiated Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**[9], 1114 (2006).
- 3) M. Suzuki, H. Saitou, T. Fuketa, "RANNS Code Analysis on the Local Mechanical Conditions of Cladding of Cladding of High Burnup Fuel Rods under PCMI in RIA Simulated Experiments in NSRR," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**[9], 1097 (2006).
- 4) Y. Udagawa, F. Nagase, T. Fuketa, "Effect of Cooling History on Cladding Ductility under LOCA Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**[8], 844 (2006).
- 5) M. Suzuki, T. Fuketa, "Analysis of Pellet-Clad Mechanical Interaction Process of High-burnup PWR Fuel Rods by RANNS Code in Reactivity-Initiated Accident Conditions," *Nucl. Technol.*, **155**[9], 282 (2006).

技術報告書：

- 6) V. Besson, T. Sugiyama, T. Fuketa, "Study on Transient Temperature Measurement at Fuel Clad Surface in NSRR Experiments," JAEA-Research 2007-03, (2007).

国際会議：

- 7) T. Fuketa, T. Sugiyama, M. Umeda, *et al.*, "Behavior of High Burnup PWR fuels during Simulated Reactivity-Initiated Accident Condition," *Proc. TOPFUEL 2006*, Salamanca, Spain, October, 2006, CD-ROM (2006).
- 8) Y. Udagawa, M. Suzuki, T. Sugiyama, *et al.*, "Development of Two Dimensional Mechanical Model to Analyze Pellet/Cladding Interaction during a Reactivity-Initiated Accident," *Proc. 2007 Enlarged Halden Programme Group Meeting*, Storefjell, Norway, March, 2007, CD-ROM (2007).
- 9) M. Suzuki, "Safety Research on High Burnup LWR Fuel in JAEA," AESJ-KNS Joint Seminar on Nuclear Materials and Fuel, Gyeong-Ju, Korea, November, 2006, (2006).
- 10) T. Sugiyama, "RIA study at JAEA," CABRI Seminar, Aix-en-Provence, France, January, 2007, (2007).
- 11) F. Nagase, "Results from LOCA studies at JAEA," OECD/NEA/CSNI/SEGFSM Ad-hoc Meeting on Status of LOCA Tests for Burn-up Dependent LOCA Criteria, Paris, France, June, 2006, (2006).
- 12) T. Fuetka, "Fuel Safety Research at JAEA," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 13) T. Sugiyama, "PCMI failure of high burnup fuels under RIA conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 14) M. Umeda, "MOX fuel behavior during RIA," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 15) M. Suzuki, "Analysis of thermal stress in high burnup fuel pellet during NSRR experiment," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 16) Y. Udagawa, "Stress intensity factor at the tip of cladding incipient crack under RIA conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 17) H. Sasajima, "Fission Gas Release from High Burnup PWR and BWR Fuels under RIA Conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 18) T. Sugiyama, "NSRR high temperature test," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 19) F. Nagase, "Behavior of high burnup fuel cladding under simulated LOCA conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 20) M. Suzuki, "Present stage of development of high burnup fuel analysis code FEMAXI-6," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).
- 21) J. Nakamura, "Strain of crystal lattice in irradiated fuel," *Fuel Safety Research Meeting*,

Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).

- 22) T. Kudo, "Results from VEGA program on radionuclide release from fuel under severe accident condition," *Fuel Safety Research Meeting*, Tokai, Japan, May 16-17, 2006, (2006).

口頭発表：

- 23) 更田, "MOX 燃料の安全研究", 日本原子力学会 核燃料部会 第 21 回核燃料・夏期セミナー, 阿蘇, (2006).
- 24) 杉山, 富安, 笹島, 他, "反応事故条件下における高燃焼度 PWR 燃料の挙動(1)出力過渡時の被覆管変形及び FP ガス放出", 日本原子力学会 2006 年秋の大会, 2006 年 9 月, (2006).
- 25) 宇田川, 鈴木, 杉山, 他, "反応事故条件下における高燃焼度 PWR 燃料の挙動(2)RANNS コードによる被覆管変形挙動解析", 同上.
- 26) 梅田, 杉山, 富安, 他, "反応事故条件下における高燃焼度 PWR 燃料の挙動(3)PCMI 破損しきい値", 同上.
- 27) 富安, 杉山, 更田, 他, "反応度事故時における高燃焼度 PWR 燃料の挙動(4)被覆管における亀裂の進展過程", 同上.
- 28) 中村, 天谷, 本田, 他, "新クロスオーバー研究「照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング」(その6)実燃料の照射後歪の観察", 同上.
- 29) 永瀬, 更田, "LOCA 条件下における燃料棒 - グリッド間相互作用", 同上.
- 30) 鈴木, 更田, "パルス照射された高燃焼度燃料ペレットに発生する熱応力の解析", 日本原子力学会 2007 年春の学会, 2007 年 3 月, (2007).

受託事業報告書：

- 31) 原子力安全・保安院受託事業「平成 18 年度 燃料等安全高度化対策事業」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月 .
- 32) 文部科学省受託事業「平成 18 年度 照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月 .
- 33) JNES 受託事業「平成 18 年度軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度測定試験計画策定等に関する報告書」、原子力機構、平成 19 年 2 月 .

【用語解説】

燃料ペレット/被覆管機械的相互作用 (PCMI)

燃料ペレットの膨張により、被覆管を内側から押し広げる機械的な作用を PCMI と呼ぶ。反応度事故条件では、燃焼の進行に伴う水素吸収などによって被覆管の延性が著しく低下している場合には、極めて早い段階で被覆管に長い縦割れなどを生じる PCMI 破損に至る。

Zr-Nb 二元系被覆管

具体的には AREVA 社製 M5 被覆管のことであり、耐食性が高く我が国においても近い将来の実用化が予想される。また、国内においても高燃焼度化を達成するために Zr-Nb 二元系合金を用いた改良被覆管の開発が進められている。



図1 NSRR 実験で破損した燃料棒 (ジルカロイ 4 被覆 PWR-MOX 燃料, 燃焼度: 59 GWd/t)

高燃焼度 UO_2 及び MOX 燃料を対象とした NSRR 実験を 4 回実施し、高温冷却水条件での燃料挙動及び MOX 燃料の破損しきい値に関するデータを拡充した。燃焼度 59GWd/t の PWR-MOX 燃料を用いた実験では、燃料エンタルピーが約 117cal/g に達した時点で燃料が PCMI(ペレット/被覆管機械的相互作用)により破損した。この結果により、現行の安全評価基準が MOX 燃料に対しても適切な安全余裕を有することを確認した。

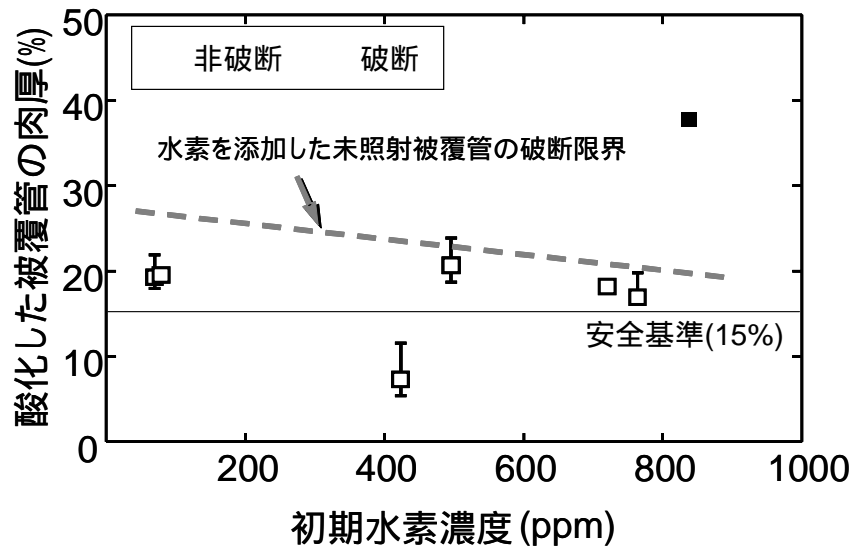


図2 高燃焼度燃料被覆管の急冷時破断限界に関するデータ

図は、高燃焼度 PWR 燃料被覆管を対象とした急冷破断実験で得られた被覆管の破断/非破断条件を酸化量と初期水素量に関し示したものである。MDA、ZIRLO、M5 は被覆合金名であり、耐食性を高めるために開発されたものである。未照射被覆管の破断限界以下で破断例が見られないことから、被覆管合金の変更を含み高燃焼度化による破断限界の著しい低下はなく、現行指針 (15%) が当該燃焼度範囲について十分な安全余裕を持つことが分かる。

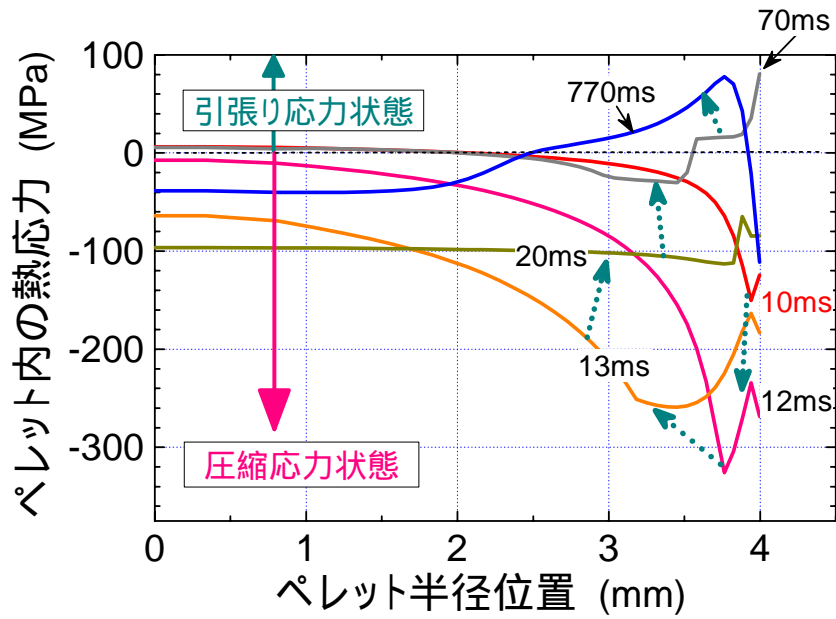


図3 RANNS コードを用いた高燃焼度 PWR 燃料の反応度事故模擬実験解析の例

パルス照射によりペレットは急速発熱するが、その発熱密度は外周部に大きなピーキングを持つ。このため、まず外周部が高温になり、内部に向かって大きな温度勾配が生じる。ペレットにはこの温度分布による熱応力が発生し、外周部は強い圧縮応力状態に置かれる。時間とともに温度勾配は緩やかになるので、熱応力は緩和し、引張り応力の部分が現れる。こうした熱応力の変化は、実験における UO_2 結晶粒分離による FP ガスの放出をよく説明している。

重点安全研究成果調査票(平成 18年度)

【研究分野／項目】

Ⅱ. 軽水炉分野／安全評価技術

【分類番号】 2-1-2

【研究課題名(Title)】

出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術

Research on Safety Evaluation Methods Necessary for Advanced Utilization of Light Water Reactors

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター 熱水力安全評価研究グループ

[氏名] 中村 秀夫 (なかむら ひでお)

[連絡先] Tel: 81-5263 E-mail: nakamura.hideo@jaea.go.jp

【研究目的】

合理的な規制に資するため、安全余裕のより高精度な定量評価が可能な最適評価手法を開発する。特に、3次元二相流や流動と構造の相互作用、ならびに核熱の連成を含む炉心熱伝達など、複合的な熱水力現象のモデル化を図り、必要なデータを取得する。シビアアクシデントに関しては、リスク上重要な現象のソースターム評価の不確かさを低減を図る。

【研究内容】

イ. 熱水力最適評価手法の開発

最適評価手法の開発に必要なデータを取得するため、多次元流体挙動や非定常現象、核熱の連成、流動と構造の相互作用、照射下の熱伝達などに着目して、大型非定常試験装置(LSTF)実験【OECD 共同研究】や核熱水力結合実験装置(THYNC)実験、放射線誘起表面活性効果に関するJMTR 実験【経済産業省公募】などを行う。さらに、得られた詳細データに基づき、数値流体力学 CFD コードなどで使用される詳細解析手法を取り込んだ多次元熱水力解析手法を開発・整備する。

ロ. 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発

高燃焼度燃料の反応度事故(RIA)時の健全性評価に関わる過渡的なボイド挙動に関する炉外試験を実施し、評価手法の整備に必要なデータを取得【保安院受託】。さらに、学協会基準の規制への導入支援のため、過渡沸騰遷移後(Post-BT)の被覆管温度挙動の高精度な解析手法を開発すると共に、同手法の不確かさ評価に必要なデータを取得【保安院受託】

ハ. ソースターム評価手法の開発

シビアアクシデント晩期の格納容器内ガス状ヨウ素再放出などに関わる照射下実験を行い、ソースターム評価手法の整備に必要なデータを取得【JNES 受託】

【達成目標】

- ・ 多次元熱水力解析手法のプロトタイプを開発する。
- ・ 事故時の多次元、非定常、核熱の連成、流動と構造の相互作用に関する詳細な熱水力実験データを取得する。
- ・ 照射下の沸騰熱伝達促進に関する実験データを取得する。
- ・ Post-BT 熱伝達の高精度な予測に必要な液滴挙動やリウエット等に関する詳細なデータを取得すると共に評価手法を整備する。
- ・ RIA 時の過渡的なボイド挙動に関する炉外実験データを取得する。
- ・ シビアアクシデント時における格納容器内ガス状ヨウ素放出などに関する照射下実験データを取得すると共に解析手法を整備する。

【成果の活用方策】

- ・ 事故時熱水力挙動に関する詳細データと高精度の最適評価手法は、軽水炉利用の高度化に伴う RIA

指針や ECCS 性能評価指針などの安全基準の見直しに有用な技術基盤として利用できる。

- ・ 異常過渡時の燃料健全性判断のための安全審査基準として日本原子力学会が策定した Post-BT 基準の導入審査あるいは導入後の見直しなどに活用する。
- ・ 高精度の最適評価手法は、万一の軽水炉事故時に、現象解明のための有力な解析ツールとなる。
- ・ AM 策として未整備のシビアアクシデント事後対策・防災対策解除の判断基準などの意思決定に必要な技術的基盤として活用する。

【使用主要施設】

- ・原子力科学研究所 ROSA 計画大型非定常実験装置 (LSTF)
- ・原子力科学研究所 核熱結合模擬試験装置 (THYNC)
- ・原子力科学研究所 過渡ボイド試験装置 (二相流ループ実験棟)
- ・原子力科学研究所 Post-BT 高圧単管試験装置 (機械化工特研)
- ・原子力科学研究所 ガンマセル 220 (研究4棟)
- ・大洗研究開発センター 材料試験炉 (JMTR) ホットラボ

【研究の進め方】

炉の長寿命化や出力向上、燃料の高燃焼度化や MOX 利用など、軽水炉利用の高度化に対する安全審査や基準の整備にゆえ、かつ原子炉事故などへの的確な対応に備えるため、産業界及び国際的な研究・開発の動向を把握しつつ、関連する外部機関 (OECD/NEA、原子力安全基盤機構 (JNES) 等) 及び原子力機構の原子力基礎工学研究部門、ならびに原子力科学研究所や大洗研究開発センターの施設管理部門と協力して研究を進める。研究項目は、熱水力安全研究とシビアアクシデント研究に大別し、前者は特に、熱水力最適評価手法の開発と燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発の2テーマに分類する。実験設備としては、世界最大の PWR 熱水力模擬実験装置である ROSA 計画大型非定常試験装置 LSTF や核熱結合実験装置 THYNC 等の既設装置、さらに材料試験炉 JMTR やガンマ線照射実験装置等の原子力機構内の設備を活用する。BWR における反応度事故 (RIA) 時の過渡ボイド挙動や Post-BT 挙動に関する研究では、研究目標に応じて試験設備を整備しつつ研究を進める。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]

- ・ OECD/NEA ROSA プロジェクト (原子力機構)

[受託研究名 (委託元)]

- ・ 燃料等安全高度化対策事業 高精度熱水力安全評価技術調査 (経済産業省原子力安全・保安院)
- ・ シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究 (ガス状ヨウ素基礎試験) (原子力安全基盤機構)
- ・ 放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉に関する技術開発-試験炉での沸騰熱伝達改善確認試験 (IV) (経済産業省資源エネルギー庁公募)

[委託研究名 (委託機関)]

無し

【研究実施内容及び成果 (平成 18年度)】

イ. 熱水力最適評価手法の開発

17 年度に原子力機構の主催で開始した 13 カ国 17 機関の国際協力による OECD/原子力機関 (NEA) ROSA プロジェクトを継続した。ROSA/LSTF を用いて緊急炉心冷却系注入水の水平配管及び圧力容器ダウンカム内での成層・混合実験を行い、水平配管内の水位の有無やループ循環流量が配管や圧力容器内部の温度分布に大きく影響を与えることを見出した (図1)。また、高出力自然循環実験を行い、蒸気発生器逃し弁からの蒸気放出により炉心冷却が継続することを確認すると共に、高温側配管における二相流挙動及び蒸気発生器伝熱管での蓄水等、解析コード及びモデルの開発評価に有用なデータを得た。主要なデータ及び実験結果を含む実験速報を作成し [R1, R2, T3, T4]、プロジェクト参加各国へ配布した。さらに、昨年度実施した2回の小破断冷却材喪失事故模擬実験について最終報告書を作成し [T1, T2]、参加各国へ配布した。さらに、これまでに実施した LSTF 実験等に基づき、軽水炉の事故時安全に関する研究を進めるとともに [J1, R3,

R4]、OECD/NEA が行う高精度な熱水力評価手法の今後の開発に係る報告書作成を支援した[T5]。

BWR 炉心のボイド反応度に対応する核動特性を実時間で演算・模擬(核熱結合模擬)できる THYNC 装置を用いて、UO₂ 炉心と MOX 炉心の核熱特性の相違が核熱水力安定性に及ぼす影響を調べる模擬実験を行うと共に、得られた結果を TRAC-BF1 コードで解析し、燃料特性の相違による流動及び出力の減幅比の相違を定性的に予測できることを明らかにした[O1] (図2)。

昨年度、JMTR での実機相当の照射下実験において、放射線誘起表面活性(RISA)効果により限界熱流束(ドライアウト熱流束)が向上することを確認した[J1, C1, O2]。本年度は RISA 効果の認められた伝熱面上の酸化皮膜に対して、照射後試験による分析を行った。未照射試料との比較により皮膜の定性的な考察を行い、熱伝達測定に対する粗さの因子の影響が小さいことを確認するとともに、濡れ性向上(図3)などの照射による特徴的な現象を見いだした[T6]。これらの成果に対し、第39回原子力学会賞技術賞を受賞した。

ロ. 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発

RIA 時の過渡ボイド試験では、低温待機時 RIA を模擬した低圧試験及び高温待機時 RIA を模擬した高圧試験を行い、急速発熱する燃料棒周りに生じる蒸気泡(ボイド)挙動及び沸騰熱伝達に関するデータベースを拡充した。特に低圧試験ではバンドル体系の試験を中心にを行い、過渡ボイド挙動は従来の単一模擬燃料棒体系の試験と概ね一致し、実機条件に近い水温ではボイド率の増大が早まることを明らかにした(図4)。併せて直接通電加熱時の模擬燃料棒外面温度を精度良く計測する手法を開発し、急速加熱時の沸騰曲線を取得した。高圧試験では実機相当圧力(7MPa)の試験を初めて行い、低圧試験よりボイド率の上昇が緩やかになる等、特徴的な現象を明らかにするとともに、得られた結果をサブチャンネル熱水力解析コードの予測性能評価に活用した。[J3, C2, O3, O4, T7]

Post-BT 時の熱伝達に関する試験では、昨年度に製作を完了した単管体系の基礎試験装置を用い、高温高圧の実機熱水力条件下における沸騰遷移及び Post-BT 熱伝達に関する試験データを取得した(図5)。得られたデータは、詳細な熱水力解析が可能なサブチャンネルコードの予測性能評価に活用した。また、Post-BT 熱伝達に関しては、幅広い伝熱面過熱度の範囲で計測した熱伝達係数を既存相関式の結果と比較し、これら相関式の適用性を評価した。[T7]

ハ. ソースターム評価手法の開発

⁶⁰Co ガンマ(γ)線照射装置の線源更新等、基礎試験用装置の整備を完了した。γ線照射下での CsI 水溶液からのガス状ヨウ素放出に係わる試験を実施し、酸性(pH~5)条件で有機物の有無の影響に関するデータを得た。(図6) 実機事故時の格納容器内熱水力、FP 分布及び線量分布について、MELCOR コード及び QAD コードを用いて PWR に関する検討を行った。格納容器ヨウ素化学解析コードについて、カナダ AECL で開発された LIRIC モデル相当のモデル整備を行い、化学モデルの検討を開始した。[O5, O6, T8]

【研究資源】

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	138	206	344	17	13	30
18 年度	124	271	395	14	12	26

【自己評価】

○研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

■ 計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

○今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

○成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
 - 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
 - 学協会基準等への活用が期待できる。
- その他(具体的な内容を記述)

[説明欄]

熱水力安全研究の各実験より得られる科学的知見と高精度な最適評価手法は、軽水炉の高度利用のための基準類の整備や行政判断に役立つ。

過渡時ボイド挙動実験から得られる知見は、JNES が整備する RIA 解析コードの性能評価やモデルの改良に活用できる。

Post-BT 試験から得られる知見は、今後改訂が見込まれる原子力学会「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準」の技術評価や安全審査時の判断等に活用できる。

シビアアクシデント時の格納容器内ガス状ヨウ素挙動に関する研究は、緊急時の的確な意思決定や実効的な防災計画の立案に必要なソースターム情報、並びに新たなアクシデントマネジメント策の策定に役立つ。

【特記事項】

照射下の沸騰熱伝達促進に関する研究で、放射線誘起表面活性(RISA)効果に関する JMTR 実験などで得られた成果により、第 39 回(平成 18 年度)日本原子力学会賞技術賞「放射線誘起表面活性による原子炉内伝熱特性の向上」を受賞した。

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文

- J1) 鈴木光弘、新たな PWR 事故時保有水量評価手法の開発－1次循環ループ水位計の組込み効果－、日本機械学会誌、109、40 (2006)
- J2) Y. Sibamoto, T. Yonomoto, H. Nakamura and Y. Kukita, “In-pile experiment in JMTR on the radiation induced surface activation (RISA) effect on flow-boiling heat transfer,” J. Nucl. Sci. Technol., 44[2], 183-193 (2007)
- J3) Y. Maruyama, et al., "Single Rod Experiments on Transient Void Behavior during Low-Pressure Reactivity-Initiated Accidents in Light Water Reactor," Nucl. Eng. Des., Vol. 236, pp. 1693-1700 (2006)
- J4) Y. Maruyama et al., "A Study on Concrete Degradation during Molten Core/Concrete Interactions", Nucl. Eng. Des., Vol. 236, pp. 2237-2244 (2006)

技術報告書

- R1) T. Takeda, M. Suzuki, H. Asaka, H. Nakamura, “Quick-look Data Report of OECD/NEA ROSA Project Test 6-1 (1.9% Pressure Vessel Upper-head Small Break LOCA Experiment),” JAERI-Research 2006-9001 (2006)
- R2) T. Takeda, M. Suzuki, H. Asaka, H. Nakamura, “Quick-look Data Report of OECD/NEA ROSA Project Test 6-2 (0.1% Pressure Vessel Bottom Small Break LOCA Experiment),” JAERI-Research 2006-9002 (2006)
- R3) M. Suzuki, T. Takeda, H. Asaka and H. Nakamura, “A Study on Effective System Depressurization during a PWR Vessel Bottom Break LOCA with HPI Failure and Gas Inflow Prevention (ROSA-V/LSTF Test SB-PV-05),” JAERI-Research 2006-072 (2006)
- R4) M. Suzuki, T. Takeda, H. Asaka and H. Nakamura, “A Study on Timing of Rapid Depressurization Action during PWR Vessel Bottom Break LOCA with HPI Failure and AIS-Gas Inflow (ROSA-V/LSTF Test

国際会議

- C1) Y. Sibamoto, T. Yonomoto and H. Nakamura, “Radiation induced surface activation (RISA) effect on flow-boiling heat transfer - in-pile experiment in JMTR -,” Proc. of NTHAS-5, Jeju, Korea, NTHAS5-B009 (2006)
- C2) A. Satou, Y. Maruyama, H. Asaka and H. Nakamura, “Study on Transient Void Behavior during Reactivity Initiated Accidents under Low Pressure Condition - Development and Application of Measurement Technique for Void Fraction in Bundle Geometry -”, Proc. of ICONE14, 89672 (2006)

口頭発表

- O1) 浅香英明、井口正、中村秀夫, “THYNC チャンネル安定性実験と解析- 燃料特性が安定性に及ぼす影響-”, 日本原子力学会、2007年春の年会、名古屋大、C21
- O2) 柴本泰照、与能本泰介、中村秀夫, 「放射線誘起表面活性効果による材料試験炉での沸騰熱伝達改善確認試験」、日本原子力学会 2006年秋の大会、北海道大、N15
- O3) 佐藤聡、丸山結、浅香英明、中村秀夫, 「バンドル体系を用いた低温時反応度事故模擬試験における過渡ボイド挙動」、日本原子力学会 2006年秋の大会、北海道大、N01
- O4) 丸山結、佐藤 聡、浅香英明、中村秀夫, “反応度事故時の過渡ボイド挙動に関する研究—高圧予備試験の結果”, 日本原子力学会 2007年春の年会、名古屋大、K25
- O5) 石川淳、森山清史、丸山結、中村秀夫、黒澤直弘、渡部厚、シビアアクシデント晩期の格納容器内ソースターム評価—2.ヨウ素化学挙動に関わる格納容器内環境の評価—、日本原子力学会 2007年春の年会、名古屋大、C24
- O6) 森山清史、吉野丈人、丸山結、中村秀夫、渡部厚、シビアアクシデント晩期の格納容器内ソースターム評価—3.格納容器内のヨウ素化学挙動解析—、日本原子力学会 2007年春の年会、名古屋大、C25

受託事業報告書

- T1) Final Data Report of ROSA/LSTF Test 6-1 (1.9% Pressure Vessel Upper-head Small Break LOCA Experiment SB-PV-09 in JAEA), December, 2006
- T2) Final Data Report of ROSA/LSTF Test 6-2 (0.1% Pressure Vessel Bottom Small Break LOCA Experiment SB-PV-10 in JAEA), January, 2007
- T3) Quick-look Data Report of ROSA/LSTF Test 1-1 (ECCS water injection under natural circulation condition: ST-NC-34 in JAEA), January, 2007
- T4) Quick-look Data Report of ROSA/LSTF Test 3-1 (High Power Natural Circulation SB-CL-38 in JAEA), March, 2007
- T5) Extension of CFD codes to two-phase flow safety problems, NEA/SEN/SIN/AMA(2006)2, July, 2006
- T6) 平成 18 年度放射線誘起表面活性効果 (RISA) による高性能原子炉に関する技術開発—試験炉での沸騰熱伝達改善確認試験 (IV) 成果報告書、平成 19 年 3 月
- T7) 平成 18 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、平成 19 年 3 月、(独)日本原子力研究開発機構
- T8) 平成 18 年度シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究(ガス状ヨウ素基礎試験)、平成 19 年 2 月、(独)日本原子力研究開発機構

【用語解説】

OECD/NEA プロジェクト 経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) の原子力施設安全性委員会 (CSNI) が、国際協力による安全研究の効率的遂行を目指して運営する国際共同プロジェクト。9件の共同実験プロジェクト、4件のデータベース共同開発等がある。OECD/NEA ROSA プロジェクトは、原子力機関が主催する日本初の共同実験プロジェクトで、13ヶ国 16機関が参加する。

核熱水力安定性 熱水力要因と核的要因の組み合わせによる BWR 炉心の安定性であって、炉心全体が同位相の振動現象である炉心安定性と炉心内の領域間で位相がずれる振動現象である領域安定性の2つに分類される。

反応度事故 (RIA) 時の過渡ボイド BWR で制御棒引き抜きによる RIA が生じた場合、炉心出力は制御棒の周辺かつ炉心の上部で急速に上昇する。その結果、燃料棒表面には冷却水の急加熱によって蒸気泡 (ボ

イド)が発生し、ごく短時間(数秒)のうちにボイドの成長、離脱、凝縮による消滅などの複雑な蒸気水二相流挙動が生じる。ボイド発生に伴う負の反応度によってRIA時の燃料エンタルピーの上昇が抑制される。

沸騰遷移後(Post-BT)の炉心熱伝達 運転時の異常な過渡変化時等における炉心流量の一時的な低下や炉心出力の増加により、短時間の沸騰遷移(BT:Boiling Transition、炉心の冷却形態が液膜に覆われた核沸騰から液膜が消失した状態に遷移)が発生する可能性がある。このとき、スクラムなどによる出力低下や炉心流量の回復によって燃料被覆管が短時間でリウェット(再び液膜で覆われて冷却が改善)すると、沸騰遷移状態の持続が短期間なら、燃料健全性が保たれる可能性を示唆するデータが得られてきている。このため平成15年には、これらの成果を基にした「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」いわゆる「Post-BT基準」が民間基準として日本原子力学会により策定された。

放射線誘起表面活性(RISA) 金属酸化膜に一定以上の吸収線量を超えるガンマ線を照射したときに表面に現れる電気化学的な反応で、光触媒に類似した現象。ガンマ線照射により金属酸化被膜中に励起された正孔と電子が、それぞれ酸化被膜表面と酸化被膜金属界面に拡散してアノード反応とカソード反応が生じる。濡れ性の向上(超親水性)により、限界熱流束(CHF)が向上するほか、腐食低減、放射線計測等の利用が期待される。

限界熱流束 沸騰熱伝達において、沸騰モードが急変して伝熱特性が劣化する沸騰危機が生じる熱流束で、核沸騰から膜沸騰に向けての沸騰遷移によるものと環状液膜などの破断(ドライアウト)によるものの2種類が有る。

シビアアクシデント 設計基準事象を大幅に超え、安全設計の評価上想定された手段で炉心の冷却や反応度制御ができない状態であり、その結果炉心の重大な損傷に至る事象。

ソースターム 炉心損傷事故の際に、炉心から核分裂生成物等の放射性物質が放出される。冷却系及び格納容器の健全性が失われていると、この放射性物質が環境へ放出される。炉心から放出される放射性物質の種類、化学形、放出量等を総称してソースタームという。

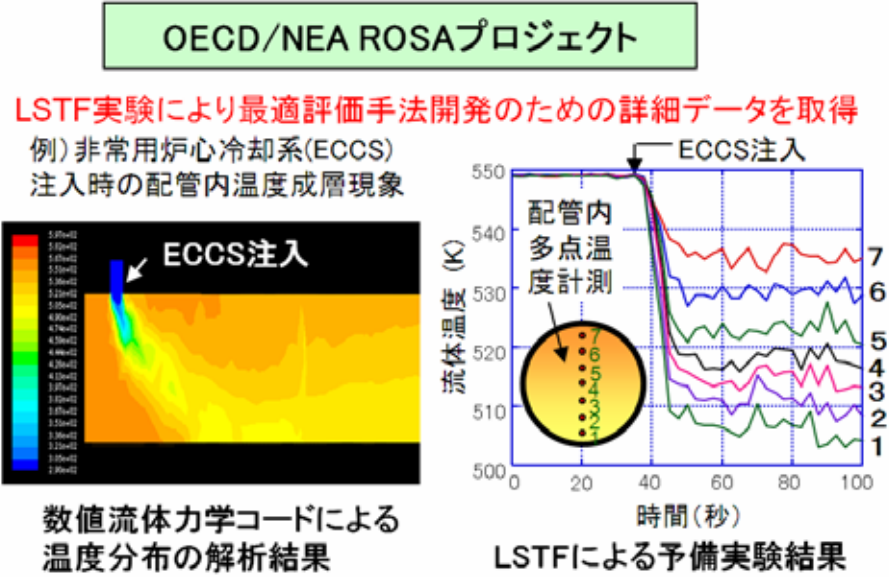


図1 OECD/NEA ROSA プロジェクトで実施した LSTF 温度成層化実験と解析の例

水平配管に注入される非常用炉心冷却系の低温水が高温の一次冷却水と充分に混合せず、配管から原子炉容器に至る流路で温度成層化現象が観察された。OECD/NEA ROSA プロジェクトでは本実験を含め、合計6回の LSTF 実験を実施し、高精度な熱水力評価手法の開発に有用なデータを取得した。

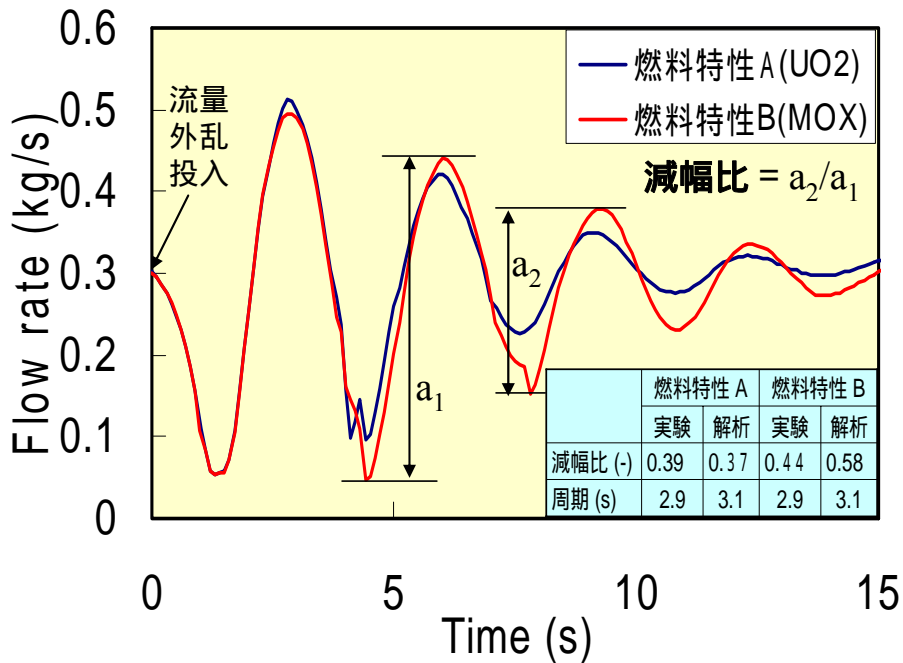


図2 外乱投入時の流量減衰特性 (TRAC-BF1 解析結果)

UO₂ 燃料と MOX 燃料の核熱特性の相違 (熱伝導時定数、ボイドフィードバック係数及び遅発中性子発生割合 (β)) を模擬した THYNC 実験の解析結果である。減幅比は、MOX 燃料を模擬した場合の方が UO₂ 燃料の場合より大きくなり、実験結果と定性的に一致した。

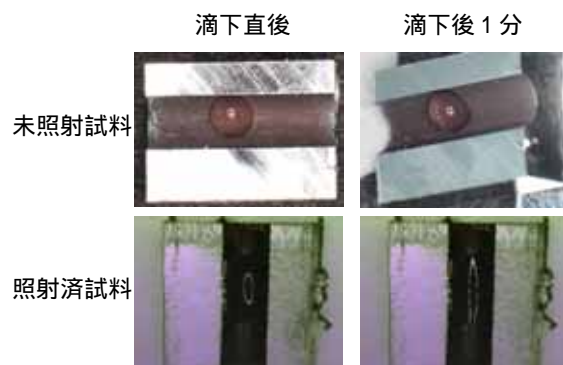


図3 未照射/照射の試料を用いた液滴滴下試験.

内径 2mm の流路を軸方向に切断し、表面にイオン交換水の水滴を滴下した。未照射試料(上段)は試料を傾けても水滴が流れ出さないが、照射済試料(下段)では、滴下後 1 分で酸化膜全面が濡れる親水状態になっていることがわかる。

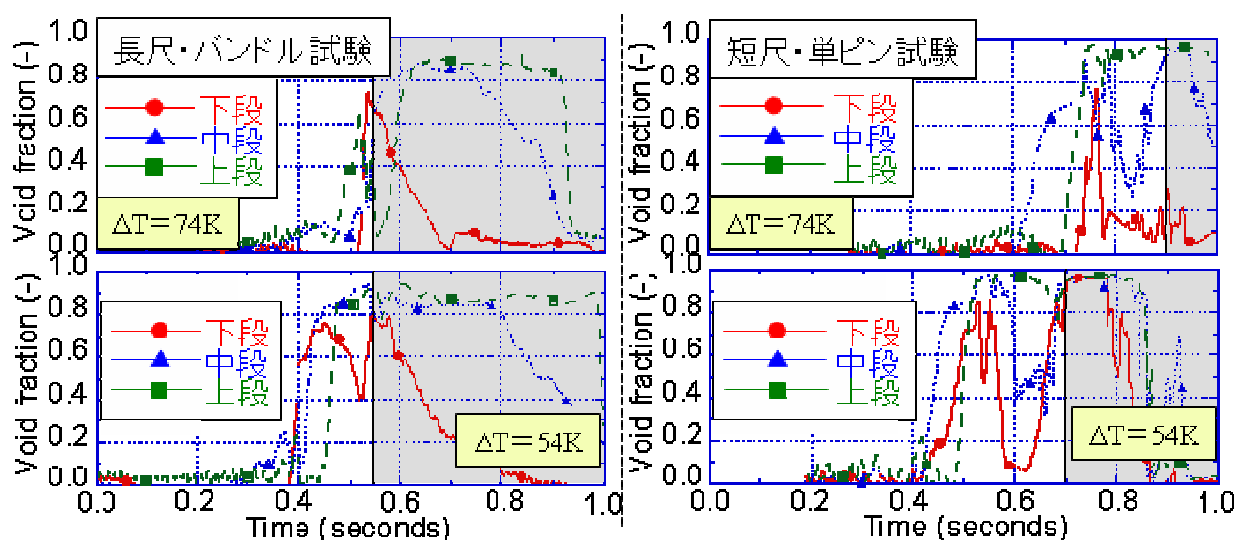


図4 断面平均ボイド率の時間変化

ヒーターピン出力 23kW、冷却水流速 0.3m/s の条件におけるボイド率変化の計測結果を、バンドル試験及び単ピン試験について示す。サブクール度(ΔT)が高い場合、単ピン試験においてボイド率が急昇する時刻がバンドル試験よりも 0.1 秒程度遅れるが、 ΔT が減少すると急昇時刻の遅れが小さくなった。また両試験体とも、高 ΔT 条件では下段領域におけるボイド率の急昇時刻が遅く、ボイド率の値も小さいが、低 ΔT 条件では各領域間のボイド率の急昇時刻の差が小さくなった。ボイド率急昇時刻の遅れを除けば、断面平均ボイド率の時間変動の傾向、及び変動傾向への各パラメータの影響がバンドル試験と単ピン試験で大きく異なることが分かった。

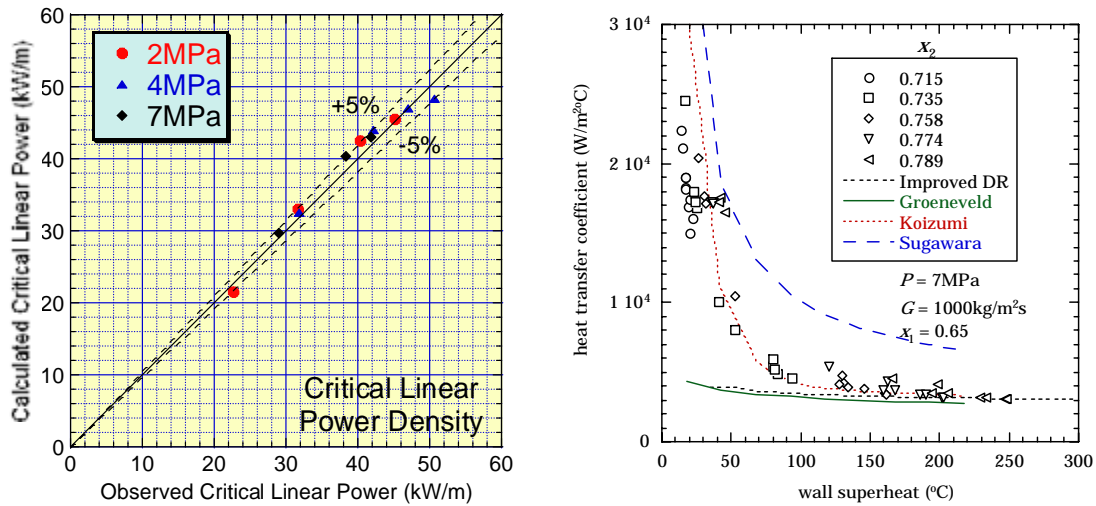


図5 沸騰遷移及び Post-BT 熱伝達に係わる試験結果及び予測との比較

単管体系の試験装置を用いて、BWR の異常な過渡変化時に想定される冷却材流量及び圧力を模擬した条件下の試験を実施した。本試験装置では、直接通電により加熱した試験部配管壁の温度計測に基づいて、沸騰遷移が生じる熱出力(限界出力)、熱伝達係数等 Post-BT 時の熱伝達に係わる諸量を評価することが可能である。サブチャンネル熱水力解析コード COBRA-TF を用いた試験解析を行い、同コードが限界出力を良好に予測できることを確認した(左図)。また、Post-BT 熱伝達係数の伝熱面過熱度への依存性を把握するとともに、既存相関式との比較を行い、Koizumi のモデルが広い伝熱面過熱度の範囲において試験結果を概ね良好に再現することを確認した(右図)。

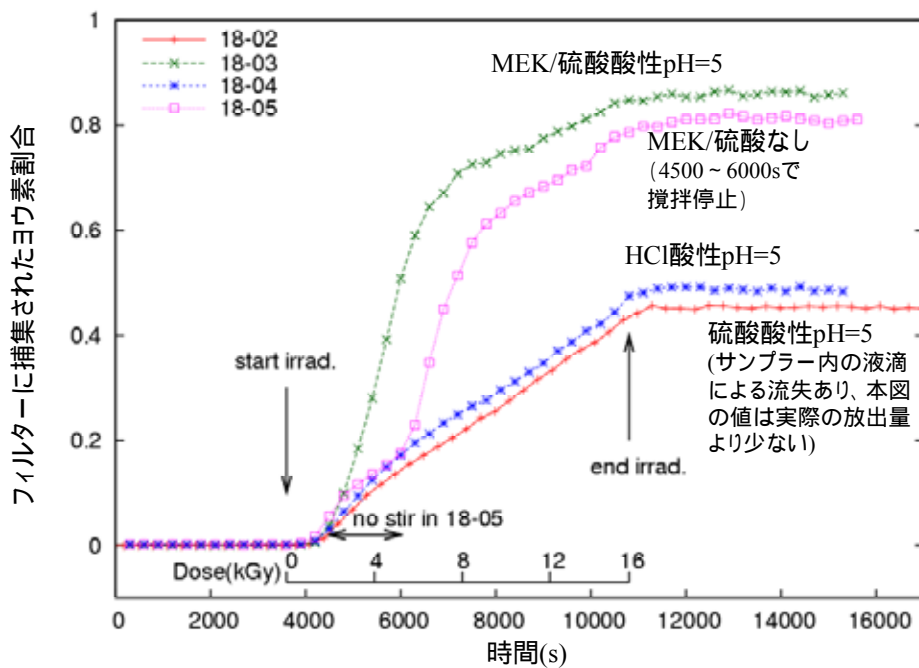


図6 CsI 水溶液からのガス状ヨウ素放出割合

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 軽水炉分野 / 材料劣化・高経年化対策技術

【分類番号】 2-2-1

【研究課題名(Title)】

材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

Research on Material Degradation and Aging Evaluation Method of Reactor Components

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター 機器・構造信頼性評価研究グループ

[氏名] 鬼沢 邦雄 (おにざわ くにお)

[連絡先] Tel : 029-282-6039 / E-mail : onizawa.kunio@jaea.go.jp

[所属] 原子力基礎工学研究部門 腐食損傷機構研究グループ

[氏名] 塚田 隆 (つかだ たかし)

[連絡先] Tel : 029-282-5381 / E-mail : tsukada.takashi@jaes.go.jp

[所属] 安全研究センター 高経年化対策基盤研究調整グループ

[氏名] 渡士 克己 (わたし かつみ)

[連絡先] Tel : 029-282-6473 / E-mail : watashi.katsumi@jaea.go.jp

【研究目的】

経年機器の構造信頼性評価のため確率論的破壊力学解析手法等を整備するとともに、放射線による材料劣化挙動についての照射試験を通して機構論的な経年変化の予測手法及び検出手法の整備や照射誘起応力腐食割れ (IASCC) に関する照射後試験データの取得を行い、高経年化機器の健全性確認に資する。

【研究内容】

イ．確率論的破壊力学解析手法に関する研究

地震時荷重に対する配管信頼性評価や原子炉容器上蓋貫通部等の複雑形状部におけるき裂進展等に対する確率論的破壊力学解析手法等の整備を行う。過渡事象時における原子炉 (圧力) 容器の健全性や配管溶接部の応力腐食割れ等に対する確率論的破壊力学解析手法の整備を行う。【保安院受託】

ロ．経年変化の予測手法及び検出手法に関する研究

放射線による材料劣化挙動について、原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化の機構論的評価を行うため、照射材について機械的性質等のデータを取得し、予測及び検出手法の精度向上を図る。

【一部 JNES 受託】

原子炉圧力容器鋼の粒界脆化に対する破壊靱性評価法を整備するため、中性子照射による不純物偏析及び破壊靱性の変化に関するデータを取得する。また、ケーブル絶縁劣化の予測手法及び検出手法に関する研究に着手する。【保安院受託】

ハ．照射誘起応力腐食割れに関する研究

軽水炉の長期利用に備えて、JMTR で照射したステンレス鋼の応力腐食割れ (SCC) 感受性試験及びき裂進展試験を行い、炉内構造物の健全性評価の一層の精度向上に必要な照射誘起応力腐食割れ (IASCC) に関する照射後試験データを拡充する。【一般受託】

【達成目標】

材料劣化現象の解明と評価手法の開発として、放射線場における材料劣化の機構論的な評価手法の高度化、圧力バウンダリ配管等の高経年化を考慮した地震時信頼性評価手法の高精度化、確率論

的破壊力学(PFM)解析に基づく構造信頼性評価手法の確立、及び監視試験片による原子炉压力容器の破壊靱性評価手法の高精度化を目標とする。また、上記成果を基にした高経年化に対する安全規制手法(定期安全レビュー、リスク評価等)の提案を行う。

IASCCに関する研究では、炉内構造物の健全性評価に必要なIASCC照射後試験データベースの構築に寄与する。

【成果の活用方策】

PFM解析手法については、リスク情報を活用した安全規制への活用に向けて成果を提示する。PFM解析に基づく確率論的構造健全性評価法について、平成19年度以降日本電気協会「破壊靱性確認試験方法」、「原子炉構造材の監視試験評価法」の改訂の妥当性確認に活用する。また、平成19年度以降日本機械学会「維持規格欠陥評価法」の妥当性確認後、安全評価への活用を図る。

IASCCについては、取得データを平成18年度以降JNESが作成するIASCC評価ガイドの作成に反映する。

【使用主要施設】

大洗研究開発センター 材料試験炉(JMTR)
原子力科学研究所 廃棄物安全試験施設(WASTEF)
原子力科学研究所 タンデム加速器
高崎量子応用研究所 イオン照射研究施設(TIARA)
高崎量子応用研究所 コバルト60照射施設

【研究の進め方】

安全研究センターと原子力基礎工学研究部門、及び上記使用施設との連携を強化して進めるとともに、経済産業省原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構などからの受託調査により資金を獲得して実施する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名(実施機関)]

「軽水炉压力容器鋼における照射欠陥生成過程と照射誘起偏析に関する研究」(大阪府立大学)
「溶接残留応力場におけるき裂進展評価法の高精度化に関する研究」(大阪大学)
「中性子照射による原子炉構造材料の経年劣化と磁気特性に関する研究」(岩手大学)
「高経年BWRプラントのIASCCに関する研究(その3)」(産業創造研究所)

[受託研究名(委託元)]

「確率論的構造健全性評価調査」(原子力安全・保安院)
「高経年化対応技術高度化調査研究」(原子力安全基盤機構)
「平成18年度高経年BWRプラントの維持基準策定のためのIASCCデータ整備に関する研究」(産業創造研究所)
「高経年化対策強化基盤のための安全研究の総合的推進」(原子力安全・保安院)

[委託研究名(委託機関)]

「原子炉压力容器鋼のナノスケール組織分析」(東北大学)
「ケーブル劣化メカニズム調査研究」(東京大学)
「ケーブル劣化の監視・診断特性試験研究」(早稲田大学)

【研究実施内容及び成果(平成18年度)】

イ. 確率論的破壊力学解析手法に関する研究

昨年度までに整備した配管用PFM解析コードを基に、き裂進展評価等に関わる機能改良を行い、原子炉压力容器貫通部に対する基本解析コードを整備した。

原子炉压力容器肉盛溶接部に関して、残留応力評価試験及び有限要素解析モデルの整備、肉盛溶接部近傍にき裂がある場合の破壊力学解析手法の検討を行った。また、原子炉压力容器破損確率解析コードPASCAL2を公開した(図1)。

配管溶接部に関しては、溶接残留応力試験及び有限要素解析を実施してPFM解析に用いる250A配管の残留応力データベースを構築した。また、溶接残留応力のばらつきや供用期間中検査にお

ける超音波探傷試験精度をモデル化し、応力腐食割れに対する PFM 解析基本コードを完成させた。(図 2)

加圧熱衝撃等の過渡事象時における原子炉容器の破損確率に関して、確率論的破壊力学解析コード PASCAL2 を用いて、破壊靱性評価式及び過渡事象の影響を調べた。また、代表的な過渡事象に関して、PASCAL2 による国内プラント相当の解析結果と、米国パイロットプラント研究の結果とを比較し、破損確率に及ぼす各過渡事象の影響度の相違を明らかにした。

ロ．経年変化の予測手法及び検出手法に関する研究

昨年度までに材料試験炉(JMTR)で照射を行った原子炉圧力容器鋼について、照射誘起析出物の微視組織、組成、及び磁気的と機械的性質との相関についてのデータを JMTR ホットラボ等で取得するとともに、イオン照射研究施設(TIARA)及びタンデム加速器で電子線照射あるいはイオン照射を行ったモデル合金について電気抵抗率変化及び機械的性質に関するデータを取得し、照射脆化の検出及び機構に関する知見を得た。

試験研究炉において中性子照射された原子炉圧力容器鋼(リンの含有量が 0.009 ~ 0.017 wt.%) について、オージェ電子分光分析装置による粒界分析を行った。その結果、粒界脆化の原因となるリンの粒界濃度は、中性子照射量とともに増加することを明らかにした(図 3)。

原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価に関して、IAEA 国際ラウンドロビン試験として、新たに動的破壊靱性試験データを取得するとともに、試験片形状・寸法効果、負荷速度及び非均質材の破壊靱性データをとりまとめて IAEA に報告した。

材料試験炉における材料照射試験計画の概念検討として、試験項目と条件などに関する検討を終え、試験に必要な装置の概念設計を進めた。

ケーブル絶縁劣化研究として、既存情報の収集分析及び検出手法としての広帯域インピーダンス分光法の検討に着手した。

ハ．照射誘起応力腐食割れに関する研究

本年度には、産業創造研究所からの受託研究および共同研究により、5 年間に亘って行った照射キャプセル 10 体の中性子照射試験を、JMTR 第 165 サイクルまでの運転により全て終了した。試験片の最大積算中性子照射量は、 $8.5 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ であった。照射済みの試験片を用いて、BWR 条件を模擬した高温水中における SCC き裂進展試験を、高溶存酸素濃度(DO)および低 DO 水質中で実施し、SCC き裂進展速度データを取得した。得られた同データは、原子力安全基盤機構が作成する IASCC 健全性評価ガイドライン策定のための基礎データとして用いられた。

【研究資源】

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	34+0	210+21	244+21	6+3	5	11+3
18 年度	31+0	180+15	211+15	6+3	5	11+3

(予算、人員欄の数字は機器・構造 Gr + 腐食損傷 Gr を表す)
+190 +1

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

確率論的破壊力学解析手法に関しては、リスク情報に基づく検査計画や高経年化技術評価に関わる安全規制の技術基盤として活用が期待される。

粒界脆化に対する破壊靱性評価手法として適用性を検討した破壊靱性マスターカーブ法に関しては、日本電気協会の原子力技術規程や日本機械学会の維持規格等の今後の改定時の技術的根拠として活用が期待される。

中性子照射脆化に関する機構論に基づく予測評価や検出手法に関しては、40年を超える長期運転に対する高経年化技術評価に対する審査において重要な判断材料及び高経年化対策に資することができる。

照射誘起応力腐食割れ（IASCC）に関する研究は、JNESが実施中の「IASCC評価技術調査研究」の一環として実施しており、その成果は同調査研究におけるIASCC健全性評価ガイドラインの策定に反映される。

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文

- 1) 杉野英治, 小森義久, 鬼沢邦雄, 鈴木雅秀, “原子力機器の構造信頼性評価のための地震動評価コードの開発,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 5, No. 2, p.118-124 (2006).
- 2) S. Takahashi, H. Kikuchi, and K. Ara, N. Ebine, Y. Kamada, S. Kobayashi and M. Suzuki, “In situ magnetic measurements under neutron radiation in Fe metal and low carbon steel,” Journal of Applied Physics 100, 023902 (2006).
- 3) Shou Nakagawa, F. Hori, Y. Chimi, N. Ishikawa, M. Kitagawa, R. Oshima, T. Tobita, R. Taniguchi, M. Suzuki and A. Iwase, “Local modification of hardness in FeCu alloys by using swift heavy ion irradiation,” Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B 257, p.397-401 (2007).

技術報告書

- 1) 小坂部和也, 加藤大輔, 鬼沢邦雄, 柴田勝之, “原子炉压力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL2 の使用手引き及び解析手法”, JAEA-Data/Code 2006-020 (2006).

国際会議

- 1) K. Shibata, K. Onizawa, K. Tanaka and M. Suzuki, “Developments of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Codes for Reactor Pressure Vessel and Piping,” Proceedings of The 6th Asian International Symposium on the Structural Integrity of Nuclear Components (2006).
- 2) Y. Nishiyama, K. Onizawa and M. Suzuki, “Phosphorus Segregation and Intergranular Embrittlement in Thermally Aged and Neutron Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels,” Proceedings of ASTM Symposium on Effects of Radiation on Materials (2006).
- 3) K. Onizawa, K. Shibata, K. Osakabe, and K. Tanaka, “Improvements to PFM analysis code PASCAL and some case studies on RPV integrity during pressurized thermal shock,” Proceedings of 2006 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2006).

- 4) K. Shibata, K. Onizawa, K. Tanaka and M. Suzuki, "Stress Intensity Factor Estimation for Embedded and Surface Cracks in an RPV Subjected to Yielding of Cladding," Proceedings of 2006 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference (2006).
- 5) K. Onizawa, K. Osakabe, K. Shibata and M. Suzuki, "Structural Integrity Analysis of Reactor Pressure Vessel Using Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code," Proceedings of OECD/NEA CSNI Workshop on "Structural reliability evaluation and mechanical probabilistic approaches of NPP components," Lyon, September 2006.
- 6) Y. Nishiyama, T. Tobita and K. Onizawa, "Evaluation of Intergranular Fracture of Phosphorus-doped Reactor Pressure Vessel Steels by Master Curve Method," Proceedings of ASTM 5th Symposium on Small Specimen Test Techniques (2007).

口頭発表

- 1) 飛田徹, 知見康弘, 鈴木雅秀, 西山裕孝, 石川法人, 岩瀬彰宏, "軽水炉压力容器鋼モデル合金における照射欠陥生成過程と照射誘起偏析の研究", 第1回高崎量子応用研究シンポジウム (2006).
- 2) 小坂部和也, 鬼沢邦雄, 柴田勝之, "非破壊検査を考慮した原子炉容器の確率論的構造健全性評価手法の開発", 日本保全学会第3回学術講演会 (2006).
- 3) 小坂部和也, 鬼沢邦雄, 柴田勝之, 鈴木雅秀, "確率論的破壊力学に基づく压力容器健全性解析コード PASCAL Ver.2の開発", 日本原子力学会 2006 年秋の年会 (2006).
- 4) 飛田徹, 知見康弘, 石川法人, 鈴木雅秀, 鬼沢邦雄, 岩瀬彰宏, "Fe-Cu 合金における電子線照射効果と反応速度論によるモデル計算 (第2報: 高温照射及び熱時効の影響)", 日本原子力学会 2006 年秋の年会 (2006).
- 5) 中川将, 岩瀬彰宏, 堀史説, 北川通治, 大嶋隆一郎, 石川法人, 知見康弘, 飛田徹, 鈴木雅秀, "高速重イオン照射した FeCu 合金における照射促進析出", 日本原子力学会 2006 年秋の年会 (2006).
- 6) 宇田川誠, 勝山仁哉, 鬼沢邦雄, "原子炉压力容器の構造健全性に関する肉盛溶接部の残留応力解析", 溶接構造シンポジウム 2006, 溶接学会溶接構造研究委員会 (2006).
- 7) 鈴木雅秀, "Research on Aging of Nuclear Power Plants Performed at JAEA," Proceedings of Nuclear Safety Research Forum 2007.
- 8) 小坂部和也, 鬼沢邦雄, "原子力压力容器の確率論的破壊力学解析に関する応力拡大係数評価手法の検討" 日本原子力学会 2007 年春の年会 (2007).
- 9) 高倉賢一, 加治芳行他, "中性子照射された低炭素ステンレス鋼の BWR 模擬水質環境中におけるき裂進展挙動" 日本原子力学会 2007 年春の年会 (2007).
- 10) 鈴木、日本原子力研究開発機構における高経年化対応研究の取り組み、安全研究フォーラム 2007、原子力安全委員会

受託調査報告書

- 1) 原子力安全基盤機構受託事業「高経年化対応技術高度化調査研究」報告書、原子力機構、平成 19 年 2 月
- 2) 原子力安全・保安院受託事業「平成 18 年度確率論的構造健全性評価調査」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月
- 3) 産業創造研究所受託事業「平成 18 年度高経年 BWR プラントの維持基準策定のための IASCC データ整備に関する研究」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月
- 4) 原子力安全・保安院受託事業「高経年化対策強化基盤のための安全研究の総合的推進」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月

【用語解説】

中性子照射脆化

中性子などの照射で、材料の破壊に対する裕度が低下する現象。原子炉压力容器では、監視試験片により破壊靱性の低下を評価するとともに構造健全性を確認し、安全な運転を確保している。

破壊靱性マスターカーブ法

フェライト鋼のように低温で脆性破壊を示し、高温で延性破壊を示す鋼材に対して、その延性脆性遷移温度域で破壊靱性試験を行い、破壊発生時のJ積分値に基づいて破壊靱性値の平均とばらつきを評価する。得られる破壊靱性値は鋼種によらず、マスターカーブと呼ばれる一定の温度依存性を示すことから、評価結果を基に破壊靱性値の参照温度を求めることにより、破壊靱性の延性脆性遷移挙動を評価できる。

確率論的破壊力学(PFM)

破壊力学は、材料中にき裂の存在あるいは発生を想定し、機器・構造物の破壊に対する裕度を評価する工学的手法。確率論的破壊力学は、き裂形状など破壊現象に影響する種々のパラメータに、確率的な分布を与えて評価する手法。統計的なばらつきや不確実性がより合理的に評価できるものとして期待されている。

照射誘起応力腐食割れ(IASCC)

オーステナイト系ステンレス鋼などの炉内構造物が、ある程度以上の中性子照射を受けると、照射による材料変化（照射硬化、照射誘起偏析など）のために、高温水中において応力腐食割れ(SCC)感受性を有するようになる現象。

応力腐食割れ(SCC)

材料が、引張り応力の作用した状態で腐食環境下に曝されることで、き裂の発生や進展が生じようになる現象。オーステナイト系ステンレス鋼の溶接部近傍では、溶接時の熱影響により、応力腐食割れを起こす条件を満たし易くなることがある。

図表

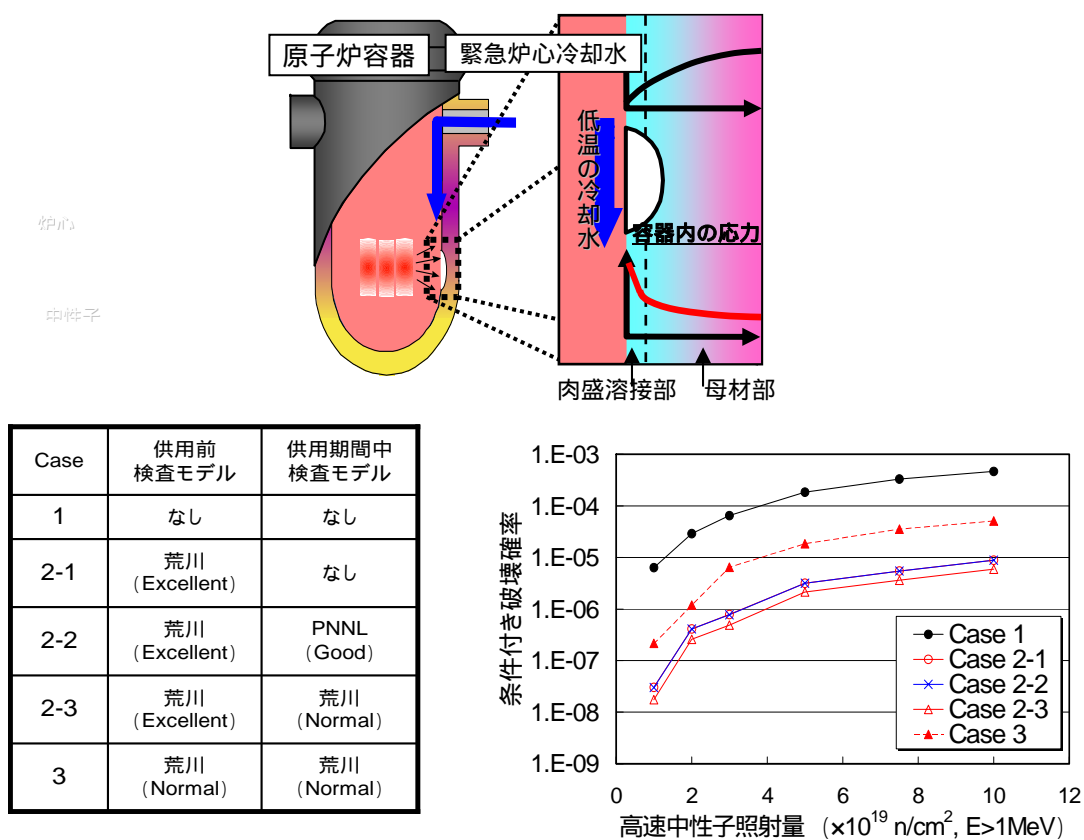


図1 加圧熱衝撃(PTS)時に対する压力容器破損確率解析コード PASCAL の整備

各種解析機能の精度向上、GUI の整備、標準的解析手法の導入等の整備を行い、PASCAL として公開

した。PASCAL を用いた解析例として、非破壊検査の有無、検査種類が原子炉圧力容器の条件付破壊確率に及ぼす影響を示す。精度の高い検査を行うことが、条件付破壊確率の低減に有効であることが分かる。なお、検査精度は高い順に、荒川モデル(Excellent) > 荒川モデル(Normal) > PNNL モデル(Good) である。

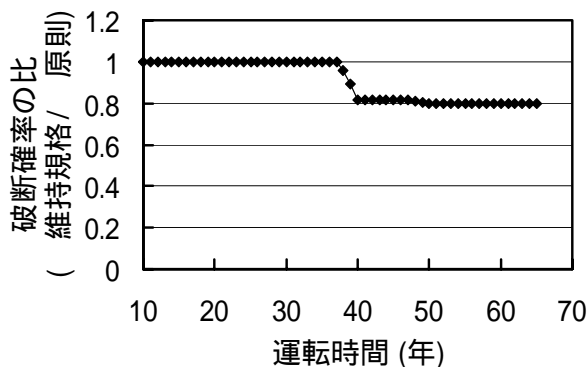


図2 配管溶接部に対する PFM 解析基本コードを用いた供用期間中検査間隔に関する感度解析

配管溶接部に関して、溶接残留応力のばらつきや供用期間中検査における超音波探傷試験精度をモデル化し、応力腐食割れに対する PFM 解析基本コードを完成させた。図2には、完成した基本コードを用いて 維持規格の標準検査に関する規定(3 回目の検査までは 10 年間隔、4 回目以降は 7 年間隔)と 検査期間が原則 10 年の場合の両方で破断確率を比較した解析結果を示した。

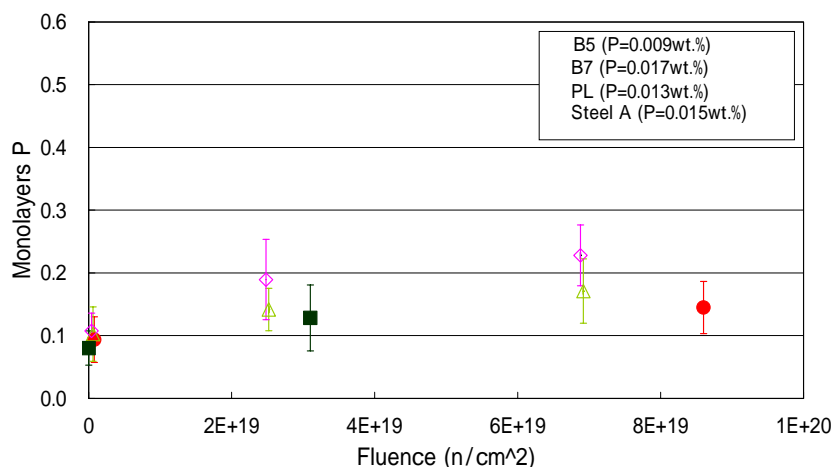


図3 粒界 P 濃度と中性子照射量の関係

いずれの材料も照射温度は 290 である。材料試験炉を用いた加速照射について、粒界リン (P) 濃度と中性子照射量とのデータを取得した。このような実験データを踏まえ、実機に近い照射速度における粒界 P 濃度の変化を予測するためのモデルの整備を実施中である。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・核燃料サイクル施設分野 / 安全評価

【分類番号】 3-1-1

【研究課題名(Title)】

核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
Research on Criticality Safety for Nuclear Fuel Cycle Facilities

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター 核燃料サイクル施設安全評価研究グループ

[氏名] 内山 軍蔵 (うちやま ぐんぞう)

[連絡先] Tel : 029-282-6742 E-mail : uchiyama.gunzo@jaea.go.jp

【研究目的】

再処理施設及び MOX 燃料加工施設の臨界事故等に関する実験データを蓄積するとともに、高精度の臨界安全評価手法を整備する。また、軽水炉における高燃焼度燃料や MOX 燃料の利用、並びに使用済燃料の輸送及び中間貯蔵施設の安全基準整備に資するため、燃焼度クレジット、臨界管理手法及び臨界安全データベースを整備する。

【研究内容】

- イ． 臨界安全評価手法の整備に資するため、溶液燃料体系における高精度の臨界ベンチマークデータ、臨界超過時の過渡特性データを系統的に取得する。また MOX 燃料体系の臨界特性データ、臨界事故評価手法の整備を行い、臨界データベースの整備を行う。【一部、文科省、保安院受託】
- ロ． 燃焼度クレジットを考慮する際の臨界安全評価手法を整備するため、燃焼による核種組成変化の評価とこれを考慮した臨界解析を統合した解析コードを整備し、燃焼燃料の臨界管理手法の整備を行う。

【達成目標】

実験的及び解析的評価により、再処理施設及び MOX 燃料加工施設で取扱われる燃料に対する臨界安全評価手法、データベースを整備するとともに、燃焼度クレジットを考慮した臨界管理手法の整備を行う。

【成果の活用方策】

MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査、施設定期検査に適用する技術基準に、また、六ヶ所再処理施設の後続規制に係る安全確保方策の検討時に活用できる。さらに、随時行われている事業者からの申請に対して最新の知見として活用できる。

【使用主要施設】

・原子力科学研究所 燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)

【研究の進め方】

MOX 燃料加工施設の許認可手続き、六ヶ所再処理施設の後続規制等にタイムリーに応えるために、産業界の動向を把握しつつ、中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) に設置されている臨界実験装置による実験、OECD/NEA の国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトへの参加、フランス IRSN との研究協力を通じて実験データを取得しつつ、これを活用して各種のデータベース、解析・評価手法の整備を行う。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]

BWR 燃料に対する燃焼解析手法の開発（東北大学、原子力機構）

[受託研究名（委託元）]

なし

[委託研究名（委託機関）]

なし

【研究実施内容及び成果（平成 18 年度）】

可溶性毒物ガドリニウム（Gd）を含むウラン溶液燃料と棒状燃料による非均質体系において臨界ベンチマークデータを取得するとともに、照射後試験データに対する MOX 燃焼燃料の核種生成量を評価した。また、MOX 粉体燃料の臨界特性について解析評価を行った。

(1) 可溶性毒物 Gd を用いた非均質体系の臨界ベンチマークデータの取得

定常臨界実験装置 STACY を用いて、濃縮度 5% の二酸化ウラン燃料棒と濃縮度 6% の硝酸ウラニル溶液により再処理施設の溶解工程を模擬した体系を構成し、溶液に添加した可溶性毒物 Gd の反応度値データ（図 1）を取得した。過渡臨界実験装置 TRACY を用い、水反射体付き炉心でランプ給液による臨界事故を模擬した実験データを取得した（図 2）。

(2) 燃焼計算結果ポスト処理システムの開発

燃焼解析コード SWAT 及び ORIGEN2 の出力結果をもとに、任意の臨界計算コードの入力データを作成するシステムの開発をおこなった。これにより、SWAT や ORIGEN2 を使用して燃焼燃料の組成変化を評価し、その結果を臨界安全評価に簡便かつ効率的に取り入れることが可能となった（図 3）

(3) MOX 粉体燃料の臨界安全評価手法の整備

MOX 燃料加工施設の均一化混合設備において MOX 粉末、ウラン粉末、及び添加剤の混合において臨界安全上最も厳しい燃料分布を求める計算コード OPT-TWO を開発し、中心部に MOX 粉末、周辺部にウラン粉末、添加剤が中心部に非均質に存在する分布が最も保守的な分布になるとの結果を得た。（図 4）³。MOX 燃料加工施設の臨界事故評価に必要な物性データを整備した⁴。

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
18 年度	56	0	56	5	4	9

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

臨界安全性に関する成果については、再処理施設、MOX 燃料加工施設、中間貯蔵施設等の核燃料サイクル施設において取扱われる核燃料物質に関する最新の実験データ及び評価手法が安全審査及び後続規制に活用できる。

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

- 1) H. Okuno, H. Yoshiyama, Y. Miyoshi, " Calculation of criticality condition data for single-unit homogeneous uranium materials in six chemical forms," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **43** [11], 1406-1413 (2006).
- 2) H. Okuno, "Development of a statistical method for evaluation of estimated criticality lower-limit multiplication factor depending on uranium enrichment and H/Uranium-235 atomic ratio," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **95** [2], 137-146 (2007).

技術報告書：

- 3) 山根祐一、酒井幹夫、阿部仁、山本俊弘、奥野浩、三好慶典、"MOX 粉体系の過渡臨界事象評価のための物性値データ - MOX 及びステアリン酸亜鉛粉末の物性値 -"、JAEA-Data/Code 2006-021(2006).

国際会議：

- 4) H. Okuno, K. Suyama, S. Takahashi, S. Watanabe, K. Tonoike, Y. Miyoshi, " Nuclear criticality safety aspects of 'specified'-uranium fuel cycle facilities," *American Nuclear Society Winter Meeting, Albuquerque, New Mexico, USA, November 12-16, 2006, ANS Transactions*, **95**, 283-284 (2006).
- 5) B. Roque, R. Gregg, R. Kilger, F. Laugier, P. Marimbeau, A. Ranta-aho, C. Riffard, K. Suyama, M. Yudkevich, K. Hesketh, E. Sartori, "International comparison of a depletion calculation benchmark devoted to fuel cycle issues Results from the Phase 1 dedicated to UOx fuels ,"PHYSOR-2006 - Advances in Nuclear Analysis and Simulation, Vancouver, BC, Canada. ,(September 2006),Proc. of Int. Conf. of PHYSOR-2006.
- 6) T. Yoshikawa, T. Iwasaki, K. Wada, K. Suyama, "Effect of high burn-up and MOX fuel on reprocessing, vitrification and disposal of PWR and BWR spent fuels based on accurate burnup-calculation," PHYSOR-2006 - Advances in Nuclear Analysis and Simulation, Vancouver, BC, Canada. ,(September 2006), Proc. of Int. Conf. of PHYSOR-2006.
- 7) K. Suyama, H. Okuno, G. Uchiyama, "Current Status of Spent Fuel Isotopic Composition Database SFCOMPO and Related Technical Development in JAEA,"Workshop on the Need for Post Irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies,(May 2006),Proceedings of Workshop on the Need for Post Irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies,OECD/NEA.
- 8) K. Suyama, H. Okuno, G. Uchiyama, T. Yamamoto*, "Current Status and Potential Needs of Burnup Credit in Japan,"Workshop on the Need for Post Irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies,(May 2006),Proceedings of Workshop on the Need for Post Irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies,OECD/NEA.

口頭発表：

- 9) 奥野 浩、佐藤庄平、川崎弘光、「二酸化珪素または水を減速材とした臨界及び未臨界アクチニド濃度の計算」、日本原子力学会 2006 年秋の大会口頭発表(2006).
- 10) 佐藤庄平、奥野 浩、「自由表面形状を持つ溶液燃料体系のモンテカルロ法臨界解析」、日本原子

力学会 2006 年秋の大会口頭発表(2006).

- 11) 山根祐一、高橋聡、山本俊弘、三好慶典、「MOX 粉体系の臨界事故評価のための事故シナリオと動特性解析」、日本原子力学会 2006 年秋の大会,(2006 年 9),日本原子力学会 2006 年秋の大会口頭発表 (2006)
- 12) 奥野 浩、佐藤庄平、内山軍藏、酒井友宏、「MOX, UO_2 及び添加剤濃度分布の不均一性を考慮した臨界計算、(1) 背景、定式化及び計算モデル」、日本原子力学会 2007 年春の年会口頭発表 (2007).
- 13) 佐藤庄平、奥野 浩、内山軍藏、酒井友宏、「MOX, UO_2 及び添加剤濃度分布の不均一性を考慮した臨界計算、(2) 計算コード、計算結果及び検討」、日本原子力学会 2007 年春の年会口頭発表(2007).
- 14) 吉川崇倫、岩崎智彦、遠藤秀樹、須山賢也、志子田恵治、山田紘平、浜畑美規、大枝伸、「公開コードによる BWR 燃料設計システムの構築(3)」、原子力学会 2007 年春の年会口頭発表(2007)

受託事業報告書：

【用語解説】

OPT-TWO コード

MOX, UO_2 , ステアリン酸亜鉛の混合系の臨界安全上最も厳しい分布を計算する。2次元体系を扱うことができる。

ステアリン酸亜鉛

MOX 燃料粉末の調整に用いられる添加剤。H,C のような軽元素を含むため中性子の減速材となり得る。124 程度で融解し、400 程度で熱分解する。

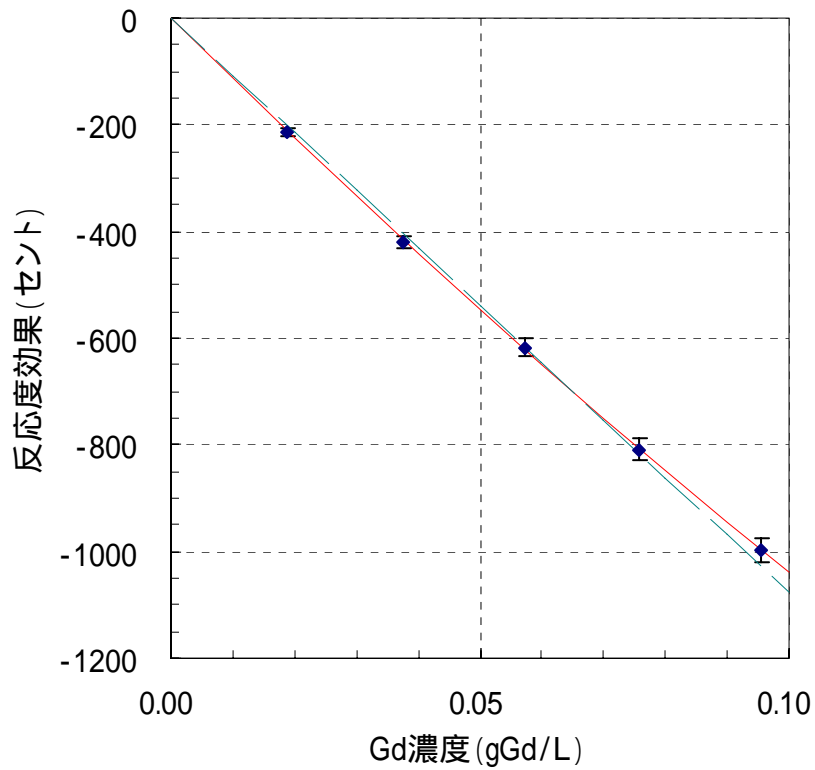
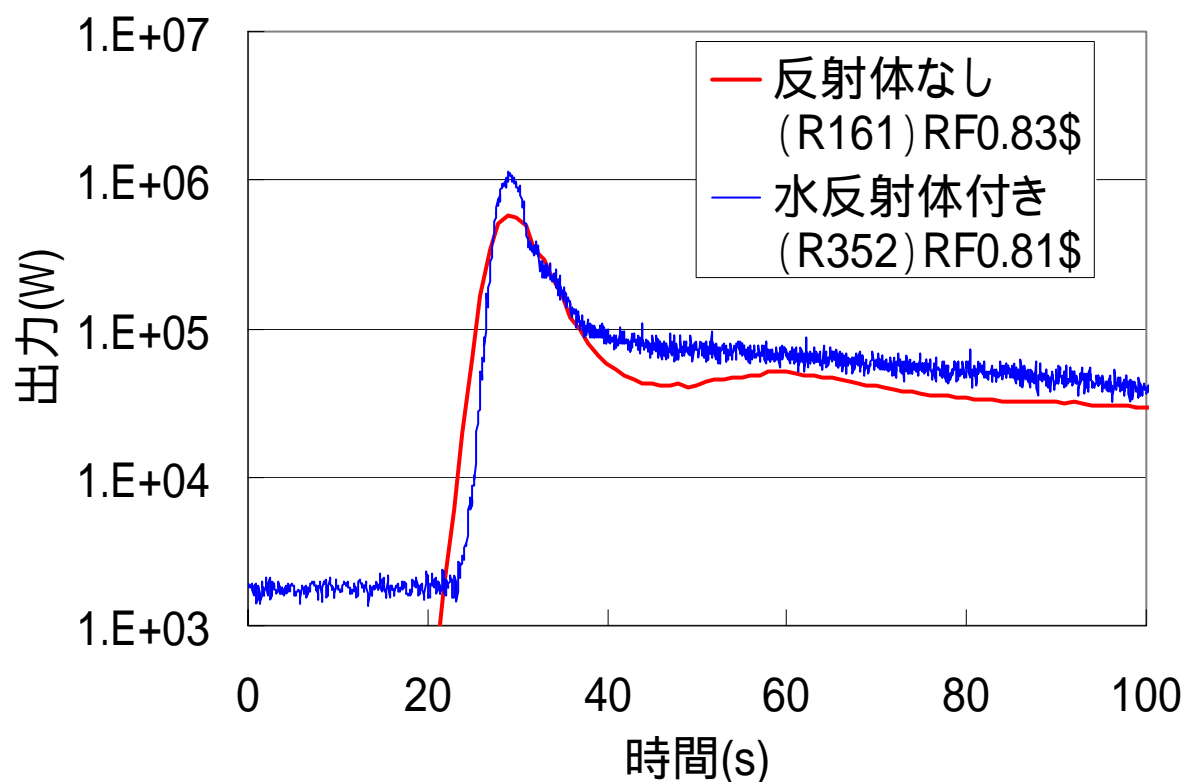


図1 STACY 非均質 (1.5cm ピッチ) 水反射体系における可溶性毒物 Gd の反応度効果

STACY の炉心タンク内に 1.5cm ピッチでウラン酸化物燃料棒を 333 本配列し、さらに、可溶性毒物 Gd を添加したウラン濃度約 330gU/L の硝酸ウラニル水溶液を給液し、臨界量の測定を行った。Gd 濃度を増加させることにより臨界量が増えるが、その効果を反応度で示したものである。中性子吸収効果が比較的弱い毒物の場合、毒物濃度と反応度効果の関係は比例するが、Gd の場合は緩やかな曲線を描いた。これは、Gd の吸収効果が大きいいため、Gd 濃度が高くなるにつれて自己遮へいにより反応度効果が弱くなっているものと考えられる。

図2 水反射体付き及び反射体なしでのランプ給液 (RF) 実験データの比較



TRACY のランプ給液 (Ramp Feed) 運転 (0.81\$ 添加) を、50cm 厚の水反射体を炉心タンク外側に付けた状態で行った。過去にほぼ等しい添加反応度 (0.83\$) で実施した、反射体なしでの実験結果と比較したところ、水反射体付きの方が、出力の第 1 ピークの値がやや大きいという結果を得た。水反射体付き炉心の方が、反応度温度係数が数%小さいためと考えられる。

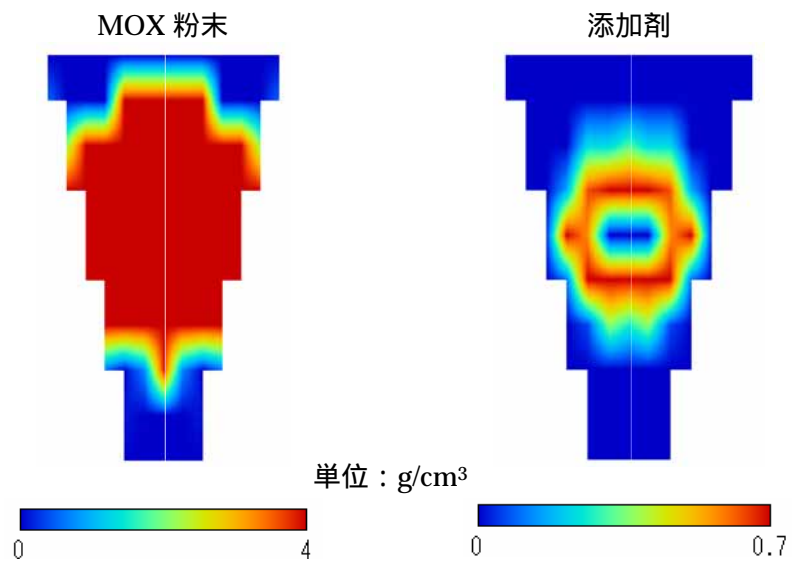


図 4 粉末混合装置モデルにおける臨界安全評価上で最も厳しい燃料濃度分布の解析例

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

核燃料サイクル施設分野 / 安全評価

【分類番号】 3-1-2

【研究課題名(Title)】

核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性
Release and Migration Characteristics of Radioactive Materials under Accident Conditions in Nuclear Fuel Cycle Facilities

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター 核燃料サイクル施設安全評価研究グループ
[氏名] 内山 軍蔵 (うちやま ぐんぞう)
[連絡先] Tel : 029-282-6742 E-mail : uchiyama.gunzo@jaea.go.jp

【研究目的】

核燃料サイクル施設の火災・爆発・臨界事故が万一発生した時の放射性物質の放出・移行特性等に関する基礎データを取得し、安全審査等に対する科学的知見を提供する。

【研究内容】

- イ．核燃料サイクル施設における火災・爆発・臨界事故の放射性物質放出・移行特性及び施設の閉じ込め性能の定量的評価に係る基礎データの収集及び評価モデルの検討を行う。
- ロ．MOX 燃料加工施設に対する安全審査及び後段規制に資することを目的として、同施設内で想定される火災事故時の施設が有する閉じ込め安全性能を定量的に評価するための基礎データを実験的に取得・整備する。【JNES 受託】

【達成目標】

実験的及び解析的評価により、異常反応を含む火災・爆発危険性の評価に必要なデータベースを取得・整備するとともに、施設が有する閉じ込め機能に関する安全評価手法の開発を行う。

【成果の活用方策】

MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査（経年劣化の評価を含む）、施設定期検査に適用する技術基準に、また、六ヶ所再処理施設の後続規制に係る安全確保方策の検討時に活用できる。さらに、随時行われている事業者からの申請に対して最新の知見として活用できる。また、取得・整備した基礎データ及び評価手法は、現在導入が検討されているリスク情報を活用した原子力安全規制に活用できる。

【使用主要施設】

- ・原子力科学研究所 第 4 研究棟
- ・原子力科学研究所 機械化工特研

【研究の進め方】

MOX 燃料加工施設の設工認、保安規定、保安検査（経年劣化の評価を含む）、施設定期検査に適用する技術基準、また、六ヶ所再処理施設の後続規制に係る安全確保方策の検討に反映させることを念頭に置き、中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。MOX 燃料加工施設における火災時の閉じ込め評価に係る試験研究は、(独)原子力安全基盤機構(JNES)からの受託研究として実施する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]
なし

[受託研究名 (委託元)]

・ MOX 燃料加工施設火災時ソースターム試験 (JNES)

[委託研究名 (委託機関)]

なし

【研究実施内容及び成果 (平成 18 年度)】

核燃料サイクル施設の事故時の放射性物質の放出・移行特性に関する研究として、MOX 燃料加工施設を含む核燃料サイクル施設で想定される可燃性廃棄物の燃焼に伴う、エネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出特性に係るデータを取得した。また、溶液燃料臨界事故時の硝酸水溶液からの放射性ヨウ素の放出特性を定量的に把握するため、放射線照射下でのヨウ素の放出率及び積算放出量の経時変化に関する試験を行い、水溶液中の硝酸濃度をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した。

(1) 核燃料サイクル施設の火災事故時の放射性物質の放出・移行特性に関する研究

JNES からの受託事業「MOX 燃料加工施設火災時ソースターム試験」として、MOX の閉じ込め機能を担うグローブボックスに着目し、グローブボックスを構成材の燃焼に伴うエネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出特性に係る試験を行い、完全燃焼条件下 (酸素濃度が通常の空気雰囲気下における) でのエネルギー放出特性データ等を取得した (図 1)。また、これら構成部材の熱分解特性データを取得するとともに、これらの知見を組み合わせることで、グローブボックスの内外で火災が発生した場合のグローブボックスパネル材の熱分解による静的閉じ込め性の低下の経時変化をシミュレーションするための評価モデルを検討した。その結果、耐熱性の観点において、アクリルに対して優位性を有するものと考えられてきたポリカーボネートは、空気雰囲気下でかつ火災規模が大きい場合には、アクリルよりも早い時間で熱分解を生じ、質量が失われる可能性があることが示された (図 2)。

(2) 硝酸溶液からのヨウ素の放出挙動評価に関する研究

溶液燃料臨界事故時の放射性ヨウ素の放出特性を定量的に把握するためには、臨界事故時の核出力条件によるヨウ素種生成・放出のみならず、溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化する因子も検討する必要がある。溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化するための重要な因子と考えられる硝酸水溶液ならびに放射線照射の影響を実験的に検討するため、放射線照射下での硝酸水溶液からのヨウ素の放出率及び積算放出量の経時変化に関する試験を行い、水溶液中の硝酸濃度をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した (図 3)。

【研究資源】

年度	予算 (単位 : 百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
18 年度	2	40	42	2	1	3

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

核燃料サイクル施設における火災時の放射性物質閉じ込め評価に際しては、特に HEPA フィルタによる放射性物質の捕集・閉じ込め機能が重要な役割を担っている。火災に伴って発生する煤煙の粒子径分布や煤煙化率に関する定量的な知見は、HEPA フィルタの目詰まりによる差圧上昇及び破損までに至る現象の定量的評価に対して必要不可欠である。

MOX 燃料加工施設における火災時の閉じ込め評価に係る試験研究は、実際に核燃料サイクル施設に対する規制を担う JNES からの受託研究として実施しており、本試験研究から得られた技術的知見は、国が実施する MOX 加工施設の安全審査、後続規制に係る安全確保方策（技術基準策定等）の検討等に対して、JNES を通じて直接寄与するものである。

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

技術報告書：

- 1) 阿部 仁, 渡邊浩二, 田代信介, 内山軍藏, "火災事故時のグローブボックスの閉じ込め性能評価に関する研究", JAEA-Research 2006-054 (2006.9).
- 2) (編)吉田一雄, 阿部 仁, 山根祐一, 田代信介, 村松 健, "核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査()", JAEA-Research 2006-085 (2007.2).
- 3) (編)吉田一雄, 阿部 仁, 山根祐一, 田代信介, 村松 健, "核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査()", JAEA-Research 2007-002 (2007.3).

口頭発表：

- 4) 渡邊浩二, 阿部 仁, 田代信介, 内山軍藏, 土野 進, 梅津博幸, "火災・地震時のグローブボックス閉じ込め性の試験研究(6) 火災時ソースターム評価のための要素試験", 原子力学会 2006 年秋の年会 口頭発表 (2006.9).
- 5) 阿部 仁, 渡邊浩二, 田代信介, 内山軍藏, 土野 進, 梅津博幸, "火災・地震時のグローブボックス閉じ込め性の試験研究(6)", 原子力学会 2006 年秋の年会 口頭発表 (2006.9).

受託事業報告書：

- 6) 独立行政法人原子力安全基盤機構受託事業報告書, "平成 17 年度 MOX 燃料加工施設火災時ソースターム試験調査報告書", 平成 18 年 3 月, 日本原子力研究開発機構

【用語解説】

アクリル

メタクリル酸メチルを主成分とするポリマーで、優れた透明性、耐候性、表面光沢などを生かして、電気、光学用部品等に広く用いられている。メタクリル樹脂は透明な熱可塑性ポリマーであって、100 以上に加熱することによって軟化し、200 以上に過熱すると分解してメタクリル酸メチルモノマーを生成する。グローブボックスのパネル材として使用されている。

ポリカーボネート

炭酸エステル結合を有する重合体の総称であるが、市販されているポリカーボネートのほとんどは二価ヒドロキシ化合物として 2,2-ビス(4-ヒドロキシフェニル)プロパンを用いたポリマーである。自己消炎性を有すると報告されており、アクリルと同様に、グローブボックスのパネル材として使

用されている。

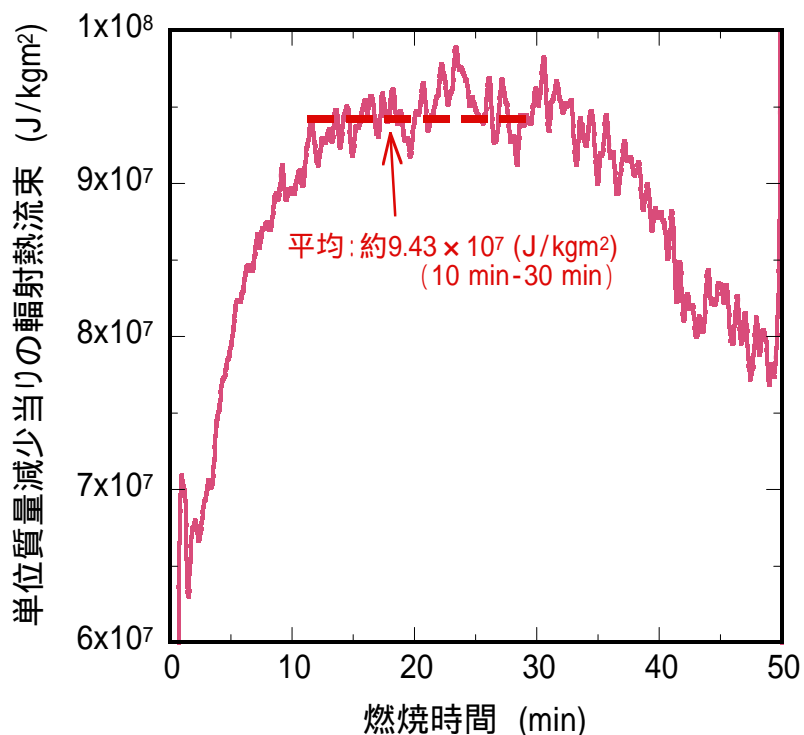


図1 アクリルの燃焼に伴う単位質量減少当りの輻射熱量評価結果

アクリル：100 mm × 15 mm t ペレット

グローブボックスは樹脂製部材から構成されるため、火災等により熱的なストレスが加えられた場合には、これらの熱分解や燃焼によってグローブボックスの閉じ込め機能が失われる可能性がある。本研究では、火災時のグローブボックスの閉じ込め性能の定量的な評価に資するため、これら部材の熱分解特性及び燃焼特性に係る基礎データを取得している。本図は、グローブボックスパネル材として広く用いられているアクリルを燃焼させた場合の火災からの輻射熱流束をアクリルの単位質量減少量で規格化して表した結果である。燃焼が安定している時間帯での評価結果は、NUREG-1320において推奨されているデータとほぼ一致することがわかった。火災の画像解析を行うなどして、火災の放熱面積を詳細に解析評価することで、より詳細な単位質量減少当りの輻射熱流束を導出する予定である。

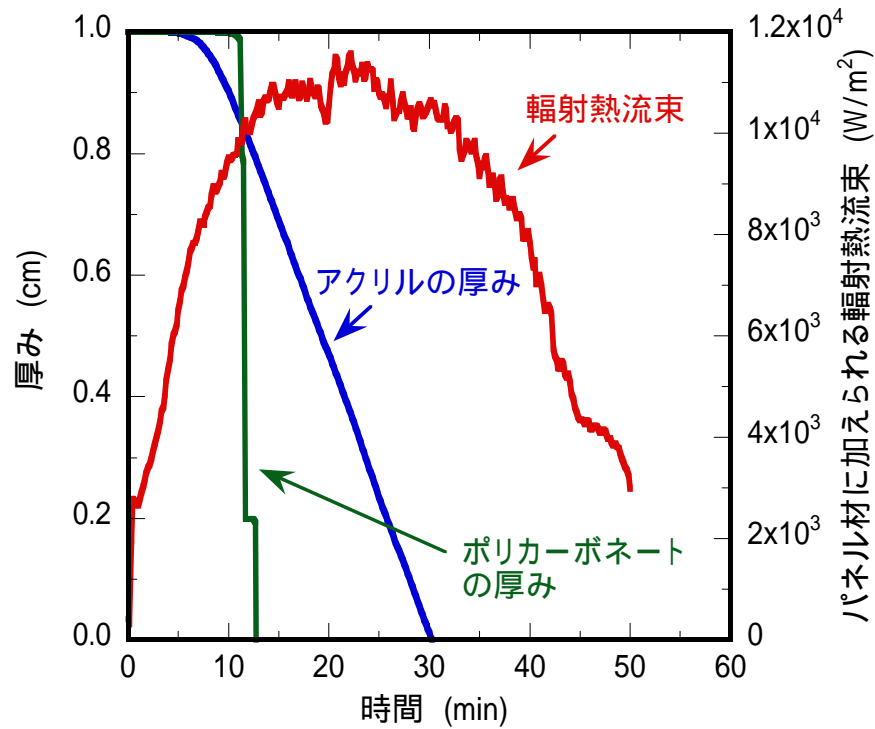


図2 近傍での火災に伴うパネル材の厚みの減少評価結果

初期厚み：1 cm（実施設でのグローブボックスの形状から設定）

本研究で取得したアクリル及びポリカーボネートに関する吸発熱特性データを用いることで、火災時のこれら物質の熱分解反応の進展の評価を試みた。これらに対して加えられる輻射熱流束を図1に述べた試験結果を基に設定し、これらの温度上昇による熱分解の進行及びその結果としての厚みの減少の経時変化を評価した。その結果、熱分解開始温度が極めて高い点及び自己消炎性を有する点等から、耐熱性の観点において、アクリルに対して優位性を有するものと考えられてきたポリカーボネートは、空気雰囲気下でかつ火災規模が大きい場合等、条件によっては、アクリルよりも早い時間で熱分解を生じ、質量が失われる可能性があることが示された。

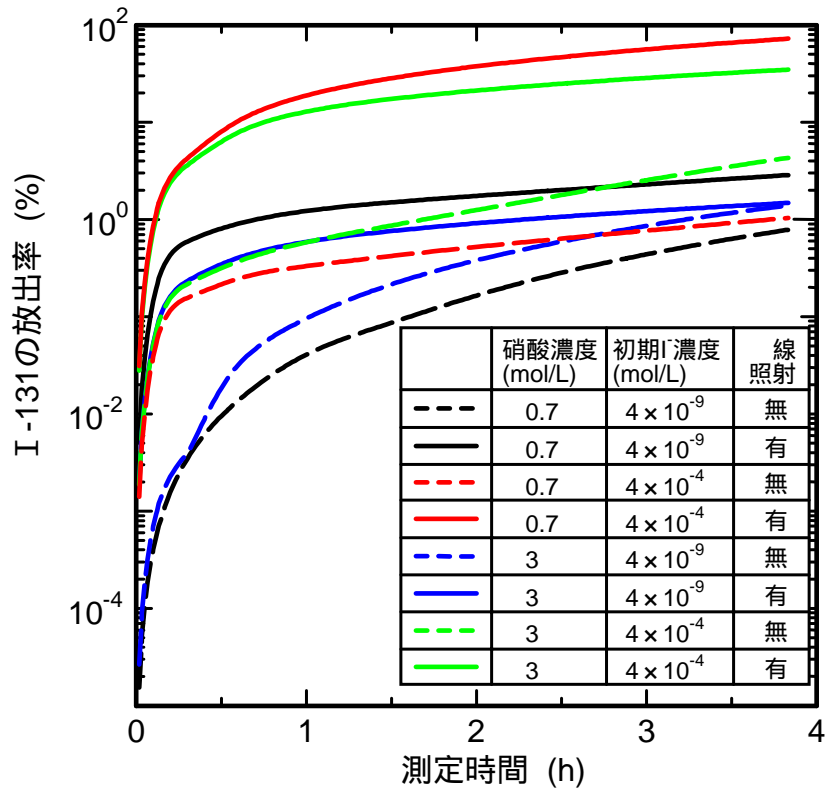


図3 硝酸水溶液からのI-131の放出率

(溶液中の初期のヨウ素の化学形はI、図中の硝酸濃度は初期値)

溶液中の初期硝酸濃度、初期I濃度が同じ場合では、ヨウ素の放出率はガンマ線照射有の場合の方がガンマ線照射無の場合よりも高く、ガンマ線照射により溶液中の揮発性ヨウ素種生成が促進されることが確認された。初期硝酸濃度が同じ場合では、ガンマ線照射の有無のいずれの場合でも初期I濃度が高い条件ではヨウ素の放出率は高くなることがわかった。また、初期I濃度が同じ条件では、ガンマ線照射無の場合には硝酸濃度が高い方がヨウ素の放出率が高くなるのに対し、ガンマ線照射有の場合には硝酸濃度が低い方がヨウ素の放出率が高くなることが示された。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

核燃料サイクル施設分野 / 安全評価

【分類番号】 3-1-3

【研究課題名(Title)】

核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究 - 基盤・開発研究の成果の活用 -
Study on Safety Assessment of Nuclear Fuel Cycle Facilities - Application of Basic and Developmental Research -

【研究代表者】

[所属] 原子力基礎工学研究部門 防食材料技術開発グループ
[氏名] 山本正弘 (やまもと まさひろ)
[連絡先] TEL : 81-6372、E-mail : yamamoto.masahiro75@jaea.go.jp

[所属] 本部 建設部
[氏名] 瓜生 満 (うりゅう みつる)
[連絡先] TEL : 81-3491、E-mail : uriyu.mitsuru@jaea.go.jp

【研究目的】

核燃料サイクル施設の定期的な評価の適切性確認に必要な知見の整備、並びに新たな安全規制方針の検討に資するため、施設の高経年化及び耐震安全に関する安全評価手法の高度化とデータ整備を行う。

【研究内容】

- イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究
- ・ 調査研究：再処理施設の経年劣化事象に関する技術情報の調査及び整備
調査研究では、過去に旧科学技術庁等の事業として実施された再処理施設の耐食安全性に関する試験及び調査研究の成果を活用するとともに、再処理施設及び硝酸等を使用する類似の化学プラント等の機器の経年劣化環境及び経年劣化事象に関する国内外の文献等を調査、分析し、監視すべき経年劣化事象及び部位の抽出及び経年劣化の発生メカニズム及び劣化の進展傾向等について整理する。また、腐食減肉を考慮した機器の耐圧及び耐震評価、炉類の低サイクル熱疲労について、最新の解析方法等を調査し、評価方法の特性を明らかにする。【JNES 受託】
 - ・ 試験研究：高経年化対策技術評価に関するデータ整備
試験研究では、上記の調査研究では得られない長時間の試験データ取得を要する経年劣化評価データの取得及び経年劣化の発生メカニズムに関する知見を得るために、実験室規模の試験を実施する。本試験では、再処理施設の中でも安全上重要な機器における硝酸環境下の液相部（沸騰伝熱部）及び気相部（凝縮流動部）の腐食を対象とし、プルトニウムなどの再処理施設特有の化学種が存在する環境下での腐食挙動について知見を取得する。そのため、平成 18 年度は 20 年相当程度のデータ取得を目的に、加速試験によるデータ取得を行うため、液相部及び気相部の腐食環境の調査、加速試験方法及び試験条件の検討を行って、試験計画を策定する。また、当該試験計画に従って、試験装置を整備し、データ取得を開始する。平成 19 年度以降は、経年劣化の発生メカニズムに関する知見や劣化進展傾向に関するデータ取得を行う。【JNES 受託】
- ロ．核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化
- ・ 免震構造に関する入力地震動策定手法の高度化
耐震指針改訂に伴う新しい地震動評価手法や、強震動に関する最新の知見を踏まえ、震源断層モデルと当該地盤の不整形性の両者を考慮した 3 次元地盤モデルによる地震動伝播解析を行い、免震構造に関する入力地震動策定手法の高度化を図る。
 - ・ 免震構造に関する信頼性評価手法の高度化
実際の免震構造建家の地震観測データ等を活用し、これまでに検討した免震構造に関する信頼性評価手法の妥当性を確認するとともに、さらなる高度化検討を行う。

【達成目標】

- イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究では、調査研究として、再処理施設の高経年化対策技術評価に資する最新の技術情報を文献等により調査・整備する。また試験研究として、対象機器及び試験項目の選定を行い、腐食進展傾向や腐食機構に関する知見や腐食の加速試験条件に関する知見を得るため、試験装置を整備し試験を開始する。
- ロ．核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化研究では、今後の核燃料施設免震構造建家に対する安全規制に参照できるように、耐震指針改訂に伴う新しい地震動評価手法等を踏まえ、免震構造に関する入力地震動策定手法を高度化するとともに、免震構造に関する信頼性評価手法を高度化する。

【成果の活用方策】

- イ．再処理施設の高経年化に関する最新の技術情報を整備することにより、事業者が実施した高経年化対策技術評価に対して規制行政庁が実施する適切性確認に活用できる。
- ロ．核燃料施設免震構造の耐震安全性評価技術を向上させることにより、新たな安全規制方策の検討に資する。

【使用主要施設】

- イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究
 - ・ 日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所 材料試験室
 - ・ 同 廃棄物安全試験施設(WASTEF)
 - ・ 日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 実規模開発試験室
 - ・ 同 第2応用試験棟
- ロ．核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化
 - ・ 日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター 再処理施設ユーティリティ施設（免震構造）

【研究の進め方】

- イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究では、平成18年度から（独）原子力安全基盤機構からの受託研究として開始し、安全研究センター及び核燃料サイクル工学研究所 サイクル工学試験部 試験運転第2課と協力して実施する。また、今後、原子力機構の安全研究委員会の下に専門部会を設置し、研究成果の評価を受ける。
- ロ．核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化では、最新の知見を踏まえた高度化を行うために、各分野の学協会の動向を把握しつつ、原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。

【関連する共同研究、受託研究等】

[受託研究名（委託元）]

- イ．再処理施設保守管理技術等調査 平成18年度 再処理施設の経年変化に関する研究（委託元：JNES）

【研究実施内容及び成果（平成18年度）】

- イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究

（1）調査研究

経年劣化事象等の調査

再処理機器の耐食安全性に関する国の既存研究成果を調査し、高経年化評価の観点から整理を実施した。再処理施設特有の経年劣化環境にある塔槽類及び炉類等の主要なプロセス機器を対象に、再処理施設だけではなく、類似する環境にある硝酸化学プラント等について、腐食、摩耗、疲労等による経年劣化発生メカニズムや劣化進展傾向、発生部位等に関する国内外の最新の文献等調査を実施し、監視すべき部位の抽出などを行った。

解析方法の調査

再処理機器の構造強度について、解析方法に関する最新知見の調査を実施した。また、調査結果をもとに選定した解析コードを用いて機器の構造強度解析を行い、事業者が実施した解析手法や解析結果との比較検討を行い、解析評価方法の特性を明らかにした。

(2) 試験研究

試験計画策定

再処理施設の中でも安全上重要な機器における硝酸環境下の液相部（沸騰伝熱部）及び気相部（凝縮流動部）の腐食を対象とし、プルトニウムなどの再処理施設特有の化学種が存在する環境下での腐食挙動に関する知見を取得するため、液相部及び気相部の腐食環境の調査、加速試験方法及び試験条件の検討、試験計画の策定を行った。

試験装置整備

試験計画策定に基づき、沸騰伝熱面腐食試験装置及び凝縮流動硝酸腐食試験装置を整備するとともに、経年変化データの取得試験を開始した。

ロ．核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化

平成 18 年度は、活断層評価に関わる既往の研究成果を調査し、次年度以降実施予定である 3 次元地震動伝播解析を実施していくために、対象とすべき活断層の選定及び各種断層パラメータについて整理した。特に長周期地震動を考える上で影響が大きい長大断層については、既往の強震動予測手法を用いると断層面積に対して、アスペリティ面積が大きくなり、現実的ではないとの指摘もあるため、文献等を参考に妥当な断層パラメータの設定方法を検討した。

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
18 年度	8	284	292	8.5	6	14.5
19 年度	0	74	74	8	5	13

【自己評価】

イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究

研究の進捗状況

[チェック欄]

- 計画以上に進捗した。
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 学協会基準等への活用が期待できる。
- その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

調査研究の成果は、改正された原子炉等規制法における再処理施設の高経年化対策に関する国の適切性確認に資する技術情報基盤として活用される。

【特記事項】

機構内において、安全研究センター、原子力基礎工学研究部門（燃料・材料工学ユニット 防食材料技術開発グループ）及び核燃料サイクル工学研究所（サイクル工学試験部 試験運転第 2 課）が連携・協力体制を整備して本受託研究を実施した。今後もこの体制の元に推進する。

ロ．核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化 研究の進捗状況

[チェック欄]

- 計画以上に進捗した。
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

平成 18 年度は、耐震指針改訂にともなう、MOX 加工施設補正申請及び既存再処理施設の耐震再評価への取組を最優先課題とし、建設部をあげて対応した。このため、安全研究を実施する人員確保が困難な状況となり、免震構造に関する信頼性評価手法の高度化については計画どおりの進捗まで至らなかった。

今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

平成 19 年度以降については、安全研究予算が打ち切られたことから、取り下げざるを得ない状況である。

成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 学協会基準等への活用が期待できる。
- その他（具体的な内容を記述）

【特記事項】

平成 18 年度以降は、耐震指針改訂にともなう、MOX 加工施設補正申請及び既存再処理施設の耐震再評価への取組を最優先課題とし、建設部をあげて対応する必要がある。このため、安全研究を実施する人員確保が困難な状況である。また、平成 19 年度以降については、安全研究予算が打ち切られたことから、取り下げざるを得ない状況である。

【研究成果の発表状況】

[受託事業報告書]

イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究

JNES 受託研究事業報告書「再処理施設保守管理技術等調査 平成 18 年度 再処理施設の経年変化に関する研究 受託研究成果報告書 平成 19 年 2 月 独立行政法人 日本原子力研究開発機構」

[口頭発表]

イ．再処理施設の高経年化対策技術評価に係わる研究

日本原子力学会 2007 年春の年会（2007 年 3 月 27 日～29 日、名古屋大学）にて（4 件）

上野文義ほか：「再処理用材料の腐食による劣化とその機構（第 1 報）ステンレス鋼製機器における腐食進展傾向」（H19）

市川史郎ほか：「再処理用材料の腐食による劣化とその機構（第 2 報）ステンレス鋼製機器の腐食形態の解析」（H20）

加藤千明ほか：「再処理用材料の腐食による劣化とその機構（第 3 報）ジルコニウム製機器の環境助長割れに関する検討」（H21）

沼田正美ほか：「再処理用材料の腐食による劣化とその機構（第 4 報）ホット環境におけるジルコニウム製機器の環境助長割れ確認試験」（H22）

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野 / 高レベル放射性廃棄物の処分

【分類番号】 4-1-1

【研究課題名(Title)】

高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究（1）
Research on Geological Disposal of High-level Radioactive Waste (1)

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ
[氏名] 中山 真一（なかやま しんいち）
[連絡先] Tel : 81-6001 E-mail : nakayama.shinichi@jaea.go.jp

【研究目的】

人工バリア材の長期変質など変動要因を考慮できる確率論的長期安全評価手法を開発・整備する。

【研究内容】

イ．長期安全評価手法に関する研究

地層処分の長期的な地下水移行シナリオ評価のための確率論的評価手法の開発・整備および人間侵入シナリオの検討を行う。また、ベントナイト系緩衝材の変質、金属容器の腐食・初期欠陥、隆起・侵食・海水準変動等の長期変動の影響評価手法を開発・整備する。決定論及び確率論的安全解析を行い、個々の変動要因による不確かさの影響を定量的に明らかにする。

また、これらの解析に必要なデータの整備として、人工バリア、天然バリア及び生物圏に係るパラメータの時間的・空間的不確かさを含むデータベース、人間侵入シナリオ評価のための基礎データとしてのボーリング行為に関するデータの収集・分析、ならびに人工バリア材の変質や核種移行に関する現象理解とデータ取得を行う。

さらに、安全確保のための基本的事項調査として、我が国の地質環境・地殻変動に関する調査、処分工学技術（バリア材性能、建設・閉鎖技術等）に関する調査、及び安全確保のための基本的事項（線量基準、長期評価の考え方等）に関する国際動向の調査を行い、長期評価において考慮すべき事象及び評価の考え方の検討を行う。【原子力安全・保安院】

ロ．広域かつ長期的な地下水流動に関する研究

安全評価のための地下水流動の予測のために、数 10～100km 程度の広域かつ長期的な地下水流動を考慮可能なモデルを構築する。地質及び気候関連事象の変化、人間活動等の外的要因による地下水流動系への影響を評価できるモデルとする。【原子力安全・保安院受託】

【達成目標】

- 高レベル放射性廃棄物処分安全評価手法の開発・整備として、
- ・ 基礎データの拡充およびデータベースの整備
 - ・ 広域かつ長期的な地下水流動評価手法の開発
 - ・ 人工バリア等の構成要素の長期的挙動に関するデータ整備および評価モデルの開発。

【成果の活用方策】

- ・ 精密調査地区選定のための環境要件および安全審査基本指針の策定に対し、最新の技術や成果を技術基盤として整備する。
- ・ 最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定のための科学的基盤情報を整備する。

【使用主要施設】

東海研究開発センター 原子力科学研究所 燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）
東海研究開発センター 原子力科学研究所 環境シミュレーション試験棟（STEM）
東海研究開発センター 原子力科学研究所 廃棄物安全試験施設（WASTEF）
東海研究開発センター 原子力科学研究所 第 4 研究棟

【研究の進め方】

高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する事業および規制の進展、および国際的な安全規制等の動向を把握し、適宜、研究計画に反映させる。学識経験者及び民間企業等の関係機関の専門家を加えた専門部会を機構内に設置し、年2回の予定で研究計画および研究成果を審議し、審議結果を経て検討および取りまとめを実施する。処分の安全評価に資する基礎的研究について、「連携重点研究」において大学及び民間企業と連携する。また、地層処分研究開発部門、(独)産業技術総合研究所、(独)原子力安全基盤機構等との連携を密に実施する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名(実施機関)]

- ・連携重点研究：放射性廃棄物処分研究のためのネットワーク(東京大学)

[受託研究名(委託元)]

- ・放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査(原子力安全・保安院)
- ・地層処分に係る水文地質学的変化による影響に関する調査(原子力安全・保安院)

[委託研究名(委託機関)]

なし

【研究実施内容及び成果(平成18年度)】

長期安全評価手法に関する研究では、地層処分の安全評価における様々な変動要因による不確かさの影響を定量的に明らかにするために、人工バリア材の変質や核種移行に関する現象理解とデータ取得を行う長期的影響評価用データ取得、解析に必要な各評価パラメータのデータ変動特性の検討を行うデータベース整備、各種の長期変動による不確かさの影響の定量化を目的としたコード開発および安全解析を行った。

広域かつ長期的な地下水流動に関する研究では、広域地下水流動解析モデルの整備およびその検証方法に係る検討を行うと共に、現地調査によるモデル対象地区での検証用データの取得を実施した。

イ．長期安全評価手法に関する研究

(1) 長期的影響評価用データ取得

人工バリア材料の変質に関しては、処分環境でのセメント硬化体の間隙構造および物質移行特性の変化を実測し、昨年度開発した間隙変遷モデルによる予測値との比較から、モデル不適合箇所を抽出した。また、緩衝材変質について実験的に決定した定量式を導入して、純水、海水、降水系地下水を想定した処分場環境における緩衝材内の透水係数等の時間的・空間的変動を計算した。移行評価データ取得に関しては、鉄共存系でのセレンおよびカルシウム系でのニオブの溶解度を決定するとともに、ベントナイトを対象としたトリウム等の拡散係数取得および拡散現象の理論モデル構築を行った(図1)。オーバ-パック腐食に関しては、間隙水組成評価に必要な炭素鋼の腐食速度式および腐食に関わる平衡定数等を整備した。天然バリアに関しては、硝酸塩及び塩水濃度の変化を考慮したHSeの分配係数データを取得し、処分環境における変動幅を評価した。

(2) データベース整備

長期的評価に関するデータベース整備では、地下水移行シナリオの安全解析に用いられる人工バリア、天然バリア、生物圏に関連したパラメータの調査を継続し、媒体の種類や物理的・化学的性質の違いによるパラメータ変動を検討した。検討結果、既往の研究事例・知見などを踏まえて、処分環境において想定されるデータを推定し、解析用の評価パラメータ(選定値、分布幅)を設定した。また、岩盤中での亀裂の空間的分布構造の推定方法に関する検討・調査を継続した。

原位置試験に関するデータベース整備では、国内および諸外国の地下研究施設での物質移行試験および水理に関する原位置試験について調査を行った。また、日本原子力研究開発機構幌延深地層研究センター地域における地質構造モデルを基にした地下水流動および核種移行モデルの検証にあたって、水理地質構造モデルに関するデータ(境界条件、水文データ、水理パラメータ)の収集・整理を継続し、3次元地下水流動解析コード3D-SEEPに適用できるように解析用データセットを整備した。

(3) コード開発及び安全解析

地層処分 of 長期的な安全性の評価用コードとして、セメントの長期劣化に伴うアルカリ成分の浸出を評価する基本コードを整備するとともに、炭素鋼オーバーパックの腐食寿命評価コードの開発および確率論的な安全評価コード GSRW-PSA の拡張を行った。また、隆起・侵食・海水準変動に対応した地下水流動解析コードおよび亀裂性媒体中の地下水流動・核種移行解析コードを開発・整備した。

安全解析では、処分サイトの空間的および時間的な広がり起因した不確かさの検討のため、仮想的な処分サイトの地下水流動解析および長期的評価に関するデータベースの情報を基にした確率論的安全解析を実施した。緩衝材変質シナリオの被ばく線量に与える影響については、決定論及び確率論的解析から検討し、シナリオ、モデル、パラメータの不確かさの定量化を試みた(図3)。また、炭素鋼オーバーパックの寿命に関する影響解析を継続するとともに、隆起・侵食・海水準変動による天然バリア中の核種移行への影響を検討するために、地下水流動解析を実施した。

ロ．広域かつ長期的な地下水流動に関する研究

(1) 広域地下水流動解析モデルの検証方法に係る検討

広域地下水流動解析モデルの検証方法の信頼性向上を目的とした、既往の検証方法の整理・比較および検証における課題抽出と方策検討を実施した。また、モデル対象地区の水質形成メカニズムに関する調査を行うとともに、堆積盆・岩盤地下水の流動状況に関する調査により検証に用いるデータを整備した。これら広域地下水流動に係わる知見、文献情報は広域地下水流動データベースに追加した。また、モデルを検証するための観測データ等を取得する際の調査手法の有効性を地質環境ごとに客観的指標で評価し、上記データベースに取りまとめて調査技術の適用における知見を整理した。その結果、国内外の調査技術の実績、有効性を比較すると、地表踏査(地質、水文調査)リモートセンシングが必須項目であり、物理探査では比抵抗探査、電磁法探査(CSAMT, Controlled Source Audio-frequency Magneto-Telluric 法)など、ボーリング調査では速度検層、電気検層、透水試験など、室内試験では透水係数測定などの水理試験、水質分析、年代測定などと、一般的な調査実施状況、有効性の傾向は変わらないことがわかった。しかし、国内で適用されていた自然電位法は海外での適用はほとんどなく、逆に反射法地震探査は国内よりも海外で良く適用されている等、個々の調査の適用事項に特徴がみられた。

(2) モデル地区詳細調査

結晶質岩分布地域を例に、モデル地区における地表踏査において、地表地質調査、土壌・マサ厚調査、谷頭調査、湧水調査、河川水・沢水採取調査、室内試料分析、総合解析の7項目の調査を実施した。また、物理探査の一手法である CSAMT 法により、地質構造モデルの構築に必要な深度約 1 km までの亀裂分布についての情報を概略得ることができた。

堆積岩地域である養老川流域での調査においては、養老川支流3河川流域の流況調査(地形、地質調査を含む)流量観測、水質分析、同位体分析等から、概略、堆積岩地域の地下水流動特性のイメージを把握することができた。その結果、流量観測データ、地形・地質構造のデータに基づけば、養老川支流3河川流域の地下水流動は地質構造に規制され、高標高部(源流域)で涵養された地下水は地層の走向方向(地質構造と平行)に沿って流動し、低標高部で流出しやすい傾向にあり、酸素・水素同位体データに基づけば、3河川とも涵養域は各河川源流域である大福山に求められるが、芋原川では中・下流域においても一部涵養している可能性がある等が示唆された。

(3) 地下水流動系に影響を及ぼす外的要因に関する調査

外的要因に関する調査では、文献調査によって、モデル対象地区内およびその近傍を対象とした気候変動(海水準変動を含む)地殻変動(隆起・沈降・侵食、火山・火成活動、及び地震・断層活動等)のデータを収集・整理するとともに、気候変動、地殻変動による広域地下水流動及び地表水流動の影響に関する知見を収集し整理した。その内、古気候変化に関する調査においては、東北地方の2地点から花粉分析データを収集し、そのデータをモダンアナログ法により解析するとともに、既往研究事例を参照して、古気候変化の特徴について検討した。その結果、山形県白鷹湖沼群荒沼の花粉分析データからは、約9万年前から現在までの古気候が復元でき、その平均気温は最終氷期の MIS4 (7~6万年前) および MIS2 (3~1万年前) で 2 ~4 と、現在より 5~7 低い。また、MIS1 の完新世ヒブシサーマル期(7,000~5,000年前)では 13 前後と、現在より 4 程度暖かいことが示唆され、白鷹湖沼群のモダンアナログ法による解析結果は深海底コアから得られた海

水温変化と良い対応を示した（図4参照）。

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
18年度	0	620	620	7	16	23
19年度	0	462	462	8	16	24

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

- 計画以上に進捗した。
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 学協会基準等への活用が期待できる。
- その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

処分の長期的安全評価手法の整備において、広域地下水流動評価や人工バリア（ベントナイト緩衝材）性能評価から得られる知見を組み込むことにより、安全評価の信頼性を向上させると共に、評価期間や不確実性の取扱いなど安全基準に関する検討に資する。また、広域地下水流動に関する知見は、精密調査地区選定の環境要件の検討に資する。

【特記事項】

特になし

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

- ・ 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ（山口）：地下処分場周辺岩盤への放射性核種の収着、NUCEF REVIEW 第11号, 2006
- ・ T. Yamaguchi, Y. Sakamoto, M. Akai, M. Takazawa, Y. Iida, T. Tanaka, S. Nakayama, Experimental and modeling study on long-term alteration of compacted bentonite with alkaline groundwater, Physics and Chemistry of the Earth, 32, pp.298-310 (2007).

技術報告書：

- ・ 武田、木村、“地層処分におけるSe及びNpの溶解度の不確かさに関する検討—モンテカルロ法による地球化学計算コードを用いた溶解度の不確かさ解析—”、JAEA-Research 2006-069, 2006.
- ・ 山川、武田、木村、兵頭、“非火山地域における地温の特徴”、JAEA-Research 2007-040, 2007.

- ・ 酒井、宗像、木村、“堆積岩地域における広域地下水流動に関する研究：養老川流域の例”、JAEA-Research 2006-084.
- ・ 山川、宗像、木村、兵頭、“地理情報システムによる広域地下水流動範囲の設定方法に関する検討”、JAEA-Research 2007-039

国際会議：

- ・ T. Sawaguchi, S. Takeda, T. Kozaki, Y. Sekioka, H. Kato and H. Kimura, “Assessment of Data Uncertainty on the Diffusion Coefficients for Nuclides in Engineered and Natural Barriers”, International Information Exchange Meeting on Diffusion Phenomenon in Bentonite and Rock, Horonobe, Japan, 2006.
- ・ Y. Iida, T. Yamaguchi, F. Yamada, T. Maeda, Y. Sakamoto, T. Mizuno, T. Tanaka, S. Nakayama, Modeling of pore-water chemistry as a common base for understanding dissolution of montmorillonite and mass transport in compacted bentonite., 19th General Meeting of the International Mineralogical Association (第19回国際鉱物学連合会議, IMA), 2006年7月, (神戸)
- ・ F. Yamada, T. Yamaguchi, T. Maeda, T. Mizuno, Y. Sakamoto, K. Negishi, T. Tanaka, Y. Iida, Development of a coupled mass-transport / chemical reaction code for simulating variation in hydraulic conductivity of bentonite buffer in radioactive waste disposal., 19th General Meeting of the International Mineralogical Association (第19回国際鉱物学連合会議, IMA), 2006年7月, (神戸)
- ・ Yoshihisa Iida, Tetsuji Yamaguchi, Tadao Tanaka, Akira Kitamura and Shinichi Nakayama, Determination of the solubility limiting solid of selenium in the presence of iron under anoxic conditions., Mobile Fission and Activation Products in Nuclear Waste Disposal (MOFAP 07), La Baule, France, 2007年1月16日-19日.

口頭発表：

- ・ 武田、“ガラス固化体の長期的溶解の不確かさが核種移行評価に与える影響”、連携重点研究「放射性廃棄物処分研究ネットワーク」ワークショップ及び情報交換会、JAEA-Conf 2007-003, 2007.
- ・ 武田、関岡、四辻、木村、稲垣、“ガラス固化体の長期的溶解に関する不確かさの影響解析”、日本原子力学会 2006年秋の大会.
- ・ 長澤、武田、佐々木、木村、“人間侵入に関するデータベース”、日本原子力学会 2006年秋の大会.
- ・ 関岡、武田、木村、山口徹、大江、長崎、佐々木、小崎、稲垣、“放射性廃棄物処分の長期的評価のためのデータベース整備”、日本原子力学会 第22回バックエンド夏期セミナー.
- ・ 渡邊、武田、木村、“全面腐食進展による炭素鋼オーバーパックの寿命解析”、第53回材料と環境討論会.
- ・ 長澤、木村、武田、“我が国の水平速度分布と地質構造の関係 - 活断層と火山帯での運動の類似性 - ”、日本地震学会 2006年秋季大会.
- ・ 四辻、武田、木村、“分子軌道法を用いた粘土鉱物エッジ表面の構造に関する研究”、第20回分子シミュレーション討論会.
- ・ 大江、長崎、木村、武田、関岡、加藤、赤堀、“核種収着分配係数データベースの変動要因に関する分析 核種収着モデルによる原因解明 ”、日本原子力学会 2007年春の年会.
- ・ 田中、山口、飯田、木村、瀧、藤原、上田、向井、山田、水野、星野、角脇、坂本、根岸、前田、中山、放射性廃棄物処分の長期的評価のための実験的研 2006年の現状、バックエンド部会夏期セミナー, 2006年7月, (北九州).
- ・ 山口、核種移行評価上の重要パラメータ設定における間隙水物理化学特性の理解の必要性、連携重点研究「放射性廃棄物処分研究ネットワーク」ワークショップ及び情報交換会, 2006年8月2~4日, (東海村)
- ・ 山口、木村、飯田、田中、中山、上田、荒木、地下の還元的な状態を維持した条件での岩石への分配係数測定(1) -地下の還元的な状態の検討、原子力学会, 2006年9月, (札幌)
- ・ 木村、山口、飯田、田中、中山、上田、荒木、地下の還元的な状態を維持した条件での岩石への分配係数測定(2) -収着試験条件の検討、原子力学会, 2006年9月, (札幌)
- ・ 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、長期安全評価における不確かさの研究、原子力安全委員

会「安全研究年次計画（平成13年度～平成17年度）の総合評価ヒアリング，2006年12月21日，（東京）。

- ・ 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究、原子力安全委員会「安全研究年次計画（平成13年度～平成17年度）の総合評価ヒアリング，2006年12月21日，（東京）。
- ・ 星野清一、山口徹治、向井雅之、山田文香、根岸久美、田中忠夫、中山真一、「炭酸イオンを含む溶液に曝されたセメント硬化体の変質と物質拡散性の変遷」、原子力学会，2007年3月，（名古屋）。
- ・ 大塚伊知郎、山口徹治、飯田芳久、瀧洋、田中忠夫、中山真一、「処分環境下で炭素鋼の腐食によって生成し得る水酸化炭酸鉄の溶解度積」、原子力学会，2007年3月，（名古屋）。

受託事業報告書：

- ・ 原子力安全・保安院受託事業平成18年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査報告書（1/2）[確率論的アプローチによる長期的評価手法の調査] 報告書、原子力機構、平成18年3月。
- ・ 原子力安全・保安院受託事業平成18年度地層処分に係る水文地質学的変化による影響に関する調査報告書、原子力機構、平成18年3月。

【用語解説】

図表

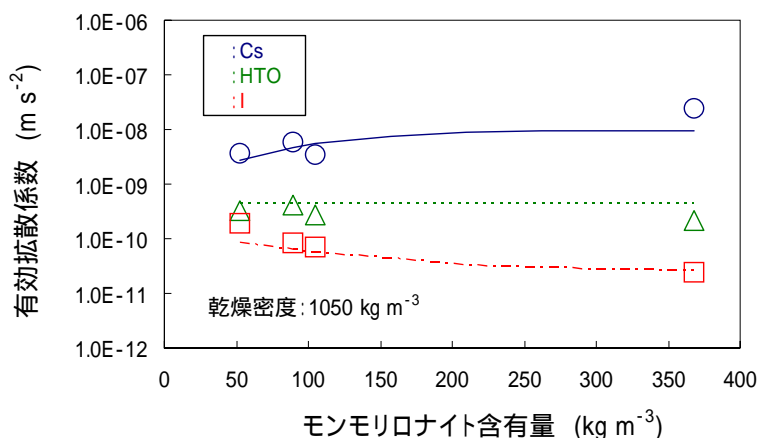


図-1 変質ベントナイト拡散試験での実験結果とモデル計算結果の比較
 変質ベントナイト拡散試験により得られた有効拡散係数値と、開発した理論モデルによる計算値を

比較した。モデルにより算出した Cs、HTO および I の拡散係数は実験値と良い一致を示した。処分環境におけるベントナイトの変質および地下水組成の変動による拡散係数の変動幅を評価可能とした。

表 1 HLW 地層処分の地下水移行シナリオ処分環境条件の設定

処分環境条件	設定内容
地理/地形	内陸平野/沿岸平野 (地形傾斜度8度)
水質	降水系地下水/海水系地下水
岩種	結晶質岩(花崗岩類)
地質構造	地表に厚さ40mの堆積層(帯水層) 傾斜度45度の亀裂帯(処分場の下流側)
処分深度	1000m
処分場構成*1	ガラス固化体、炭素鋼オーバーバック、ベントナイト系緩衝材、プラグ/グラウト(セメント系材料)
温度	処分場周辺の岩盤で45 1000年以降の緩衝材領域で60
生物圏	河川(河川水利用、河川岸建設、河川岸居住、河川岸農耕)*2

(*1)人工バリアの設計仕様は第2次取りまとめの仕様と同一
(*2)現行の余裕深度処分の政令濃度上限値評価のシナリオ

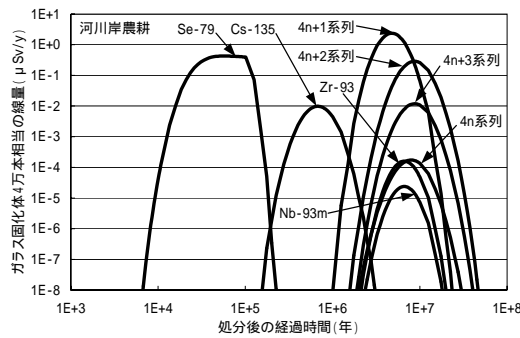


図 2 標準シナリオの線量評価結果

処分概念は第2次取りまとめを基本とし、表1のような処分環境条件による仮想的な処分サイトを想定した。本解析では、モンテカルロ計算を可能とする安全評価コード GSRW-PSA を使用した。標準シナリオに対する線量評価例を図1に示す。その結果、ピーク線量を形成する重要核種(または系列)は、第2次取りまとめとの大きな違いはなく Se-79、Cs-135、4n+1 系列核種、及び 4n+2 系列の核種となった。

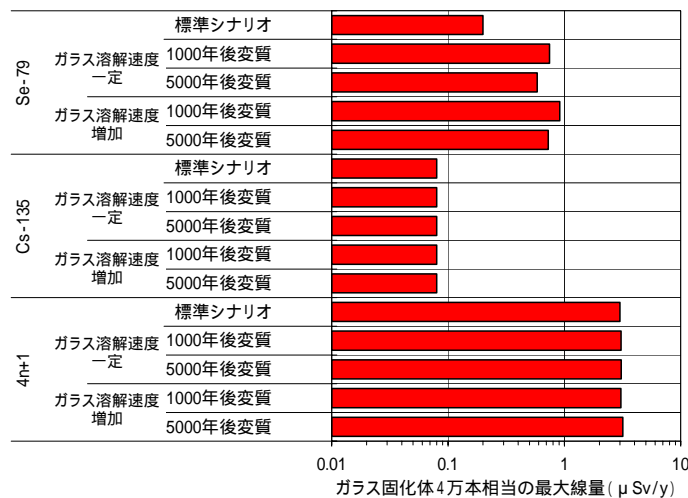


図 3 決定論的解析における緩衝材変質シナリオの線量評価結果

緩衝材変質シナリオの解析結果から、Se-79 では、天然バリア領域での収着性が低く、緩衝材変質

に伴う被ばく線量は標準シナリオの基本ケースに比べて決定論的解析（上図）及び確率論的解析において増加する結果となった。

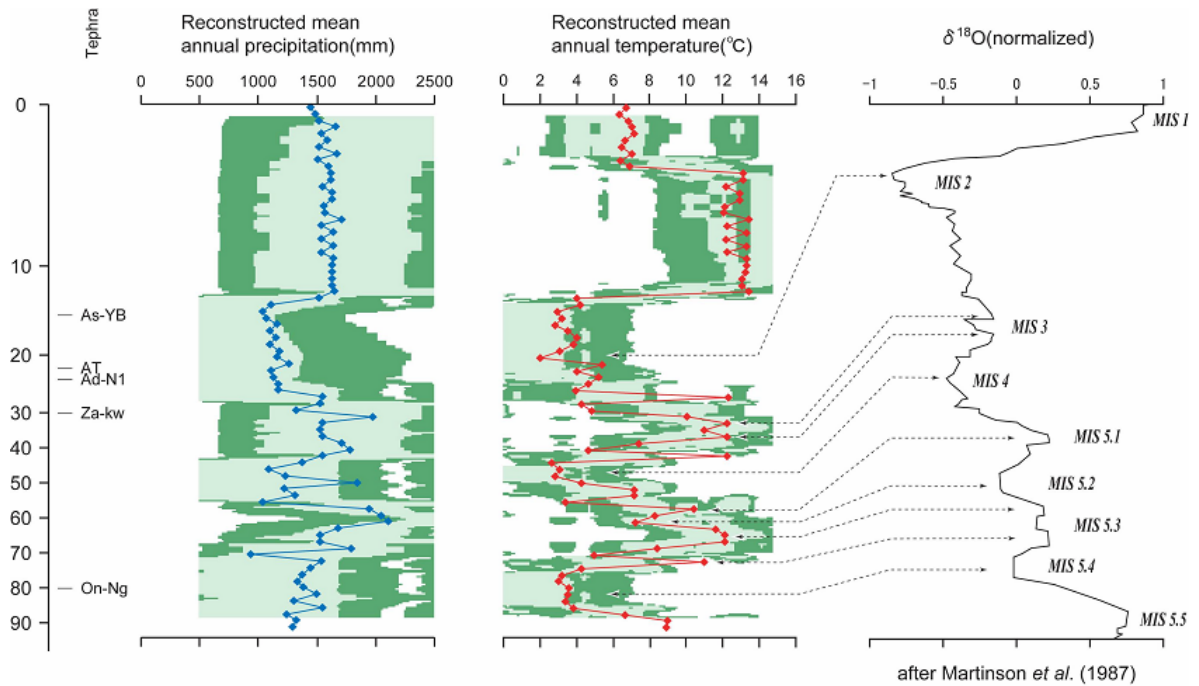


図4 白鷹湖沼群荒沼における古気候の復元結果

降水量は最終氷期の MIS4、MIS2 において、1,100 mm 前後の値を示し、現在の年間降水量 1,381 mm に比べて 20～30%程度少なく、乾燥していたことが推定される。一方、最終間氷期の MIS5.1（約 8 万年前）や後氷期 MIS1 の完新世ヒブシサーマル期では 1,500 mm を超える年降水量の値が示された。すなわち、氷期には現在よりも降水量が 300 mm 程度少なかった可能性が高く、逆に最終間氷期や完新世では 100 mm もしくはそれ以上多かった可能性が高いことが推定される。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野 / 高 廃棄物、TRU 廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分

【分類番号】 4-2-1

【研究課題名(Title)】

低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
Research on Disposal of Low-level Radioactive Waste

【研究代表者】

【所属】 安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ
【氏名】 中山 真一（なかやま しんいち）
【連絡先】 Tel : 81-6001 E-mail : nakayama.shinichi@jaea.go.jp
【所属】 地層処分研究開発部門 TRU 廃棄物処分研究グループ
【氏名】 亀井 玄人（かめい げんと）
【連絡先】 Tel : 82-67700 E-mail : kamei.gento@jaea.go.jp

【研究目的】

TRU 廃棄物およびウラン廃棄物の処分については、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全規制の基本的考え方の策定に役立てるため、評価シナリオの設定、固化体・人工バリア・天然バリアの機能評価等を含めた安全評価手法を開発・整備する。また、処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な解析を行う。高 廃棄物（炉内構造物等廃棄物）については、余裕深度処分に関する規制基準の検討のために安全評価手法を開発・整備する。

【研究内容】

- イ．高 廃棄物（炉内構造物等廃棄物）の処分に関する研究
余裕深度処分に関して、安全評価シナリオ、安全評価モデル等を検討し、安全評価解析を行う。
- ロ．TRU 廃棄物の処分に関する研究
クリアランス及び浅地中処分・余裕深度処分のための埋設濃度上限値を試算する。また、長期バリア性能評価および安全評価手法を開発する。また、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体との併置処分の安全性に関する評価手法の整備を行う。さらに返還低レベル廃棄物固化体に関しては特性評価研究を行う。【保安院受託(H17, H18)、JNES 受託(H19 以降)】
地層処分の安全性に関連する研究として、充填材や緩衝材など人工バリアの長期挙動に関わるデータ及び核種移行データの取得、整備を進めるとともに、評価モデルの改良を進め、信頼性の高い線量評価を行う。【保安院受託(H17, H18)及び JNES 受託(H19 以降)の一部】
- ハ．ウラン廃棄物の処分に関する研究
クリアランス及び浅地中処分・余裕深度処分のための埋設濃度上限値を試算する。また、長期バリア性能評価および安全評価手法を開発する。【保安院受託(H17, H18)、JNES 受託(H19 以降)】

【達成目標】

- 廃棄物処分の安全評価に係る基本的考え方の構築では、
- ・ 安全評価手法（リスク論的考え方の適用の可能性を含む）、評価期間、線量目標値、安全評価シナリオ等安全評価の重要事項を検討、提示
- 廃棄物処分の安全評価手法の開発では、
- ・ 高 廃棄物（炉内構造物等廃棄物）処分の安全評価解析
 - ・ TRU 廃棄物処分、ウラン廃棄物処分の安全評価手法の整備
- 天然バリア、人工バリアの性能評価研究では、
- ・ TRU 廃棄物、ウラン廃棄物の処分施設におけるバリア機能の性能評価

【成果の活用方策】

- ・ 高 廃棄物（炉内構造物等廃棄物）の処分施設の安全審査指針は、平成 18 年度までにまとめることとしており、その策定にあたり研究成果を活用する。
- ・ TRU 廃棄物処分やウラン廃棄物処分の基本的考え方、濃度上限値、安全審査指針を検討する

に当たっては、炉内構造物等廃棄物の処分施設の安全規制要件とも関連しており、これらの廃棄物処分に関する研究成果を必要とする。また、最新の技術や成果を安全評価のための基盤情報とし活用する。

【使用主要施設】

東海研究開発センター 原子力科学研究所 燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）
東海研究開発センター 原子力科学研究所 環境シミュレーション試験棟（STEM）
東海研究開発センター 原子力科学研究所 廃棄物安全試験施設（WASTEF）
東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所 地層処分基盤研究施設（ENTRY）

【研究の進め方】

TRU 廃棄物及びウラン廃棄物に関するクリアランス及び処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な評価手法の整備に関する研究を、原子力安全・保安院からの特受託事業において実施する。学識経験者及び民間企業等の関係機関の専門家を加えた専門部会を機構内に設置し、年2回の予定で研究計画、研究成果を審議し、審議結果を経て検討および取りまとめを実施する。余裕深度処分については一部特受託運営費交付金事業として行う。

処分の安全評価に資する基礎的研究について、「連携重点研究制度」において大学及び民間企業と、また金沢大学と共同研究を行う。さらに北海道大学に研究を委託する。

機構内ではバックエンド推進部門と情報交換を行うとともに、(独)産業技術総合研究所及び(独)原子力安全基盤機構との研究協力協定に基づき連携を一層強化する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名（実施機関）]

- ・ 連携重点研究：放射性廃棄物処分研究のためのネットワーク（東京大学）
- ・ 低アルカリ性セメント硬化体の間隙構造とイオンの移動に関する研究（金沢大学）

[受託研究名（委託元）]

- ・ 放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査（原子力安全・保安院（H18 まで）、JNES(H19 以降)）

[委託研究名（委託機関）]

スメクタイトのアルカリ変質挙動の速度論的研究（ ）（北海道大学）

【研究実施内容及び成果（平成 18 年度）】

イ．高 廃棄物（炉内構造物等廃棄物）の処分に関する研究

炉心構造物等の余裕深度処分について、地下水移行シナリオに加え、処分場跡地におけるボーリングが処分施設に到達することを想定したシナリオに対する被ばく線量解析を行い、このボーリングシナリオの線量影響を定量的に示した。

ロ．TRU 廃棄物の処分に関する研究

返還低レベル廃棄物（ガラス固化体）特性試験の一部であるソースターム評価に必要なデータ取得手法を整備するための調査等を実施した。米国および英国で開発されている低レベルガラス固化体の組成を調査した結果、HLW ガラス固化体に比べ Na、Al の含有率が高く、水による溶解に際しては沸石等の二次鉱物が生成しやすいことから、固化体の特性評価にあたっては二次相（変質層）の観察が重要であることを抽出した。また、米国で標準化された試験方法を用いて、3種類の低レベルガラス固化体模擬試料の溶解試験に着手した。【保安院受託】

TRU 廃棄物のトレンチ処分、ピット処分および余裕深度処分に対する濃度上限値の検討では、半減期、線量換算係数、農畜産物への移行係数などに最新の知見に基づいた値を採用することとし、各処分方法に対する基準線量相当濃度を算出した。また、各処分方法で想定される廃棄物中の平均放射能濃度（D）と基準線量相当濃度（C）により計算される相対重要度（D/C）の検討を行い、重要核種を抽出した（表 1）。さらに、原子力安全委員会の「再評価報告書」におけるクリアランスレベル算出の考え方に基づいて TRU 廃棄物に関する値を算出し、それらの値を IAEA RS-G-1.7 等の国際的な検討との比較により矛盾のないことを確認し、クリアランスレベルとして提唱した。TRU 廃棄物の地層処分に対する安全評価手法の整備として、TRU 廃棄物処分において特有であるセメント系材料を多く用いることに着目し、セメントに起因する高アルカリ性地下水の処分システム領

域への広がりに関する影響を評価するためのモデル/コード開発に着手した。【保安院受託】

TRU 廃棄物の地層処分については、処分の信頼性向上及び合理化を含めた詳細評価に向けて、合理的に研究が進められるように関係機関と協力して全体基本計画を作成した。また、TRU 廃棄物処分技術検討書の英語版を作成し、ウェブ公開を行なった。上記の全体基本計画に基づき、セメント系材料とベントナイトの相互作用に関わるデータとして、原子間力顕微鏡 (AFM) を用いてセメント材料による高アルカリ性条件におけるスメクタイトの溶解速度データを取得した。またセメント水和物と海水との反応による pH 上昇機構を解明した。硝酸イオンの化学的変遷に関しては、脱窒菌による硝酸イオンの還元反応速度データを取得した。核種移行データの取得・整備として、廃棄体に含まれる硝酸イオンのアンモニアへの変遷を考慮して核種の溶解度に及ぼす影響を調査した。アンモニアとの錯体形成が強いと想定される鉛についてアルカリ溶液 (pH12) において溶解度試験を実施し、鉛のアンミン錯体が溶解度に大きく影響しないことが確認された。また、普通ポルトランドセメント硬化体や低アルカリ性セメント (フライアッシュ高含有シリカフェームセメント) 硬化体中の塩化物イオンの見掛けの拡散係数の取得を実施し、セメント硬化体中での物質の移動に関わる知見の拡充を図った。

さらに、個別事象の影響度を調べるために第 2 次 TRU レポートの代替ケースの詳細条件の整理・設定を行なうとともに、包括的感度解析ツールのマニュアル整備を行った。

八．ウラン廃棄物の処分に関する研究

ウラン廃棄物について、最新の知見に基づいた値を採用し、浅地中トレンチ処分、コンクリートピット処分および余裕深度処分の各処分方式に対する濃度上限値を算出した。また、IAEA RS-G-1.7 に示された 1Bq/g をクリアランスレベルと想定した場合の被ばく線量を決定論的手法及び確率論的手法による解析によって評価した。その結果、U-234、U-235 及び U-238 による被ばく線量が 10 μ Sv/y オーダーとなることを示した (図 1) 。【保安院受託】

【研究資源】(上段：安全研究センター、下段：地層処分研究開発部門)

年度	予算 (単位：百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
18 年度	11	37	48	2	3	5
	181	0	181	4	5	9
19 年度	9	52	61	2	3	5
	187	0	187	4	5	9

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

- 計画以上に進捗した。
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

余裕深度処分に関しては、H20 頃と予想されている事業申請の安全審査において活用すべく安全評価手法を整備する。TRU 廃棄物のトレンチ処分、ピット処分および余裕深度処分に対する濃度上限値の算出結果は、原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」(平成19年5月21日)に反映された。

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

- 1) 上田、坂本、“合成吸着樹脂を用いた地下水有機物の採取と分析”、原子力バックエンド研究、vol.12(1&2), p.31-39, 2006.
- 2) 中山、長崎、“処分研究ネットワークへのいざない”、日本原子力学会誌、vol.48(3), p.202-203, 2006.
- 3) 中山、大江、長崎、藤原、“ベントナイトの間隙水物理化学と処分における微生物学を議論—連携重点研究「放射性廃棄物処分研究のためのネットワーク」第1回情報交換会より”日本原子力学会誌、49, p.60, 2007.
- 4) 前田、水野、馬場、寺門、喜田川、沼田、“セメント平衡水中におけるスラグの溶解挙動”、廃棄物学会論文誌、vol.17, p.271-280, 2006.
- 5) 向井、田中、湯川、前田、Suryantoro、“放射性核種の地層中移行におけるコロイド影響評価手法に関する研究—コロイド単体の多孔質媒体中移行モデルの実験による検証—”、原子力バックエンド研究、vol.12(1&2), p.41-51, 2006.
- 6) T. Yamaguchi, S. Nakayama, S. Nagao, M. Kizaki, “Diffusive transport on neptunium and plutonium through compacted sand-bentonite mixtures under anaerobic conditions”, Radiochimica Acta 95, 115-125, 2007.

技術報告書：

- 7) 田中、向井、中山、“腐植物質共存下における放射性核種の吸着移行挙動 - 地中移行現象のシミュレーション解析 - ”、連携重点研究ワークショップ「地下環境における放射性核種の移行に及ぼす溶存有機物の影響評価」、北大大学院地球環境科学研究報告書, 2007.
- 8) 資源エネルギー庁、日本原子力研究開発機構：TRU廃棄物の地層処分基盤研究開発に関する全体基本計画（2006）
- 9) JAEA and FEPC: “Second Progress Report on Research and Development for TRU Waste Disposal in Japan—Repository Design, Safety Assessment and Means of Implementation in the Generic Phase—”, JAEA-Review 2007-010, FEPC TRU-TR2-2007-01(2007) (http://www.jaea.go.jp/04/be/docu/tru_eng/tru-2e_index.htm)
- 10) 亀井ほか：“TRU廃棄物の処理・処分技術に関する研究開発 平成18年度報告”、JAEA-Research (2007)(印刷中)

国際会議：

- 11) T. Tanaka, M. Mukai, T. Banba, “Field tests on Ce transfer in natural loess environment”, *Proc. of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology*, p.275-278 (2007).

口頭発表：

- 12) 山下・田中・足立、“ガラスビーズ充填カラムを通過するフミン酸のコロイド的移行特性：フミン酸分子量，共存イオン種，イオン強度およびpHの影響”、農業土木学会、平成18年8月.
- 13) 山下・田中・足立、“ガラスビーズ充填カラムを通過するフミン酸の流出特性に対する溶液化学的条件の影響”、農業土木学会、平成18年8月.

- 14) 木村、武田、佐々木、落合、“TRU 廃棄物のクリアランスレベルの検討”、日本原子力学会 2006 年秋の大会。
- 15) 原子力機構 安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“R I・研究所等廃棄物の安全解析”、原子力安全委員会「安全研究年次計画（平成 13 年度～平成 17 年度）の総合評価ヒアリング、2006 年 12 月 21 日、（東京）。
- 16) 原子力機構 安全研究センター、“TRU 廃棄物埋設処分の濃度上限値試算”、原子力安全委員会廃棄物廃止措置専門部会（第 10 回）配布資料、平成 18 年 8 月。
- 17) 原子力機構 安全研究センター、“TRU 廃棄物処分における濃度上限値試算について”、原子力安全委員会廃棄物廃止措置専門部会（第 11 回）配布資料、平成 18 年 9 月。
- 18) 三原、松村、鳥居、長坂：“フライアッシュ高含有シリカフェームセメント硬化体の塩化物イオンの見掛けの拡散係数の評価”、第 61 回セメント技術大会講演要旨、pp.252-253、平成 19 年 6 月。

受託事業報告書：

- 19) 原子力安全・保安院受託事業平成 18 年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査報告書（2/2）[TRU・ウラン廃棄物処分対策調査]」報告書、日本原子力研究開発機構、平成 18 年 3 月。

【用語解説】

TRU 廃棄物

再処理施設および MOX 燃料加工施設から発生する燃料棒の部品、廃液、フィルターなど超ウラン核種を有意に含む工程廃棄物。放射能濃度により浅地中処分から地層処分に亘る。

ウラン廃棄物

ウラン濃縮・燃料加工施設から発生するウラン同位体で汚染された廃棄物。消耗品、スラッジ、廃器材などで、ウラン濃度は幅広く長寿命廃棄物。

余裕深度処分

一般的な地下利用に余裕を持った深度、例えば 50～100 メートル程度の地中に埋設する処分であり、たとえば原子力発電所から発生する放射性廃棄物のうち、炉内構造物など比較的放射能レベルの高いものはこの方法で処分される。

クリアランス制度

原子力施設の解体などで発生する資材等のうち、人の健康への影響が無視できるほど放射能レベルが極めて低いものは、産業廃棄物として再利用または処分することができるようにするための制度。

図表

表1 各埋設処分方式における相対重要度 (D/C) により抽出された重要核種

濃度上限値を導出するためには、安全評価上重要となる放射性核種を選定する必要がある。われわれは、原子炉廃棄物及び TRU 廃棄物に対し、各処分方式で想定される廃棄物中の平均放射能濃度 (D) と基準線量相当濃度 (C: 以下の検討では 10 μ Sv/y) により計算される相対重要度 (D/C) に基づいて重要核種を抽出した。原子炉廃棄物に対して政令対象となった核種と同一の核種が選定されることが多い。

	各埋設処分方式における対象廃棄物のD/C								
	トレンチ処分			ビット処分			余裕深度処分		
	原子炉 廃棄物	TRU 廃棄物	+	原子炉 廃棄物	TRU 廃棄物	+	原子炉 廃棄物	TRU 廃棄物	+
1桁目	Sr-90	Sr-90	Sr-90	C-14	Pu-241 Tc-99 Sr-90 Am-241 Pu-240	Pu-241 Tc-99 Sr-90	Cl-36	U-238 Pu-238	Cl-36 U-238 Pu-238
2桁目	Cs-137	Cs-137	Cs-137	Pu-241 Pu-240 Sr-90 Tc-99 Pu-239	Cs-137 Pu-239 Pu-238 Nb-94 Ni-63 C-14 I-129	C-14 Pu-240 Am-241 Pu-239 Cs-137 Pu-238 Ni-63 Nb-94	C-14	Pu-241 I-129 Np-237 U-234 Am-241 Cl-36 U-235 Pu-239 Tc-99 Zr-93	Pu-241 I-129 Np-237 U-234 Am-241 C-14 U-235 Tc-99 Pu-239 Zr-93
3桁目	Eu-152 H-3 C-14 Co-60			Pu-238 Cs-137 Ni-63 Am-241 Ca-41 Co-60	Co-60 Cl-36 Np-237 Am-242m U-238 Am-243 U-234 Sn-126 Cm-244 Mo-93	I-129 Co-60 Cl-36 U-238 Np-237 Am-242m Am-243 Ca-41 U-234	Tc-99	Sn-126 C-14 Pu-240 Am-242m	Sn-126 Am-242m

(注) 下線の核種は、D/Cの値が最大であった核種を表す。また、太字・斜体の核種は、降雨浸透による核種流出の影響を想定した場合に、上位3桁の範囲から除外される核種を表す。

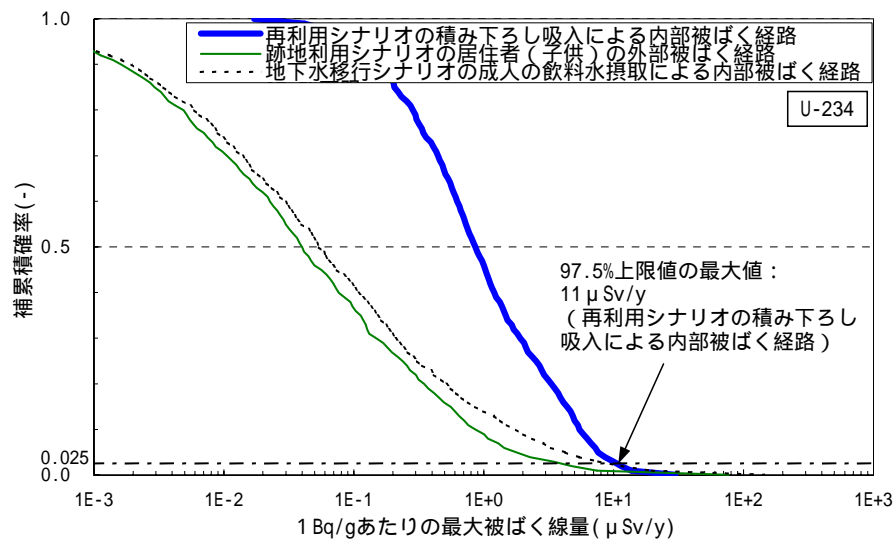


図1 U-234の1Bq/gに対する最大被ばく線量の確率論的解析結果

ウラン廃棄物のクリアランスに伴う被ばく線量評価において、評価パラメータの不確かさが線量に与える影響を定量的に検討するため、重要被ばく経路を対象としてモンテカルロ法による確率論的解析を実施した結果である。図は規制免除濃度 1Bq/g (IAEA RS-G-1.7) で U-234 がクリアランスされた場合の評価結果であり、95%信頼区間の最大 (97.5%上限値) の線量が 11 μ Sv/y であった。すなわち、パラメータ不確かさを考慮しても最大線量は 10 μ Sv/y オーダーである。U-235 及び U-238 についても同様の結果を示しており、ウラン廃棄物中の大部分を占める核種であるウラン同位体に対しては、パラメータ不確かさの影響を考慮した場合の最大線量が、10 μ Sv/y オーダーとなることが分かった。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野 / 高レベル放射性廃棄物の処分

【分類番号】 4-1-2

【研究課題名(Title)】

高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(2) - 開発研究の成果の活用
Research on the geological disposal of high-level radioactive waste (2)

【研究代表者】

[所属] 地層処分研究開発部門 研究開発統括ユニット 研究計画グループ

[氏名] 清水 和彦 (しみず かずひこ)

[連絡先] Tel : 82-67201 E-mail : shimizu.kazuhiko@jaea.go.jp

【研究目的】

我が国における地層処分の技術基盤を継続的に強化し、関連する科学的知見の拡充や地層処分の技術的信頼性・安全性の向上を図ることにより、精密調査地区選定のための環境要件や安全審査基本指針の検討に資する。

【研究内容】

- イ．人工バリア等の信頼性向上に関する研究
- ロ．安全評価手法の高度化に関する研究
- ハ．地質環境特性調査・評価手法に関する研究
- ニ．地質環境の長期的な安定性評価に関する研究

【達成目標】

「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」（原子力安全委員会安全研究専門部会；H17.6月）に示される以下の事項について、「安全評価手法の開発」を達成するとともに、「安全規制に係る基本的考え方の構築」に資する。

安全規制に係る基本的考え方の構築

- ・安全審査基本指針の必要事項の検討（処分施設の安全設計要件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等の検討）
- ・リスク論的考え方を安全評価に導入する可能性の検討、安全確保の論拠（セーフティケース）の仕組みの検討

安全評価手法の開発

- ・重要事項（地質環境、人工バリアなど）の抽出と安全評価手法の開発
- ・地質環境の調査評価手法の開発、地質環境の長期的履歴評価手法及び天然現象の地質環境に及ぼす影響評価手法の開発、地質環境の長期将来予測評価手法の開発
- ・人工バリア等の構成要素の長期的挙動や複合挙動に関するデータ整備及び評価モデルの開発

【成果の活用方策】

- ・精密調査地区選定のための環境要件および安全審査基本指針の策定に対し、必要な最新の技術や成果を技術基盤として整備する。
- ・さらに、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠を整備する。

【使用主要施設】

- ・核燃料サイクル工学研究所 地層処分基盤研究施設（ENTRY）
- ・核燃料サイクル工学研究所 地層処分放射化学研究施設（QUALITY）
- ・東濃地科学センター 瑞浪超深地層研究所
- ・幌延深地層研究センター 幌延深地層研究所

【研究の進め方】

我が国における地層処分技術に関する研究開発の中核的役割を担い、処分実施主体である原子力発電環境整備機構による処分事業と、国による安全規制の両面を支える技術を知識基盤として整備していく。このため、「地層処分研究開発」と「深地層の科学的研究」の二つの領域を設け、2つの深地層の研究施設（瑞浪・幌延）等を活用するとともに、他の研究開発機関と連携して研究開発を進め、その成果を地層処分の安全確保の考え方や評価に係る様々な論拠を支える「知識ベース」として体系化する。

「地層処分研究開発」としては、【達成目標】に示した「人工バリア等の構成要素の長期的挙動や複合挙動に関するデータ整備及び評価モデルの開発」および「重要事項の抽出と安全評価手法の開発」に向けて、「イ．人工バリア等の信頼性向上に関する研究」および「ロ．安全評価手法の高度化に関する研究」として、地層処分基盤研究施設や地層処分放射化学研究施設での室内試験等によるデータの拡充、モデルの高度化ならびに深地層の研究施設等で得られる地質環境データを活用した手法の適用性確認などを進める。また、得られた研究開発成果を国内外の知見とあわせて体系的に管理し、伝達・継承していくための知識マネジメントシステムの開発を進め、【達成目標】の「安全確保の論拠（セーフティケース）の仕組みの検討」に資する。

一方、「深地層の科学的研究」としては、【達成目標】の「地質環境の調査評価手法の開発、地質環境の長期的履歴評価手法及び天然現象の地質環境に及ぼす影響評価手法の開発、地質環境の長期将来予測評価手法の開発」に向けて、瑞浪（結晶質岩）と幌延（堆積岩）の2つの深地層の研究施設を活用した「ハ．地質環境特性調査・評価手法に関する研究」および火山活動や断層活動などの天然現象を対象とした全国規模での「ニ．地質環境の長期的な安定性評価に関する研究」を進める。

なお、我が国の基盤研究開発（地層処分研究開発及び深地層の科学的研究を含む）を効果的・効率的に進めるために発足した地層処分基盤研究開発調整会議における中核的な機関として、原子力発電環境整備機構および規制関連機関の動向やニーズを踏まえながら、資源エネルギー庁調査等事業を実施する関係機関との間で、研究開発戦略の具体化、連携・協力、成果の体系化などに向けた検討調整を進めている。平成18年度には、「高レベル放射性廃棄物の地層処分基盤研究開発に関する全体計画」を策定し、資源エネルギー庁と機構の共催により、「地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化 - 国の地層処分基盤研究開発の成果と今後の展開 - 」と題した報告会を開催して（3月5日）、全体計画を公表した。また、全体計画に基づき国内関係機関との研究協力を進めるとともに、米国、フランス、スウェーデン、スイス、韓国との二国間協定に基づく、地下研究施設などを活用した共同研究や、OECD/NEA（経済協力開発機構・原子力機関）のデータベースプロジェクトへの参加などを通じた国際協力を進めている。

【関連する共同研究、受託研究等】

〔共同研究名（実施機関）〕

以下の8件の国際共同研究を実施。

- ・高レベル放射性廃棄物処分場の広域的安全評価モデルの統合化に関する共同研究：カリフォルニア大学バークレイ校(UCB)
- ・水理・物質移動：サイト特性調査及び予測技術に関する研究：米国ローレンスバークレイ国立研究所(LBNL)
- ・熱-水-応力-化学連成モデルの開発・検証に関する国際共同研究「DECOVALEX-THMC」への参画：スウェーデン原子力発電検査機関(SKI)
- ・スウェーデン・エスポ島地下研究施設(HRL)におけるSKB/CRIEPI/JNCの3機関の共同研究：スウェーデン放射性廃棄物管理会社(SKB)
- ・熱化学及び吸着に関する基礎データの整備：米国パシフィックノースウェスト国立研究所(PNNL)
- ・OECD/NEA TDB 開発フェーズIII：経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)
- ・モンテリ・プロジェクト Phase12 Porewater Chemistry 試験：スイス連邦地形測量庁(Swisstopo)
- ・グリムゼル試験場での原位置試験に関する共同研究並びに高レベル放射性廃棄物とTRU廃棄物の処分研究開発プロジェクトに関する協力：スイス放射性廃棄物管理共同組合(Nagra)

以下の17件の国内共同研究を実施。

- ・高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る性能評価及びモニタリング技術高度化研究：(原子力

環境整備促進・資金管理センター)

- ・高レベル放射性廃棄物処分施設への低アルカリ性セメントの適用性に関する研究:(電力中央研究所)
- ・オーバーパック溶接部の耐食性に関する研究:(原子力環境整備促進・資金管理センター)
- ・塩濃縮シミュレーションに関する研究:(産業創造研究所)
- ・地層処分における微生物影響評価に関する共同研究:(産業創造研究所)
- ・岩石・コロイド・水相間における核種分配挙動解明に関する研究:(電力中央研究所)
- ・地層処分における酸化還元フロントに及ぼす放射線の影響に関する研究:(産業創造研究所)
- ・低アルカリ性セメント硬化体の間隙構造とイオンの移動に関する研究:(金沢大学)
- ・幌延深地層研究計画における地下水水質・水理モデルの信頼性向上に関する研究:(産業創造研究所)
- ・幌延深地層研究計画における地質・地下水環境特性評価に関する研究:(電力中央研究所)
- ・地質環境調査技術の適用性検討に関する研究:(原子力環境整備促進・資金管理センター)
- ・地盤統計学的手法を用いた地質環境モデル構築技術に関する研究(その2):(清水建設)
- ・岩芯を用いた岩盤応力評価手法の高度化に関する研究:(産業技術総合研究所)
- ・傾斜計を用いたモニタリング技術の開発:(東北大学)
- ・瑞浪超深地層研究所周辺の水理・物質移動特性評価に関する共同研究:(電力中央研究所)
- ・天然環境中における微量元素の挙動に関わる研究:(武蔵工業大学)
- ・瑞浪超深地層研究所における地下深部岩盤の歪変化のメカニズムに関する研究:(名古屋大学大学院環境学研究科附属地震火山・防災研究センター)

「参考」(先行基礎工学研究による共同研究:10件)

- ・X線CTによる亀裂性岩盤内の移流・分散現象の分析:(熊本大学)
- ・深部地下水組成推定のための花崗岩起源流体化学組成に関する研究:(筑波大学)
- ・アクチニド元素の溶解度に関する熱力学データの整備と検証:(京都大学)
- ・溶存メタンセンサーによる原位置メタン量測定法に関する研究:(山口大学)
- ・塩素安定同位体を用いた推理地質構造モデル評価技術の開発:(東京大学、熊本大学、大成建設)
- ・ボーリングコアを用いた堆積軟岩のAE特性の分析および原位置測定手法に関する研究:(京都大学)
- ・堆積岩の微視的性状把握と水-岩石反応実験による地球化学特性の解明:(筑波大学、慶應義塾大学、函館高専、東京学芸大学、三菱マテリアル資源開発)
- ・断層帯及び亀裂を考慮した堆積岩地盤の水理学的構造の決定と地下水移動解析:(京都大学)
- ・東濃地域を対象とした亀裂分布のマルチスケールモデリング技術の開発:(熊本大学)
- ・(U-Th)/He年代測定システムの構築と地質試料への適用に関する研究:(京都大学)

〔委託研究名(委託機関)〕

以下の21件の委託研究を実施。

- ・前進的モデルを用いた不均質堆積岩評価手法の研究:(地球科学総合研究所)
- ・緩衝材及び岩盤の力学連成挙動解析手法の検討(): (竹中工務店)
- ・ニアフィールド岩盤の長期安定性評価手法(): (東京大学)
- ・熱力学データベース管理システムの開発:(クインテッサジャパン)
- ・核種移行に関する基礎データ構築手法の検討および個別モデルの高度化に関する研究(): (三菱マテリアル)
- ・ベントナイト緩衝材の諸性能に及ぼすスメクタイト層間イオン種の影響に関する基礎的研究:(北海道大学)
- ・スメクタイトのアルカリ変質挙動の速度論的研究(): (北海道大学)
- ・遺伝的アルゴリズムおよびニューラルネットワークを用いた間隙水圧の相互関係に関する検討:(鹿島建設)
- ・地質環境の長期的変遷を考慮した水理モデル構築に関する研究(その2):(間組)
- ・高精度傾斜計による立坑掘削に伴う岩盤変形挙動の予測解析:(大成建設)
- ・地下水の水圧モニタリングデータを用いた岩盤物性の評価:(ダイヤコンサルタント)
- ・幌延深地層研究計画における地下水流動解析の実施および地球化学モデルの構築・検討:(大成建設)

- ・堆積軟岩の長期挙動に関する調査試験研究（その5）：（大成建設）
- ・圧縮ベントナイト中の溶存ガス及び溶存物質の移行経路の評価に関する研究：（北海道大学）
- ・幌延深地層研究計画における低アルカリ性セメントの適用性に関する研究（その2）：（大林組）
- ・安全評価の観点からみた人工バリアオプションの成立性検討：（クインテッサジャパン）
- ・3次元応力場同定手法の高度化に関する研究（その3）：（資源・素材学会）
- ・結晶質岩を対象とした長期岩盤挙動評価のための現象論的研究：（東京大学）
- ・結晶質岩を対象とした長期岩盤挙動評価のための理論的研究：（名古屋大学）
- ・瑞浪超深地層研究所における工学技術に関する検討（平成18年度）：（大成建設、清水建設、大林組、鹿島建設）
- ・深部地質環境の調査・解析技術の体系化に関する研究（平成18年度）：（資源・素材学会）

[受託研究名（委託元）]

以下の1件の受託研究を実施。

- ・平成18年度地下水流動解析コードの適用性に関する検討：（原子力安全基盤機構）

【研究実施内容及び成果（平成18年度）】

イ．人工バリア等の信頼性向上に関する研究

- ・地層処分基盤研究施設での工学試験等を実施して、人工バリア等の長期挙動に関するモデルの高度化、基礎データの拡充、データベースの開発を進め、オーバーパック溶接部の耐食性や銅製オーバーパックの長期性能にとって重要な環境条件などを整理し報告書として公表した（図1）。また、結晶質岩を対象としたカナダ原子力公社（AECL）との共同研究の成果に基づき、処分場の閉鎖材料に関する基本データや性能評価手法を取りまとめ、報告書として公表した。
- ・地下施設の建設工事や覆工対策等が処分場の長期性能に与える影響を検討し、主要な影響要因や掘削時における留意事項を整理して報告書として公表した。また、低アルカリ性セメントの現場施工試験に関する課題抽出を行った。

ロ．安全評価手法の高度化に関する研究

- ・地層処分放射化学研究施設での放射性核種を用いた試験等を実施して、核種の溶解・移行等に関するモデルの高度化、基礎データの拡充、データベースの開発を進め、安全評価に必要な核種拡散データベースをホームページ上に公開した。（図2）
- ・深地層の研究施設等で得られる実際の地質環境データを活用して、安全評価において重要となるシナリオを客観的な根拠に基づいて導出するための手法を構築し報告書として公表するとともに、生物圏評価手法や水理・物質移行評価モデルの適用性を評価し、残された課題への取り組み方針を策定した。
- ・長期にわたる処分事業や安全規制を支えていくため、地層処分システムの長期的な安全性に関する様々な論拠を統合したセーフティケースの一般概念に照らしつつ、研究開発の成果や国内外の最新の知見を体系化し、知識基盤として適切に管理・継承していくことを目的とした知識マネジメントシステムの基本的概念を提示した。また、セーフティケースの構築を、地層処分の長期的安全性に対する論証とそれに対する反証による展開（論証モデル）と位置づけ、この構造に沿って知識の生産、流通および活用を最適化するためのマネジメント機能を提示した。

ハ．地質環境特性調査・評価手法に関する研究

- ・地質環境の調査・評価技術や深地層における工学技術の基盤を整備するため、わが国における地質の分布と特性を踏まえ、岐阜県瑞浪市（結晶質岩）と北海道幌延町（堆積岩）の2つの深地層の研究施設計画を進めた。平成18年度は、処分事業や安全規制の段階的な進展に資するため、地上からの調査研究段階の成果を概要調査の技術基盤として取りまとめるとともに、坑道掘削時の調査研究を進

めた。

・ 瑞浪超深地層研究所（岐阜県瑞浪市）については、ボーリング調査などの地上からの調査研究の総合的な結果に基づいて作成した地質環境モデル（地質構造、岩盤力学、水理、地球化学）や地下施設の建設による周辺の地質環境への影響予測などの成果を取りまとめ、「超深地層研究所計画における地表からの調査予測研究段階報告書」として公表した。また、湧水の処理・抑制対策を施しながら、2本の立坑を深度200mまで掘削し、深度200mにおける水平坑道の掘削を開始した。その間、坑道壁面の連続的な地質観察や地下水の流れを利用した物理探査等を実施して、花崗岩上部の風化帯及び断層・割れ目の分布や性状を把握した。あわせて、坑道壁面からの湧水量や坑道周辺の地下水の水圧及び水質の変化を定常的に計測し、坑道の掘削による地下水への影響を評価した。これらの各調査で得られる情報に基づき、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性を検討した。

・ 幌延深地層研究所（北海道幌延町）については、地上からの調査研究で得られた各種データを総合的に解析して地質環境モデルを更新するとともに、地下施設の建設による周辺の地質環境への影響を予測した（図3）。あわせて、安全評価や地下施設の設計・施工の観点から地質環境の調査・評価技術を整理し、これらの成果を、「幌延深地層研究所計画における地上からの調査研究段階研究成果報告書」として公表した。また、上記の地質環境モデルおよび地下施設の建設による周辺の地質環境への影響予測の妥当性について評価を開始した。

平成17年度に開始した換気立坑の掘削工事を継続して深度50m程度まで掘削するとともに、アクセス立坑のうち1本について掘削工事を開始し、深度40m程度まで掘削した。その間、坑道壁面の連続的な地質観察等を実施して、堆積岩層及び断層・割れ目の分布や性状を把握した。

・ 坑道掘削に係る工学技術や影響評価手法の適用性を検討するため、瑞浪超深地層研究所においては、湧水抑制対策（グラウト）の適用性試験を実施し、坑道を掘削しながら対策工事の効果や有効性を評価するとともに、岩盤の変位や応力に関する観測データに基づき坑道設計や施工技術等の妥当性を確認した。また、立坑の坑底から先行ボーリング調査を実施して、深部における岩盤や湧水等の状況を事前に予測し（図4）、深度200m以深の掘削工事や対策工法の検討を図った。幌延深地層研究所においては、坑道掘削時に得られる地質環境データや応力データなどを用いて設計の妥当性を評価するとともに、平成19年度以降の櫓（やぐら）を用いた掘削工事に向けて、取得すべきデータの種類や計測方法などを検討し、情報化施工プログラムを作成した。

二．地質環境の長期的な安定性評価に関する研究

・ 地質環境の長期安定性については、地下深部のマグマや活断層帯の発達過程の調査技術と、将来の地形・地質の変化を予測するためのシミュレーション技術の適用性評価を進め、得られた成果を地質学や火山学などに関する国内外の学会に発表した。（図5）

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	2,336	0	2,336			63.8
18年度	7,273	0	7,273	139		139

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

高レベル放射性廃棄物の最終処分施設建設地の選定にあたっては、3段階（概要調査地区選定、精密調査地区選定、最終処分施設建設地選定）に分けた選定を行うことが法律に定められている。概要調査地区選定のための環境要件は定められていることから、今後は、精密調査地区選定のための環境要件、さらに精密調査地区選定開始時期までに最終処分施設の設計要件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等の基本的考え方をまとめた安全審査基本指針を取りまとめるため、安全規制に係る基本的考え方の構築および安全評価手法の開発に資する研究成果が必要とされている。

【特記事項】

なし

【研究成果の発表状況】

別紙（巻末）のとおり

【用語解説】

地層処分基盤研究開発調整会議

放射性廃棄物の地層処分に関する事業および安全規制の双方を支える基盤研究開発を効果的・効率的に進めるため、経済産業省・資源エネルギー庁と旧核燃料サイクル開発機構などの関係研究機関により平成17年7月に設置された。これは原子力政策大綱（原子力委員会：平成17年10月）の「国及び研究開発機関等は全体を俯瞰して総合的、計画的かつ効率的に進められるよう連携・協力すべき」との方針に沿った具体的取り組み。

低アルカリ性セメント

地下施設を建設する際に通常のセメントを用いたコンクリートを使用した場合、コンクリートの間隙水が高pHとなり周辺の岩盤や緩衝材に影響（性能劣化）を及ぼす可能性がある。原子力機構では、通常のセメント（普通ポルトランドセメント）にポゾラン物質であるシリカヒュームとフライアッシュを混入し、ポゾラン反応（可溶性シリカと水酸化カルシウムが反応し、不溶性で硬化するシリカ質化合物を生成する現象）により高pHの主な原因である水酸化カルシウムの低減をはかったセメントの開発・実用化を進めている。

知識ベース

知識ベースとは、地層処分に関わる国内外の様々な情報、研究開発を通じて明らかとなった事実、経験などにもとづく知見やノウハウなどの知識を、ユーザーが活用しやすい形態に整えて蓄積・保管している場所と、蓄積・補完した知識そのもののことを言う。

【図表】

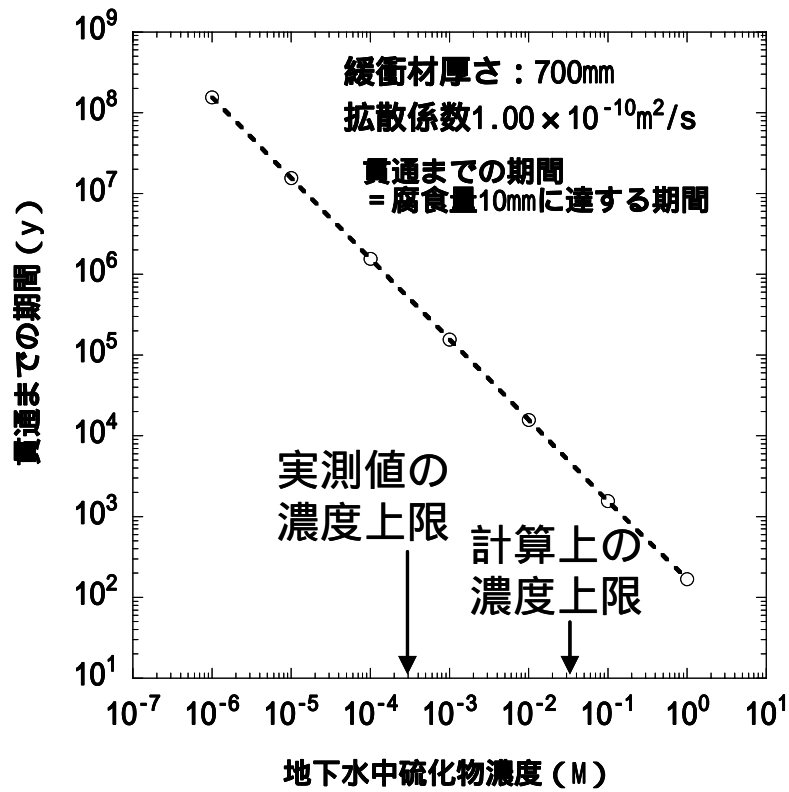


図1 緩衝材中の硫化物の拡散に基づく銅オーバーパックスの寿命予測

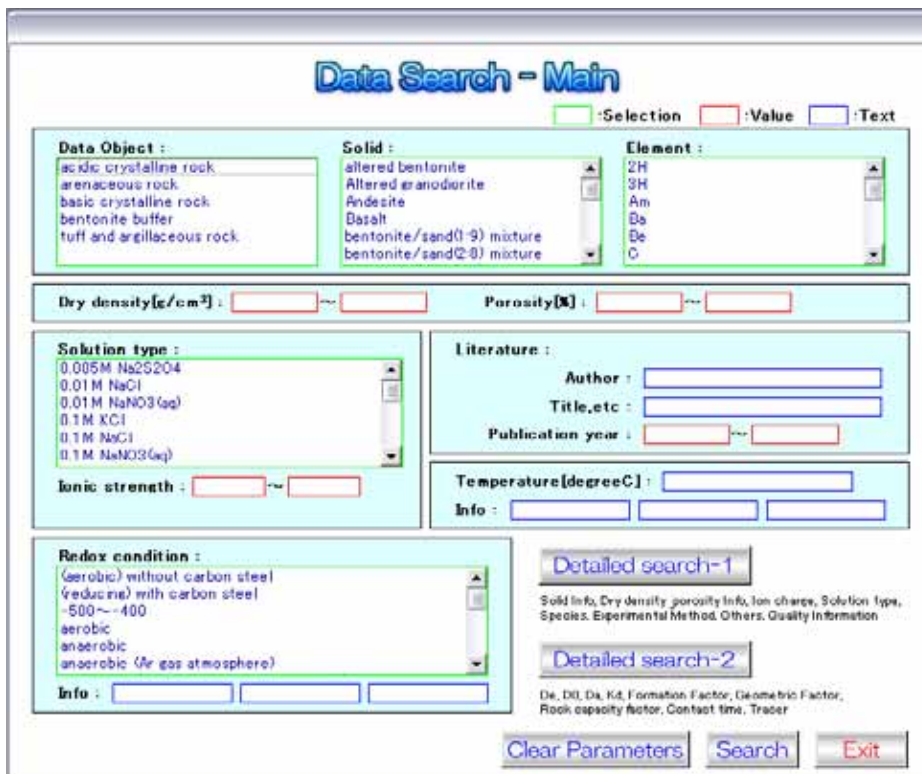


図2 拡散データベースのデータ検索条件設定のインターフェース(主要検索項目)

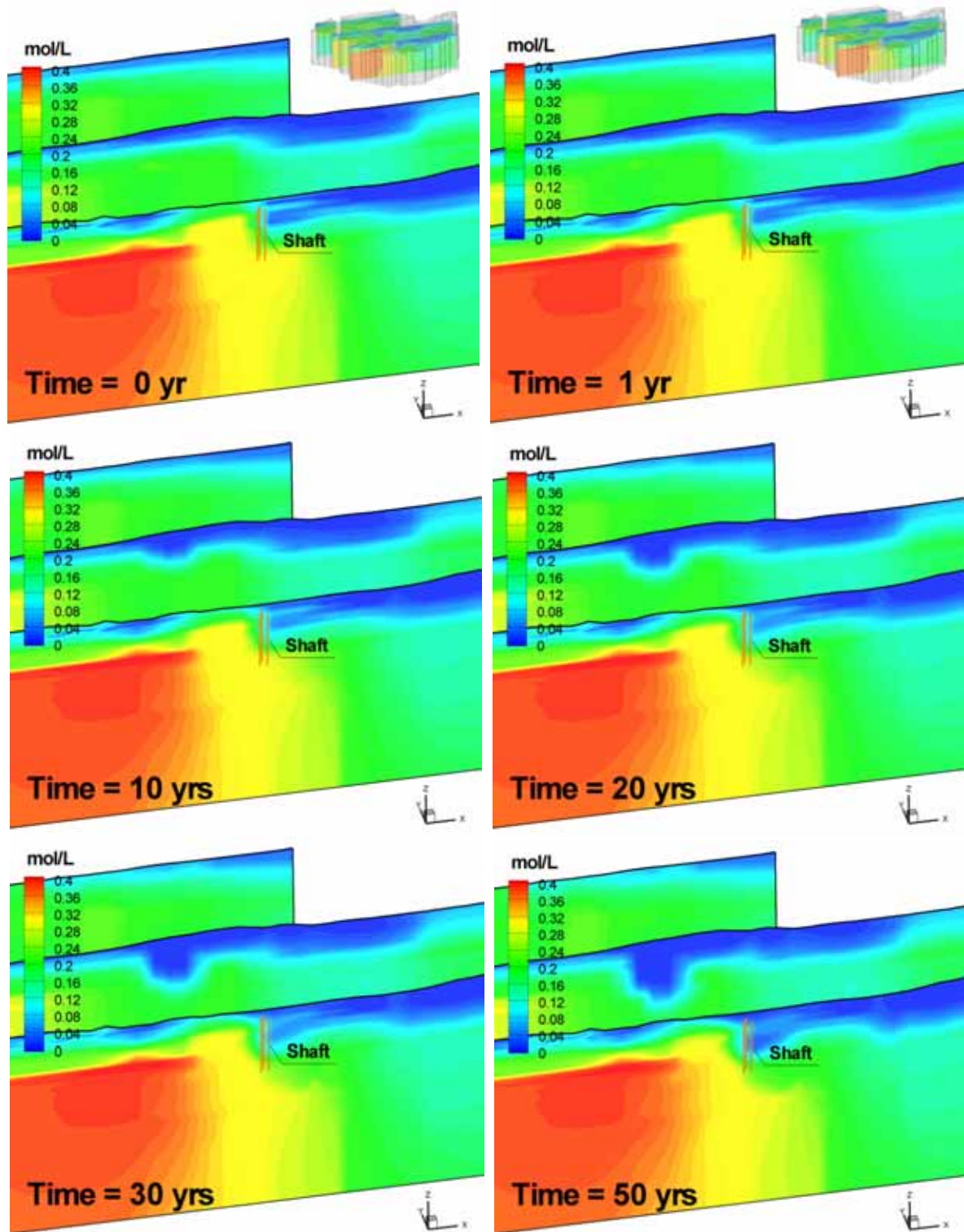
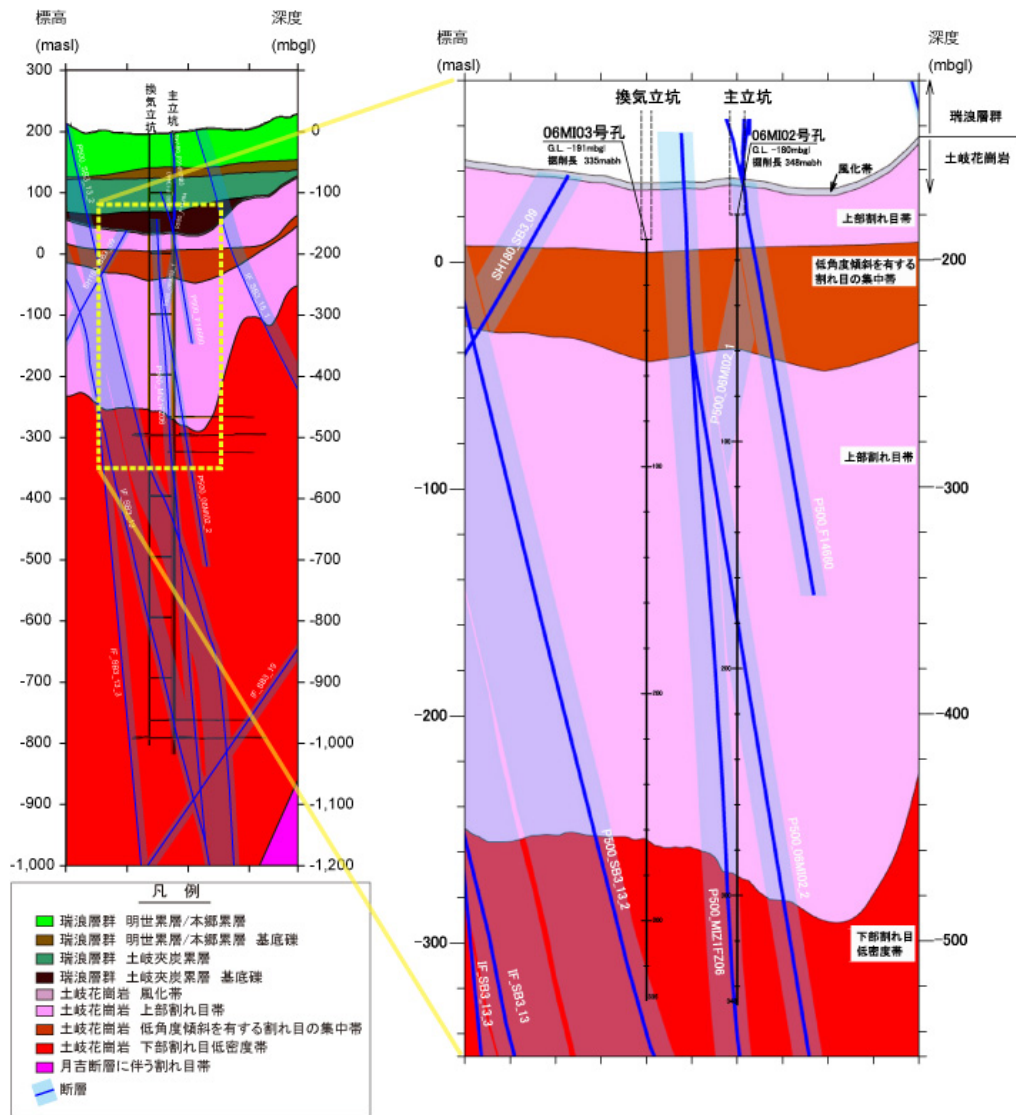


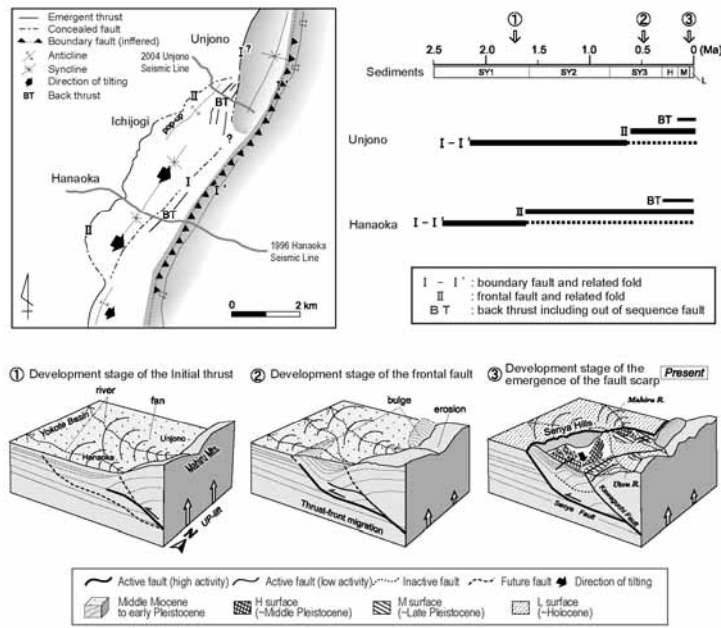
図3 地下施設建設に伴う地下水中の塩化物イオン濃度変化の予測解析結果の一例(幌延)



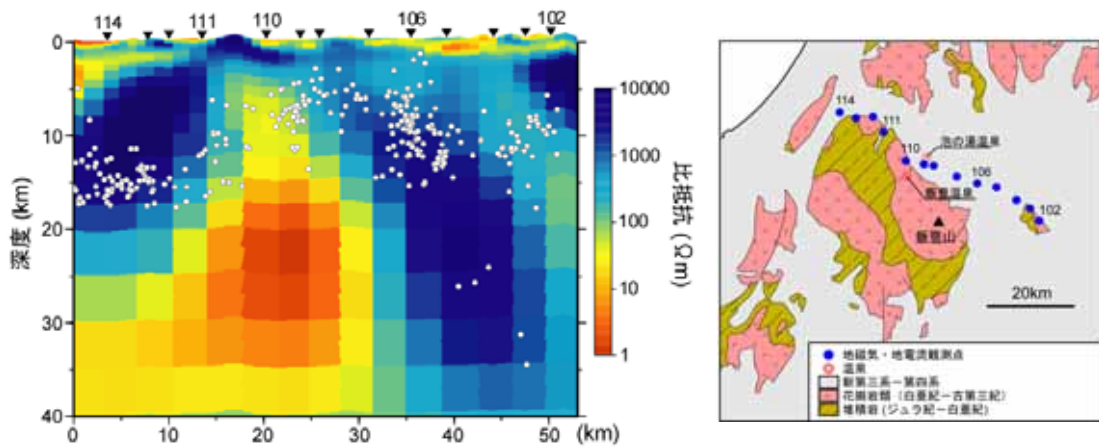
地質構造モデルに基づく
研究所用地周辺の地質断面図

パイロットボーリング孔周辺の地質断面図

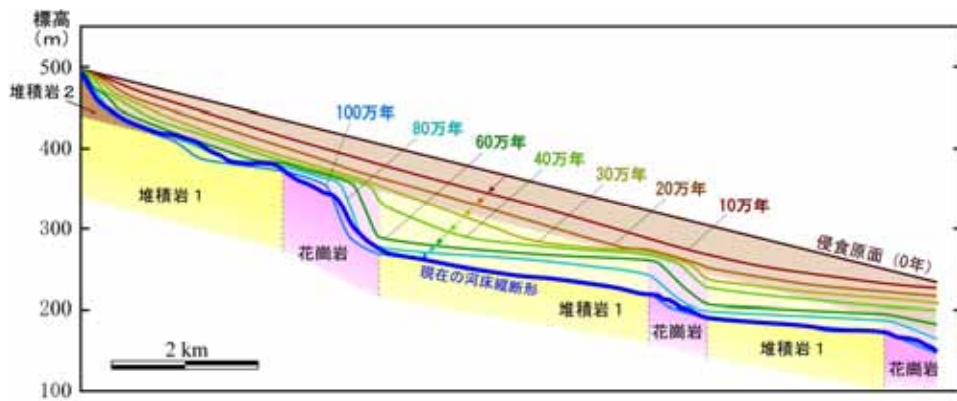
図4 パイロットボーリングに基づく地質構造モデルの更新
(瑞浪超深地層研究所)



a) 活断層帯の発達過程の調査技術 (楮原ほか, 2007)



b) 飯豊山地 (新潟・福島・山形県境) 下の地磁気・地電流法 (MT 法) による比抵抗構造調査の解析結果の例 (左図の \bullet : 地殻内地震)



c) 地質分布を考慮した過去から現在までの河床縦断形のシミュレーション結果

図5 地質環境の長期安定性に関する調査研究成果の例

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

全項共通

- 1) 河田, “地層処分技術に関する知識の伝承～社会共通の知的財産作りに向けて～”, 月刊エネルギー, **40**[6], pp.15-20, (2007).
- 2) T. Kawata, H. Umeki, I. G. Mc Kinley, “Knowledge Management: the Emperor's New Clothes?”, Proceedings of International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM), Las Vegas, Nevada, pp.669-676, (2006).
- 3) Y. Miyamoto, H. Umeki, H. Ohsawa, et al., “Key R&D Activities Supporting Disposal of Radioactive Waste: Responding to the Challenges of the 21st Century”, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, **38**[6], pp.505-534, (2006).

イ．人工バリア等の信頼性向上に関する研究

- 1) 鈴木, 谷口, “低酸素濃度下におけるチタンの腐食速度と水素吸収挙動”, 材料と環境, **55**, pp.485-494, (2006).
- 2) T. Fujita, Y. Sugita, Y. Takahashi, “HYDRAULIC CALCULATION OF CLAY-BASED BACKFILL AND PLUG FOR THE INTERSECTIONS OF TUNNELS IN THE GEOLOGICAL REPOSITORY FOR HLW”, Australian Geomechanics, **41**[4], pp.89-95 (2006).
- 3) Y. Sugita, T. Fujita, Y. Takahashi, et al., “The Japanese approach to developing clay-based repository concepts An example of design studies for the assessment of sealing strategies”, Physics and Chemistry of the Earth, Parts A/B/C, **32**[1-7], pp.32-41 (2006).

ロ．安全評価手法の高度化に関する研究

- 1) T. Ohi, H. Takase, M. Inagaki, et al., “Application of a Comprehensive Sensitivity Analysis Method on the Safety Assessment of TRU Waste Disposal in JAPAN”, Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXX, MRS Proceedings Volume 985, (2007).
- 2) A. Sato, D. Fukahori, K. Sugawara, et al., “Visualization of 2D diffusion Phenomena in Rock by Means of X-ray CT”, Advances in X-ray Tomography for Geomaterials, Desrues. J., Viggiani, G and Besuelle, P. ed., pp.315-321, (2006).
- 3) J. Xiao, H. Sato, A. Sawada, et al., “Visualization and quantitative evaluation of aperture distribution, fluid flow and tracer transport in a variable aperture fracture”, ISRM International Symposium 2006 4th Asian Rock Mechanics Symposium, Rock Mechanics in Underground Construction, Leung, C. F. and Zhou, Y. X. ed, (2006).
- 4) A. Sato, A. Sawada, “Analysis of tracer migration process in the crack by means of X-ray CT”, 11th ISRM Congress 2007 (submitted).
- 5) 甲斐, 前川, “続成鉱物の分布に基づく新第三系珪藻質泥岩中の地下水流動の推定 - 北海道幌延地域について - ”, 日本地熱学会誌, (投稿中).
- 6) M. Kawamura, T. Ohi, H. Makino, et al., “Study on Evaluation Method for Potential Impact of "Natural Phenomena" on a HLW Disposal System”, 2006 East Asia Forum on Radioactive Waste Management Conference, Proceedings, pp.350-367, (2006).
- 7) 澤田, 竹内, 三枝, 他, “亀裂性岩盤におけるボーリング調査に基づく水理学的有効間隙率の設定について”, 第36回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.273-278, (2007).
- 8) Y. Tochigi, et al., “Modeling studies on microbial effects on groundwater chemistry”, Mat. Res. Soc. Proc. (in press).
- 9) 藤井, 市川, “圧縮ベントナイト中の表面拡散現象に関する均質化解析”, 土木学会応用力学論文集, (投稿中).
- 10) 黒澤, 水上, 佐藤, 他, “コロイドプローブ原子間力顕微鏡によるNaCl水溶液中のモンモリロナイト粒子の相互作用力の測定”, 日本原子力学会和文論文誌, **5**[3], pp.251-256, (2006).
- 11) 黒澤, 長崎, 田中, “DLVO理論に基づく地下水中でのモンモリロナイトゲルからの粒子の分散性に関する評価”, 日本原子力学会和文論文誌, **6**[2], pp.205-213, (2007).

- 12) H. Sasamoto, et al., "A preliminary Interpretation of Groundwater Chemistry in the Horonobe Area", 12th Int. Symp. Water Rock Interaction (WRI-12), (submitted).
- 13) X. Xia, K. Iijima, G. Kamei, et al., "Comparative study of cesium sorption on crushed and intact sedimentary rock", *Radiochim. Acta*, **94**[9-11], pp.683-687 (2006).
- 14) T. Ishidera, et al., "The effect of sodium nitrate on the diffusion of CO_3^{2-} , Cl^- and I^- in compacted bentonite", *J. Nucl. Sci. Technol.*, (submitted).

八．地質環境特性調査・評価手法に関する研究

- 1) 郷家, 多田, 瀬野, 他, "瑞浪超深地層研究所の研究坑道における掘削損傷領域を考慮した掘削影響解析", 第16回トンネル工学論文集, pp.35-45, (2006).
- 2) 羽柴, "岩石の時間依存性挙動と周圧の影響に関する最近の研究", *Journal of MMIJ*, **123**[1], pp.10-16, (2007).
- 3) 井岡, 古江, 岩月, "深層ボーリング孔を用いた岩盤中の地下水の採取方法 地下水の酸化還元状態の把握のために", *日本水文科学会誌*, **36**[4], pp.181-190, (2006).
- 4) 井岡, 岩月, 加藤, 他, "電極表面連続研磨器具付き白金電極を用いる水溶液酸化還元電位の安定測定", *分析化学*, **55**[10], pp.793-797, (2006).
- 5) 岩月, 天野, 井岡, 他, "大規模地下施設の建設に伴う周辺地下水環境の変化", *日本原子力学会和文論文誌*, **6**[1], pp.73-84, (2007).
- 6) 中間, "賛助会員のページ 独立行政法人日本原子力研究開発機構地層処分研究開発部門", *岩の力学ニュース*, **79**, pp.12-13, (2006).
- 7) 櫻井, 清水, 芥川, 他, "国内超大深度立坑工事の地山崩壊形態から見た崩壊発生機構に関する考察", *土木学会論文集 F*, **62**[4], pp.662-673, (2006).
- 8) 進士, 西垣, 竹内, "揚水試験結果の解析手法の変遷と最近の技術", *土と基礎*, **54**[5], pp.6-9, (2006).
- 9) Sohail, A. R., K. Watanabe, S. Takeuchi, "Stream flow forecasting by artificial neural network (ANN) model trained by real coded genetic algorithm (GA) A Case study when role of groundwater flow component in surface runoff is small", *地下水学会誌*, **48**[4], pp.233-262, (2006).
- 10) Y. Suyama, M. Toida, K. Masumoto, et al., "Investigation of the EDZ using high-resolution GPR with modulating frequency", *Proceedings of 12th European Meeting of Environmental and Engineering Geophysics (Near Surface 2006) (CD-ROM)*, p.5, (2006).
- 11) 柳澤, 武田, 茂田, 他, "地質環境特性を対象とした不確実性解析の方法論 -東濃地域を対象とした適用性検討-", *日本地下水学会誌*, **48**[3], pp.149-167, (2006).
- 12) M. Amo, N. Suzuki, T. Shinoda, et al., "Diagenesis and distribution of steranes in Late Miocene to Pliocene marine siliceous rocks from Horonobe (Hokkaido, Japan)", *Organic Geochemistry*, **38**, pp.1132-1145 (2007).
- 13) K. Hama, T. Kunimaru, R. Metcalfe, et al., "The hydrogeochemistry of argillaceous rock formations at the Horonobe URL site, Japan.", *Physics and Chemistry of the Earth*, **32**, pp.170-180, (2007).
- 14) 石井, 福島, "新第三紀珪質岩における断層の解析事例", *応用地質*, Vol.47, pp.280-291, (2006).
- 15) 石井, 濱, 國丸, 他, "海成堆積物の地下浅部における天水の浸透に伴う地下水のpH変化", *地質学雑誌*, **113**, pp.41-52, (2007).
- 16) 石井, 安江, 他, "北海道北部, 幌延地域における大曲断層の三次元分布と水理特性", *地質学雑誌*, **112**, pp.301-314, (2006).
- 17) 森岡, 松井, "幌延深地層研究計画における地下施設建設の概要", *土木学会岩盤力学委員会ニュースレター*, No.11, <http://www.rocknet.japan.org/topics/News.html>, (2006).
- 18) 尾留川, 小島, 白戸, 他, "石炭灰(フライアッシュ)の高強度吹付けコンクリートへの適用性", *コンクリート工学年次大会2006, コンクリート工学年次論文集第28巻*, pp.1637-1642, (2006).
- 19) 尾留川, 森岡, 山上, 他, "幌延深地層研究計画における地下研究坑道の概要と支保設計", *電力土木技術協会誌*, **324**, pp.82-86, (2006).
- 20) 佐藤, "ベントナイト及び岩石中に於ける拡散現象に関する情報交換会 -地層処分の安全評価を目指して-", *日本原子力学会誌(会議報告)*, **49**[1], pp.51-52, (2007).
- 21) 瀬谷, 畑中, 福島, "幌延深地層研究計画の概要と現状について", *佐藤工業技術研究所報*, No.31, pp.49-56, (2006).

- 22) 瀬谷, 森岡, 福島, “ 幌延深地層研究センター地下施設の建設について ”, 佐藤工業技術研究所報, No.31, pp.57-62, (2006).
- 23) 安江, 秋葉, 大平, 他, “ 北海道北部, サロベツ背斜付近に分布する声問層上部の鮮新統上部珪藻化石帯とフィッシュン・トラック年代 ”, 地質学雑誌, 112, pp.284-293, (2006).

ニ. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究

- 1) 楮原, 今泉, 宮内, 他, “ 横手盆地東縁断層帯・千屋断層の構造発達史 - 逆断層システムの進化過程からみた変動地形形成 - ”, 地学雑誌, 115(6), pp.691-714, (2007).
- 2) 今泉, 楮原, 大槻, 他, “ 秋田県・千屋断層の陸羽地震断層露頭 ”, 活断層研究, 26, pp.71-77, (2006).
- 3) 守田, 関口, 佐々木, 他, “ 東海地方の中間温帯における中期更新世以降の植生変遷 - 内陸小盆地堆積物の花粉分析から - ”, 季刊地理学, 58, pp.123-139, (2006).
- 4) T. Nohara, H. Tanaka, K. Watanabe, et al., “ In situ hydraulic tests in the active fault survey tunnel, Kamioka Mine, excavated through the active Mozumi-Sukenobu Fault zone and their hydrogeological significance ”, Island Arc, 15, pp.537-545, (2006).
- 5) T. Oikawa, K. Umeda, S. Kanazawa et al., “ Unusual cooling of Middle Miocene Ichifusayama Granodiorite in Kyushu, Japan ”, J. Mineral. Petrol. Sci., 101, pp.23-28, (2006).
- 6) 坂川, 梅田, 浅森, “ 熱移流を考慮した日本列島の熱流束分布 ”, 日本地熱学会誌, 28, pp.211-221, (2006).
- 7) 棚瀬, 及川, 二ノ宮, 他, “ K-Ar 年代測定に基づく両白山地の鮮新; 更新世火山活動の時空分布 ”, 火山, 52, pp.39-61, (2007).
- 8) K. Umeda, K. Asamori, T. Negi, et al., “ Magnetotelluric imaging of crustal magma storage beneath the Mesozoic crystalline mountains in a nonvolcanic region, northeast Japan ”, Geochem.Geophys.Geosyst, 7, Q08005, doi:10.1029/2006GC001247, (2006).
- 9) K. Umeda, S. Kanazawa, C. Kakuta, et al., “ Variations in the $^3\text{He}/^4\text{He}$ ratios of hot springs on Shikoku Island, southwest Japan ”, Geochem.Geophys.Geosyst, 7, Q04009, doi:10.1029/2005GC001210, (2006).
- 10) K. Umeda, “ Deep structure of the Miocene igneous complex in the Kii peninsula, Southwest Japan, inferred from wide-band magnetotelluric soundings ”, Advances in Geosciences-Vol.1: Solid Earth(SE), pp.207-213, (2006).
- 11) K. Umeda, Y. Sakagawa, A. Ninomiya, et al., “ Relationship between helium isotopes and heat flux from hot springs in a non-volcanic region, Kii Peninsula, Southwest Japan ”, Geophysical Research Letters, 34, pp.L05310_1-L05310_5, (2007).
- 12) 新里, 重野, 高清水, “ 北海道における地震に関するアイヌの口碑伝説と歴史記録 ”, 歴史地震, 21, pp.121-136, (2006).
- 13) 笹尾, 岩月, 天野, “ 東濃ウラン鉱床でのナチュラルアナログ研究から見た古水理地質研究の役割 ”, 資源地質, 56, pp.125-132, (2006).
- 14) 笹尾, 岩野, 檀原, “ 瀬戸内中新統東部, 瑞浪層群土岐夾炭累層の凝灰質砂岩のフィッシュン・トラック年代 ”, 地質学雑誌, 112, pp.459-468, (2006).

技術報告書:

全項共通

- 1) 梅木, 大澤, 内藤, 他, “ 地層処分技術に関する知識管理システムの基本的概念 ”, JAEA-Research 2006-078, (2006).

イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究

- 1) 小林, 山田, 中山, 他, “ 低アルカリ性セメントを用いたコンクリートに関する原位置試験計画案 ”, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Review, 2007-007, (2007).
- 2) 平本, 小林, 青柳, 他, “ ニアフィールド岩盤の長期力学挙動予測評価手法の信頼性向上に関する検討 ”, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Research, 2007-003, (2007).
- 3) 山田, 平本, 小林, 他, “ 処分場建設の際に持ち込まれる材料の長期性能評価の観点からの留意点 ”, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Review 2007-008, (2007).

- 4) 西村, 棚井, 高治, 他, “ニアフィールドの長期力学連成解析手法の構築”, JAEA-Research, 2007-004, (2007).
- 5) 棚井, 神徳, 菊池, 他, “緩衝材の性能保障項目に関わる評価ツールの現状”, JAEA-Research, 2006-035, (2006).
- 6) 谷口, 甲川, 前田, “幌延地下水環境における炭素鋼の腐食挙動の予察的検討”, JAEA-Research, 2006-051, (2006).
- 7) 谷口, 川崎, 内藤, “低酸素濃度環境における純銅の腐食挙動に及ぼす硫化物の影響と銅オーバーパック寿命の超長期化の可能性”, JAEA-Research, 2007-022, (2007).
- 8) 立川, 川久保, 清水, 他, “オーバーパックの長期耐食性に関する調査(委託研究)”, JAEA-Research, 2006-058, (2006).
- 9) 三井, 高橋, 谷口, 他, “オーバーパック溶接部の耐食性評価に関する研究 - (共同研究)”, JAEA-Research, 2006-080, (2006).
- 10) 藤田, 油井, 鈴木, 他, “塩濃縮シミュレーションに関する研究(共同研究)”, JAEA-Research, 2007-017, (2007).
- 11) 藤田, 須山, 戸井田, “結晶質岩における閉鎖要素に期待すべき性能要件”, JAEA-Research, 2007-021, (2007).
- 12) 杉田, 高橋, 浦上, 他, “処分システムに求められる閉鎖性能の考え方 - 処分場パネル規模の水理に関する試解析 - ”, JAEA Research, 2007-023, (2007).

ロ．安全評価手法の高度化に関する研究

- 1) 稲垣, 加藤, 吉田, 他, “表層での水理・物質移行を考慮した生物圏における核種流入域の設定に関する検討”, JAEA-Research, 2007-029, JAEA, (2007).
- 2) 下茂, 熊本, 前川, “亀裂を有する軟岩の水理・物質移行特性データの取得・解析”, JAEA-Research, 2007-016, (2007).
- 3) 原, 星, 加藤, 他, “前進的モデルを用いた不均質性堆積岩評価手法の研究 III”, JAEA-Research, 2007-015, (2007).
- 4) 前川, 澤田, 太田, 他, “地質環境調査・物質移行評価に関する研究の基本的な方針”, JAEA-Review, 2007-011, (2007).
- 5) 佐藤, 肖, 澤田, “光学的手法を用いた亀裂開口幅測定及び亀裂内濃度分布測定手法の開発”, JAEA-Research, 2007-006, (2007).
- 6) 牧野, 川村, 若杉, 他, “高レベル放射性廃棄物地層処分安全評価のシナリオ解析のための計算機支援ツールの開発”, JAEA-Data/Code, 2007-005, JAEA, (2007).
- 7) 川村, 大井, 牧野, 他, “高レベル放射性廃棄物地層処分に係わる天然現象影響評価に関する研究計画書”, JAEA-Review, 2006-039, JAEA, (2007).
- 8) 仲島, 牧野, “決定木分析を用いた核種移行解析結果の感度分析の検討(II)”, JAEA-Data/Code, 2006-013, JAEA, (2006).
- 9) 宮原, 加藤, “地層処分の安全規制に関する動向”, JAEA-Review, 2006-030, JAEA, (2006).
- 10) 佐々木, “地層処分研究に対する外部のご意見と研究の方向性”, JAEA-Review, 2007-016, JAEA, (2007).
- 11) 高須, 前川, “多孔質媒体中水理・物質移行現象可視化装置(小型 MACRO)の開発及び予察試験結果”, JAEA-Technology, 2006-061, (2006).
- 12) 佐々木, 虎田, “第1回地層処分研究開発検討委員会(会議報告)”, JAEA-Conf, 2007-004, JAEA, (2007).
- 13) 陶山, 柴田, 笹本, “鉄型化ベントナイト水熱試験 - 低酸素雰囲気での高温条件下における鉄型化ベントナイトの変化の同定 - ”, JAEA-Research, 2006-064, (2006).
- 14) 陶山, 柴田, 上野, 他, “鉄型化ベントナイト水熱試験(II) - 低酸素雰囲気, 150 における鉄型化ベントナイトの変化の同定 - ”, JAEA-Research, 2007-018, (2007).
- 15) 土井, Xia, 柴田, 他, “幌延堆積岩への Cs 収着挙動に対するイオン交換反応に基づくモデルの適用性検討”, JAEA-Research, 2007-007, (2007).
- 16) 栃木, 吉川, 青木, 他, “地層処分における微生物影響評価に関する研究(1)(JAEA-産創研共同研究)”, JAEA-Research, 2007-010, (2007).
- 17) M. Ochs, Y. Saito, A. Kitamura, et al., “Evaluating and categorizing the reliability of distribution coefficient values in the sorption database”, JAEA-Technology, 2007-011, (2007).

- 18) 栃木, 柴田, 佐藤, 他, “ 主要岩石及び緩衝材中の核種の拡散係数データベースシステム (2007年公開版/仕様) ”, JAEA-Data/Code, 2007-010, (2007).
- 19) 栃木, 甲川, 向井, 他, “ 花崗岩質岩石のマトリクスにおける拡散深さに関する研究 ”, JAEA-Research, 2007-024, (2007).
- 20) 吉田, 北村, “ OECD/NEA で選定された熱力学データの利用環境の整備 (その3) Ni, Se, Zr および有機物配位子の熱力学データベースファイルの作成 ”, JAEA-Data/Code, 2007-009, (2007).
- 21) 磯貝, 笹本, 柴田, “ 圧縮ベントナイト中の間隙水組成の測定 - 間隙水 pH の空間変化に関する追加試験の結果 - ”, JAEA-Data/Code, 2006-017, (2006).

八．地質環境特性調査・評価手法に関する研究

- 1) 尾上, 三枝, 大山, 他, “ 繰り返しアプローチに基づくサイトスケールの水理地質構造のモデル化・地下水流動解析 (ステップ4) ”, JAEA-Research, 2007-034, (2007).
- 2) 尾上, 三枝, 大山, “ ローカルスケールの地下水流動解析 - サイトスケールにおけるステップ4の地下水流動解析の境界条件の設定 - ”, JAEA-Research, 2007-035, (2007).
- 3) 藪内, 操上, 瀬尾, 他, “ 幌延深地層研究計画におけるボーリング孔を用いた地下水の水圧の長期モニタリング ”, JAEA-Research, 2006-056, (2006).
- 4) 松井, 新里, 山口, 編, “ 幌延深地層研究計画平成17年度調査研究成果報告 ”, JAEA-Research, 2006-073, (2006).
- 5) 松井, 新里, 山口, 編, “ 幌延深地層研究計画平成18年度調査研究計画 ”, JAEA-Research, 2006-074, (2006).
- 6) 濱, 國丸, 操上, 他, “ 幌延深地層研究計画における地下水水質・水理モデルの信頼性向上に関する研究 - 2005年度成果報告 - (共同研究) ”, JAEA-Research, 2006-070, (2006).
- 7) 松井, 佐々木, “ 堆積岩を対象とした地上からの深層ボーリング孔掘削事例 ”, JAEA-Technology, 2006-052, (2006).
- 8) 瀬尾, 操上, 藪内, 他, “ 浅層ボーリング孔を利用した地下水位観測 ”, JAEA-Research, 2006-079, (2006).
- 9) 松井, “ 幌延深地層研究計画 地上からの調査研究段階における深層ボーリング調査計画とその実績 ”, JAEA-Technology, 2006-054, (2006).
- 10) 丹生屋, 松井, “ HDB-3~8孔における岩盤力学的調査結果及び研究所設置地区の岩盤力学的概念モデル検討 ”, JAEA-Research, 2006-086, (2006).
- 11) 津久井, 西木, 東中, 他, “ 幌延深地層研究計画における高密度反射法地震探査, マルチオフセットVSP探査, 重力探査 ”, JAEA-Data/Code, 2006-026, (2006).
- 12) 松井, 他, “ 地盤統計学的手法を用いた地質環境モデル構築手法に関する研究 (共同研究) ”, JAEA-Research, 2007-048, (2007).
- 13) H. Matsui, T. Niizato, Y. Yamaguchi, (eds.), “ Horonobe Underground Research Laboratory Project Investigation Program for the 2006 Fiscal Year ”, JAEA-Research, 2007-041, (2007).
- 14) 太田, 阿部, 山口, 他, “ 幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階 (第1段階) 研究成果報告書 分冊「深地層の科学的研究」 ”, JAEA-Research, 2007-044, (2007).
- 15) 三枝, 瀬野, 大山, 他, “ 超深地層研究所計画における地表からの調査予測研究段階 (第1段階) 研究成果報告書 ”, JAEA-Research, 2007-034, (2007).

二．地質環境の長期的な安定性評価に関する研究

なし

大学紀要:

なし

国際会議:

全項共通

- 1) H. Umeki, H. Osawa, M. Naito, et al., “ Knowledge Management The Cornerstone of A 21st Safety

- Case ” , Proc. International Symposium on Safety Case for the Deep Disposal of Radioactive Waste: Where do We Stand?, Paris, January 23-25, (2007). (in press).
- 2) H. Umeki, “ A Challenge for Computing in the 21st Century: Radwaste Knowledge Management ” , Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007), Monterey, California, (2007).

イ . 人工バリア等の信頼性向上に関する研究

- 1) Y. Yokoyama, H. Mitsui, R. Takahashi, et al., “ Corrosion Behavior of the Weld Zone of Carbon Steel Overpack for HLW Disposal: Corrosion Behavior under the Aerobic Condition at the Early Stage of the Post-Closure Repository Phase ” , CORROSION/2007 Research in Progress Symposium, (2007).
- 2) T. Fujita, K. Fujisaki, H. Suzuki, et al., “ Development on Computer System of the Coupled Thermo -Hydro -Mechanical and Chemical Process in the Near-field of the High-level Radioactive Waste Repository ” , GeoProc 2006, (2006).
- 3) K. Fujisaki, H. Suzuki, T. Fujita, et al., “ Experimental studies on the coupled THMC processes by COUPLE equipment ” , GeoProc 2006, (2006).
- 4) T. S. Nguyen, L. Börgesson, M. Chijimatsu, et al., “ Influence of coupled Thm phenomena on the SAFETY of a spent fuel repository: a near-field study ” , GeoProc 2006, (2006).
- 5) A. Kobayashi, K. Yamamoto, S. Aoyama, et al., “ Changes in intact rock damage parameters due to chemical effects and their influence on failure phenomena ” , GeoProc 2006, (2006).
- 6) U. Uehara, A. Kobayashi, M. Chijimatsu, et al., “ Development of stress conditions around a tunnel excavated in argillaceous rock related to change of saturation conditions ” , GeoProc 2006, (2006).
- 7) M. Chijimatsu, Börgesson, L., T. Fujita, et al., “ Model calibration of small and large-scale laboratory THM experiments of the MX-80 bentonite ” , GeoProc 2006, (2006).
- 8) J. B. Martino, D. A. Dixon, B. Vignal, et al., “ The Tunnel Sealing Experiment: The Construction and Performance Full Scale Clay and Concrete Bulkheads at Elevated Pressure and Temperature ” , TopSeal 2006, (2006).

ロ . 安全評価手法の高度化に関する研究

- 1) T. Kato, Y. Suzuki, “ Extended biosphere dataset for safety assessment of radioactive waste geological disposal ” , International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology (ISRED), Rokasyo, October 18-20, (2006).
- 2) T. Ohi, H. Takase, M Inagaki, et al., “ Application of a Comprehensive Sensitivity Analysis Method on the Safety Assessment of TRU Waste Disposal in JAPAN ” , MRS Fall Meeting, November 27 - December 1, 2006, in Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXX, MRS Proceedings Volume 985, (2007).
- 3) M. Kawamura, T. Ohi, H. Makino, et al., “ Study on Evaluation Method for Potential Impact of "Natural Phenomena" on a HLW Disposal System ” , in Proceedings of 2006 East Asia Forum on Radioactive Waste Management Conference, Taiwan, November 27-28, pp.350-367 (2006).
- 4) A. Sawada, A. Takebe, K. Sakamoto, “ A numerical study on the correlation between fracture transmissivity ” , hydraulic aperture and transport aperture, AGU 2006 Fall Meeting, H13D-1425, (2006).
- 6) K. Maekawa, K. Karasaki, T. Takasu, “ Laboratory Experiment of Saltwater Intrusion into Freshwater Aquifer ” , AGU 2006 Fall Meeting, H33D-1531, (2006).
- 7) K. Karasaki, K. Ito, K. Maekawa, “ Simulation of salt water intrusion ” , TOUGH Symposium 2006, (2006).
- 8) Y. Yoshida, et al., “ Co-precipitation reaction for Ba and Ra into calcite ” , ASR Symp. 2006, PA08, (2006).
- 9) Y. Tochigi, et al., “ Modeling studies on microbial effects on groundwater chemistry ” , MRS2006 Fall Meeting, (Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXX) NN11-15, 2006, Mat. Res. Soc. Proc. (in press).
- 10) H. Umeki, “ Holistic Assessment to Put Mobile Radionuclides in Perspective ” , Proc. Int.

Workshop on Mobile Fission and Activation Products in Nuclear Waste Disposal, MOFAP 2007, Jan. 16-19, La Baule, France, (2007) (in press).

八．地質環境特性調査・評価手法に関する研究

- 1) Lee. C. , T. Matsuoka , K. Ishigaki , et al. , “ Seismic imaging for 3-D VSP data using image point transform ” , Proceedings of 10th International Symposium on Recent Advances in Exploration Geophysics (RAEG 2006), pp.143-146, (2006).
- 2) T. Naganuma, T. Iwatsuki, S. Shimizu, et al., “ Molecular microbiological approaches to understand biogeochemical processes in deep aquifers ” , International Symposium on GRAPHIC (Groundwater Resources Assessment under the Pressures of Humanity and Climate Change), (2006).
- 3) H. Saegusa, M. J. White, P. Robinson, et al., “ Development of a system for integrated geological modelling and groundwater flow simulation ” , Proceedings of 11th International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM) (CD-ROM), pp.330-337, (2006).
- 4) W. Salden, R. Takeuchi, S. Takeuchi, et al., “ A Pumping test at the shaft scale Groundwater recovery and pump-down at the Mizunami Underground Research Laboratory, Japan ” , American Geophysical Union Fall Meeting, H41B-0383, (2006).
- 5) M. Amo, N. Suzuki, T. Shinoda, et al., “ Pristene, phytene, and sterenes in immature Horonobe diatomaceous sediments as potential indicators of paleo-temperature and depositional environment ” , 17th International Sedimentological Congress, (2006).
- 6) M. Kawamura, T. Ohi, H. Makino, et al., “ Study on evaluation method for potential impacts of “ natural phenomena ” on a HLW disposal system ” , Proceedings of 2006 East Asia Forum on Radwaste Management Conference (2006 EAFORM Conference), pp.350-367, (2006).
- 7) H. Kurikami, T. Kunimaru, S. Yabuuchi, et al., “ Hydrogeological model in Horonobe Underground Research Laboratory Project ” , GeoProc 2006, pp.584-589, (2006).
- 8) H. Sato, “ Activation Energies of Diffusion for I and Cs in Compacted Smectite ” , International Information Exchange Meeting on Diffusion Phenomena in Bentonite and Rock -Aiming at the Safety Assessment of the Geological Disposal, (2006).
- 9) H. Sato, “ Thermodynamic Data of Water on Smectite Surface and Those Application to Swelling Pressure of Compacted Bentonite ” , International Workshop on Mobile Fission and Activation Products in Nuclear Waste Disposal, Final Programme and Abstracts, (2007).
- 10) H. Sato, “ Activation Energies of Diffusion for I and Cs in Interlayer of Smectite ” , International Workshop on Mobile Fission and Activation Products in Nuclear Waste Disposal, Final Programme and Abstracts, (2007).
- 11) H. Yamamoto, T. Kunimaru, H. Kurikami, et al., “ Long-term simulation of ambient groundwater chemistry at Horonobe URL, Japan -Application of coupled hydrogeochemical model- ” , GeoProc 2006, pp.382-387, (2006).

二．地質環境の長期的な安定性評価に関する研究

- 1) K. Umeda, “ Multiple lines of evidence for crustal magma storage beneath Mesozoic crystalline mountains in a non-volcanic region: magnetotelluric imaging and variations in the $^3\text{He}/^4\text{He}$ ratios of hot spring gases in the Iide Mountains, Northeast Japan ” , AGU 2006 Fall Meeting, San Francisco, USA, December 11-15, (2006).
- 2) E. Sasao, “ Mineral assemblage and geochemistry of sandstones of the Miocene Mizunami Group, central Japan - a key to reconstructing the Miocene volcanic activities - ” , 17th International Sedimentological Congress, (2006).

口頭発表：

全項共通

- 1) 梅木, 大澤, 内藤, 他, “ 地層処分技術に関する知識管理システムの開発(II) ; (1)知識管理システムの基本設計 ” , 日本原子力学会 2007 年春の年会, I32, (2007).

- 2) 大澤, 中野, 梅田, 他, “地層処分技術に関する知識管理システムの開発(II); (2)地質環境分野における知識管理のケーススタディ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 133, (2007).
- 3) 内藤, 小林, 油井, 他, “地層処分技術に関する知識管理システムの開発(II); (3)工学技術分野における知識管理のケーススタディ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 134, (2007).
- 4) 牧野, 油井, 梅木, 他, “地層処分技術に関する知識管理システムの開発(II); (4)性能評価分野における知識管理のケーススタディ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 135, (2007).

イ. 人工バリア等の信頼性向上に関する研究

- 1) 入矢, 中山, 小西, 他, “フライアッシュ高含有シリカフェームコンクリートの施工性”, コンクリート工学年次大会 2006, Vol.28, No.1, pp.173-178, (2006).
- 2) 高治, 重政, 棚井, 他, “緩衝材および岩盤の力学連成挙動解析”, 日本原子力学会, (2006).
- 3) 棚井, 藤田, “幌延深地層研究計画・(4)工学技術の適用性評価・”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, (2007).
- 4) 菊池, 棚井, “緩衝材基本特性データベースの開発”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, (2006).
- 5) 谷口, 鈴木, 油井, 他, “低酸素濃度環境におけるチタンオーバーパックの水素脆化挙動”, 第 53 回材料と環境討論会(2006 年 9 月, 秋田市), D-303, pp.473-476, (2006).
- 6) 三井, 高橋, 大槻, 他, “炭素鋼オーバーパック溶接部の応力腐食割れ感受性に関する検討”, 第 53 回材料と環境討論会(2006 年 9 月, 秋田市), B-105, pp.127-130, (2006).
- 7) 藤田, 川上, 杉田, 他, “地層処分システムにおける閉鎖要素の相互影響を考慮した坑道交差部における水理解析”, 土木学会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 8) 杉田, 高橋, 藤田, 他, “地層処分システムにおける閉鎖要素の相互影響を考慮したパネル規模での水理解析”, 土木学会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 9) 鈴木, 藤崎, 藤田, 他, “高レベル放射性廃棄物地層処分におけるニアフィールド熱 - 水 - 応力 - 化学連成解析モデルを用いた連成試験 (COUPLE) の解析評価”, 土木学会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 10) 青柳, 藤田, 大久保, 他, “多連設坑道の設計の考え方に関する検討”, 土木学会第 61 回年次学術講演会, (2006).

ロ. 安全評価手法の高度化に関する研究

- 1) 川村, 牧野, 大井, 他, “放射性廃棄物に係る天然現象影響評価に関する影響解析パラメータの設定方法の検討”, 日本地球惑星科学連合会, G150-012, 5/14~18, (2006).
- 2) 川村, 牧野, 梅田, 他, “「火山活動」を例とした放射性廃棄物処分に係る影響解析パラメータの設定”, 日本地球惑星科学連合会, G150-P019, 5/14~18, (2006).
- 3) 川村, 大井, 新里, 他, “高レベル放射性廃棄物における隆起・侵食に起因するシナリオの検討”, 日本地質学会, P-192, 講演要旨集 p263, 9/16-18, (2006).
- 4) 加藤, 大井, “地層処分生物圏評価研究の今後の研究開発項目とそれに対して要求される観点の抽出”, 原子力学会バックエンド夏期セミナー, 要旨集 p ポスター13-1, 7/27-28, (2006).
- 5) 加藤, 鈴木, 大井, 他, “地表環境での時間的変遷による影響を考慮した地層処分生物圏評価”, 原子力学会北関東支部若手研究者発表会, 4/21, (2006).
- 6) 加藤, 鈴木, 大井, 他, “TRU 廃棄物処分に特有な放射性核種を考慮した地層処分生物圏評価”, 日本保健物理学会, 第 40 会研究発表会講演要旨集, p87, (2006).
- 7) 江橋, 大井, 小尾, “包括的感度解析手法に基づく HLW の地層処分における重要な研究課題の同定に資する検討”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 130, (2007).
- 8) 前川, 唐崎, 伊藤, “地層中の塩淡境界評価に関する一考察”, 日本原子力学会第 22 回バックエンド夏期セミナー, (2006).
- 9) 甲斐, 前川, “続成鉱物の分布に基づく新珪質泥岩中の地下水流動の推定”, 日本地熱学会平成 18 年学術講演会, B01, (2006).
- 10) 前川, 澤田, 稲垣, 他, “幌延深地層研究計画; (5) 安全評価手法の適用性評価”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 105, (2007).
- 11) 原, “シリカ鉱物の相変化に伴う珪藻質泥岩の物性変化と物質移行特性”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, (2006).
- 12) 熊本, 下茂, 佐藤, 他, “X 線 CT による亀裂を有する堆積岩中の移流および拡散現象の可視化”, 第 41 回地盤工学研究発表会, (2006).

- 13) 米村, 佐藤, 菅原, 他, “X線 CT によるトレーサ移行プロセス分析方法の開発”, 資源・素材学会春季大会講演集 2007 年()資源編, p.121-122, (2007).
- 14) 武部, 澤田, 坂本, “亀裂の接触面積率と JRC が透水特性に与える影響検討”, 土木学会第 61 回年次学術講演会, CS05-013, (2006).
- 15) 佐藤, 深堀, 菅原, “X線 CT 法による岩石亀裂内の可視化と分析”, 資源・素材学会秋季大会講演集 2006 年, A1-1, pp.1-4, (2006).
- 16) 栃木, 吉川, 油井, “微生物影響評価コードによる地下水組成の評価”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B26, (2006).
- 17) 吉田, 吉川, 佐藤, “炭酸塩固相に対する微量元素の共沈反応についての固溶体モデルによる評価(2)”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B29, (2006).
- 18) 土井, 他, “堆積岩に対する Cs 収着挙動のモデル化”, 2006 日本放射化学学会年会, 3P19, (2006).
- 19) 黒澤, 油井, 上田, “モンモリロナイト粒子の分散性と核種移行への影響”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B32, (2006).
- 20) 藤井, 河村, “MD 計算によるスメクタイト中の Cs, Sr の移行特性の評価”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B49, (2006).
- 21) 飯島, 庄司, 戸村, “ベントナイトコロイドに対する Am の収着挙動(II)”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B31, (2006).
- 22) 吉川, 林, “考古学的金属製品を用いた土壤中金属腐食のナチュラルアナログ研究(II)”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B37, (2006).
- 23) 藤原, “溶媒抽出法による Np(IV)加水分解定数の測定 II”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, G28, (2006).
- 24) 石寺, 上野, 黒澤, 他, “低酸素条件下で圧縮ベントナイト中へ移行した腐食生成物の存在状態”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, I17, (2007).
- 25) 飯島, 吉川, 黒澤, “圧縮ベントナイト中のフミン酸の拡散挙動”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, I42, (2007).
- 26) 林, 他, “ガラスの溶解に関するデータベース整備の現状”, 日本原子力学会第 22 回バックエンド夏期セミナー, (2006).

八．地質環境特性調査・評価手法に関する研究

- 1) 鏡, 天野, “多変量解析を利用した断層分布区間の判定”, 日本応用地質学会平成 18 年度研究発表会講演論文集, pp.263-266, (2006).
- 2) 天野, “孔壁画像の画像処理による岩相区分効率の改善”, 日本応用地質学会平成 18 年度研究発表会講演論文集, pp.525-526, (2006).
- 3) 江口, 天野, “空間的制約条件下における深層ボーリング調査計画の最適化”, 日本応用地質学会平成 18 年度研究発表会講演論文集, pp.175-178, (2006).
- 4) 船津, 足立, 清水, 他, “硬岩地山における高抜け発生に関する数値解析による検討”, 土木学会平成 18 年度全国大会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 5) 羽柴, 松井, 瀬野, 他, “2 種類の堆積岩の多段階クリープ試験による長期クリープ挙動の予測”, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム, (2007).
- 6) 羽柴, 中間, 佐藤, “立坑掘削後約 10 年間の周辺岩盤の変形特性”, 第 16 回トンネル工学研究発表会, (2006).
- 7) 羽柴, 中間, 山田, 他, “土岐花崗岩の力学的性質の分布特性”, 平成 18 年度資源・素材関係学協会合同秋季大会(資源・素材 2006), (2006).
- 8) 羽柴, 佐藤, 瀬野, “立坑周辺岩盤の時間依存性挙動に及ぼす軸方向初期地圧の影響”, 平成 19 年度(2007 年)資源・素材学会春季大会, (2007).
- 9) 早野, 天野, 竹内, “立坑掘削中の湧水量観測に基づく瑞浪層群中の透水性 / 遮水性構造の分布の推定及びそれらの地質学的性状について; 瑞浪超深地層研究所における立坑掘削を例として”, 日本応用地質学会中部支部平成 18 年度研究発表会, (2006).
- 10) 井尻, 三枝, 澤田, “広域地下水流動評価における概念モデルに起因した不確実性について”, 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム, (2007).
- 11) 井岡, “深部地下水における酸化還元反応及び地球化学反応”, 広島大学陸域環境研究会, (2007).
- 12) 井岡, 岩月, 天野, “表層地下水の流入に対する地下深部における地下水化学の応答”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会, (2006).

- 13) 井岡, 岩月, 加藤, 他, “水溶液の酸化還元電位測定手法の検討”, 2006年度日本地球化学会年会, (2006).
- 14) 井岡, 岩月, 水野, 他, “白金電極を用いた地下水の酸化還元電位測定手法の問題点; 白金電極表面の存在物質”, 2006年度日本水文科学会学術大会, (2006).
- 15) 石垣, 松岡, 天野, “立坑掘削工事に伴う振動を利用した物理探査”, 日本原子力学会第38回中部支部発表会要旨集, p.10, (2006).
- 16) 板倉, Z. Xu, 佐藤, 他, “仮想現実システムを利用した地下構造物設計・施工支援システムの開発”, 土木学会平成18年度全国大会第61回年次学術講演会, (2006).
- 17) 岩月, “深部地下水の地球化学に関する研究の現状と課題”, 資源地質学会2006年年会学術講演会, (2006).
- 18) 岩月, 天野, 彌榮, “地下施設建設に伴う周辺地球化学環境の変化”, 日本地球惑星科学連合2006年大会, (2006).
- 19) 菊地, 天野, “堆積岩の層序区分・対比における多変量データ解析の導入”, 日本応用地質学会平成18年度研究発表会講演論文集, pp.521-524, (2006).
- 20) 久慈, 佐藤, 原, 他, “大深度立坑における湧水抑制対策としてのポストグラウト試験施工”, 第16回トンネル工学報告集, pp.469-476, (2006).
- 21) 松木, 成川, 中間, 他, “大規模な断層を含む不均一岩体の広域応力場評価”, 平成19年度(2007年)資源・素材学会春季大会, (2007).
- 22) 松岡, 長谷川, “土岐花崗岩の磁化率の不均一性について”, 日本応用地質学会中部支部平成18年度研究発表会, (2006).
- 23) 松岡, 石垣, 杉本, “瑞浪超深地層研究所における立坑掘削を利用した水理地質構造モデルの検討 3 電気探査法を用いた水理地質構造の検討”, 日本原子力学会2007年春の年会, 109, (2007).
- 24) 松岡, 仙波, 石垣, 他, “流体流動電位法を用いた瑞浪超深地層研究所周辺の地下水流動モニタリング”, 日本応用地質学会平成18年度研究発表会講演論文集, pp.331-334, (2006).
- 25) 見掛, 佐藤, 延藤, 他, “硬岩を対象としたグラウト注入方法に関する考察 - 瑞浪超深地層研究所におけるグラウト研究(その1) -”, 第61回土木学会年次学術講演会, pp.227-228, (2006).
- 26) 見掛, 佐藤, 延藤, 他, “グラウトの高圧注入試験による目詰まり特性の把握 - 瑞浪超深地層研究所におけるグラウト研究(その2) -”, 第61回土木学会年次学術講演会, pp.229-230, (2006).
- 27) 三輪, 高木, 西嶋, 他, “土岐花崗岩中に見られるマイクロクラックの三次元方位分布と古応力場及び生成環境の復元”, 日本地質学会構造地質部会2006年度例会, (2006).
- 28) 水野, 岩月, “炭酸塩鉱物を用いた深部地下環境の長期安定性に関する解析例”, 日本地球惑星科学連合2006年大会, (2006).
- 29) 水野, 岩月, “同位体比を指標とした陸域地下深部における炭素循環の考察”, 2006年度日本地球化学会年会, (2006).
- 30) 水野, R. Metcalfe, 岩月, 他, “地下水から得られた地球化学データの品質評価手法の提案”, 日本地下水学会2006年秋季講演会, (2006).
- 31) 水野, R. Metcalfe, 彌榮, 他, “地球化学調査における地下水の品質評価手法”, 日本地球惑星科学連合2006年大会, (2006).
- 32) 本島, 井尻, 尾上, 他, “突発湧水に対するリスク評価・管理手法の構築 2 観測水位を指標とした立坑掘削時における突発湧水リスクの管理手法について”, 土木学会平成18年度全国大会第61回年次学術講演会, (2006).
- 33) 永田, 本多, 岩月, 他, “東濃ウラン鉱床周辺の瑞浪層群に産する堆積岩中のウラン, トリウム及びランタノイドの分布と挙動”, 第31回フィッシュン・トラック研究会, (2006).
- 34) 中間, “高レベル放射性廃棄物の地層処分における初期応力研究について”, 地殻応力の絶対量計測に関する研究集会, (2007).
- 35) 中間, 佐藤, 金子, 他, “三次元応力場同定手法の高度化に関する研究の概要”, 平成19年度(2007年)資源・素材学会春季大会, (2007).
- 36) 中俣, 天野, 松岡, “瑞浪超深地層研究所の研究坑道に遭遇する地質分布の地表からの予測と実際”, 日本原子力学会第38回中部支部発表会要旨集, p.6, (2006).
- 37) 成川, 松木, 竹内, 他, “傾斜データを用いた不均一な地下水流動の評価”, 平成19年度(2007年)資源・素材学会春季大会, (2007).
- 38) 延藤, 福田, 佐藤, 他, “ショートステップ立坑の変形挙動に関する計測と解析”, 第16回トンネル工学報告集, pp.1-8, (2006).

- 39) 尾上, 三枝, 大山, “ 長期間の孔間揚水試験データに基づく水理地質構造のモデルキャリブレーション ”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会, (2006).
- 40) 尾上, 三枝, 笹尾, 他, “ 地質環境の長期挙動を考慮した水理地質構造のモデル化・解析 ”, 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム, (2007).
- 41) 尾上, 三枝, 渡邊, 他, “ 突発湧水に対するリスク評価・管理手法の構築 1 立坑掘削時における突発湧水リスクに対する断層の水理学的調査について ”, 土木学会平成 18 年度全国大会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 42) 大山, 尾上, 三枝, 他, “ 地下水流動場を効率的にモデル化・解析するシステムの概要と東濃地域における適用事例 ”, 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム, (2007).
- 43) 大山, 三枝, 尾上, “ 複雑な水理地質環境における地下水流動場を効率的にモデル化・解析するためのシステム開発 ”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, (2006).
- 44) 三枝, 稲葉, 守屋, 他, “ 地形及び気候変動が地下水流動特性に与える影響について ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, (2006).
- 45) 三枝, 下茂, 文村, 他, “ 地下研究坑道掘削に伴う地下水流動状態の変化を予測するための地下水流動解析とそれに基づく調査研究計画の策定 ”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会, (2006).
- 46) 仙波, 内田, 濱, 他, “ 瑞浪超深地層研究所における立坑掘削を利用した水理地質構造モデルの検討 1 瑞浪超深地層研究所における第 2 段階の研究の現状 ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 107, (2007).
- 47) 杉原, “ 高レベル放射性廃棄物の地層処分と日本原子力研究開発機構における研究開発 岩盤力学を中心に ”, 岩盤工学会講演会, (2006).
- 48) 竹内, 荒井, W. Salden, “ モニタリングデータによる水理地質構造の推定 ”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会, (2006).
- 49) 竹内, 藤田, 荒井, 他, “ モニタリングデータを用いた水理地質構造の推定 ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, (2006).
- 50) 竹内, 戸谷, 三枝, 他, “ 瑞浪超深地層研究所計画における立坑掘削を利用した水理地質構造モデルの検討 2 水圧応答を利用した立坑周辺の水理地質構造の検討 ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 108, (2007).
- 51) 竹内, “ 孔間水理試験による水理地質構造の推定 ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, (2006).
- 52) 竹内, “ 水理試験データの時間微分を用いた水理地質構造の推定 ”, 土木学会平成 18 年度全国大会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 53) 竹内, 進士, 廣田, “ 現場透水試験結果の解析における時間微分項算定手法の比較 ”, 第 41 回地盤工学会研究発表会, (2006).
- 54) 竹内, 竹内, 三枝, “ 大規模揚水試験による水理地質構造の推定 ”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会講演要旨, pp.264-269, (2006).
- 55) 坪井, 本多, 岩月, 他, “ 東濃土岐花崗岩におけるウラン, トリウム等微量元素の分布と挙動 ”, 第 31 回フィッション・トラック研究会, (2006).
- 56) 山地, 山田, 佐藤, 他, “ ショートステップ工法の地山安定化機構に関する数値解析的考察 ”, 土木学会平成 18 年度全国大会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 57) 山田, 山地, 佐藤, 他, “ 超大深度立坑連接部掘削時挙動に関する考察 ”, 土木学会平成 18 年度全国大会第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 58) 吉田, 岩月, 上野, “ 還元環境における地下水中の金属有機錯体形成 ”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, (2006).
- 59) 吉田, 岩月, “ 原位置における金属元素の移動挙動確認 地下水採水方法の検討 ”, 日本原子力学会第 38 回中部支部発表会要旨集, p.8, (2006).
- 60) 天石, 高畑, 川又, 他, “ 深部地下水中の微生物解析結果 ”, 日本微生物生態学会第 22 回大会, (2006).
- 61) 青木, 水戸, 黒川, 他, “ AE 計測と DEM 解析に基づく大深度堆積軟岩の破壊過程に関する研究 ”, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム, 東京, (2007).
- 62) 舟木, 石井, “ 幌延地域に分布する堆積岩中の水みちとなり得る地質構造 ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, (2006).
- 63) 舟木, 安江, 國丸, 他, “ 周氷河作用を被った地域における表層部の水理地質構造 - 北海道北部, 幌延地域における例 - ”, 日本地質学会第 113 年年会 (高知大会), (2006).
- 64) 畑中, “ 堆積岩に関する地質環境評価手法に関する研究 ”, 「安全研究成果報告会」 - 放射性廃

- 棄物の地層処分について - , (2006).
- 65) 濱, 國丸, 操上, 他, “ 幌延深地層研究計画 (3) 地上からの地質環境調査結果と今後の課題 ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, (2007).
- 66) 本多, 桜井, 岩佐, 他, “ 地球統計手法による各種比抵抗探査データの統合と水理地質・水質分布モデルの構築 ”, 資源素材学会春季大会, pp.49-52, (2006).
- 67) 本多, 鈴木, 桜井, 他, “ 調査段階の進展に伴う水理地質モデルの信頼度に関する考察 - 地球統計手法を用いた透水係数分布の推定 - ”, 地盤工学研究発表, pp.51-52, (2006).
- 68) 兵動, 大賀, 國丸, 他, “ 地層内容メタン測定のためのセンサー開発とその諸特性について ”, 第 41 回地盤工学研究発表会, (2006).
- 69) 兵動, 大賀, 國丸, 他, “ 溶存メタンセンサーによる地層内メタン濃度測定 その 1 測定値に及ぼすガス種, 水流の影響 ”, 平成 18 年度土木学会全国大会, 第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 70) 兵動, 大賀, 國丸, 他, “ 溶存メタンセンサーによる地層内メタン濃度測定 その 2 幌延における孔内測定試験 ”, 平成 18 年度土木学会全国大会, 第 61 回年次学術講演会, (2006).
- 71) 石井, “ 水 - 岩石反応の地質学的証拠からみた海成堆積物地下浅部における淡水浸透領域の長期的変遷 ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, (2006).
- 72) 岩月, 太田, 濱, 他, “ 幌延深地層研究計画 (6) 第 2 段階における調査研究の現状と今後の計画 ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, (2007).
- 73) 國丸, 細谷, “ 採水深度における間隙水圧と水質の同時モニタリングを可能としたモニタリングシステムとその適用性 ”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会, (2006).
- 74) 國丸, 福島, 武田, “ 幌延深地層研究計画 (2) 研究所設置場所を決定するまでのあゆみ ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, (2007).
- 75) 熊本, 下茂, 操上, “ 幌延深地層研究計画における地下研究施設掘削に伴う地下水流動予測解析 ~ 地上からの調査結果に基づく水理地質構造のモデル化と解析 ~ ”, 日本地下水学会, 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム, 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム発表論文集, pp.43-50, (2007).
- 76) 操上, 國丸, 舟木, “ 幌延深地層研究計画第 1 段階における水理地質環境モデル構築 ”, 日本原子力学会第 22 回バックエンド夏期セミナー, pp.ポスター1-1, (2006).
- 77) 操上, 安江, 新里, 他, “ 気候・海水準変動が地下水流動に与える影響に関する解析的検討 - 幌延地域を例として - ”, 日本地下水学会 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム, 地下水流動解析とモデル化に関するシンポジウム発表論文集, pp.59-66, (2007).
- 78) 松井, 青柳, 宮野前, “ 新第三紀珪質岩の風化特性に関する実験的検討 ”, 第 41 回地盤工学研究発表会, pp.495-496, (2006).
- 79) 丹生屋, 松井, “ 塩水環境下に分布する新第三紀珪質岩の強度変形特性 ”, 第 41 回地盤工学研究発表会, pp.497-498, (2006).
- 80) 大原, 津久井, 國友, 他, “ 幌延深地層研究計画 - 遠隔監視システム (アクロス) の概要と進捗について - ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, 0106, P009, (2006).
- 81) 太田, 濱, 棚井, 他, “ 幌延深地層研究計画 (1) 第 1 段階における調査研究成果の取りまとめの概要 ”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, (2007).
- 82) 小川, 青木, 城, 他, “ 地山の時間依存性挙動を考慮した坑道掘削時の安定性解析 ”, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.39-44, (2007).
- 83) 尾留川, 森岡, 西山, “ 幌延深地層研究計画における地下研究坑道の耐震性能照査 ”, 第 41 回地盤工学研究発表会, 第 41 回地盤工学研究発表会発表講演集, pp.1739-1740, (2006).
- 84) 坂井, 畠山, 布施, 他, “ 幌延深地層研究計画におけるガス湧出量の予測 (第 2 報) ”, 資源・素材関係学協会合同秋季大会 資源・素材 2006, 福岡市, 企画発表・一般発表(A)(B)講演資料, p.101, (2006).
- 85) 真田, “ 幌延深地層研究計画の現状及び原位置と室内試験に基づいた第三紀珪質岩盤の力学モデル構築 ”, 第 9 回放射性廃棄物地層処分に関する情報交換会 (Sapporo Conference 2007), (2007).
- 86) 佐藤, “ スメクタイト表面の水の熱力学特性の膨潤圧への適用 ”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, B43, p.43, (2006).
- 87) 佐藤, “ 圧縮ベントナイト間隙水の熱力学特性の膨潤圧への適用 ”, 連携重点研究ワークショップ - 緩衝材物性と微生物活動を指標とした処分環境の理解 -, (2006).
- 88) 佐藤, “ スメクタイト中のイオンの拡散の活性化エネルギー ”, 粘土ワークショップ, (2007).
- 89) 佐藤, “ スメクタイトの層間中の I 及び Cs の拡散の活性化エネルギー ”, 第 9 回放射性廃棄物地

層処分に関する情報交換会 (Sapporo Conference 2007), (2007).

90) 瀬尾, 戸井田, 小林, 他, “難透水性岩石を対象とした閉鎖型フローポンプ式室内透水試験法の適用性”, 日本地下水学会, 2006 年秋季講演会, (2006).

91) 田中, 野田, 佐藤, 他, “圧縮 Na 型モンモリロナイトにおける $H_2^{18}O$ の拡散と電気浸透”, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 141, p.421, (2007).

92) 徳永, 木村, 井尻, 他, “幌延地域における塩素安定同位体比を用いた塩水淡水挙動評価”, 日本地下水学会 2006 年秋季講演会, (2006).

93) 山口, 藤井, 福田, 他, “DSCA 法を用いた幌延珪藻質泥岩の初期応力測定”, 平成 18 年度 資源・素材関係学協会合同秋季大会 資源・素材 2006, 福岡市, pp.55-56, (2006).

94) 山本, 下茂, 國丸, 他, “幌延深地層研究計画における立坑掘削時の地下水からの脱ガスの予察解析”, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム, (2007).

95) 安原, 操上, 木下, 他, “圧力溶解現象を考慮した珪藻質岩石の透水性評価”, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム, 第 36 回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集, pp.283-286, (2007).

99) 吉村, 坂下, 大久保, 他, “地層処分における電磁法解析技術の開発 (その 6) - 北海道幌延町における AMT 法 3 次元調査 - ”, 物理探査学会第 115 回 (平成 18 年度秋季) 学術講演会, 物理探査学会第 115 回学術講演会論文集, pp.209-212, (2006).

二. 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究

1) 浅森, 梅田, 根木, 他, “飯豊山地下の地震波速度及び比抵抗構造”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, S118-007, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

2) 花室, 二ノ宮, 梅田, 紀伊半島南部地域における地殻・マントル構造と温泉ガスの希ガス同位体比”, 日本地質学会構造地質部会 2006 年度例会, 2007 年 3 月, 白浜, (2007).

3) 鎌滝, 藤原, “浅海生物を指標とした津波堆積物の認定”, 日本古生物学会第 156 回例会, 2007 年 2 月, 徳島, (2007).

4) 金沢, 浅森, 梅田, 他, “日本列島における火山・温泉ガスのヘリウム同位体比”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, H121-P002, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

5) 丹羽, 水落, “棚瀬地下数 100m~1km における断層破碎帯の発達過程 - 岐阜県東部の阿寺断層における例 - ”, 日本地質学会第 113 年学術大会, 0-125, 2006 年 9 月, 高知, (2006).

6) 丹羽, 野原, 水落, 他, “岐阜県中津川市川上の阿寺断層露頭における断層破碎帯の構造”, 地球惑星科学関連学会 2006 年合同大会, T146-P006, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

7) 丹羽, 島田, 野原, 他, “断層がステップする部分における断層破碎帯の分布と産状 - 岐阜県飛騨市の跡津川断層西部の例 - ”, 地球惑星科学関連学会 2006 年合同大会, G150-P003, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

8) 野原, 中田, 島田, 他, “比較的規模の大きな地震はどのような場所で生じてきたか - 被害地震, 地質・地殻構造などからの総合的な解析の試み - ”, 地球惑星科学関連学会 2006 年合同大会, S115-P001, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

9) 野原, 安江, 中田, “顕著な地表地震断層を伴わない活断層をどのようにみつけるか?”, 北淡活断層シンポジウム 2007, p.79-82, 2007 年 1 月, 淡路, (2007).

10) 及川, 梅田, 松崎, “四国西部, 柏島地域の花崗岩類の冷却史 - 中新世における西南日本外帯の局所の上昇 - ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, G147-P005, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

11) 島田, 丹羽, 野原, 他, “活断層露頭で得られた水素ガス濃度の未固結断層岩方位に対応する変化”, 地球惑星科学関連学会 2006 年合同大会, S107-002, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

12) 梅田, 浅森, 根木, 他, “東北日本, 飯豊山地下の深部比抵抗構造: 非火山地帯におけるマグマの存在”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, G150-P004, 2006 年 5 月, 千葉, (2006).

13) 山田, “東濃地科学センターにおける (U-Th)/He 年代測定システムの現状”, 第 31 回フィッシュン・トラック研究会, 2006 年 12 月, 瑞浪, (2006).

14) 森谷, 新里, 北村, 他, “マルチプレート・クラスタリング解析による北海道北部幌延地域の微小地震解析”, 物理探査学会第 115 回 (平成 18 年度秋季) 学術講演会, 物理探査学会第 115 回学術講演会論文集 (2006), pp.46-49, (2006).

15) 新里, 重野, 高清水, “北海道周辺地域における歴史地震について - アイヌの口碑伝説と歴史記録に基づく検討 - ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, G150-P006, (2006).

16) 瀬尾, 新里, 操上, 他, “浮流土砂流量に基づく侵食量の予測手法の検討 - 北海道北部幌延町における調査事例 - ”, 日本地球惑星科学連合 2006 年大会, G150-P001, (2006).

- 17) 高橋，新里，安江，他，“北海道北部幌延町新第三紀珪質岩の地球化学的特徴からみた侵食量および隆起時期（2）”，日本地球惑星科学連合 2006 年大会，G150-P002，(2006).
- 18) 高橋，新里，安江，他，“北海道北部幌延地域に分布する珪質岩の地球化学的特徴による侵食量の推定”，第 24 回有機地球化学シンポジウム（2006 年松本シンポジウム），(2006).
- 19) 安江，新里，千葉，“地中レーダ探査による極浅部の地質構造調査 - 北海道北部，大曲 - 豊富断層の例 - ”，日本地球惑星科学連合 2006 年大会，0106-P007，(2006).
- 20) 安江，新里，千葉，“地中レーダ探査による沖積・段丘面下の地質構造調査”，日本地質学会第 113 年年会（高知大会），(2006).
- 21) 笹尾，岩月，天野，“東濃ウラン鉱床でのナチュラルアナログ研究からみた古水理地質研究の役割”，資源地質学会第 56 回年会講演会，2006 年 6 月，東京，(2006).
- 22) 笹尾，小室，“堆積学的に見た東濃ウラン鉱床の鉱床生成機構”，資源地質学会第 56 回年会講演会，2006 年 6 月，東京，(2006).
- 23) 笹尾，檀原，“瀬戸内区東部に分布する中新統瑞浪・岩村・可児層群のフィッシュン・トラック年代”，第 31 回フィッシュン・トラック研究会，2006 年 12 月，瑞浪，(2006).
- 24) 笹尾，水野，“東濃ウラン鉱床及びその周辺の地球化学”，第 31 回フィッシュン・トラック研究会，2006 年 12 月，瑞浪，(2006).

Web 公開：

- 1) 緩衝材基本特性データベース（英語版）：http://bufferdb.jaea.go.jp/bmdb/index_e.jsp
- 2) 核種拡散データベース：<http://migrationdb.jaea.go.jp/>

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野 / 廃止措置技術

【分類番号】 4-3-1

【研究課題名(Title)】

廃止措置に係る被ばく評価に関する研究

Research on Safety Assessment on Decommissioning of Nuclear Facilities

【研究代表者】

【所属】 安全研究センター 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ

【氏名】 中山 真一（なかやま しんいち）

【連絡先】 Tel : 81-6001 E-mail : nakayama.shinichi@jaea.go.jp

【研究目的】

原子力施設の廃止措置計画の進捗に伴い、廃止措置の安全を確保するため安全評価等の研究が必要である。そのため、周辺公衆及び従事者の被ばく評価手法の整備を行う。また、クリアランス対象物検認及びサイト解放を含む廃止措置終了確認についての評価対象核種、組成比、濃度測定方法等の検認手法を検討する。

【研究内容】

イ．原子炉施設の廃止措置の安全評価等に関する調査

国内外原子炉施設の廃止措置情報の収集・分析、安全性評価に適用されている計算モデル等の検討により、廃止措置技術基準の更なる充実を図るとともに、新たな廃止措置規制制度を踏まえた安全規制のあり方をまとめる。

廃止措置計画認可のための審査においてその評価内容及び結果が妥当であることを確認するためのツールとして、解体作業の平常時及び事故時の周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量を評価する計算コードを整備する。

原子力施設の解体により発生するクリアランスレベル以下の金属及びコンクリート廃棄物を確実に区分するための検認手法及び手順を検討する。さらに、サイト解放を含む廃止措置終了に係わる基準のあり方とその合理的な検認手法を調査・検討する。【保安院受託】

ロ．核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保に関する調査

海外の核燃料サイクル施設の廃止措置先行事例、規制・基準、除染・解体技術状況等の廃止措置に係わる動向調査を行う。各サイクル施設の廃止措置の特徴を把握するため、代表的プラントを対象に施設特性、汚染状況、廃棄物等に関する調査を行う。

放射性物質の漏出・拡散を防止する観点から廃止措置を安全に実施するための課題を検討し、安全確保に係わる有効な情報をまとめる。また、廃止措置時の公衆の被ばくに係わる安全評価手法をまとめる。【保安院受託】

【達成目標】

廃止措置に関する安全評価手法の開発として、

- ・施設の解体に係る放射線業務従事者及び周辺公衆の安全評価手法の開発
- ・クリアランス対象物に対する検認手法の検討、測定・評価（検認）技術の開発
- ・サイト解放を含む廃止措置終了に係わる安全評価手法及び検認手法の検討、測定・評価（検認）技術の開発

核燃料サイクル施設の廃止措置に関する安全確保の基準検討として

- ・国外の実施例及び各サイクル施設の特徴調査の結果に基づく安全確保策のまとめ

【成果の活用方策】

- ・日本原電東海発電所 1 号炉の本格解体、廃止措置申請がされた「ふげん」及び今後申請が見込ま

れる日本原電敦賀発電所 1 号炉に対する廃止措置計画の審査に活用。また、核燃料サイクル施設に係る廃止措置計画の審査に活用。

- ・クリアランスに関しては、今後申請が見込まれる廃止措置等から発生するクリアランス対象物について、その申請の審査及び国による検認作業に活用。
- ・サイト解放に関しては、将来申請が見込まれる原子力施設の廃止措置終了の確認について、その申請の審査及び国による検認作業に活用。

【使用主要施設】

東海研究開発センター 原子力科学研究所 バックエンド技術開発建家
東海研究開発センター 原子力科学研究所 環境シミュレーション試験棟 (STEM)

【研究の進め方】

国内外の廃止措置プロジェクトや廃棄物処理・処分の動向を把握しつつ、原子力安全委員会及び規制行政庁の進める施策に対応しながら研究を進める。原子力機構のふげん発電所、人形峠環境技術センターウラン濃縮施設等で進めている施設解体のための開発研究の成果を活用し安全評価に係わるデータの充実を図る。また、学識経験者等を加えた専門部会を設け、詳細計画、実施方法及び成果等について審議・討議を行い、その結果を踏まえ検討および取りまとめを実施する。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]

なし

[受託研究名 (委託元)]

- ・発電用原子炉廃止措置基準化調査 (原子力安全・保安院)
- ・核燃料サイクル施設の廃止措置にかかる調査 (原子力安全・保安院)

[委託研究名 (委託機関)]

なし

【研究実施内容及び成果 (平成 18 年度)】

イ．原子炉施設の廃止措置の安全評価等に関する調査

原子力安全・保安院からの受託事業「発電用原子炉廃止措置基準化調査」により、公衆の被ばく線量について、開発済の DecDose コードにより参考 BWR を対象に感度解析計算を実施し、重要パラメータを抽出した。作業者の外部被ばくに関して、建屋内の多様な機器の解体作業に関わる作業時間を評価するモデルと、被ばく線量を算出する計算モデルを整備するとともに、作業位置ごとの線量率及び空气中放射能濃度に基づき内部被ばく線量を評価する計算モデルを DecDose に統合した。その結果、DecDose は公衆および作業者双方の内部・外部被ばく線量を評価できるコードとして完成した。

サイト解放 (施設解体後の敷地解放) に関しては、原子力安全・保安院からの受託事業「発電用原子炉廃止措置基準化調査」により、主として米国の原子炉施設の検認事例の調査・分析、国内の主な原子力発電所近辺での土壌中放射能の環境測定データの収集・調査により施設運転等に伴う放射性物質の環境への影響及び検認測定範囲の考え方、検出器と測定条件等を検討整理した。また、実際に原子力機構原科研内において可搬型放射線検出器を用いた土壌放射能測定試験を行い、Ge 半導体検出器による in-situ 測定の有効性を確認した。さらに、解放線量目安レベルに相当する核種濃度の設定に際して適用される計算コードとして、RESRAD などの汎用コード及びクリアランス濃度算出に使用された PASCLR コードのシナリオ、評価モデル、パラメータ等を検討し、わが国におけるクリアランスレベル検討について実績のある PASCLR をベースに今後核種濃度算出コードの整備を進めていくのが適当であると判断した。

発電用原子炉施設の廃止措置に適用される解体・除染工法の安全性に関しては、原子力安全・保安院からの受託事業「発電用原子炉廃止措置基準化調査」により、工法毎に作業安全上の留意点を、汚染拡大防止、被ばく防止、災害防止等の観点から検討し整理した。

ロ．核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保に関する調査

原子力安全・保安院からの受託事業「核燃料サイクル施設の廃止措置にかかる調査」により、核

燃料サイクル工学研究所の再処理工場及び人形峠環境技術センターのウラン濃縮施設から廃止措置時の安全確保に係る基礎情報を収集するとともに、これらの情報や調査済みの海外の廃止措置関連情報を整理して、核燃料サイクル施設の廃止措置における課題のうち、安全確保対策、被ばく線量評価手法のあり方及び廃止措置計画の審査に適用する基本的考え方を提示した。

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度		160	160	2	9	11
18年度		130	130	2	9	11

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

東海1号炉に続く解体対象とされているふげん発電所の廃止措置安全審査において、整備中の公衆及び従事者の被ばく評価手法を適用する。これまで発電用原子炉のクリアランス制度導入のために蓄積した技術的情報は、国によるクリアランスレベル検認において適用するとともに、TRU 廃棄物及びウラン廃棄物に対するクリアランス制度導入に向けた今後の検討に資する。

【特記事項】

クリアランス制度の法制化へ向けた検討作業に技術的資料を提供するとともに、制度導入後も原子力安全・保安院に協力して、クリアランス省令を踏まえての放射性核種選択、評価単位の設定や放射能濃度の偏りの問題等について技術調査を実施。

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文:

- 1) 水越、助川、“核燃料サイクル施設の廃止措置における安全上重要課題の検討”、デコミッションング技報第34号（2006年9月）

技術報告書:

国際会議:

口頭発表:

受託事業報告書:

- 2) 原子力安全・保安院受託事業「平成 18 年度発電用原子炉廃止措置基準化調査」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月.
- 3) 原子力安全・保安院受託事業「平成 18 年度核燃料サイクル施設の廃止措置にかかる調査」報告書、原子力機構、平成 19 年 3 月.

委員会報告:

【用語解説】

クリアランスレベル検認

クリアランスレベル(放射性物質として扱う必要がない物を区分するレベルをいう)を用いて、放射性物質として扱う必要がない物であることを原子力事業者が判断し、その判断に加えて国が適切な関与を行うことをいう。

新しい廃止措置制度

2005 年の改正炉規法では、それまで届出制であった廃止措置が認可制となり、原子炉設置者はあらかじめ廃止措置計画を定め、大臣の認可を受けることとなった。

サイト解放

原子力施設の廃止措置の終了に当たり、その土地と建屋あるいはその他の構造物を規制上の管理から解放することをいう。

図表

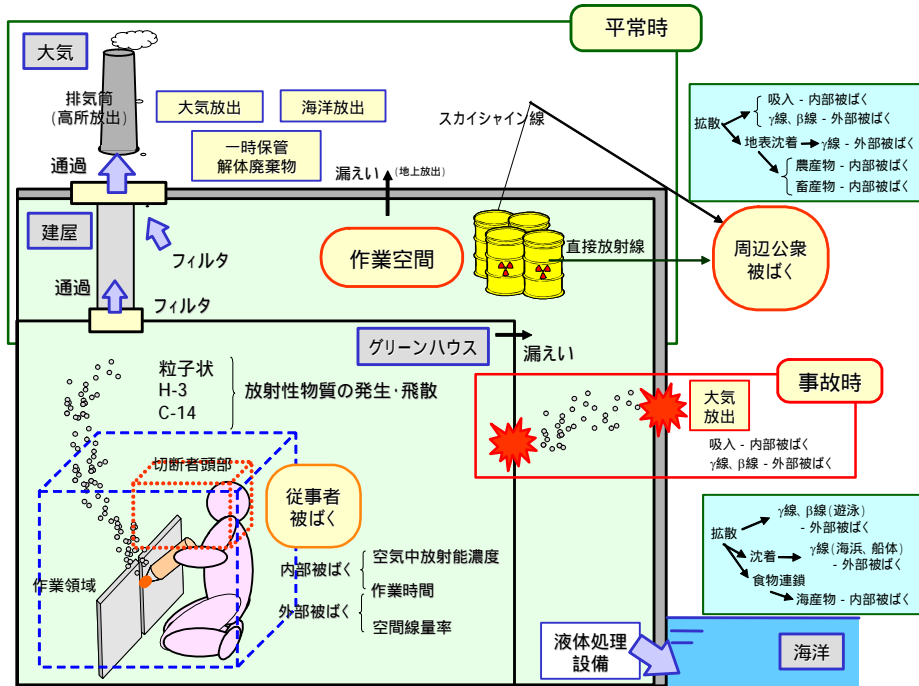


図 1 廃止措置における周辺公衆及び放射線業務従事者被ばく評価コードの概要

廃止措置の平常時及び事故時の被ばく線量を評価する計算コード(DecDose)について、作業時間評価機能及び空气中放射能濃度評価機能を追加して評価システムとして完成させた。これにより、廃止措置計画に沿って適用工法や作業内容を反映して、周辺公衆及び放射線業務従事者の外部・内部被ばく線量を評価することが可能となった。

廃止措置に係わる被ばくの評価に当たっては、平常時、事故時を問わず、また、対象も周辺公衆、放射線業務従事者を問わず、解体作業工程及び作業内容を反映し、様々な被ばく経路を総合的に取り扱う必要がある。そのため、DecDose コードでは、放射性物質が環境へ飛散することになる解体作業の特徴から、解体対象物と解体工法に応じた放射性物質の作業空間への飛散モデル、その放射性物質の建屋フィルタ等を通り抜けた周辺環境への放出モデル、液体廃棄物処理系での移行・除染・放出モデル等を考慮している。また、従事者の外部被ばくは線量当量率と作業時間の積が基本となるが、それらが職種によって異なること及び各機器からの放射線の相互影響を考慮できるモデルを考慮した。作業時間については、原子炉解体管理コード(COSMARD)で提案された作業人工数評価の考え方を採用するとともに、DecDoseですでに計算済みの切断線長さ等を利用することにより、収納容器や切断工法の種類に応じた現実的な時間を求めることとした。内部被ばくに係わる空气中放射能濃度については、切断中に大きな濃度分布が生じることから、マルチコンパートメントモデルを用い、グリーンハウス内の循環、対流効果といった空気流動を勘案してグリーンハウス内の領域別空气中放射能濃度変化を評価した。

これらのモデルを取り入れた被ばく線量評価コードを用いてJPDR解体作業に対する試算を実施した結果、一部を除き() 概ね評価結果と実績の傾向は一致した。以上により、原子力施設の廃止措置時に周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量を評価するプログラムは完成し、廃止措置計画に記述される安全性評価の精査等に有効に活用されるものと考えられる。

外部被ばく線量評価結果については、水中切断時の水深による放射線遮蔽効果、作業者と放射性解体対象機器との距離等を現実的な値へ修正することによって、その結果、実績値とほぼ一致するようになった。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 放射性廃棄物・廃止措置分野/廃止措置技術

【分類番号】

4-3-2

【研究課題名(Title)】

廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(2) - 開発研究の成果の活用 -
(Research on Safety Assessment on Decommissioning of Nuclear Facilities(2))

【研究代表者】

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発課

[氏名] 森下 喜嗣 (もりした よしつぐ)

[連絡先] tel : 84-2700 E-mail : morishita.yoshi tsugu @jaea.go.jp

[所属] 敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発課

[氏名] 北村 高一(きたむら こういち)

[連絡先] tel : 84-2730 E-mail : kitamura.koichi @jaea.go.jp

[所属] 人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部遠心機処理技術課

[氏名] 松原 達郎(まつばら たつお)

[連絡先] tel : 85-5300 E-mail : matsubara.tatsuo @jaea.go.jp

【研究目的】

原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立するため、「ふげん」、ウラン濃縮関連施設、再処理施設等の廃止措置及びその準備作業において安全評価に必要な各種データを取得するとともに、原子力施設の廃止措置に係るクリアランスレベル検認評価手法を整備する。

【研究内容】

イ) 原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価

原子炉構造材内の詳細な放射化学量分布を解析評価し、合理的な放射能レベル区分の設定や炉心線量率分布の評価方法を開発・整備する。

ロ) 廃止措置時の安全評価に必要な基礎データ(放射性物質の移行率等)の取得・整理

原子炉構造材(Zr材)の切断粉塵の雰囲気への移行試験を行い、安全評価に必要な粉塵移行データを取得する。

ハ) 汚染コンクリートに対するクリアランスレベル検認手法に関する研究

汚染核種毎のコンクリートへの浸透メカニズムを明らかにして局在汚染の有無を評価し、大量のコンクリートの放射能を少数の代表サンプル測定で評価する手法を確立する。

ニ) ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の放射性物質濃度検認技術の研究

除染後の遠心分離機の金属部材を対象に、想定されるクリアランスレベルでの放射性物質濃度の検認技術を開発する。

ホ) 敷地等開放の安全評価に係る浅地中を対象とした放射線学的、水理学的研究

浅地中に関する長期安全評価手法を確立するため、周辺地質環境及び廃棄物等の物理的・化学的特性に係るデータを蓄積し、長期にわたる安全評価モデルの構築を図る。

【達成目標】

- ・ 施設の放射能特性評価手法の開発
 - 原子炉施設の放射能インベントリ評価手法の確立
 - ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の溶融による検認手法の確認
- ・ 廃止措置に関する安全評価手法の開発
 - 施設の解体に係る放射線作業従事者及び周辺公衆の安全評価手法の整備(施設解体時の放射性物質飛散率等の評価)

- 施設を活用した安全評価手法及び安全評価プログラムの実証と改良
- ・ 廃止措置終了後の敷地等開放に関する安全評価手法、測定、評価（検認）技術の開発
 - 核燃料サイクル施設の敷地開放基準の指標となる環境中放射性物質分布データの取得
 - 敷地解放後の長期安全性評価手法の確立
- ・ 原子炉施設、核燃料サイクル施設を含む原子力施設に関するクリアランスレベル測定、評価（検認）技術の開発
 - 原子炉施設構造材（コンクリート等）のクリアランス検認システムの確立
 - ウラン濃縮施設における金属廃棄物クリアランス検認システムの確立

【成果の活用方策】

- ・ 廃止措置に関連する一連の安全性評価手法（施設の放射能特性評価 安全性評価 敷地開放の安全性評価）を整備し、廃止措置に反映するとともに、学会標準等、他の関連施設へのデータ提供を行う。
- ・ クリアランス検認の関係法令に対応するシステムを確立する。

【使用主要施設】

- ・ 新型転換炉ふげん発電所
- ・ 人形峠環境技術センター、ウラン濃縮施設

【研究の進め方】

廃止措置計画認可申請及びクリアランス検認認可申請に沿って、関係法体系の動向を把握しながら計画的に研究を進める。また、効率的な研究推進やデータベース拡充のため、国内産業界の関連情報を参考にするとともに、OECD/NEAの廃止措置計画協力プログラムの中で実施されている技術諮問グループ（TAG）会議等の国際会議を通して、諸外国の廃止措置技術の情報収集を図る。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名（実施機関）]

なし

[受託研究名（委託元）]

なし

[委託研究名（委託機関）]

なし

【研究実施内容及び成果】

(1) 平成18年度

イ) 平成17年度に整備した原子炉構造材の放射化量評価手法に加え、(財)原子力環境整備センターの「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状に関する資料集」の手法を参考に、原子炉冷却系統施設等の二次汚染量評価手法を明らかにした。この手法では、計算による放射化解析を実施して汚染の元となる生成核種（構造材の元素組成から評価）を求め、その核種の溶出・付着のマスバランス評価から原子炉冷却系統及び重水系統に付着した推定汚染密度及び核種組成比を設定し、代表核種となるCo-60の内表面汚染密度と表面線量当量率の相関関係から二次汚染量を求める。これらにより原子炉の廃止措置に関する放射化及び二次汚染の各放射能インベントリ評価手法を整備した。

また、放射化量評価に必要な中性子束分布については、炉心構造材領域とその外側の領域である遮へい体領域に区分し、各領域の中性子束強度の違いを考慮して評価することとし、格子計算コード（WIMS-ATR）及び炉心管理コード（POLESTER）並びに2次元輸送計算コード（DOT）の組み合わせにより中性子束分布を求めているが、これらの中性子束分布評価において、「ふげん」の複雑な炉心構造を踏まえ、3次元によるモデル化が可能なモンテカルロコードで評価する手法の適用性について検討し、適用可能である見通しを得た。

ロ) 原子炉の主要部材である圧力管構造材（Zr材）の水中切断時の粉塵の雰囲気への移行挙動を確認するため、構造材の水中切断を模擬できる有液面水槽と気中及び水中への粉塵移行量や粉塵粒径、成分等を求める計測系から構成する試験装置を製作した。また、模擬試験により、試験装置が所要の各性能を有していることを確認した。

ハ) これまでに取得したデータに基づき、汚染核種毎に局在汚染の有無及び建屋コンクリートへの浸透分布を整理した。その結果、生体遮へい体コンクリートを除く建屋コンクリートの汚染は限定的であり、適切な除染の適用によりクリアランスレベル以下とすることができる見通しを得た。

ニ) ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の溶融による検認手法を確認するため、希硫酸により湿式化学除染した遠心分離機部品(代表的な材質として鉄材及びアルミ材)を供試体とし、小型溶融炉による溶融試験(方式:高周波誘導、雰囲気:還元)を行い、溶融固化体(インゴット)のウラン濃度分布を調査した。

溶融固化体の表層及び内部のウラン濃度は、高分解能質量分析計により分析した結果、いずれの材質についても、溶融固化体上部の表面が高く、内部は表面より1桁から2桁低い傾向を示した。鉄材については、溶融固化体の各部のウラン濃度から統計的に分布の最大値を予測した結果、0.1Bq/g以下でウラン濃度が均一になることが解り、ウラン系のクリアランスレベル指針で最も新しいRS-G-1.7(IAEA)の天然核種1.0Bq/gの1/10の検出能力があるものとする。

アルミ材については、ボーキサイト起源の母材中のウラン濃度が高く、バックグラウンドを考慮する必要があり、また、鉄材に比べバラツキも大きいことが解った。

ホ) 敷地開放の安全評価手法に関するデータの整備を進めた。具体的には浅地中の放射線学的、水理学的解析に用いる、実際の廃棄物並びに周辺地質環境で得られた物理的・化学的データとして、ウラン廃棄物と共通する天然放射性核種を含む捨石、鉱さい等に関する核種依存パラメータ(放射能濃度、線量、溶出率、分配係数、移行係数)および核種非依存パラメータ(有効間隙率、透水係数物理など)の統計学的分布および代表値を整理した。

【研究資源】

イ)

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	-	-	-	-	-	-
18年度	7	0	7	3	1	4

ロ)

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	-	-	-	-	-	-
18年度	25	0	25	3	2	5

ハ)

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	-	-	-	-	-	-
18年度	0	0	0	3	0	3

ニ)

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	-	-	-	-	-	-
18年度	1	0	1	1	1	2

ホ)

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	-	-	-	-	-	-
18年度	0	0	0	1	1	2

【自己評価】

イ)

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

ロ)

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

ハ)

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

二)

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

廃止措置に関連する一連の安全性評価手法を整備し、学会標準等、他の関連施設へのデータ提供を行う。

ホ)

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。

目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。

学協会基準等への活用が期待できる。

その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

廃止措置に関連する一連の安全性評価に対して、実環境でのパラメータセットの例を提示できる。

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

イ)

口頭発表：

北村、丹治他、原子力学会 2006 年秋の大会「ふげん放射化量計算へのモンテカルロコードの適用性研究（その 2）」

ロ)

技術報告書：

若狭湾エネルギー研究センター「原子炉解体粉塵の抑制に関する研究」ふげん技術資料登録中

ホ)

技術報告書

古賀ほか：浅地中環境におけるウラン系列核種の物質移行解析に用いるためのパラメータの整理 - 人形峠環境技術センターの実環境における各種パラメータ - . JAEA-Research 2007-XXX (2007) 登録中

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 新型炉分野 / 高速増殖炉の安全評価技術

【分類番号】 5-1-1

【研究課題名(Title)】

高速増殖炉の安全評価技術に関する研究 - 開発研究の成果の活用 -
Study on FBR safety evaluation technology Utilization of development products -

【研究代表者】

[所属] 次世代原子力システム研究開発部門 計測技術グループ

[氏名] 荒 邦章

[連絡先] Tel : 83-6860 E-mail : ara.kuniaki@jaea.go.jp

[所属] 次世代原子力システム研究開発部門 FBR シミュレーショングループ

[氏名] 大島 宏之

[連絡先] Tel : 83-6740 E-mail : ohshima.hiroyuki@jaea.go.jp

[所属] 次世代原子力システム研究開発部門 炉心安全グループ

[氏名] 佐藤 一憲

[連絡先] Tel : 83-6760 E-mail : sato.ikken@jaea.go.jp

[所属] 次世代原子力システム研究開発部門 FBR 設計グループ

[氏名] 小竹 庄司

[連絡先] Tel : 83-6410 E-mail : kotake.shoji@jaea.go.jp

[所属] 次世代原子力システム研究開発部門 プラント技術評価グループ

[氏名] 宮川 明

[連絡先] Tel : 87-6828 E-mail : miyakawa.akira@jaea.go.jp

[所属] 大洗研究開発センター 高速実験炉部 高速炉技術課

[氏名] 青山 卓史

[連絡先] Tel : 83-5410 E-mail : aoyama.takafumi@jaea.go.jp

【研究目的】

高速増殖炉の安全評価技術に関する研究を実施し、高速増殖炉の安全規制の基本的考え方や安全基準類の基本的事項を検討する際に必要な判断資料の整備に資する。

【研究内容】

イ．ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備

ナトリウム漏えいに関しては、微少漏えいの早期検出性能、コンクリートとの反応が競合する場合のナトリウム燃焼挙動、及びナトリウム燃焼反応機構と熱的影響を調べる試験を実施し、ナトリウム燃焼解析手法を整備・高度化する。

ナトリウム - 水反応に関しては、反応ジェットの流れ流動現象の解明、急速加熱時の管内伝熱特性の把握、及び新型水リーク検出特性を評価し、高温ラプチャ評価手法の高精度化と機構論的な解析評価手法の開発・整備を進める。また、12Cr 鋼のウェステージ特性を把握し、ウェステージ型破損伝播解析コードを改良する。

ロ．ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証

「常陽」を用いたスクラム失敗事象 (ATWS : Anticipated Transient Without Scram) 模擬試験 (過出力型及び除熱低下型の過渡条件下での反応度フィードバック特性試験) を通じて、高速増殖炉に

おけるフィードバック反応度特性を評価し、ATWS 事象時の炉心損傷防止性能に対する評価手法の整備を図る。また、炉心損傷に至る場合の初期条件を明確化し、影響評価に反映する。さらに、実用炉で ATWS 事象時の炉心損傷防止策として期待される自己作動型炉停止機構（SASS：Self Actuated Shutdown System）の受動的な安全特性（例：磁気特性）に及ぼす炉内での高温・照射環境の影響を把握する。

なお、「常陽」を用いた試験については、「常陽」の運転工程により、計画を変更する可能性がある。

八．炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

炉心溶融事故時の溶融炉心物質の炉心周辺への流出、再配置、冷却挙動を実験的に把握するとともに、これらのデータに基づき起因過程解析コード SAS4A 及び遷移過程解析コード SIMMER-III（2次元）、SIMMER-IV（3次元）の改良・検証、適用性拡大を図る。また、ナトリウム環境中における溶融炉心物質・コンクリート相互作用とそれに伴う可燃性ガス及びFPの放出挙動に関する試験を実施し、格納系応答解析コード CONTAIN/LMR の改良・検証、及び炉内ソースターム移行解析コード TRACER の改良・整備を実施する。これらの解析手法を「もんじゅ」及び実用炉の安全評価に適用し、高速増殖炉の炉心損傷事故時の標準的評価手法として整備する。

二．PSA 技術の高度化

高速増殖原型炉「もんじゅ」及び高速実験炉「常陽」を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備し、新規故障データの蓄積に応じて信頼性データの分析・評価を行う。

リスク情報を活用した高速増殖炉の合理的な安全規制・安全管理活動に資するために高速増殖炉の PSA を行い、手法をとりまとめる。

【達成目標】

イ．ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備

ナトリウム漏えいに関しては、ナトリウム燃焼環境条件と事故状況の幅広い想定に対応できるよう、実験的知見を得た上で評価ツールを整備する。ナトリウム微量漏えいの早期検出では、高い信頼性を以って早期検知判断するために必要な実験的知見を整備する。

ナトリウム - 水反応に関しては、高温ラプチャ及びウェステージに関する安全評価コード体系を整備・統合化する。併せて、各コードを検証するための試験データを拡充する。また、多成分多相流のナトリウム - 水反応解析コード (SERAPHIM) について、試験データによりモデルの妥当性を検証する。

ロ．ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証

MK- 炉心において ATWS 模擬試験を実施するとともに、試験結果を解析システム（“Mimir-N2”、“Super-COPD”、“SAS4A”、“SSC-L”）やこれらを用いた評価手法に反映する。また、SASS の主要構成材料の高温ナトリウム・照射環境下での磁気特性等に係る照射データを取得し、これまで得られた知見と合わせ、その有効性を確認する。

八．炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

実験データ取得及び検証された解析コードの整備・適用により、実用炉の炉心損傷事故評価に適用できる標準的評価手法を確立するとともに、事故の影響を適切に緩和するための設計条件を明らかにする。また、「もんじゅ」等の安全評価への適用を通じて得られた知見を安全評価に関する基準類の整備に反映する。

二．PSA 技術の高度化

高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の機器について平成 21 年度までの運転・故障データを継続・収集し、機器信頼性データ母集団の拡充を図る。また、PSA 手法の適用により得られるリスク情報を、高速増殖炉の安全規制の合理性を高める参考情報としてまとめる。

【成果の活用方策】

イ．ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備

- ・ 高速増殖炉の安全確保の考え方や指針、安全基準類の基本的事項を定める際に必要な判断資料及び評価ツールとして活用できる。

ロ．ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証

- ・ 高速増殖炉におけるフィードバック反応度評価精度の向上を実用炉の安全評価に活用できる。
- ・ 試験等から得られる知見に基づく安全解析手法及びシビアアクシデント評価手法は、ATWS 事象の現実的な評価を可能とし、そのリスクを精度よく把握できる。
- ・ 炉停止に係る受動的な安全方策として期待されている SASS について、実炉使用条件での受動的な安全特性データが得られ、有効性が確認できる。

ハ．炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

- ・ 新たな試験研究によって裏付けられた精度の高い解析評価手法を「もんじゅ」や実用炉に適用して得られる知見は、原子力安全委員会及び規制行政庁に求められる将来の高速増殖炉の安全確保の考え方や安全基準類の整備に活用できる。

ニ．PSA 技術の高度化

- ・ 高速増殖炉の PSA 手順の標準化の技術基盤として整備する。

【使用主要施設】

- ・ 大洗研究開発センター 高速実験炉「常陽」
- ・ 大洗研究開発センター 伝熱管破損模擬試験装置(TRUST-2)
- ・ 大洗研究開発センター ナトリウム - 水反応試験装置(SWAT-1R)
- ・ 大洗研究開発センター 蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT-3R)
- ・ 大洗研究開発センター MELT- 試験施設(高速炉安全性第2試験室)
- ・ カザフスタン共和国国立原子力センター(カザフ NNC) IGR 及び炉外試験施設
- ・ 高速増殖炉研究開発センター 高速増殖原型炉「もんじゅ」

【研究の進め方】

イ．ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備

ナトリウム化学反応については、将来の高速増殖炉の安全設計・評価に対する基本的な考え方を整備し安全規制への活用を図るために、国内外の類似研究の動向を把握しつつ研究を進める。また、解析評価手法の整備にあたっては、大学等との共同研究や実施済み試験のデータを十分に活用することにも留意する。

ロ．ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証

JAEA 大洗の高速実験炉「常陽」を用いた ATWS 模擬試験を実施し、過渡条件下での反応度フィードバック特性を評価し、ATWS 事象時の炉心損傷防止性能に対する評価ツールの改良・整備を進める。また、SASS の主要構成材料の高温ナトリウム・照射環境下での磁気特性等に係る照射試験・照射後試験を実施し、その実用性確認に向けた照射データを取得する。

ハ．炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

カザフ NNC の炉内・炉外試験施設及び JAEA 大洗の試験施設を活用した試験計画を遂行する。カザフ NNC との共同研究については、先行計画 EAGLE プロジェクト(主に熔融燃料の流出挙動に着目)に基づく試験を H18 年度前半までに完了し、次期計画 EAGLE-2 プロジェクト(主に熔融燃料の流出・再配置と冷却条件の解明に着目)を開始・遂行する。これらの試験研究の成果に加え、日欧共同研究、大学との共同研究を活用して解析コードの改良・整備を進める。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名(実施機関)]

- ・ ナトリウムと水が混合するときの流動と熱伝達に関する基礎研究(北海道大学)
- ・ SAS4A/SIMMER-III コード開発に関する日欧共同研究(仏国 CEA, IRSN、独国 FZK)

- ・ カザフスタン共和国における IGR 炉内試験研究 (EAGLE プロジェクト) (カザフ NNC)

[受託研究名 (委託元)]

- ・ 現行解析の問題点の抽出と既存試験の分析 (東京大学)
- ・ 炉心損傷評価技術 (レベル 2PSA) の開発 (文部科学省)
- ・ 自己作動型炉停止機構炉内試験研究 (日本原子力発電株)

[委託研究名 (委託機関)]

- ・ 多成分多相流の熱流動現象の数値シミュレーションに関する研究 (九州大学)

【研究実施内容及び成果 (平成 18 年度)】

イ. ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備

(1) ナトリウム漏えい

微量漏えいの早期検出に関しては、これまでに整備した試験データを整理し、環境条件等、検出感度影響因子についての検討を行った。

ナトリウム燃焼とナトリウム・コンクリート反応が競合する場合の挙動に関して、ナトリウム中に水素ガスをバブリングさせた時のナトリウム燃焼面付近における水素消費を定量化するための試験を実施した (図 1)。ナトリウム燃焼面を覆う雰囲気酸素濃度を変えた試験の結果から、酸素濃度が高くなるにつれて水素再結合割合 (供給した水素がナトリウムプール燃焼領域を通過する際に消費される割合) は増大する傾向にあることがわかった^[1] (図 2)。また、ナトリウム燃焼・反応に関して、小規模漏えい時のナトリウムプール広がり燃焼試験、液体ナトリウムと二酸化炭素 (CO₂) の反応挙動を調べた実験、解析評価手法の整備に係わる研究成果をまとめた。

^[1] 本研究は、旧電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 18 年度「炉心損傷評価技術 (レベル 2 PSA) の開発」の成果を含む。

(2) ナトリウム - 水反応

急速加熱時の水平管内伝熱特性を把握するため TRUST-2 により水側熱伝達率測定試験を実施した。試験では、10%部分負荷運転時を模擬して管内に圧力 13MPa、温度 200、質量流量 0.075kg/s のサブクール水を流した後、管外表面に均一に反応ジェット相当の熱流束 0.5 ~ 2.5MW/m² をステップ印加した。伝熱管壁に埋め込んだ熱電対 2 点の温度履歴より逆問題解法にて管内表面での熱流束と温度を求め、熱流束を壁温と飽和温度の温度差で除して局所熱伝達率を得た。管内表面の周方向角度に対する局所熱伝達率の一例を図 3 に示す。外表面に均一に熱流束を印加したにもかかわらず、内表面では周方向に熱流束と温度の分布が生じ、断面上部では膜沸騰域へ遷移して熱伝達率は $5.0 \times 10^3 \text{ W/m}^2\text{K}$ 以下へ低下するが、断面下部では核沸騰域に留まり高い熱伝達率 (約 $1.2 \times 10^5 \text{ W/m}^2\text{K}$) となった。これより、水平管断面下部での限界熱流束は実機評価に使用された甲藤の式で予測される値 (約 2.0 MW/m^2) よりも大きいことがわかった。

高温ラプチャ評価手法に関して、SWAT-3R 試験データにより管外の実効熱伝達率を検証した。実効熱伝達率は、従来と同様に反応ジェットの実測温度と管壁内 2 点の温度データから計算するが、使用する温度データは、温度変動が安定している注水後 20 秒弱までに限定した。実効熱伝達率と温度差の関係を、全計測点について整理して図 4 に示す。試験データは、SWAT-1R 等の従来知見と同様に温度差が小さいところで一定値に漸近し、温度差が大きいところで右下がり (傾き -1) の直線になる様子がみられる。熱流束の最大値は $2 \times 10^6 \text{ W/m}^2$ から $4 \times 10^6 \text{ W/m}^2$ へ幾らか増加する一方、実効熱伝達率の最大値は SWAT-1R の $1.23 \times 10^5 \text{ W/m}^2\text{K}$ から $0.7 \times 10^5 \text{ W/m}^2\text{K}$ へ幾らか減少した。しかしながら、相関図で示される基本的な伝熱特性は従来知見と大きく異なることがわかった。一方、高温ラプチャ評価手法開発の一環として、流体から伝熱管への熱移行を評価する解析コードを作成し、SWAT-1R 試験を対象とした検証解析を実施した。解析では、管外の流体温度履歴と伝熱管内壁の温度履歴、および管壁での熱伝達率を入力とし、得られた伝熱管温度を試験結果と比較した。図 5 に示す通り、外表面近傍 (b 点) の温度履歴が解析によって正しく予測できることを確認した。

ナトリウム - 水反応を評価する機構論的解析コード SERAPHIM の開発に関しては、SWAT-1R 試験を対象として温度場の再現性を検証した。図 6 に示す解析体系では、ナトリウムで満たされた円筒容器の内部に模擬伝熱管群を設置し、最下部伝熱管の中央に設けられたノズルから鉛直上方向に水蒸気を噴出する。図 7 では、解析で得られた垂直断面の温度分布を試験結果と比較した。試験では比較的高温の領域が注水ノズルから左上方へ広がっているが、同様の傾向が解析結果にも現れている。

最高温度については試験と解析で良い一致が得られた。以上より、ナトリウム - 水反応時の温度場形成メカニズムを SERAPHIM コードによって概ね再現できることを確認した。

ロ．ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証

(1) ATWS 模擬試験

MK- 炉心第 3~6 サイクルにおいて、等温温度係数測定、出力係数測定を実施し、フィードバック反応度に係る測定データを蓄積した。

また、ATWS 模擬試験における試験条件を安全上許容される範囲に制限し、かつ固有安全性の実証に有効な計画を策定するには、プラント挙動を精度よく予測できることが重要であるため、当該試験の実施に向けた第 1 ステップとして、UTOP 事象を部分的に模擬し、原子炉熱出力 100MWt 及び 120MWt での定常運転状態から、制御棒を連続的に引き抜くことで 10~15MWt の出力上昇に相当する正のステップ状反応度を投入する“UTOP 予備試験”を MK- 炉心第 4 サイクルにおいて実施し、Mimir-N2 の検証を実施した。UTOP 予備試験結果の一例として、初期出力 120MWt での定常運転状態からの制御棒引抜きによる原子炉出力及び熱出力の変化を、当該条件における Mimir-N2 の計算結果と比較して、図 8 に示す。ここで、原子炉出力は中性子検出器からの出力信号による測定値であり、原子炉熱出力は原子炉出入口冷却材温度及び 1 次冷却材流量の測定値から求まる熱量の値である。計算値と測定値は概ね一致しており、Mimir-N2 の炉心・冷却系解析モデルが妥当であることを確認した。

さらに、ATWS 模擬試験の実施に向けた第 2 ステップとして、ATWS 模擬試験計画(案)を作成した。ここでは、原子炉熱出力、原子炉入口冷却材温度、冷却材流量を基本パラメータとし、これらのパラメータを変動させることで、フィードバック反応度成分(ドブラー反応度、燃料膨張反応度、被覆管膨張反応度、冷却材膨張反応度、炉心支持板膨張反応度、制御棒・炉心相対変位反応度、炉心湾曲反応度、炉心流量変化反応度)を分離して測定することを目的とし、検討を実施した。その結果、1 つのパラメータを調整し、それぞれの測定データを比較・評価することで、フィードバック反応度成分を、これまでより、詳細に分離できる見通しを得ることができた。よって、ATWS 模擬試験計画(案)は、1 つのパラメータを変更する試験を中心として実施することとした。なお、2 つのパラメータの調整を実施する試験は検証用データとして代表的な条件で実施することを基本方針とした。今後、さらに検討を進め、当該計画を具体化していく予定である。

(2) SASS 主要構成材料照射試験

MK- 炉心第 3~6 サイクル(平成 19 年 5 月まで(EFPD: 197 日)の予定)において、SASS 主要構成材料照射試験を実施中である。図 9 に照射試験装置の概要を示す。本試験装置には、コイルを巻いたリング状の温度感知合金を装填しており、照射中に磁気特性をオンラインで測定できるようになっている。照射試験終了後は、平成 19 年度に炉心より脱荷し、照射後試験施設に移送する予定である。

ハ．炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

(1) 溶融炉心物質挙動の実験的把握

炉心溶融事故(CDA)時に溶融炉心物質の一部が早期に炉心周辺へと流出することを示すことで、厳しい再臨界に至る可能性を排除すること(再臨界問題の排除)ができると考えられる。このため、流出挙動の実験的解明と流出を容易にする設計オプションの有効性確認を目的とした試験研究を進めた。H18 年度は EAGLE プロジェクト(カザフ NNC との共同研究として実施)の最終試験として、実機模擬性の高い実証型炉内試験 1 試験(ID2 試験: Integral Demonstration test 2)を IGR (Impulse Graphite Reactor)を用いて実施するとともに、模擬物質を用いた可視型基礎試験(JAEA 大洗で実施)を 12 回実施した。

これらの試験では、当機構における FaCT プロジェクト(FBR サイクル実用化研究開発)の標準設計に採用している「燃料集合体内燃料排出ダクト方式(上方へ流出)」に準じた試験体系を用い、このような設計に対応した実証的データ取得を図るとともに、多様な設計に適用できる流出挙動の基本メカニズム解明を進めた。

図 10 に ID2 試験体の概要を示す。また図 11 に ID2 試験における各部の圧力と IGR 出力の履歴等を ID1 試験(H17 年度実施)と比較して示す。ID2 試験では ID1 試験同様、下方に燃料が排出される体系を用いた。ID2 試験では燃料への投入エネルギーを ID1 試験よりも小さく設定し、その影響を把握した。この結果、流出経路壁の破損条件に差が生じ、ID1 試験における主要な燃料流出が

ダクト破損後約 1 秒間で生じたと考えられるのに対して、ID2 試験ではダクト破損後、スクラムに至る約 8 秒までの間に間欠的な燃料流出を生じた。これらの試験結果の詳細な分析により、ID1 試験の状況は実機における初期の流出挙動に相当し、ID2 試験の状況はより長期的な流出挙動に相当するとの見通しを得た。また、H16 年度に実施した炉内試験（上方に流出可能な体系）の詳細分析により、一定の圧力差が存在する条件では上方にも燃料流出が生じることを確認した。可視型基礎試験では、上方への流出挙動を映像データにより分析し、融体が冷却材蒸気とともに 2 相状態になって効果的に開放部側へと駆動されることを確認した。さらに、カザフでの炉外試験結果の詳細分析により、流出した融体は流出先での十分な量のナトリウムとの混合によりデブリ化して冷却されやすい状態になることを確認した。

以上により、CDA 時の溶融炉心物質流出挙動に関わる基本メカニズムを把握するとともに、「燃料集合体内燃料排出ダクト方式」によって再臨界問題排除が達成し得るとの見通しを確認した。

また、これらの EAGLE 試験の成果を踏まえ、事故後の長期除熱フェーズに重点を置いた新たな EAGLE-2 プログラム（H18-H23）の試験計画を固めるとともに、実施のための準備を進めた。

（2）安全解析コードの改良・検証、適用性拡大

炉心損傷時の初期過程（起因過程）を評価する解析コード SAS4A については、定常照射挙動モデル（燃料再組織化モデル）の改良を行い、過渡条件下における燃料ピン破損限界の精度向上を図った。また、「もんじゅ」の炉心損傷事象に対する適用解析を行い、実機評価手法としての適用性を確認した。

炉心崩壊過程（炉心損傷の後続過程）の解析コード SIMMER-III（2 次元体系）同-IV（3 次元体系）については、「もんじゅ」への適用解析を行い、実機評価手法としての適用性を確認するとともに、「もんじゅ」の安全特性を確認した。

H17 年度までに得られていた FaCT プロジェクトの標準設計に対する CDA 予測解析の基本的妥当性を上記(1)の実験からの知見により確認し、同設計が再臨界問題排除に有効であることを示した。

この他、1970 年代からの約 30 年にわたる CABRI 試験から得られた高速炉安全研究に関わる主要な知見を整理し、「もんじゅ」への適用解析に反映した。

二．PSA 技術の高度化

「もんじゅ」及び「常陽」を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備しており、H18 年度は「もんじゅ」について 31 件、「常陽」について 12 件の機器故障データを収集した。

また、「もんじゅ」を対象としたアクシデントマネジメントの有効性評価の一環として定格出力運転時における内的事象に対する PSA を実施している。H18 年度は「もんじゅ」プラントのナトリウム漏洩等の機器故障データの見直しを進めるとともに、プラント運転側の視点からのアクシデントマネジメント策検討との間ですり合わせを行い、アクシデントマネジメント対策具体化に反映した。その上で、このようなアクシデントマネジメント対策の有効性評価を進めた。

【研究資源】

年度	予算（単位：百万円）			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	367	0	367	21.9	0	21.9
18 年度	423	57	478	16	0	16

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。

計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。
目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
学協会基準等への活用が期待できる。
その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

本研究を通じて得られる高速炉 PSA の試行は、日本原子力学会標準委員会が策定している PSA 関連の標準改訂時に解説書、附属書等へ反映させることが期待できる。

【特記事項】

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文

- 1) A. Yamaguchi, Y. Tajima, “A Numerical Study of Radiation Heat Transfer in Sodium Pool Combustion and Response Surface Modeling of Luminous Flame Emissivity”, Nuclear Engineering and Design, 236, 1179-1191, (2006)
- 2) 西村、二神、大野、宮原、“小規模ナトリウム漏えい時の燃焼挙動”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.6, No.2, 149-160, (2007)
- 3) 佐藤, “CABRI 試験からの高速炉安全研究に係わる主要な知見”, 日本原子力学会誌、Vol.48, No.10, (2006)
- 4) Kenji Kamiyama, David J. Brear, Yoshiharu Tobita and Satoru Kondo, “Establishment of Freezing Model for Reactor Safety Analysis,” Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 43, No. 10, pp. 1206-1217

技術報告書

該当なし

国際会議

- 5) K. Suda, A. Watanabe and H. Ohshima, “Numerical Simulation of Sodium-Water Reaction Phenomena under Small Leakage in a Steam Generator”, 14th International Conference on Nuclear Engineering, Miami, Florida, USA, July 17-20, (2006)
- 6) K. Soga, H. Niikura, K. Sugiyama, T. Narabayashi, H. Ohshima, K. Suda, “Entrainment of Water around a Single Rod Immersed in Water Pool with Gas Jet Impingement”, 14th International Conference on Nuclear Engineering, Miami, Florida, USA, July 17-20, (2006).
- 7) A. Yamaguchi, T. Takata, H. Ohshima, K. Suda, “Sodium-Water Reaction and Thermal Hydraulics at Gas-Liquid Interface: Numerical Interpretation of Experimental Observations”, 14th International Conference on Nuclear Engineering, Miami, Florida, USA, July 17-20, (2006).
- 8) K. Konishi, S. Kubo, I. Sato, K. Koyama, J. Toyooka, K. Kamiyama, S. Kotake, A. Vurim, V. Gaidaichuk, A. Pakhnits and Y. Vassiliev, “THE EAGLE-PROJECT TO ELIMINATE RECRITICALITY ISSUES OF FAST REACTORS - PROGRESS AND RESULTS OF IN-PILE TESTS -,” *Fifth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5)*, Jeju, Korea, Nov. 26-29 (2006).
- 9) K. Morita, T. Matsumoto, K. Fukuda, Y. Tobita, I. Sato and H. Yamano, “Condensation of

- a Large Scale Bubble in Subcooled Liquid: Experimental Verification of the SIMMER-III Code,” Proc. of the Fifth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5), Jeju, Korea, November, (2006).
- 10) Y. Tobita, and H. Yamano, “An Analysis of CDA Event Sequences in Lead-Bismuth cooled Fast Reactor,” Proc. of the Fifth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5), Jeju, Korea, November, (2006).
- 11) S. Koshizuka, et. al, “Multi-physics and Multi-scale Simulation for Core Disruptive Accidents in Fast Breeder Reactors,” Proc. of the Fifth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5), Jeju, Korea, November, (2006).
- 12) T. Sekine, T. Aoyama and S. Suzuki, “Joyo irradiation and demonstration of innovative FBR and fuel cycles,” Technical meeting on research reactor support needed for innovative nuclear power reactors and fuel cycles, Vienna, Austria (2006).

口頭発表

- 13) 石川、宮原、吉澤、“超臨界 CO₂ ガスタービン発電高速炉の開発；(6) ナトリウム - 炭酸ガス反応挙動実験 (第 2 報)”、日本原子力学会 2006 年秋の大会、O12、(2006)。
- 14) 石川、宮原、吉澤、“ナトリウム / 二酸化炭素反応挙動実験”、第 44 回燃焼シンポジウム、E124、(2006)。
- 15) 大野、高田、山口、“高速炉におけるナトリウム燃焼事象評価 - 評価手法と解析例 - ”、第 15 回 CCSE ワークショップ、(2007)。
- 16) 二神、“実用高速炉蒸気発生器水漏えい事故の影響評価に関する研究 - ナトリウム-水反応ジェット の温度分布特性 - ”、日本原子力学会 北関東支部若手研究者発表会、H18.4.21、東海・テクノ交流館リコッティ(2006)。
- 17) 高田、山口、須田、大島、“高速炉蒸気発生器におけるナトリウム - 水反応シミュレーション”、日本機械学会 2006 年度年次大会、(2006)。
- 18) 田村、曾我、杉山、大島、“単一円筒に衝突するガスジェットと周囲液体との混合挙動”、日本原子力学会 2006 年秋の大会、(2006)。
- 19) 浜田、三宅、宮原、“高温化を目指した蒸気発生器の水漏えいに関する研究(速報)”、日本原子力学会 2006 年秋の大会、(2006)。
- 20) 田村、曾我、杉山、奈良林、大島、須田、“単一円筒に衝突するガスジェットと周囲液体との混合挙動”、日本原子力学会北海道支部第 24 回研究発表会、(2006)。
- 21) 高田、小原、山口、大島、“ナトリウム - 水蒸気の対向流拡散反応場の数値シミュレーション”、日本原子力学会 2007 年春の年会、(2007)。
- 22) 田村、曾我、杉山、奈良林、大島、須田、“単一円筒に衝突するガスジェットと周囲ナトリウムとの混合挙動”、日本原子力学会 2007 年春の年会、(2007)。
- 23) 松本、高田、山口、内堀、大島、“ナトリウム - 水反応時における周辺伝熱管への熱移行特性評価”、日本原子力学会 2007 年春の年会、(2007)。
- 24) 小西、豊岡、神山、佐藤、久保、小竹、小山他 “高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト(15)-第 1 回炉内総合試験の結果- ”、日本原子力学会 2006 年秋の大会、(2006)。
- 25) 磯崎、今堀、神山、佐藤、“高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト(16) -冷却材流路のボイド拡大挙動に対する流出経路長さの影響- ”、日本原子力学会 2006 年秋の大会、(2006)。
- 26) 神山、磯崎、今堀、佐藤、“高速炉の炉心安全向上のための EAGLE プロジェクト(17) -燃料流出経路のボイド化現象の考察- ”、日本原子力学会 2006 年秋の大会、(2006)。
- 27) 川原、高松、青山、黒羽、“「常陽」における過渡時プラント特性試験”、2007 年春の年会、(2007)。
- 28) 高松、関根、青山、“Development of new concept safety system for FBR Development of SASS for enhancement of FBR safety feature- ”、国際原子力安全セミナー「原子炉プラント安全コース」、2007 年 2 月、(2007)。

【用語解説】

再臨界問題

高速増殖炉の炉心は健全状態において最大反応度体系にないことから、炉心崩壊事故を想定した場合に、溶融燃料等の運動に依存して正の反応度が投入され、厳しい再臨界による機械的エネルギー

の発生が一次系バウンダリーの健全性に影響を与える可能性について評価する必要がある（再臨界問題）。機構では、将来の高速増殖炉の安全上の目標として、このような厳しい再臨界の可能性が排除できることを示す研究を進めている。このような再臨界問題の排除は、流出挙動に係わる物理メカニズム解明と燃料流出を容易にする設計オプションの採用の両面から達成するアプローチをとっており、FaCT プロジェクトの中では燃料集合体内に上方に開放部を持つ燃料排出ダクトを導入する方式を標準設計として採用している。なお、集合体内ダクト方式には下方に開放部を持つ設計オプションも考えられているが、ダクト位置を集合体の中央にする必要があり、燃料ピン支持方式が複雑になるなど標準設計よりも開発要素が大きい。

カザフ NNC

カザフスタン共和国の国立原子力研究センター（NNC: National Nuclear Center）は、政府直轄の国立研究所であり、旧ソ連時代の核実験場のあったセミパラチンスクに設置されている。これまでに、原子力や宇宙開発に係わる軍用及び民生用の主に実験に係わる研究を行ってきた。これらの研究を通じて、試験炉を用いた実験研究や高温材料及び試験技術を蓄積している。なお、カザフスタン共和国の独立後は、非核宣言を行い、IAEA や核不拡散条約にも加盟して、原子力については平和利用に限定した研究、開発、利用を行うとともに、所有する試験施設と技術をもとに海外との共同研究を行っている。

IGR

Impulse Graphite Reactor（黒鉛減速型パルス型試験炉）の略。カザフスタン共和国国立原子力研究センターが保有する研究用の原子炉。短時間に大きな出力パルスを与えて、試験燃料を熔融させることのできる黒鉛減速のパルス型試験炉であり、試験燃料は原子炉の中央にある実験孔に設置される。これまでも軽水炉燃料及び高速炉燃料の破損限界や燃料挙動を観測するための研究に広く活用されてきている。IGR を用いた国際協力の実績として、フランスとの共同研究による軽水炉燃料の安全性試験がある。国内外に存在する炉内安全性実験用の試験炉の中で、今回の試験研究プロジェクトに必要な能力（8kg 程度の試験燃料を短時間に熔融できるような高い加熱能力）を有する唯一の試験炉である。

図表

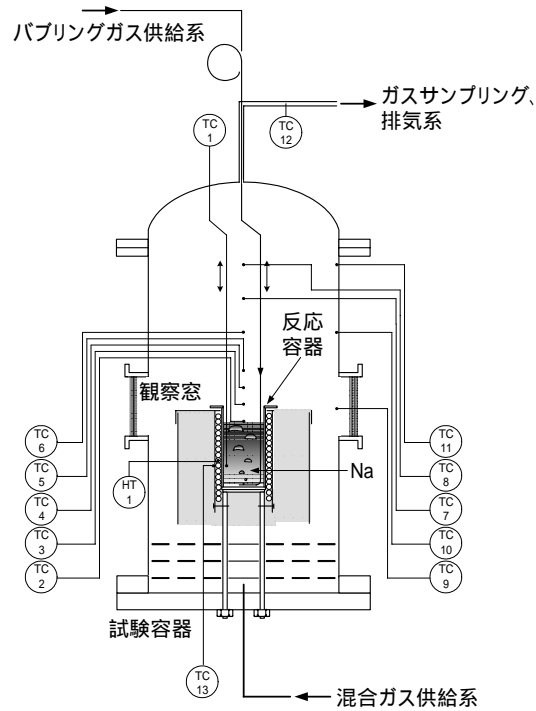


図1 ナトリウム中水素ガスバブリング試験装置（主要部）の概念図

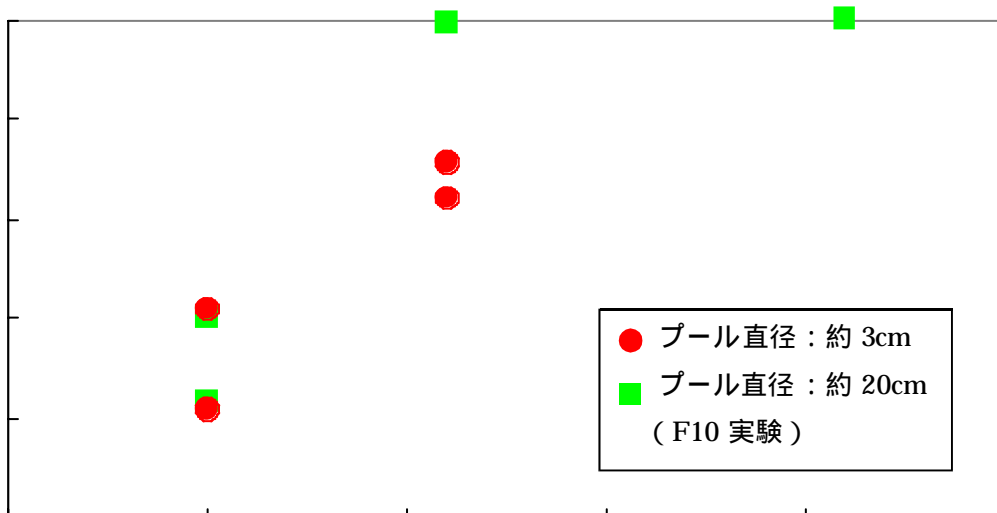


図2 ナトリウム中の水素ガスバブリング試験における酸素濃度と水素再結合割合の関係

ナトリウム中に水素ガスをバブリングさせた時のナトリウム燃焼面付近における水素消費を定量化するための試験を実施した。その結果、雰囲気中の酸素濃度が高くなるにつれて水素再結合割合は増大するという定性的に妥当な結果を得ることができた。

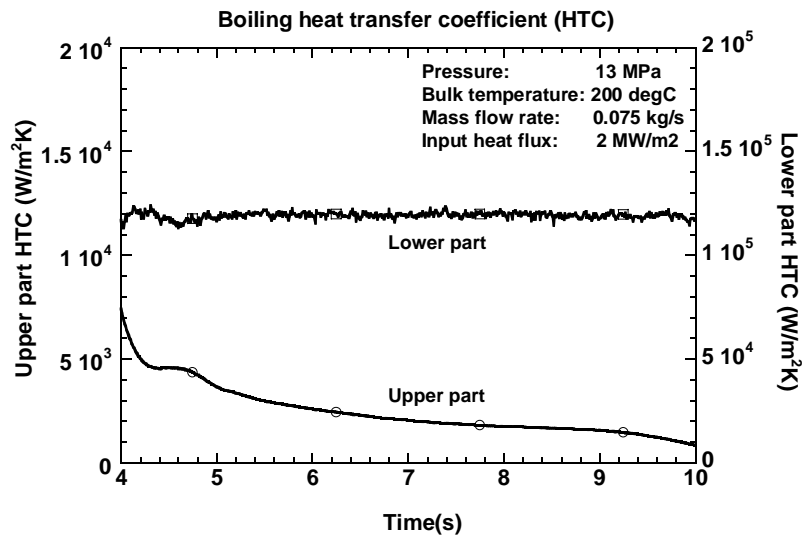


図3 水平管内壁面における局所沸騰熱伝達率

急速加熱時の水平管内伝熱特性を把握するため、外表面に均一に熱流束を印加した試験を行った結果、断面上部では膜沸騰域へ遷移して熱伝達率は低下するが、断面下部では核沸騰域に留まり高い熱伝達率となり、断面下部での限界熱流束は実機評価に使用された甲藤の式で予測される値よりも大きいことがわかった。

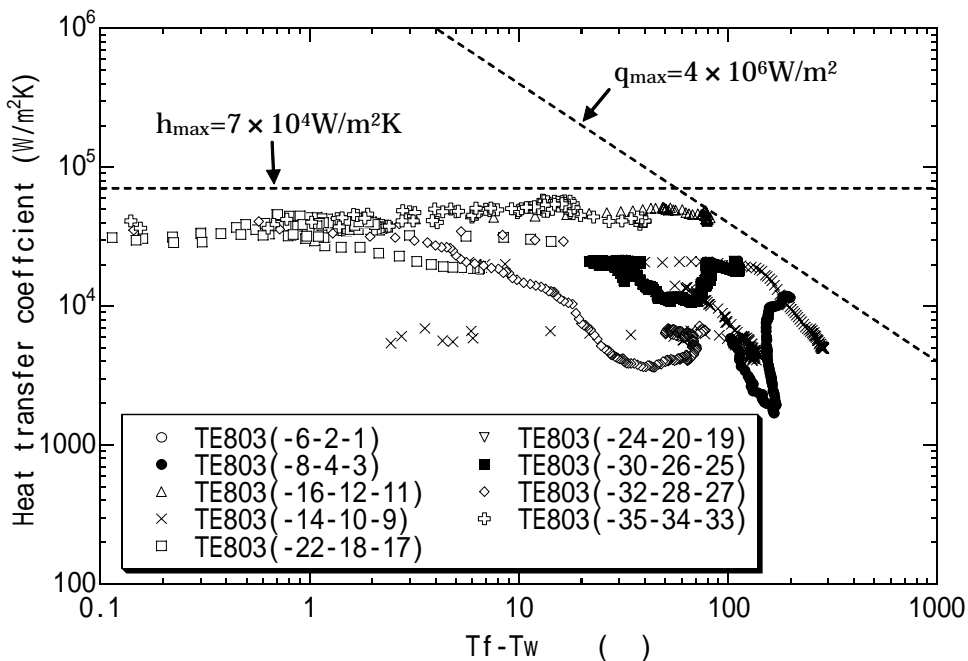


図4 反応温度と実効熱伝達率の相関 (SWAT-3R)

大型炉 SG 条件で最も厳しい中リークを模擬したナトリウム - 水反応試験により、反応ジェットの実効熱伝達率特性を評価した。試験データは、従来知見と同様に温度差が小さいところで一定値に漸近し、温度差が大きいところで右下がり傾向を示す。熱流束は最大値が幾らか増加する一方、実効熱伝達率は最大値が幾らか減少するが、基本的な伝熱特性は従来知見と大きく異なることがわかった。

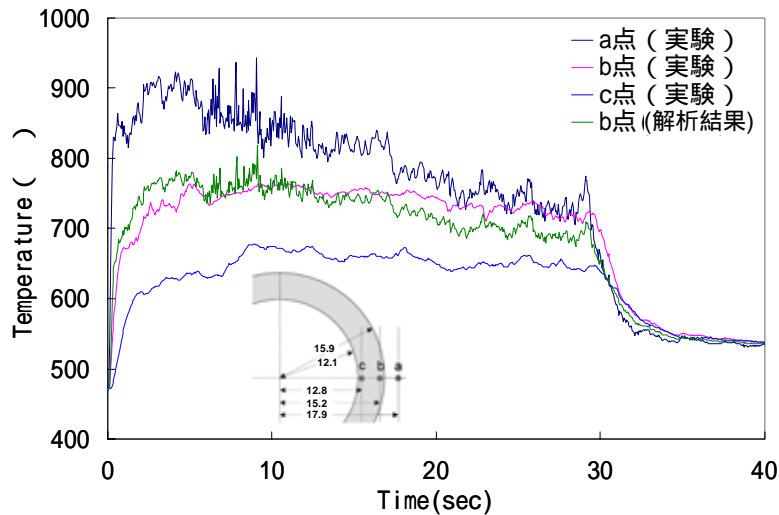


図5. Na - 水反応時伝熱管熱移行特性評価解析の結果

高温ラプチャ評価手法開発の一環として、流体から伝熱管への熱移行を評価する解析コードを開発し、検証を行った。管外の流体と伝熱管内壁の温度履歴、および管壁での熱伝達率を与えた解析で得られた伝熱管温度を試験結果と比較することで、外表面近傍（b点）の温度履歴が正しく予測できることを確認した。

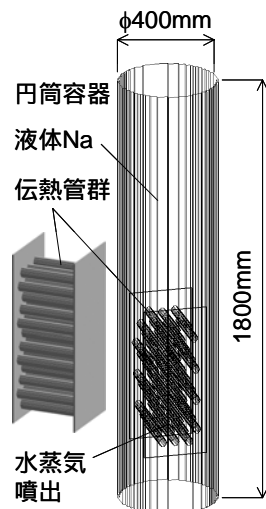


図6 SERAPHIM コード検証解析に用いた解析体系

噴出水蒸気温度352°C、水蒸気圧力17MPa
初期Na温度470°C、Na圧力0.2MPa

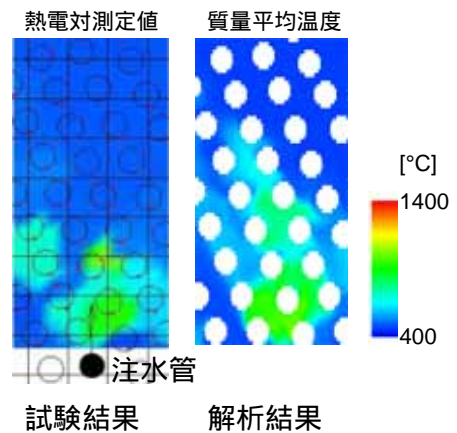


図7 SERAPHIM コード検証解析の結果

機構論的解析コードSERAPHIMを用い、SWAT-1R試験の体系（図6）で温度場の検証を行った。その結果（図7）、試験で見られた比較的高温の領域が注水ノズルから左上方へ広がる傾向が解析結果にも現れ、また最高温度についても試験と解析で良い一致が得られた。以上より、ナトリウム - 水反応時の温度場形成メカニズムをSERAPHIMコードによって概ね再現できることを確認した。

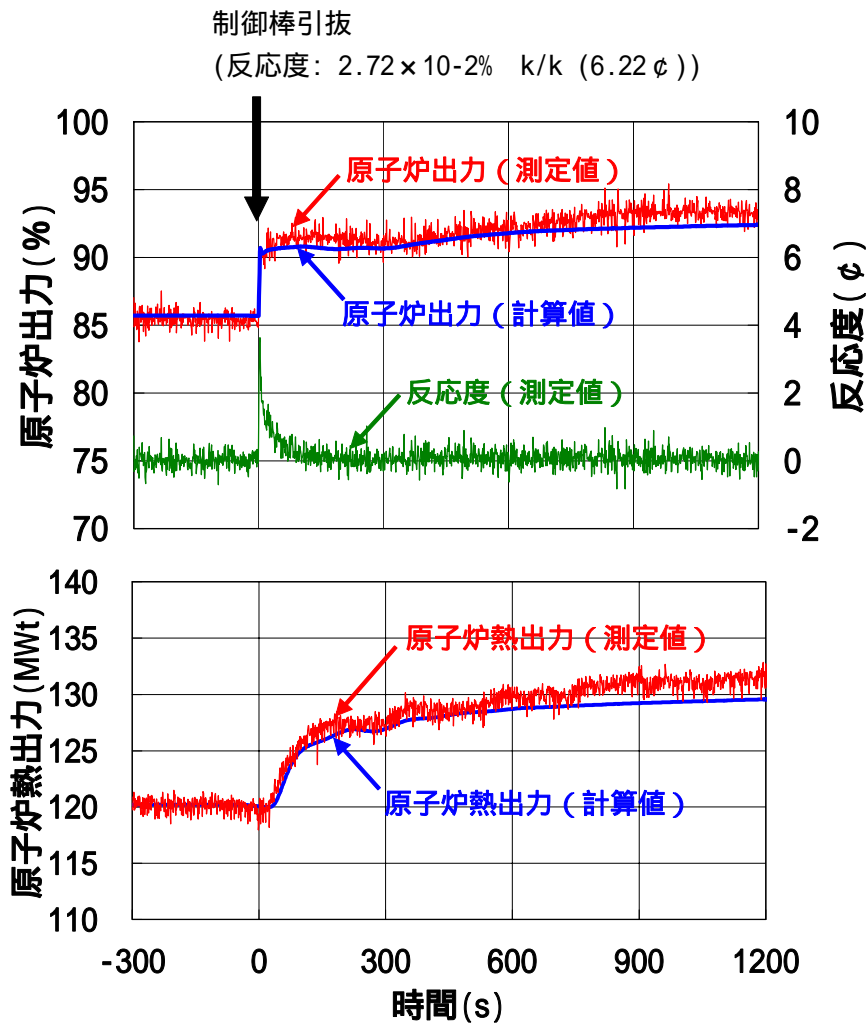


図 8 UTOP 予備試験結果の一例 (原子炉熱出力 120MWt の定常運転状態から制御棒を引抜)

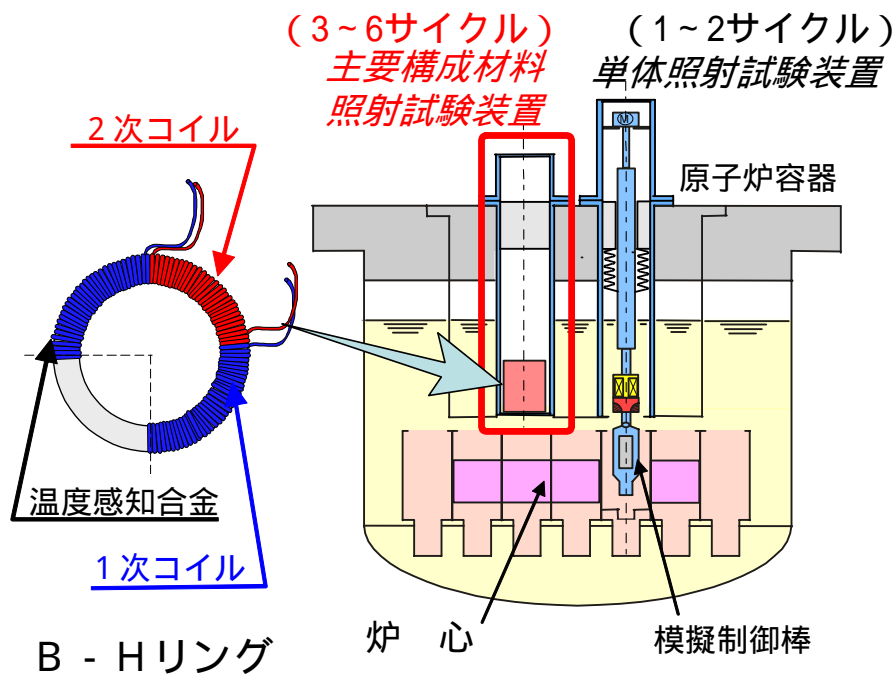


図 9 SASS 主要構成材料照射試験装置の概要

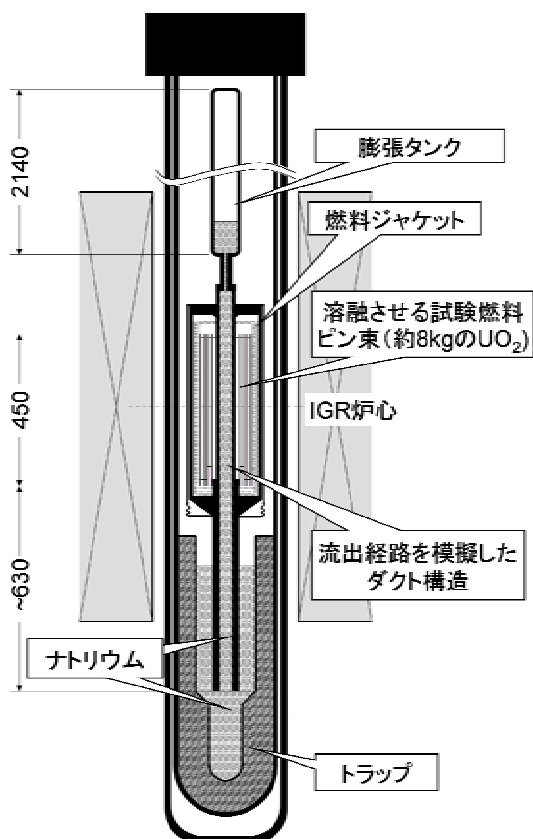


図 1 0 ID2 試験体概要

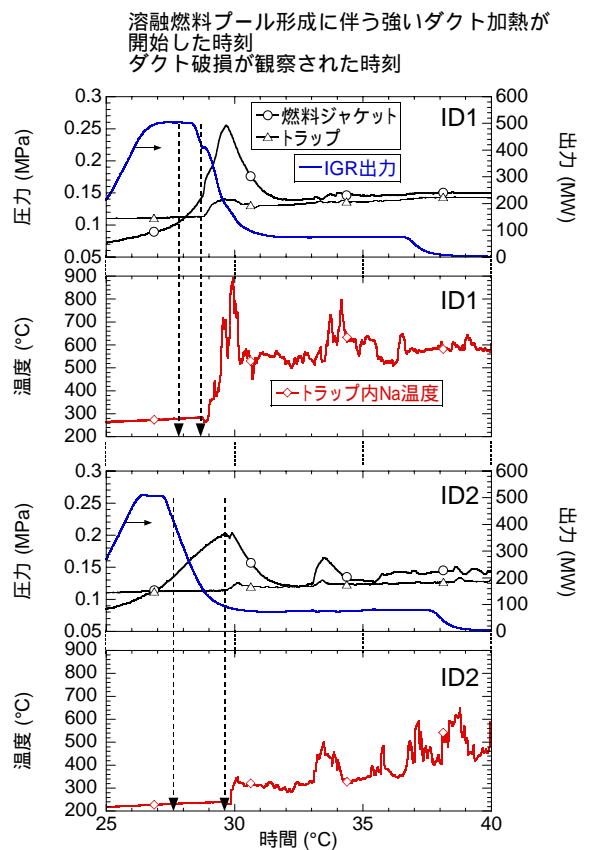


図 1 1 ID1、ID2 試験における IGR 出力と各部圧力の履歴

[図の説明]

ID2 試験体は ID1 試験体と同様、約 8kg の UO_2 燃料を「燃料ジャケット」内で溶融させ、炉心溶融状態を模擬した。溶融プール形成中の段階から出力を低下させた ID2 試験では、溶融プール形成開始後約 2 秒でダクトが破損し、その後スクラムまでの約 8 秒にわたり間欠的な燃料流出を生じた。ID1 試験ではダクト破損後約 1 秒(この間燃料ジャケット領域圧力は上昇)で主要な流出が生じたと考えられるが、ID2 試験ではダクト破損位置がプール液面に近くカバーストームが早期に放出され、その後はナトリウム蒸気に駆動された燃料流出となっている可能性が高い。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・放射線影響分野 / 放射線リスク・影響評価技術

【分類番号】 6-1-1

【研究課題名(Title)】

放射線リスク・影響評価技術に関する研究
Study on Radiation Risk and Dose Assessment

【研究代表者】

[所属] 原子力基礎工学研究部門 環境・放射線工学ユニット

[氏名] 茅野 政道 (ちの まさみち)

[連絡先] Tel : 81-5863 E-mail : chino.masamichi@jaea.go.jp

[所属] 原子力基礎工学研究部門 環境動態研究グループ

[氏名] 外川 織彦 (とがわ おりひこ)

[連絡先] Tel : 81-6156 E-mail : togawa.orihiro@jaea.go.jp

[所属] 人形峠環境技術センター 安全管理課

[氏名] 田子 格 (たご いたる)

[連絡先] TEL:0868-44-2211 (代表) 内線 2700 E-mail:tago.itaru@jaea.go.jp

[所属] 原子力基礎工学研究部門 放射線防護研究グループ

[氏名] 遠藤 章 (えんどう あきら)

[連絡先] Tel : 81-3754 E-mail : endo.akira3@jaea.go.jp

[所属] 原子力基礎工学研究部門 放射線影響解析研究グループ

[氏名] 斎藤 公明 (さいとう きみあき)

[連絡先] Tel : 81-6168 E-mail : saito.kimiaki@jaea.go.jp

【研究目的】

最新の知見を取り入れた放射線被ばく線量評価手法、放射性物質の環境中における挙動の評価手法、放射線被ばくによるリスク評価手法等を開発し、原子力安全委員会が利用可能な基盤技術確立する。

【研究内容】

イ．放射性物質の動態解明

ロ．複雑な地形における放射性核種の拡散影響評価に関する研究

ハ．放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究

ニ．DNA 損傷・修復過程シミュレーション研究

【達成目標】

イ．環境負荷物質の包括的動態予測モデル・システムの構築を構築する。また、日本海物質循環予測モデルを開発する。環境負荷物質の包括的動態予測モデル・システムの構築を構築する。また、日本海物質循環予測モデルを開発する。

ロ．ラドン及びその壊変生成物濃度データの蓄積と数値計算による人形峠周辺環境におけるラドン拡散評価の実施により、複雑な地形を生活環境とする地域での放射性物質の挙動予測手法の高度化について検討する。

ハ．放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究に関しては臨界事故時に伴う人体の線量分布を詳細に解析できる計算システムを完成させるとともに、中性子に対する人体影響を適切に評価する手法を開発する。ICRP の最新モデルに基づく線量評価手法を開発する。

- 二．DNA 損傷・修復過程を分子レベルでシミュレーションできるモデルを構築し、生物影響上重要な損傷が生じ易い条件を明らかにする。また、幹細胞の損傷分布の解析により、臓器線量に代わる新しい放射線影響指標に関する基礎的知見を蓄積する。

【成果の活用方策】

- イ．放射性物質の動態解明
原子力安全研究を支える基盤研究として、原子力緊急時初期の防災対策から中・後期の監視に必要な情報の提供、国境を超える環境汚染事故に対する国際協力、日本海特有の原子力環境問題への対応、などに貢献することができる。原子力安全研究を支える基盤研究として、原子力緊急時初期の防災対策から中・後期の監視に必要な情報の提供、国境を超える環境汚染事故に対する国際協力、日本海特有の原子力環境問題への対応、などに貢献することができる。
- ロ．天然放射性物質（NORM）又は国内のラドン濃度規制の是非及び評価手法の検討、ラドン測定技術の標準化、放射性核種の挙動、拡散影響評価手法高度化に貢献できる。特に、国内ではNORMの規制について、ラドンは他の核種とは別に検討することとなっており、また、WHOが屋内ラドンのリスクとその対策について国際プロジェクトを2005年に開始している。今後、本研究で得られた知見や技術は充分活用できる。
- ハ．ICRP 新勧告の国内法令への取り入れに際し必要となる防護基準の策定等に利用する。
- 二．この5年間には、放射線の種類による生物影響の違い、すなわち線質効果に関する系統的基礎データを得るとともに、幹細胞に基づく新しい放射線影響指標に関する提案を行い、防護の線量に関する基礎データを提供する。

【使用主要施設】

- イ．原子力科学研究所：大型計算機
むつ事業所：加速器質量分析装置（AMS）
- ロ．人形峠環境技術センター ラドン標準校正チェンバ
- ハ．原子力科学研究所 燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）
原子力科学研究所 放射線標準施設棟（FRS）
- 二．原子力科学研究所 大型計算機
関西光科学研究所 大型計算機

【研究の進め方】

- イ．中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に従い、計算シミュレーションと放射性・安定同位体利用を融合した手法を用いて、大気・陸域・海洋の複合環境における環境負荷物質の動態解明と予測に関する研究を進める。研究の実施においては、国内外の他の研究機関と積極的に協力・連携する。
- ロ．天然放射性物質（NORM）、国内のラドン濃度規制の是非及び評価手法の検討、ラドン測定技術の標準化の動向を注視しつつ、中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。
- ハ．六ヶ所村の核燃料サイクル施設の稼働、国際放射線防護委員会の基本勧告の採択の動向を把握しながら、中期計画及び原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って研究を進める。中性子照射に関する動物実験データは放射線医学総合研究所との共同研究を通して取得する。
- 二．DNA 損傷・修復過程シミュレーション研究は、クロスオーバー研究の枠組みの中で外部の研究機関及び大学と連携しながら進める。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名（実施機関）]

- イ．WSPEEDI の運用プロトタイプの開発と性能評価（（財）原子力安全技術センター）
放射性炭素をトレーサーとして利用した土壌呼吸中のCO₂起源の解明（（独）森林総合研究所）
海洋モデルの妥当性検証に関する研究（（財）日本海洋科学振興財団）
海洋における放射性物質等の生態系循環に関する研究（（独）中央水産研究所）
日本海における海水の収支と循環に関する研究（九州大学）
- ロ．なし

八．中性子線量評価の高度化に関する研究（放射線医学総合研究所）

二．なし

[受託研究名（委託元）]

イ．陸面過程モデルに関する研究（４）（三菱重工業（株））

環境動態に係る重金属分析への逆ミセル濃縮法の適用性試験（（株）日産アーク）

下北海域における海洋放射能予測コードの高度化（（財）日本海洋科学振興財団）

ロ．なし

ハ．なし

二．シミュレーション計算に基づく DNA 損傷・修復過程の定量的モデル化（放医研）

[委託研究名（委託機関）]

イ．日本海新潟沖調査航海に係る調査船業務（新潟県水産海洋研究所）

ロ．なし

ハ．なし

二．なし

【研究実施内容及び成果（平成 18 年度）】

イ．放射性物質の動態解明

大気・陸域・海洋での水循環結合計算の性能評価を継続するとともに、大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行個別モデルの基本コードを整備した。大気物質移行モデルの検証では、降雨時の自然放射能による局地的な線線量率上昇現象を、陸域物質移行モデルの検証では、河川流量に対する降雨と地下水の割合をほぼ再現することに成功した（図 1）。加速器質量分析装置を用いて、森林土壌中の ^{14}C 、及び海洋中の ^{14}C と ^{129}I を分析し、物質移行基礎データ及びモデル検証データを取得した。溶存相 - 懸濁相 - 海底堆積相の 3 相間の物質移行を考慮した海洋中物質吸脱着モデルの基本コードを試作し、表層海水中の ^{137}Cs 濃度分布をほぼ再現できることを確認した（図 2）。

ロ．前期安全研究において開発した拡散評価コードについて、性能に係るデータの蓄積を進めた。本コードでは、複雑地形上の気流場及び温度場を推定するために、気流推定モデルを導入している。支配方程式は質量保存則、運動量保存則、熱エネルギー保存則である。乱流モデルは k-モデルを採用した。計算した気流場において、乱流エネルギー k 及びその散逸率を拡散係数に引き継ぎ、拡散評価モデルでラドンの拡散計算を行う。座標系は複雑な地形を表現するのに適した一般曲線座標系を採用し、有限体積法により離散化している。今期においては、主に境界条件について検討すると共に、拡散評価コードによる試算結果について口頭発表した。

また、跡措置工事の開始された一部鉱山跡地について、環境データの蓄積を継続すると共に、当該鉱山の工事開始前の平成 14 年度から平成 16 年度までのデータ解析結果を学術誌で論文発表した。一般に、長期間の影響評価は、ラドン濃度で実施するところ、前期安全研究において機構が開発した積分測定法により、法令値である平衡等価ラドン濃度によって直接長期間評価を実施した。鉱山の周辺へのラドンの影響は非常に小さいことを実証した。今後、措置工事後のデータ蓄積結果と共に、拡散評価コードの妥当性評価に資する。

さらに、機構のラドン測定に係る標準化・トレーサビリティ（図 3）についてとりまとめた。標準化した測定法により、機構のラドン測定に係るトレーサビリティが長期間にわたって充分維持されていること、我が国ではラドン測定に関して国家標準が整備されていないが、機構の測定結果が海外の国家標準機関と比較して、良く一致していることを確認した（図 4）。関連研究について口頭発表した。

ハ．放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究においては、高精細 CT 画像を基にマウスの 3 次元精密モデル（ボクセルファントム）を開発した。このモデルと粒子輸送シミュレーションコードを利用し、中性子照射におけるマウス体内でのエネルギー付与過程を詳細に解析した（図 5）。臨界事故時線量計算システムの開発では、線量解析に必要な人体モデル等を定義する計算コードの入力ファイルを簡便に作成するプログラムを開発した。平成 17 年度に開発した日本人成人男性の立位姿勢数値ファントムを用いて吸収割合を計算し、臥位姿勢数値ファントムによる値との違いを明らかにした。

二．重粒子線の飛跡構造計算コードを開発し、飛程等を指標としたコードの検証を行った。Ku70/80

二量体が二本鎖切断 DNA に結合する経路を明らかにするとともに、8-オキソグアニンと AP サイトを持つクラスター損傷の構造変化を解析した(図6)。幹細胞を考慮した簡易臓器モデルを作成し内部被ばくを想定した線量計算を行い、従来の線量評価法の問題点を明らかにした。

【研究資源】

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17年度	27.5	49.1	76.6	27.2	10	37.2
18年度	56.5	42.2	98.7	27.2	8	35.2

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

- 計画以上に進捗した。
- 計画どおり進捗した。
- 計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

- 目標どおりの成果が得られる見込み。
- 目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

- 現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
- 学協会基準等への活用が期待できる。
- その他(具体的な内容を記述)

[説明欄]

- イ．原子力安全研究を支える基盤研究として、原子力緊急時初期の防災対策から中・後期の監視に必要な情報の提供、国境を超える環境汚染事故に対する国際協力、日本海特有の原子力環境問題への対応、などに貢献することができる。
- ロ．天然放射性物質(NORM)、国内のラドン濃度規制の是非及び評価手法の検討、国内のラドン測定技術の標準化に貢献できる。
- ハ．国際放射線防護委員会が2007年に採択した新勧告に対応した最新モデルに基づく線量評価法を開発することにより、我が国の防護基準の策定に資することが期待できる。
- ニ．DNA損傷・修復研究から得られる知見は、放射線生物影響の線質効果の基礎データ、また生物学的な事象に基づく新しい線量概念を考案する際の基礎データを与える。また生物影響実験データを系統的に解析するための基本的ツールを提供する。

【特記事項】

イ．第39回日本原子力学会賞貢献賞「日本海の人工放射性核種分布マップの作成」(日本原子力研究開発機構日本海海洋調査チーム、2007年3月27日)

ロ．なし

ハ．なし

ニ．なし

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文：

- イ . 1) T. Matsunaga, N. Yanase, Y. Hanzawa, K. Tsuduki and H. Naganawa; Isotope hydrograph separation for modeling of runoff mechanisms of atmospherically derived chemical and radioactive pollutants, *J. Water Environ. Technol.*, Vol.3, No.2, p.243-252 (2005)
- 2) T. Kobayashi, M. Chino and O. Togawa; Numerical simulations of short-term migration processes of dissolved ^{137}Cs due to a hypothetical accident of a nuclear submarine in the Japan Sea, *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.43, No.5, p.569-575 (2006)
- 3) H. Kawamura, T. Kobayashi, N. Hirose, T. Ito and O. Togawa; Oil spill simulation in the Japan Sea, C.A. Brebbia (ed.); *Environmental Problems in Coastal Regions VI Including Oil and Chemical Spill Studies*, WIT Transactions on Ecology and the Environment, Vol.88, p.273-278, WIT Press, Southampton (2006)
- 4) 古野朗子, 茅野政道, 山澤弘美; 緊急時対応のための長距離大気拡散計算による放出源推定手法の開発, *日本原子力学会和文論文誌*, Vol.5, No.3, p.229-240 (2006)
- 5) 金庚玉, 李漢洙, M. Haggag, 山下隆男; 大気・波浪・海洋結合モデルによるハリケーンカトリーナの高潮場のシミュレーション, *海岸工学論文集*, 第53巻(1), p.416-420 (2006)
- 6) T. Suzuki, T. Kitamura, S. Kabuto, O. Togawa and H. Amano; High sensitivity measurement of Iodine-129/Iodine-127 ratio by accelerator mass spectrometry, *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.43, No.11, p.1431-1435 (2006)
- 7) H. Kawamura, J.H. Yoon and T. Ito; Formation rate of water masses in the Japan Sea, *J. Oceanogr.*, Vol.63, p.243-253 (2007)
- 8) M. Atarashi-Andoh, C. Schnabel, G. Cook, A.B. MacKenzie, A. Dougans, R.M. Ellam, S. Freeman, C. Maden, V. Olive, H.-A. Synal and S. Xu; $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ ratios in surface waters of the English Lake District, *Appl. Geochem.*, Vol.22, p.628-636 (2007)
- 9) C. Schnabel, V. Olive, M. Atarashi-Andoh, A. Dougans, R.M. Ellam, S. Freeman, C. Maden, M. Stocker, H.-A. Synal, L. Wacker and S. Xu; $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ ratios in Scottish coastal surface sea water: geographical and temporal responses to changing emissions, *Appl. Geochem.*, Vol.22, p.619-627 (2007)
- 10) T. Kobayashi, S. Otosaka, O. Togawa and K. Hayashi; Development of a non-conservative radionuclides dispersion model in the ocean and its application to surface cesium-137 dispersion in the Irish Sea, *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.44, No.2, p.238-247 (2007)
- . 1) Y. Ishimori, Time-integrated monitoring of radon progeny around a closed uranium mine in Japan, *J. Environ. Radioact.*, 93, 51-61, (2007)
- 八 . 1) F. Takahashi, A. Endo, Y. Yamaguchi and K. Oda. "Development of rapid dose assessment program from activated sodium in human body for criticality accident". *保健物理*, 41(3), 180-187 (2006).
- 二 . 1) T. Sato, R. Watanabe, and K. Niita, DEVELOPMENT OF A CALCULATION METHOD FOR ESTIMATING SPECIFIC ENERGY DISTRIBUTION IN COMPLEX RADIATION FIELDS, *Radiat Prot Dosimetry*, 2006; doi:10.1093/rpd/ncl407.
- 2) A. Yokoya, K. Fujii, T. Ushigome, N. Shikazono, A. Urushibara, and R. Watanabe, YIELDS OF STRAND BREAKS AND BASE LESIONS INDUCED BY SOFT X-RAYS IN PLASMID DNA, *Radiat Prot Dosimetry*, 2006; doi:10.1093/rpd/ncl408.
- 3) A. Urushibara, N. Shikazono, R. Watanabe, K. Fujii, P. O'Neill, and A. Yokoya, DNA DAMAGE INDUCED BY THE DIRECT EFFECT OF HE ION PARTICLES, *Radiat Prot Dosimetry*, 2006; doi:10.1093/rpd/ncl425.
- 4) Sakae KINASE, Ritsuko WATANABE and Kimiaki SAITO, Specific Absorbed Fractions for Photon and Electron to a Simple Stomach Model Considering Stem Cells, AOCR2 proceedings (CD-ROM) (2006).
- 5) Akamatsu, K., A novel methodology for characterizing strand-break termini and damaged bases in plasmid DNA exposed to ionizing radiation, *Analytical Biochemistry*, in press.
- 6) BUNTA, J., DAHLBERG, M., ERIKSSON, L., KOROLEV, N., LAAKSONEN, A., LOHIKOSHI, R., LYUBARTSEV, A., PINAK, M. and SCHYMAN, P., Solvating, manipulating, damaging and repairing DNA in a computer. *J. Quant. Chem.* 107, 279-291 (2005)
- 7) FUJIMOTO, H., PINAK, M., NEMOTO, T. and KOTULIC BUNTA, J. 2007, Structural Analysis of Base Mismatching in DNA Containing Oxidative Guanine Lesion. *Central European Journal of Physics*, Vol. 5, No. 1, 49-61 (2007).
- 8) Watanabe, Y., Kinase, S., Saito, K.: Evaluation of Absorbed Doses for Photon and Electron to the Urinary Bladder Wall Considering Radiosensitive Cells. *Radioisotopes*, 55 719-715 (2006).
- 9) 著書
PINAK, M., Enzymatic recognition of radiation produced oxidative DNA lesion. Molecular dynamics approach. In: "Modern Methods for Theoretical Physical Chemistry of Biopolymers" (ed. Starikow, Lewis, Tanaka), Elsevier (2006).

技術報告：

- イ . 1) P.P. Povinec, A. Aarkrog, K.O. Buesseler, R. Delfanti, K. Hirose, G.H. Hong, T. Ito, H.D. Livingston, H. Nies, V.E. Noshkin, S. Shima and O. Togawa; Average ^3H , ^{90}Sr , ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ concentrations in surface waters of the Atlantic Ocean - WOMARS collaboration, Proceedings of the International Conference on Isotopes in Environmental Studies – Aquatic Forum 2004, Conference & Symposium Papers 26/P, p.38-42, IAEA-CN-118/148, Monte-Carlo, Monaco, October 25-29 (2004)
- 2) T. Suzuki, T. Kitamura, S. Kabuto, O. Togawa and H. Amano; AMS measurement of ^{129}I and its application as an oceanographic tracer, Proceedings of the International Conference on Isotopes in Environmental Studies – Aquatic Forum 2004, Conference & Symposium Papers 26/P, p.529-530, IAEA-CN-118/84P, Monte- Carlo, Monaco, October 25-29 (2004)
- 3) 北村敏勝, 甲昭二, 鈴木崇史, 木下尚喜, 天野光, 伴場滋, 磯貝啓介, 北田慶信, 渡辺幸也; 原研むつ・タンデトロン加速器の現状, 第 18 回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集, p.31-35 (2006)
- 4) H. Amano, S. Kabuto, N. Kinoshita, T. Suzuki and T. Kitamura; Status and future plan of JAEA Mutsu Tandetron AMS facilities, Proceedings of the First East Asian Symposium on Accelerator Mass Spectrometry (EAAMS-1), UTTAC-74, 2006 /ISSN 1880-4748, p.77-81, Tsukuba, Japan, January 26-27 (2006)
- 5) 田中孝幸, 乙坂重嘉, 天野光, 外川織彦; 溶存態有機炭素中放射性炭素測定システムの開発, 第 8 回 AMS シンポジウム報告集 (JAMS-8), UTTAC-J-16, 2006/ISSN 1880-4756, p.98-101 (2006)
- 6) 桑原潤, 鈴木崇史, 天野光; 海藻中のヨウ素同位体比測定のための前処理法の検討, 第 8 回 AMS シンポジウム報告集 (JAMS-8), UTTAC-J-16, 2006/ISSN 1880-4756, p.111-113 (2006)
- 7) 永井晴康, 茅野政道, 寺田宏明, 原山卓也, 小林卓也, 都築克紀, 金庚玉, 古野朗子; 数値環境システム SPEEDI-MP, JAEA-Research 2006-057 (2006)
- 8) 乙坂重嘉, 伊藤集通, 外川織彦; 日本海における人工放射性核種の移行挙動に関する調査研究 (), 第 48 回環境放射能調査研究成果論文抄録集, p.57-58, 文部科学省 (2006)
- 9) 永井晴康, 小林卓也, 都築克紀, 金庚玉; 大気・海洋・陸域モデル結合のためのモデルカップラー, JAEA-Data/Code 2007-002 (2007)
- 10) 外川織彦; 日本海における放射性核種移行の解明, Isotope News, 2007 年 1 月号, No.633, p.19-22 (2007)
- 11) 天野光, 甲昭二, 木下尚喜, 鈴木崇史, 田中孝幸, 乙坂重嘉, 桑原潤, 北田慶信, 渡辺幸也, 北村敏勝; 原子力機構むつ・タンデトロン加速器の現状, 第 19 回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集, p.1-4 (2007)
- 12) H. Nagai and H. Terada; Atmospheric models in the numerical simulation system (SPEEDI-MP) for environmental studies, Proceedings of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, p.126-133, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 13) K. Tsuduki and T. Matsunaga; Importance of hydrological parameters in contaminant transport modeling in a terrestrial environment, Proceedings of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, p.65-72, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 14) T. Matsunaga, K. Tsuduki, N. Yanase, Y. Hanzawa, H. Naganawa, T. Inoue, T. Yamada and A. Miyata; Stream discharge of metals and rare earth elements in rainfall events in a forested catchment, Proceedings of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, p.243-246, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 15) T. Kobayashi, S. Otsuka, O. Togawa and K. Hayashi; Long-term simulation of ^{137}Cs in the Irish Sea by using ocean environment assessment system, Proceedings of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, p.51-57, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 16) T. Tsuneyama, T. Ito and S. Otsuka; Balance of anthropogenic radionuclides in the Japan Sea, Proceedings of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, p.236-239, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 17) T. In, T. Nakayama, Y. Matsuura, S. Shima, Y. Ishikawa, T. Awaji, T. Kobayashi, H. Kawamura, O. Togawa and T. Toyoda; The oceanic forecasting system near the Shimokita Peninsula, Japan, Proceedings of the International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, p.58-64, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 18) T. Ito, S. Otsuka, T. Suzuki, T. Tanaka, T. Tsuneyama and O. Togawa; Establishment of a database for Japan Sea parameters on marine environment and radioactivity (JASPER) - Volume 1: Anthropogenic radionuclides, JAEA-Data/ Code 2007-008 (2007)

ロ . なし

- ハ . 1) D. Satoh, F. Takahashi, A. Endo, Y. Ohamachi and N. Miyahara. "Simulation analysis of radiation fields inside phantoms for neutron irradiation". Proceedings of the Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, JAEA-Conf 2007-002, 59-65 (2006).
- 2) F. Takahashi. "Program for rapid dose assessment in criticality accident, RADAPAS". JAEA-Data/Code 2006-019 (2006).
- 3) F. Takahashi and K. Oda. "Discussion on concepts for radiological dosimetric quantities in the Japan Health Physic Society". Proceedings of the Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, JAEA-Conf 2007-002, 171-176 (2007).
- 4) A. Endo and M. Boyd (Eds.). "Proceedings of the Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment". JAEA-Conf 2007-002 (2007).
- 5) A. Endo and K.F. Eckerman. "Development of nuclear decay data for radiation dosimetry calculation". Proceedings of the Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, JAEA-Conf 2007-002, 76-85 (2007).
- 6) T. Sato, A. Endo and K. Niita. "Application of the PHITS code in high-energy particle dosimetry". Proceedings of the Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, JAEA-Conf 2007-002, 86-93 (2007).
- 7) K. Sato, A. Endo and K. Saito. "Development of Japanese voxel models and their application to organ dose calculation". Proceedings of the Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, JAEA-Conf 2007-002, 94-101 (2007).

ニ . なし

国際会議 :

- イ . 1) T. Aramaki, T. Senjyu, O. Togawa, S. Ootosaka, T. Suzuki, T. Kitamura, H. Amano and Y.N. Volkov; Circulation in the northern Japan Sea studied chiefly with radiocarbon, The 19th International Radiocarbon Conference, Oxford, U.K., April 3-7 (2006)
- 2) H. Kawamura, T. Kobayashi, N. Hirose, T. Ito and O. Togawa; Oil spill simulation in the Japan Sea, The 6th International Conference on Environmental Problems in Coastal Regions Including Oil and Chemical Spill Studies (Coastal Environment VI), Rhodes, Greece, June 5-7 (2006)
- 3) T. In, T. Nakayama, Y. Matsuura, S. Shima, Y. Ishikawa, T. Awaji, T. Kobayashi, H. Kawamura, O. Togawa and T. Toyoda; The oceanic forecasting system near the Shimokita Peninsula, Japan, The Western Pacific Geophysical Meeting, Beijing, China, July 24-27 (2006)
- 4) N. Hirose, H. Kawamura and M. Yamamoto; Sequential state estimation using remote-sensing measurements in the Japan/East Sea, The Western Pacific Geophysical Meeting, Beijing, China, July 24-27 (2006)
- 5) N. Hirose, S.M. Varamov, T. Watanabe, H. Kawamura and M. Yamamoto; A forecasting system of RIAM for the Japan/East Sea, CAS-TWAS-WMO Forum GODAE Symposium on Ocean Data Assimilation and Prediction in Asia-Oceania, Beijing, China, October 16-18 (2006)
- 6) H. Nagai and H. Terada; Atmospheric models in the numerical simulation system (SPEEDI-MP) for environmental studies, International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 7) K. Tsuduki and T. Matsunaga; Importance of hydrological parameters in contaminant transport modeling in a terrestrial environment, International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 8) T. Matsunaga, K. Tsuduki, N. Yanase, Y. Hanzawa, H. Naganawa, T. Inoue, T. Yamada and A. Miyata; Stream discharge of metals and rare earth elements in rainfall events in a forested catchment, International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 9) T. Kobayashi, S. Ootosaka, O. Togawa and K. Hayashi; Long-term simulation of ¹³⁷Cs in the Irish Sea by using ocean environment assessment system, International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 10) T. Tsuneyama, T. Ito and S. Ootosaka; Balance of anthropogenic radionuclides in the Japan Sea, International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)
- 11) T. In, T. Nakayama, Y. Matsuura, S. Shima, Y. Ishikawa, T. Awaji, T. Kobayashi, H. Kawamura, O. Togawa and T. Toyoda; The oceanic forecasting system near the Shimokita Peninsula, Japan, International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasho, Japan, October 18-20 (2006)

- 12) T. Suzuki, A. Katayama and H. Amano; JAEA-AMS iodine-129 project, The 9th Symposium of Japanese AMS Society, Tokyo, Japan, October 20-21 (2006)
- 13) T. Tsuneyama, T. Ito and S. Otosaka; The balance of anthropogenic radionuclides in the Japan Sea, SHOTS Workshop (2006), Tsukuba, Japan, November 14-16 (2006)
- .1) Y. Kobayashi, S. Tokonami, T. Ishikawa, Y. Ishimori, Intercomparison exercises of radon measurement in the radon reference chamber of PTB, Proc. of the Second Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection, Beijing, China 9-13 October 2006 (2006)
- 八 . 1) D. Satoh, F. Takahashi, A. Endo, Y. Ohamachi and N. Miyahara. "PHITS simulation on internal radiation fields at neutron irradiation". The Japan-Taiwan Symposium on Simulation, Tsukuba, December 12-15 (2006).
- 2) F. Takahashi and A. Endo. "A numerical system utilizing a Monte Carlo calculation method for precise dose assessment in radiation accidents". Tenth Symposium on Neutron Dosimetry (NEUDOS10), Uppsala, Sweden, June 12-16 (2006).
- 3) K. Sato, H. Noguchi, A. Endo, Y. Emoto, S. Koga and K. Saito., "Development of a voxel phantom of Japanese adult male in upright posture". 6th Workshop on Internal Dosimetry of Radionuclides. Occupational, public and Medical exposure. Montpellier, France, October, 2-5 (2006).
- 二 . 1) KOTULIC BUNTA, J., PINAK, M. and SAITO, K., Molecular Dynamics Simulations of DNA Single and Double Strand Breaks. The 6th Big Tsukuba seminar (The 1st Ibaraki University Molecular Dynamics Seminar), Daigo-machi, Ibaraki, Japan, January 6-7, 2006.
- 2) FUJIMOTO, H., PINAK, M., NEMOTO, T. and KOTULIC BUNTA, J., Structural Analysis of Base Mismatching in DNA Containing Oxidative Guanine Lesion. 35th Annual Meeting of European Radiation Research Society, Kiev, Ukraine, August 22-25, 2006.
- 3) KOTULIC BUNTA, J., PINAK, M., SAITO, K., NOHMI, T. and GRUZ, P., Molecular Dynamics and Quantum Simulations of Conformational Changes of dGTP and oxo-dGTP Based on Study of Dpo4 Polymerase. International Conference on Computational methods in Systems Biology, Trent, Italy, October 18-19, 2006.
- 4) KOTULIC BUNTA, J., PINAK, M., SAITO, K. and NEMOTO, T., Molecular Dynamics Simulation of DNA Strand Breaks. 4th JAEA/EPA (Japan Atomic Energy Agency/US Environmental Protection Agency) Joint Workshop on Radiation Risk Assessment, Tokai, Japan, November 7-8, 2006.
- 5) HIGUCHI M. and PINAK, M. Molecular dynamics simulation of clustered DNA damage site with DNA repair enzyme MutM. 5th East Asian Biophysics Symposium & 44th Annual Meeting of the Biophysical Society of Japan 2006, Okinawa, Japan, November 12-16, 2006.
- 6) Sakae KINASE, Ritsuko WATANABE and Kimiaki SAITO : Specific Absorbed Fractions for Photon and Electron to a Simple Stomach Model Considering Stem Cells, AOCRP2, Oct.9-13, 2006, Beijing.
- 7) Ouchi N., Saito K, Computer modeling of radiation effects. 20th International CODATA Conference, 25 October 2006, Beijing
- 8) Kimiaki Saito, Computational simulation on DNA damage induction and repair, New Nuclear Research Symposium on Biological Response to Low Dose Radiation- New Aspects of Low Dose Radiation Effects (札幌、2006年8月)

□頭発表：

- イ . 1) 西沢匡人, 永井晴康, 茅野政道, 佐々木広朋, 加藤謙太郎; 大気化学物質の輸送モデルの自然放射性核種への適用, 日本気象学会 2006 年度春季大会, つくば (2006 年 5 月)
- 2) 天野光, 甲昭二, 木下尚喜, 鈴木崇史, 田中孝幸, 乙坂重嘉, 桑原潤, 北田慶信, 渡辺幸也, 北村敏勝; 原子力機構むつ・タンデロン加速器の現状, 第 19 回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会, みどり市 (2006 年 7 月)
- 3) 松永武, 柳瀬信之, 眞田幸尚, 長尾聖也, 上野隆, 佐藤努, 磯部博志, 天野光, Y. Tkachenko; チェルノブイル事故地域に学ぶプルトニウム同位体の環境中挙動 - 移動・分配・影響 -, 日本放射線影響学会第 49 回札幌大会, 札幌 (2006 年 9 月)
- 4) 乙坂重嘉, 天野光, 田中孝幸, 外川織彦, 乗木新一郎, 蒲正人, 皆川昌幸; 日本海における粒子状有機物の輸送・循環過程, 2006 年度日本海洋学会秋季大会, 名古屋 (2006 年 9 月)
- 5) 田中孝幸, 乙坂重嘉, 天野光, 外川織彦; 溶存態有機物中炭素同位体比測定法の開発, 2006 年度日本海洋学会秋季大会, 名古屋 (2006 年 9 月)
- 6) 広瀬直毅, 川村英之; 日本海予報モデルに対する非定常カルマンフィルターの導入, 2006 年度日本海洋学会秋季大会, 名古屋 (2006 年 9 月)

- 7) 高田兵衛, 久万健志, 磯田豊, 西岡純, 乙坂重嘉, 千木良充, 高木省吾, 亀井佳彦, 坂岡桂一郎; 日本海大和海盆および日本海盆における鉄の挙動, 2006 年度日本海洋学会秋季大会, 名古屋 (2006 年 9 月)
 - 8) 西沢匡人, 永井晴康, 茅野政道; 福島県沿岸域における空間線量率上昇時の自然放射性核種の数値シミュレーション, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, 札幌 (2006 年 9 月)
 - 9) 小嵐淳, 山澤弘実; 森林炭素 14 循環と環境問題への展開, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, 札幌 (2006 年 9 月)
 - 10) 高橋知之, 小嵐淳; 炭素 14 環境中移行モデル化の現状と EMRAS での展開, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, 札幌 (2006 年 9 月)
 - 11) 山崎哲夫, 林津雄厚, 芹澤茂, 梅山信明, 森内茂, 榎本順一, 須田直英, 喜多俊清, 茅野政道, 永井晴康, 山澤弘実; SPEEDI の予測精度向上 - 気象データ同化に係る観測地点の代表性評価 -, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, 札幌 (2006 年 9 月)
 - 12) 田中孝幸, 乙坂重嘉, 天野光, 外川織彦; 溶存態有機物中放射性炭素測定 of 海水への応用, 第 9 回 AMS シンポジウム, 東京 (2006 年 10 月)
 - 13) 桑原潤, 鈴木崇史; 海藻中のヨウ素同位体比測定のための前処理方法の検討, 第 9 回 AMS シンポジウム, 東京 (2006 年 10 月)
 - 14) 乙坂重嘉, 伊藤集通, 外川織彦; 日本海における人工放射性核種の移行挙動に関する調査研究 (□), 第 48 回環境放射能調査研究成果発表会, 東京 (2006 年 12 月)
 - 15) 小林卓也; 海洋中における放射性核種移行モデル - アイリッシュ海への適用 -, 第 1 回放射線防護研究センターシンポジウム, 千葉 (2006 年 12 月)
 - 16) 伊藤集通, 川村英之, 中山智治, 島茂樹, 磯田豊, 大西光代; フェリー搭載 ADCP 計測に基づく津軽海峡の通過流量の見積もり - 2000 ~ 2002 年の結果; 日本海沿岸における海況モニタリングと波浪計測に関する研究集会, 福岡 (2006 年 12 月)
 - 17) 乗木新一郎, 乙坂重嘉, 前田巨宏; セジメントトラップ実験で観測される粒子の水平移動, 北海道大学低温科学研究所環オホーツク観測研究センターシンポジウム, 札幌 (2007 年 2 月)
 - 18) 桑原潤, 鈴木崇史, 天野光; AMS による I-129 測定のための海藻試料の簡便な前処理法の開発, 第 8 回「環境放射能」研究会, つくば (2007 年 3 月)
 - 19) 伊藤集通, 常山鉄平, 乙坂重嘉; 日本海における人工放射性核種存在量の時間変化, 2007 年度日本海洋学会春季大会, 東京 (2007 年 3 月)
 - 20) 田中孝幸, 乙坂重嘉, 天野光, 外川織彦, 千手智晴, 磯田豊, 久万健志; 日本海における溶存態有機物中放射性炭素の鉛直分布, 2007 年度日本海洋学会春季大会, 東京 (2007 年 3 月)
 - 21) 荒巻能史, 外川織彦, 乙坂重嘉, 鈴木崇史, 千手智晴, 皆川昌幸; 日本海における放射性炭素の分布と深層循環, 2007 年度日本海洋学会春季大会, 東京 (2007 年 3 月)
 - 22) 小嵐淳, 安藤麻里子, 三浦覚, 齋藤武史, 石塚成宏; 放射性炭素を利用した安比ブナ林土壌における年間の従属栄養生物呼吸量の推定, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 名古屋 (2007 年 3 月)
 - 23) 芹澤茂, 林津雄厚, 山崎哲夫, 梅山信昭, 森内茂, 茅野政道, 永井晴康, 山澤弘実; SPEEDI の局地気象予測についての評価, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 名古屋 (2007 年 3 月)
 - 24) 小林卓也, 乙坂重嘉, 林圭佐, 外川織彦; 海洋環境評価システムの検証 (□) 1. 粒子状物質輸送モデルを用いたアイリッシュ海における Cs-137 の長期拡散シミュレーション, 名古屋 (2007 年 3 月)
 - 25) 乙坂重嘉, 小林卓也, 外川織彦; 海洋環境評価システムの検証 (□) 2. 現場観測によるパラメタリゼーション, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 名古屋 (2007 年 3 月)
 - 26) 鈴木崇史, 天野光, 外川織彦, 皆川昌幸; 日本海におけるヨウ素 129 の鉛直分布, 日本原子力学会 2007 年春の年会, 名古屋 (2007 年 3 月)
- . 1) 石森有, ラドンリスク専門研究会, 屋内ラドンのリスク評価(1), 日本保健物理学会第 40 回研究発表会要旨集, (2006)
- 2) 石森有, 井上実, 複雑地形における拡散評価コードの開発(2), 日本保健物理学会第 40 回研究発表会要旨集, (2006)
- 3) 小林羊佐, 床次眞司, 石川徹夫, 石森有, PTB におけるラドン測定器の国際比較実験, 日本保健物理学会第 40 回研究発表会要旨集, (2006)
- ハ . 1) 佐藤大樹, 高橋史明, 遠藤章, 山口恭弘, 大町康, 宮原信幸; ボクセルファントムを用いた

- マウスの体内放射線場の特性解析,日本放射線影響学会第49回札幌大会,札幌,9月(2006).
- 2)高橋史明.“放射線防護に用いる線量概念の専門研究会における議論”,日本保健物理学会第40回研究発表会,広島,6月8-9日(2006).
 - 3)高橋史明.“現在の放射線防護における線量の体系”,保健物理学会シンポジウム:放射線防護に用いる線量を考える,東京,3月7日(2007).
 - 4)佐藤薫,遠藤章,斎藤公明.“立位姿勢ボクセルファントムを用いた光子吸収割合評価”,日本原子力学会2007年春の年会,名古屋,3月(2007).
- 二 .1) 赤松 憲, 藤井健太郎, 小林泰彦, DNA鎖切断末端構造の酵素反応速度論的研究. 49回日本放射線影響学会, H18年9月6~8日, 北海道大学
- 2) 藤本 浩文, Miroslav Pinak, Juraj Kotulic Bunta, 根本 俊行, 土田 耕三, 前川 秀彰, Kutanパク質と二重鎖DNA分子の分子動力学的シミュレーション, 日本分子生物学2006フォーラム, 12月 名古屋.
 - 3) 及川美代子, 斎藤公明, 藤本浩文, 屠振力, 渡辺立子, 山内恵美子, 土田耕三, 中垣雅雄, 高田直子, 前川秀彰, 温度処理を利用した放射線によるDNA損傷検出法の開発. 日本分子生物学2006フォーラム, 2006年12月, 名古屋.
 - 4) 及川美代子 斎藤公明 藤本浩文 屠振力 渡辺立子 山内恵美子 土田耕三 中垣雅雄 高田直子 前川秀彰, リアルタイムPCR法を利用した新たな切断誘発確定法の提唱. 第49回日本放射線影響学会大会, 2006年9月, 札幌

【用語解説】

- イ . 加速器質量分析装置 (AMS): 本装置は、イオン源、イオン入射部、タンデム型加速器部及び質量分析部から構成されている。この装置は、イオン源で試料を原子の負イオンの状態に変換し、それを高エネルギーに加速してエネルギー分析及び質量分析を行い、重イオン検出器などで目的とする原子イオンを計測し、同位体比を測定するものである。この装置は、少量の試料で極微量の同位体元素の検出及び同位体比 ($^{14}\text{C}/^{12}\text{C}$ 、 $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ 等) を短時間で高精度に測定できる。
- ロ . 平衡等価ラドン濃度
空気中のラドンの短半減期の壊変生成物 (Po-218、Pb-214、Bi-214、Po-214) について、Pb-210になるまでに放出する全ての線のエネルギーの和により加重した放射能濃度。
- ハ . ボクセルファントム
ボクセル (voxel: volume pixel) と呼ばれる微小直方体要素を用いて臓器・組織の構造を詳細に表現したモデル。従来用いられてきた円柱や回転楕円体などの組み合わせにより臓器形状を表現した数式ファントムに比べて、人体等のCTやMRI画像データを用いてモデル化するため、現実の臓器に非常に近い構造のモデルを作成することができる。これまで人体に対するボクセルモデルが開発されてきたが、本研究ではマウスのモデルを開発した。
- ニ . クラスタ損傷
DNA上の狭い領域に複数の損傷が集中して生じる損傷のことを意味し、修復が難しく生物影響上重要な損傷であるといわれているが、その実体については未だ十分な研究が行われていない。

図表
イ.

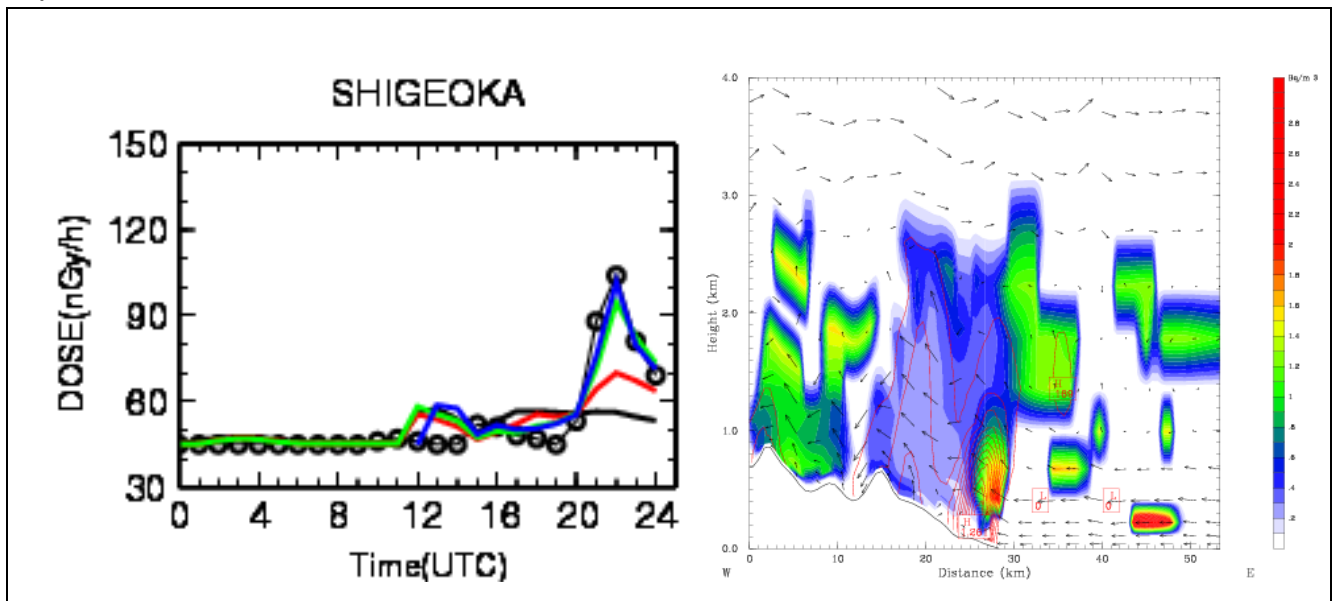


図1 福島県浜通り地方における降雨時の自然放射能による局地的な線線量率上昇現象の再現
 左図:2002年10月19日00UTC~20UTCにおける大気物質移行モデルによる線線量率の計算結果と観測値との比較を示す。が観測値で、黒、赤、緑、青の順に domain 1 (日本全域) ~ domain 4 (浜通り地方)における計算結果。右図:雲水中の²¹⁴Pb濃度(コンター)、雨水中の²¹⁴Pb濃度(赤線)及び風速ベクトル(矢印)の計算結果を示す。線線量率上昇のメカニズムを以下の通りに推定した。
 海岸線付近において、海からの北東風と陸からの北西風により地上風の収束帯と上昇気流が形成、海上の高度約1 km以下において、海から陸へ風が海岸付近の斜面を上昇、これらの上昇気流が雲と降水を発生させるとともに、ラドン娘核種を上空に輸送、雲と雨に取り込まれたラドン娘核種が地上に降下し、線線量率が上昇。

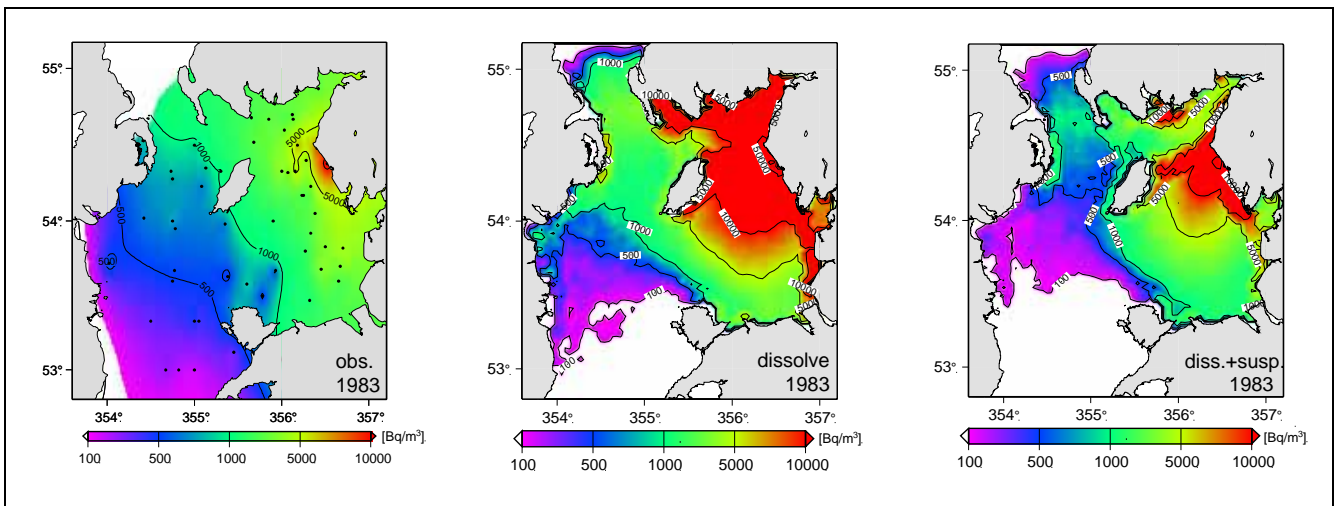


図2 アイリッシュ海表層における溶存態¹³⁷Csの濃度分布(左:観測値、中:溶存相のみの計算値(Case-I)、右:溶存相と懸濁相の相互作用を考慮した計算値(Case-II))。溶存相-懸濁相-海底堆積相の3相間の物質移行を考慮した海洋中物質吸脱着モデルの基本コードを試作し、BNFL再処理施設からアイリッシュ海へ放出された¹³⁷Csの濃度分布の推定に適用した。両Caseの計算結果とも、放出点近傍では濃度が高く、遠くへ行くに従って低くなるという観測値の傾向を再現している。しかしCase-Iでは、南部海域を除いてほとんどの海域において濃度を過大評価している。一方Case-IIでは、南部海域では依然として過小評価ではあるがCase-Iの場合より計算結果が改善され、溶存相と懸濁相の相互作用及び表層からの除去過程を考慮することが重要であることが理解された。

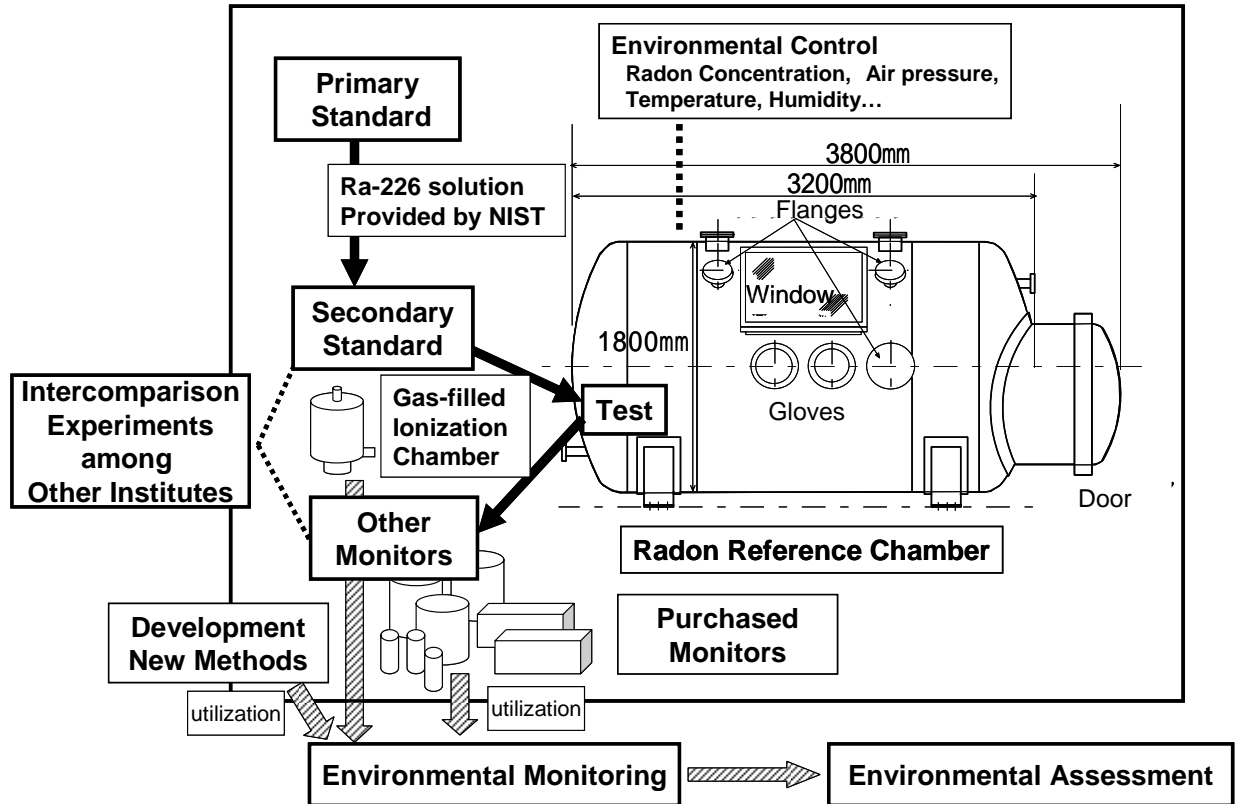


図3 原子力機構人形峠のラドン測定のトレーサビリティ

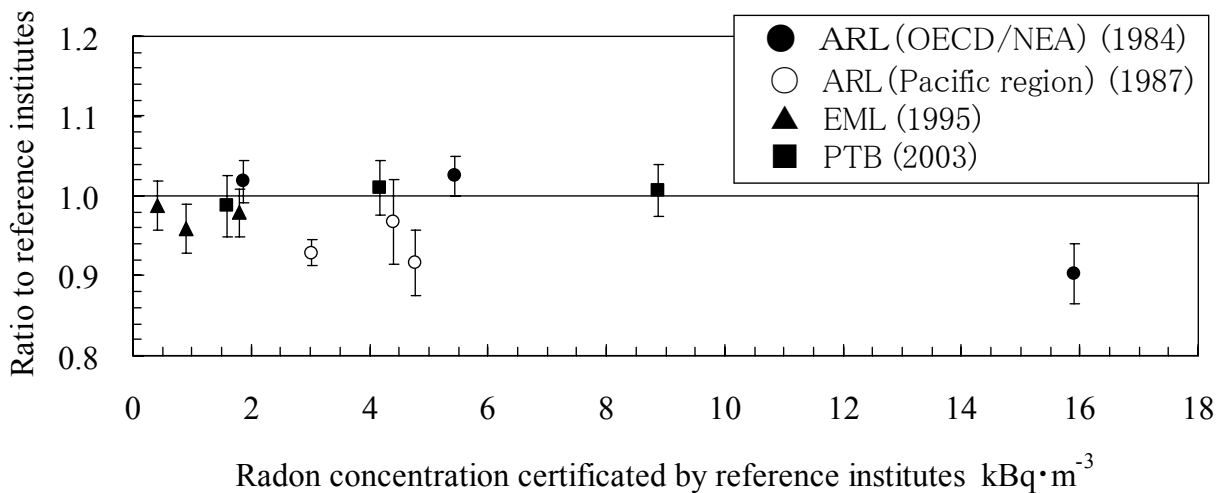


図4 過去の国際比較実験の要約。ARL（オーストラリア：現 ARPANSA）、EML（米国）は1980年代のOECD/NEA国際プログラムの標準機関、PTB（ドイツ）は現在のヨーロッパの標準機関のひとつ。測定結果の比は全体として 0.98 ± 0.04 で、国際的な標準機関と一貫して良く一致している。

八.

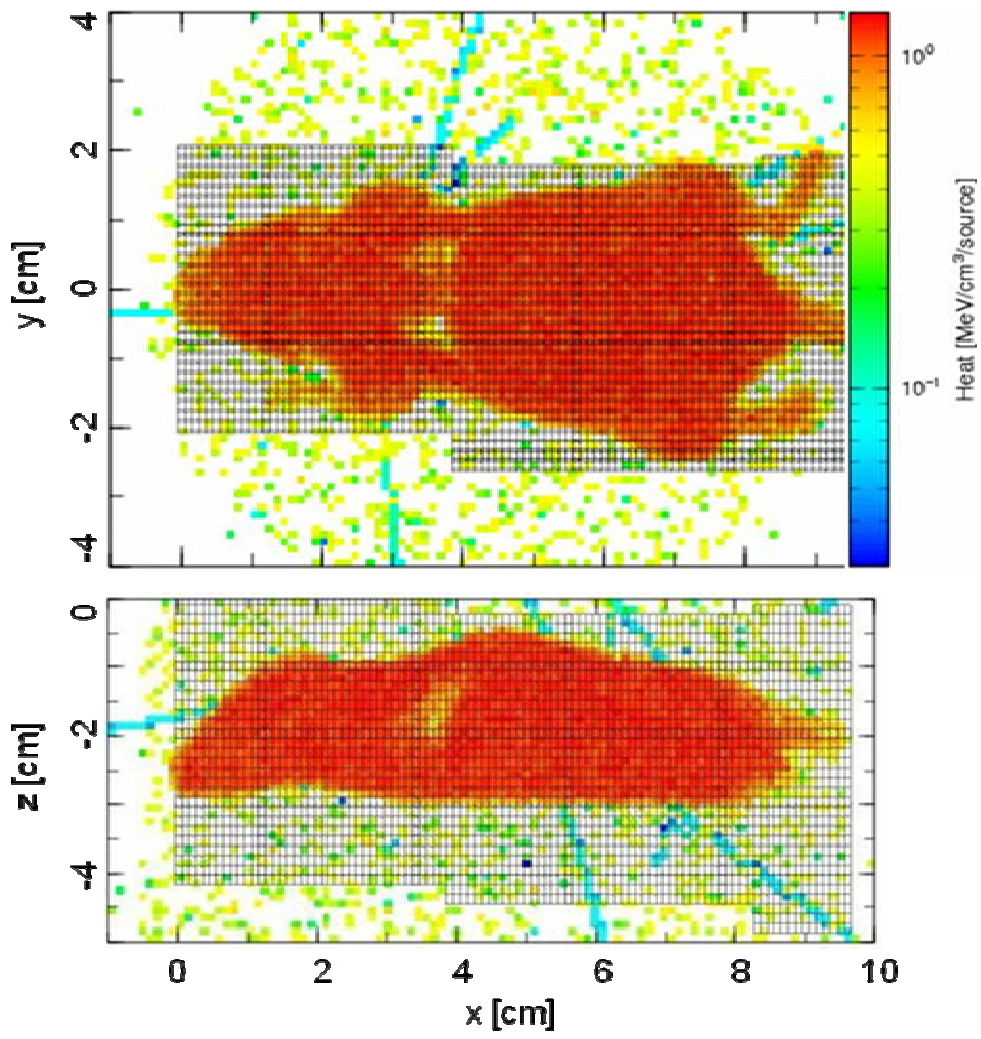


図5 開発したマウスボクセルファントムを用いたマウス体内の中性子線量分布シミュレーションの結果

二 .

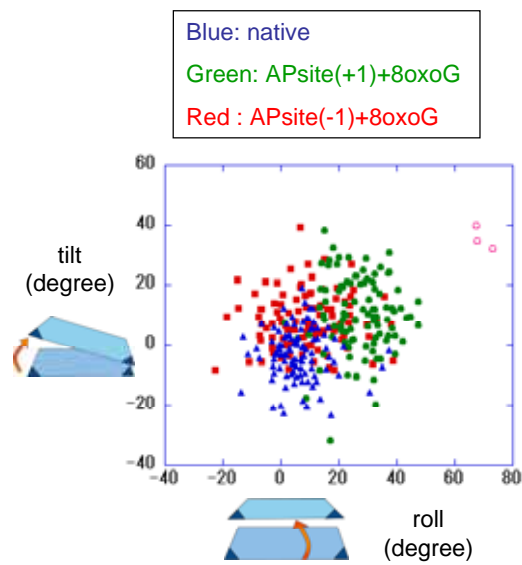


図6 DNA 折れ曲り角度の分布

クラスター損傷 DNA の構造変化を分子動力学シミュレーションにより調べた結果を示す。DNA の折れ曲りのチルト角とロール角の動的な分布を 2 次元平面上で表している。損傷のない DNA (青: native) に比べて、2 つの損傷をもつ DNA (緑及び赤) は大きな構造変化を示すことが分かった。

重点安全研究成果調査票（平成 18 年度）

【研究分野 / 項目】

・ 原子力防災分野 / 原子力防災技術

【分類番号】 7-1-1

【研究課題名(Title)】

原子力防災に関する技術的支援研究

Technical Development of Nuclear Emergency Preparedness and Response

【研究代表者】

[所属] 安全研究センター リスク評価・防災研究グループ

[氏名] 本間 俊充 (ほんま としみつ)

[連絡先] Tel : 029-282-6862 E-mail : homma.toshimitsu@jaea.go.jp

[所属] 原子力緊急時支援・研修センター 調査研究グループ

[氏名] 福本 雅弘 (ふくもと まさひろ)

[連絡先] Tel : 029-265-5111 (内線 230) E-mail : fukumoto.masahiro@jaea.go.jp

【研究目的】

原子力防災対策の実効性の更なる向上を図るため、国や地方公共団体による防災計画策定に資する技術的指標等の整備を行うとともに、緊急時意思決定プロセスにおける専門家支援のための支援手法等の整備を行う。

【研究内容】

イ． 防災計画策定の支援に関する研究

国や地方公共団体による防災計画策定に役立てるため、PSA や環境影響評価の手法を活用して、緊急時における判断や各種防護対策の指標、範囲、実施時期等の技術的課題の検討を行う。【一部原安委受託】

ロ． 緊急時意思決定支援手法の整備に関する研究

オフサイトセンター等での緊急時の意思決定プロセスにおける専門家支援のため、緊急時意思決定支援手法等の検討を行う。【一部 JNES 受託】

ハ． 住民の避難計画と情報伝達技術に関する研究

地方公共団体等による緊急時の住民の迅速避難計画の策定に役立てるため、地域避難のモデルやガイド等の検討を行う。また、緊急時意思決定のための情報分析技術の高度化のため、情報の収集、分析、共有、発信の迅速対応技術の検討を行う。【一部保安院受託】

【達成目標】

- 原子力施設等の緊急時における情報分析の高度化に関する検討(避難・退避の効率化に関する検討を含む)
- 事故時の事象進展評価及び環境影響評価技術の高度化
- 事故時の災害復旧に係る長期的対策の予備的検討
- 技術的指標の整備、支援技術情報の検討
- 緊急時意思決定支援手法等の整備

【成果の活用方策】

防災に関する指針の改訂等により原子力防災機能の強化を図るとともに、平常時から関係機関の間で活用できる支援システムやマニュアル等のツールを整備し、対応技術の高度化を図る。

【使用主要施設】

なし

【研究の進め方】

原子力安全委員会からの受託調査研究を通して、国際機関等における検討成果を活用すると共に、機構内の安全研究センター及び原子力緊急時支援・研修センターが連携し、また外部の(独)原子力安全基盤機構等と密接に連携して、訓練等の防災実務に成果を役立て研究にフィードバックする。

【関連する共同研究、受託研究等】

[共同研究名 (実施機関)]

[受託研究名 (委託元)]

- ・ 緊急事態対応判断基準等に関する調査 (内閣府原子力安全委員会)
- ・ 避難等実施時期及び実施範囲の判断の手引き作成 (事故時環境影響評価のための基礎情報の調査) (原子力安全基盤機構)
- ・ 統合型情報コラボレーションシステムの開発 (原子力発電施設等緊急時対策技術の一部) (経済産業省 原子力安全・保安院)

[委託研究名 (委託機関)]

なし

【研究実施内容及び成果 (平成 18 年度)】

イ. 防災計画策定の支援に関する研究

安定ヨウ素剤による甲状腺被ばく低減効果モデルを確率論的事故影響評価(レベル 3PSA)コード OSCAAR に組み込み、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤予防服用等、短期防護対策の実施範囲及び時期について評価を行い、対策実施上の課題を抽出した。また、緊急事態対応の判断基準に関する国際原子力機関 (IAEA) の安全指針や国際放射線防護委員会 (ICRP) の放射線防護の新勧告等を調査すると共に、災害復旧時に長期防護対策を実施する上での計画策定及び判断基準について国際機関及び諸外国における現状を調査、整理した。これより、防災指針見直しのための技術的・専門的事項の検討課題として、緊急事態対応の判断基準に関する基本的考え方、長期防護対策の計画策定に必要な原則や考慮すべき事項、移転や移住、飲食物摂取制限を実施するための判断基準や指標等の基本的考え方といった検討事項を抽出した。

ロ. 緊急時意思決定支援手法の整備に関する研究

緊急時の意思決定における専門家支援のための技術マニュアルの検討を実施し、事故状態評価及び環境線量評価の基本的考え方を整理するとともに、原子炉施設の主要な事故シナリオに対して防護対策実施範囲を評価し、簡易環境影響評価手法による対策実施範囲決定の手順をまとめた。

ハ. 住民の避難計画と情報伝達技術に関する研究

緊急時の住民の避難計画の迅速策定のため、即時避難の考え方、避難時間評価等について調査・検討した。また、緊急時の意思決定のため、情報の収集、分析、共有、発信に迅速に対応する、情報共有と広報文案作成の機能を有する支援システム (統合型情報コラボレーションシステム) を開発し、可視化表示を実施した。

【研究資源】

年度	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
17 年度	3	27	30	2	1	3
18 年度	4	63	67	4	1	5

【自己評価】

研究の進捗状況

[チェック欄]

計画以上に進捗した。

計画どおり進捗した。
計画どおり進捗しなかった。

[説明欄]

今後の達成見通し

[チェック欄]

目標どおりの成果が得られる見込み。
目標どおりの成果が得られない見込み。

[説明欄]

成果の活用

[チェック欄]

現行の安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
新しい安全規制、指針・基準及び安全審査等への活用が期待できる。
学協会基準等への活用が期待できる。
その他（具体的な内容を記述）

[説明欄]

現在、原子力安全委員会で防災指針の見直しが検討されているが、本成果はその技術的基礎情報として活用される。

【特記事項】

特になし

【研究成果の発表状況】

雑誌掲載論文:

- 1) 木村仁宣, 本間俊充, “原子力あるいは放射線緊急事態における各国の短期防護措置の現状”, 日本保健物理学会誌, 41(2), 76-87 (2006).
- 2) 本間俊充, “放射性核種の環境移行モデルについて”, (独)放射線医学総合研究所 第1回放射線防護研究センターシンポジウム報文集 (2006).

技術報告書:

- 3) 山本一也, “原子力緊急時の住民避難計画の策定に関する調査”, JAEA-Review 2007-035 (2007).

国際会議:

- 4) Homma, T., T. Matsubara and K. Tomita, “Testing of an accident consequence assessment model using field data,” Proc. of International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, 196-203, Oct. 18-20, 2006, Rokkasyo, Japan.
- 5) Kimura, M., T. Matsubara, J. Ishikawa and T. Homma, “An application of accident consequence assessment models to off-site emergency planning,” Proc. of International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, 348-351, Oct. 18-20, 2006, Rokkasyo, Japan.

口頭発表:

- 6) 本間俊充, 木村仁宣, 松原武史, 石川淳, “PSA手法による安定ヨウ素剤配布措置の検討”, 日本保健物理学会第40回研究発表会, 広島 (2006).
- 7) 松原武史, 本間俊充, “OSCAARコードによるチェルノブイリ事故起因のI-131甲状腺負荷量に及ぼす防護対策効果の検討”, 日本保健物理学会第40回研究発表会, 広島 (2006).

受託事業報告書:

- 8) 内閣府受託報告書, 緊急事態対応判断基準等に関する調査, 平成19年3月, 日本原子力研究開発機構 安全研究センター.
- 9) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, 平成18年度 避難等実施時期及び実施範囲の判断の手引き作成 (事故時環境影響評価のための基礎情報の調査), 平成19年3月, 日本原子力研究開発機構 安全研究センター.

委員会報告:

【用語解説】

GS-R-2

IAEA が 2002 年に刊行した「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」と題する安全要件。本文書では、緊急事態の準備と対応のための 8 つの基本的目標が示され、その目標を達成するための一般要件、機能要件、支援基盤要件、全 159 項が示されている。特徴的なことは、以下の 2 つの緊急時計画範囲(EPZ)を提示していることである。

- PAZ (Precautionary Action Zone) : 重篤な確定的影響のリスクを低減させる緊急防護措置を、放出開始前又は直後に実施するための整備を行っておく範囲。
- UPZ (Urgent Protective action planning Zone) : 線量を回避するため、環境モニタリングやプラント状況等に基づいて、防護措置を迅速に実施するための整備を行っておく範囲。

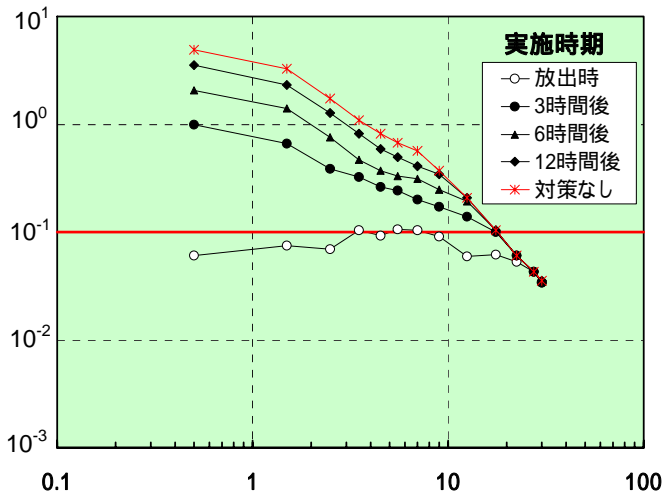
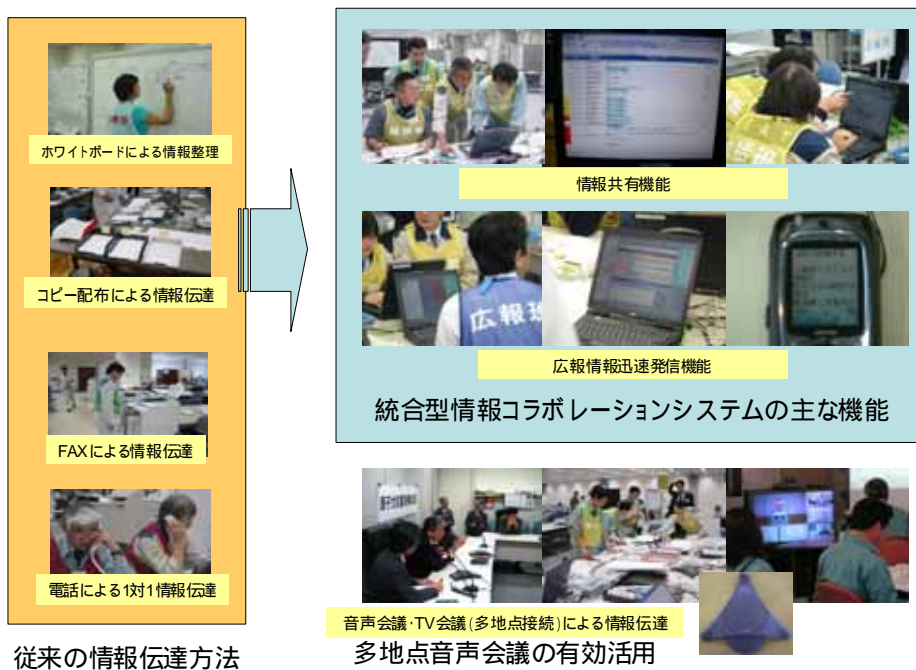


図1 安定ヨウ素剤の服用時期の違いによる甲状腺被ばく低減効果

安定ヨウ素剤による甲状腺被ばく低減効果モデルを用いて、サイトからの距離毎に安定ヨウ素剤の服用時期に対する甲状腺被ばく低減効果を評価した。安定ヨウ素剤服用の介入レベル(100mSv)と比較すると、放出時に安定ヨウ素剤を服用した場合、サイト近傍においても十分な線量低減効果が得られる一方、放出後には安定ヨウ素剤の服用が遅れる程、その効果は低減する。放出が開始されるまでに安定ヨウ素剤予防服用を実施できる計画策定の検討が必要であることが示唆される。



統合型情報コラボレーションシステム 緊急時対応の概念

図2 統合型情報コラボレーションシステム