

平成 18 年度 安全研究 評価用資料

- 基本資料 -

平成 18 年 5 月 30 日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

安全研究センター

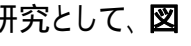
## 目次

1. はじめに.....	3
2. 日本原子力研究開発機構における重点安全研究.....	3
3. リスク評価、原子力防災に関する研究.....	4
3.1 研究の位置付け.....	4
3.2 設定目標.....	4
3.3 進め方.....	4
3.4 17年度の成果.....	4
(1) 確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備.....	4
(2) 原子力防災に関する研究.....	5
3.5 成果の活用.....	5
4. 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価.....	6
4.1 研究の位置付け.....	6
4.2 設定目標.....	6
4.3 進め方.....	6
4.4 17年度の成果.....	6
(1) 反応度事故(RIA)時燃料挙動研究.....	6
(2) 冷却材喪失事故(LOCA)時燃料挙動研究.....	7
(3) 事故時燃料解析コードの開発.....	7
4.5 成果の活用.....	7
5. 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術.....	7
5.1 研究の位置付け.....	7
5.2 設定目標.....	8
5.3 進め方.....	8
5.4 17年度の成果.....	8
(1) 熱水力最適評価手法の開発.....	8
(2) 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発.....	8
(3) ソースターム評価手法の開発.....	9
5.5 成果の活用.....	9
6. 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究.....	9
6.1 研究の位置付け.....	9
6.2 設定目標.....	9
6.3 進め方.....	10
6.4 17年度の成果.....	10
(1) 原子炉压力容器鋼のJMTR照射材の粒界破面分析と破壊靱性評価.....	10
(2) 原子炉压力容器の標準的PFM解析手法.....	10
(3) 地震時における経年配管の構造健全性評価手法.....	10

(4) その他の試験研究 .....	11
6.5 成果の活用 .....	11
7. 核燃料サイクル施設の臨界安全性及び事故時放射性物質の放出・移行 .....	11
7.1 研究の位置付け .....	11
7.2 設定目標 .....	11
7.3 進め方 .....	12
7.4 17年度の成果 .....	12
(1) 再処理溶解工程に関する臨界実験データの蓄積 .....	12
(2) MOX燃料加工施設臨界事象の評価解析 .....	12
(3) 燃料サイクル施設の事故時放出・移行評価に関する研究 .....	12
7.5 成果の活用 .....	13
8. 放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価に関する研究 .....	13
8.1 研究の位置付け .....	13
8.2 設定目標 .....	13
8.3 進め方 .....	13
8.4 17年度の成果 .....	14
(1) 広域地下水流動解析手法の検討 .....	14
(2) ベントナイト緩衝材の長期性能評価手法の検討 .....	14
(3) 廃止措置のための放射線業務従事者被ばく評価手法の検討 .....	14
8.5 成果の活用 .....	15
9. 関係行政機関への協力 .....	15
9.1 位置付け .....	15
9.2 設定目標 .....	15
9.3 進め方 .....	15
9.4 17年度の成果 .....	16
(1) 原子力安全委員会や規制行政庁への科学的データの提供 .....	16
(2) 関係行政機関等への人的貢献 .....	16
(3) 事故・故障の原因究明のための調査等の協力 .....	16
発表資料一覧（平成17年4月～18年3月） .....	17


## 1. はじめに

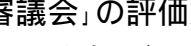
原子力施設の安全を確保するため、国は事業者による施設の安全設計及び安全管理について安全審査や検査等の安全規制を行っており、安全研究は、その判断根拠となる指針・基準類の策定等に対して最新の科学技術的知見を提供するために不可欠である。

そのような規制支援のための安全研究について、原子力安全委員会は、平成 16 年 7 月に「原子力の重点安全研究計画」を決定し、平成 17 年度以降の概ね 5 年間に重点的に実施すべき安全研究として、 1-1 に示す 7 分野 11 項目の重点安全研究を定めた。また、原子力安全・保安院は、平成 16 年 12 月に「原子力安全・保安院の原子力安全研究ニーズについて」として、安全研究ニーズの取りまとめの基本的考え方と具体的なニーズを示した。さらに、原子力安全委員会安全研究専門部会において、独立行政法人日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」)の中期目標・中期計画に資するため、より具体的な規制ニーズを記載した「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究(平成 17 年 6 月原子力安全委員会了承)」がまとめられた。

「原子力の重点安全研究計画」には、「原子力機構は、これまでの実績からして、今後も原子力安全研究の実施機関として中核的な役割を果たすと共に、原子力安全規制の支援機関としての役割を期待する」とされている。また、原子力機構の中期目標には、「『原子力の重点安全研究計画』及び『日本原子力研究開発機構に期待する安全研究』にのっとり、また、原子力安全委員会からの技術的課題の提示、規制行政庁からの要請等を受け、安全研究を実施し、安全基準や指針の整備等に貢献する」と記載された。

## 2. 日本原子力研究開発機構における重点安全研究

原子力機構は、上述した国のニーズに応えるため、原子力機構内の中立性・透明性に特段の配慮をした組織である安全研究センターを中心に、「原子力の重点安全研究計画」等に沿って安全研究を実施している。また、原子力の基礎・基盤研究、核燃料サイクルの確立を目指す研究開発等で行われている研究から安全規制に貢献する成果についても、安全研究センターがとりまとめる。これらの安全研究(以下、重点安全研究)の成果をもとに行う規制支援の中立性・透明性を確保するため、外部の専門家・有識者で構成される「安全研究審議会」を設け、原子力機構で実施する重点安全研究の実施計画、成果及び規制への反映状況の評価を受けることとした( 2-2)。

「安全研究審議会」の評価対象となる重点安全研究は、当面、 表 2-1 に示す 16 課題とすることとした。このうち、今回は、安全研究センターにおいて実施されている課題(数字で表示)について、評価を受けることとし、以下、3 章にリスク評価、原子力防災に関する研究(課題 〃、〃)、4 章に軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価(課題 〃)、5 章に軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術(課題 〃)、6 章に材料劣化・高経年化対策技術に関する研究(課題 〃)、7 章に核燃料サイクル施設の臨界安全性及び事故時放射性物質の放出・移行(課題 〃、〃)、8 章に放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価に関する研究(課題 〃、〃)、9 章に関係行政機関への協力について、各々、位置付け、設定目標、進め方、17 年度の成果、成果の活用を記述する。

なお、これらの安全研究の実施に係る安全研究センター及び関連研究施設における 17 年度予算・人員を表 2-2 及び表 2-3 に示す。

### 3. リスク評価、原子力防災に関する研究

#### 3.1 研究の位置付け

本研究においては、確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備を行うと共に、PSA手法等を活用した原子力防災に関する研究を実施する。

確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備では、軽水炉PSA手法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と共に、原子力施設毎の性能目標の検討等を通じて、リスク情報を活用した安全規制の導入の検討に貢献する。また、国内外において発生した事故・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、規制上の対応判断に資する。

原子力防災に関する研究では、PSA手法や環境影響の詳細評価手法を活用して、緊急時の対応戦略の検討に役立つ情報を整備し、国の防災指針や地域防災計画の一層の充実化に資する。

#### 3.2 設定目標

確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備では、MOX燃料加工施設等のPSA手法を確立し安全審査に貢献すると共に、軽水炉性能目標の検討(H17)及び核燃料施設性能目標の検討(H18以降)等、リスク情報を活用した規制方針検討に供するため、リスク情報適用上の課題を抽出する。また、事故・故障に関する情報を関係者に迅速に提供すると共に、分析結果から安全規制上重要な教訓を導出する。

原子力防災に関する研究では、防災指針見直しのために、緊急時における判断や防護対策のための技術的指標を整備すると共に、意思決定における専門家支援のための緊急時意思決定支援手法等を整備する。

#### 3.3 進め方

確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備では、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。

原子力防災に関する研究では、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、機構内の原子力緊急時支援・研修センター及びJNES等と密接に連携し、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。

#### 3.4 17 年度の成果

##### (1) 確率論的安全評価(PSA)手法の高度化・開発整備

MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法の整備<sup>1</sup>(図3-1)において、環境影響評価のための基礎的情報の整備として、爆発、火災事象での圧力、温度挙動及び煤煙発生量を評価するための解析コードの性能評価、排気系内でのエアロゾル沈着量の簡易評価用データの整備、MOX粉末のエアロゾル粒径を考慮した線量換算係数の整備を行った。また、改良したPSA手法を用いて詳細化したモデルプラントを対象にPSAを実施し、施設全体のリスクプロファイルを明らかにする(図3-2)と共に、リスク上重要な設備・機器を同定するための手順を提案し、手法全体の有用性を示し手法整備を終了した。さらに、手法整備のまとめとして、PSA実施ステップにおける分析内容の解説と具体的な解析事例を組み合わせた手順書を作成した。

国が原子力利用活動に対して求めるリスクの抑制水準として示した定量的安全目標案に対応する軽水炉の性能目標について、レベル3PSAコードOSCAARを用いて検討を行い、格納容器機能喪失頻度の目標値案を原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標検討分科会に提示した(図3-3)。また、安全目標案において課題であった原子力防災対策の効果や安全目標が対象とする個人の考え方等、技術的課題についても検討を行い、性能目標値導出過程においては控えめな防護対策条件を推奨し、対象とする個人の範囲とその条件を示した(図3-4)。

2005年に事象報告システム(IRS)に報告された事例約60件(非公開)についてその内容分析を実施し、現在、その結果に関する報告書作成を進めている。また、2005年に国際原子力事象尺度(INES)に報告された事例25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。表3-1に示すように、25件のINES情報のうち11件は放射線源に関わる事例であり、8件は作業員の被ばくを伴い、また、3件は線源の紛失(盗難、発見)事例である。

## (2) 原子力防災に関する研究

緊急事態の準備と対応に関する国際原子力機関(IAEA)の安全要件や諸外国のガイド等を調査<sup>2</sup>(図3-5)すると共に、我が国の軽水炉に対するレベル2PSA結果を整理し(図3-6)、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、緊急時対応の基本的考え方、防護対策のための指標の定義、屋内退避、避難や安定ヨウ素剤予防服用等の実施範囲及び実施時期等の防護措置戦略を抽出した。また、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<sup>3</sup>に着手し、避難の判断のための環境条件及び主要な防護指標を明らかにすると共に、国際放射線防護委員会(ICRP)の最新の評価法に基づいて開発した計算コードを用いて、技術マニュアルに必要となる線量係数に関するデータベースを整備した。

## 3.5 成果の活用

<sup>1</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「MOX燃料加工施設安全技術調査等(確率論的安全評価等調査)」

<sup>2</sup> 内閣府からの受託調査「米国等における防災体制の調査・分析」

<sup>3</sup> (独)原子力安全基盤機構からの受託調査「事故時環境影響評価のための基礎情報の調査」

整備したMOX燃料加工施設のPSA手法は、JNESにおけるウラン加工施設統合安全解析(ISA)手順検討のための参考情報として活用された。また、この手法を用いて新たにPSAを実施し、燃料加工施設の設計基準事象(DBE)評価の検討を行う。軽水炉の性能目標導出の技術的課題及び提示された目標案は、原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標検討分科会の審議に活用された。IRS情報の分析結果は、指針や技術基準などの規制要件に反映すべき事項があるか否かの検討において利用される。抽出された防災に関する技術的・専門的事項に関する課題は、原子力安全委員会原子力施設等防災専門部会防災指針検討ワーキンググループでの防災指針見直しのための基礎資料として活用される。

#### 4. 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価

##### 4.1 研究の位置付け

安全審査のための基準等の高度化に貢献するため、事故時燃料挙動模擬実験を実施すると共に、高燃焼度燃料特有の現象を解明することにより、燃料挙動解析手法を高精度化する。

##### 4.2 設定目標

次段階の高燃焼度化やプルサーマルの本格化に対応した安全審査など、安全規制における行政判断等に供するため、実験データベースを拡充し、事故時燃料挙動評価を高精度化するためのモデルを開発、整備する。

##### 4.3 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)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 カブリ水ループ計画に参加する。

##### 4.4 17年度の成果

反応度事故時燃料挙動について NSRR 実験、冷却材喪失事故時燃料挙動について高温酸化した被覆管の急冷破断実験を計画通り実施し、従来にない高い燃焼度範囲における基準類の策定や近い将来に国内での実用化が予想される燃料の安全審査に際して重要な判断材料を与える、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

Zr-Nb 二元系被覆燃料を対象とする水冷却条件下で世界初の実験を含む4回の NSRR

実験を計画通り実施し、燃料試験施設において試験後の燃料分析を進めた<sup>4</sup>。これにより、燃焼度 61 MWd/kg までであった燃料破損しきい値に関するデータの範囲を 79 MWd/kg まで拡大し、次段階の高燃焼度化に向けた安全審査のためのデータを蓄積した。

約 79 MWd/kg の PWR 燃料を用いた実験では、燃料エンタルピーが約 55cal/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 65～75 MWd/kg の範囲における破損しきい値の安全余裕を確認した。(図 4-1, 4-2)

## (2) 冷却材喪失事故(LOCA)時燃料挙動研究

冷却材喪失事故時燃料挙動について計画通りの模擬実験を燃料試験施設において実施し、安全評価上最も重要な急冷時破断限界に関するデータの範囲をこれまでの燃焼度 44 MWd/kg から 78 MWd/kg に拡大した<sup>5</sup>。当該燃焼度範囲において、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 4-3)

## (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 をベースに事故時燃料挙動解析コード RANNS の開発に着手した。反応度事故条件下における燃料ペレット/被覆管機械的相互作用に関する 2次元モデルを開発し、実験解析を通じて、被覆管塑性変形量の軸方向分布を高い精度で予測できることを確認した。(図 4-4)

## 4.5 成果の活用

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をカバーする安全基準類の策定に直接的なベースを与える。また、Zr-Nb 二元系被覆燃料を対象とした RIA 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。

## 5. 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術

### 5.1 研究の位置付け

軽水炉利用の高度化に対応した安全審査指針類の整備等に資するため、高精度な熱水力最適評価手法を整備すると共に、リスク上重要な現象のソースターム評価の不確実さ低減に資するため、格納容器内のガス状ヨウ素挙動に関する研究を行う。

<sup>4</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「高度化軽水炉燃料安全技術調査」

<sup>5</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「高度化軽水炉燃料安全技術調査」



## 5.2 設定目標

熱水力安全研究では、軽水炉利用の高度化に対応する技術基盤の整備のために、高精度な熱水力評価手法及び同評価手法の検討・開発に必要なデータを提供する。又、安全余裕の定量化のために、反応度事故時の過渡ボイド挙動等についての実験データを提供する。さらに、安全指針類の体系化の観点からも望まれている民間基準類の安全規制への導入検討等を支援するため、日本原子力学会策定の「BWRの過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準」(Post-BT基準)等に関する技術基盤を整備する。シビアアクシデント研究では、シビアアクシデント時の意思決定、アクシデントマネジメント策の検討・実施に対応する精度良いソースターム情報を提供する。

## 5.3 進め方

安全研究センター熱水力安全評価研究グループが主体となり、原子力機構が保有する実験施設や解析コード類の資産を活用し、原子力科学研究所及び大洗研究開発センターの施設管理部門、並びに、関連する外部機関(OECD、JNES等)と協力して進める。使用する実験設備は、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(図5-1)、核熱結合実験装置THYNC等の既設装置を活用するとともに、過渡ボイド挙動やPost-BT挙動に関する研究では、新たに試験設備を整備する。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。

表5-1に本グループが行う研究項目とスケジュールを示す。研究項目は、熱水力安全とシビアアクシデント研究に大別され、前者は、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テーマに分類される。

## 5.4 17年度の成果

### (1) 熱水力最適評価手法の開発

高精度な最適評価手法の開発に必要なデータを得るため、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17年度に原子力機構の主催で開始した。この計画では、熱的非平衡や多次元的な二相流現象を高精度に解析する手法の整備に役立つデータをLSTF装置を用いて取得し、それを用いてコード整備を行う(図5-2)。平成17年度は2回の小破断冷却材喪失事故模擬実験を実施した。実験では原子炉容器頂部及び底部の貫通ノズルを破断口とし、炉心損傷防止のためのアクシデントマネジメント策である減圧操作に着目し、破断位置による複雑な3次元的热流動現象や蓄圧注入系からのガス流入が引き起こす減圧阻害現象等を明らかにした。この他、THYNC装置を用いてブルサーマルにかかわるMOX炉心模擬安定性実験を約300回行い、MOX炉心とUO<sub>2</sub>炉心について、安定性の相違を検討するための試験データを得た。また、核熱安定性解析コードの検討に必要なデータを得た。

### (2) 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発

反応度事故(RIA)時の燃料健全性に関わる安全余裕の定量的評価に必要な技術的知見

を得るため、BWR の低温時及び高温待機時 RIA を対象とした過渡ボイド試験を実施し、模擬燃料バンドル内におけるボイド率など、RIA 時の熱水力過渡挙動に関するデータを取得した<sup>6</sup>(図 5-3)。さらに、Post-BT 現象の詳細データを得るため、実機と同様な高圧で液滴伝達と熱伝達を同時計測可能な単管試験装置を製作した<sup>7</sup>(図 5-4)。この他、安全余裕の定量化に関連し、JMTR で照射下沸騰熱伝達改善確認実験を行い、低圧条件ではあるが、放射線誘起表面活性(RISA)効果によって限界熱流束(CHF)が向上することを確認した<sup>8</sup>(図 5-5)。

### (3) ソースターム評価手法の開発<sup>9</sup>

格納容器内のヨウ素の化学的挙動は、シビアアクシデント晩期におけるソースターム評価における重要な不確かさ要因である。これに関する放射線照射下実験(図 5-6)を 18 年度に開始するため、既設の小型ガンマ線照射装置の線源更新作業を進めるとともに、<sup>131</sup>I をトレーサとして使用するガス状ヨウ素分析装置の導入、予備実験によるガス状ヨウ素量の検出能力確認等を行った。実験条件の参考とするため、シビアアクシデントコード THALES や線量評価コード QAD を用いて BWR 格納容器内の線量率などを評価し、さらに、ヨウ素化学解析コードの開発に着手した。

## 5.5 成果の活用

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てることができる。

OECD/NEA ROSA プロジェクトは、高精度な熱水力安全評価手法の整備に役立つとともに、熱水力安全研究における世界的研究拠点としての国際的貢献に役立つ。

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。

## 6. 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

### 6.1 研究の位置付け

高経年機器の健全性確認に資するため、放射線による材料劣化挙動の機構論的な経年変化予測手法を整備すると共に、確率論的破壊力学解析手法を整備する。

### 6.2 設定目標

材料劣化現象の解明と高経年化評価に関する手法開発として、放射線場における材料

<sup>6</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「高度化軽水炉燃料安全技術調査」

<sup>7</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「軽水炉高精度熱水力安全評価技術調査」

<sup>8</sup> 経済産業省資源エネルギー庁からの公募事業「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( )」

<sup>9</sup> (独)原子力安全基盤機構からの受託事業「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 = 」

劣化の機構解明と予測評価手法の高度化、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、確率論的破壊力学(PFM)解析に基づく構造健全性評価手法の確立、及び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評価手法(定期安全レビュー、リスク評価等)の提案を行う。

### 6.3 進め方

表 6-1 に示す様に、放射線による材料劣化の機構及び予測評価手法を対象とした材料経年劣化研究、及び PFM 解析手法の整備を中心とした構造健全性評価研究の2テーマに分類して実施する。原子力機構内で本研究を効率的に進めるため、安全研究センター機器・構造信頼性評価研究グループが中心となり、材料経年劣化研究では、原子力基礎工学研究部門、システム計算科学センター、施設管理部門(原子力科学研究所 ホット試験施設管理部、大洗研究開発センター 材料試験炉部)と連携を図りつつ実施する。

研究遂行に必要な予算として、原子力安全・保安院及び JNES からの外部資金を獲得して安全規制に貢献する試験研究を進めると共に、基盤となる技術の維持や高度化のために必要な試験研究については一般会計運営費交付金により実施する。

### 6.4 17 年度の成果

#### (1) 原子炉压力容器鋼の JMTR 照射材の粒界破面分析と破壊靱性評価<sup>10</sup>

中性子照射を受けた原子炉压力容器鋼の粒界破壊に対する破壊靱性評価法を整備するため、JMTR で中性子照射を行った試験片についてリンの照射誘起偏析に関する粒界破面分析を行うとともに、JMTR ホットラボにおいて中性子照射後の破壊靱性試験を終了した。これらの試験を通して、中性子照射に伴う粒界へのリンの偏析挙動に関するデータを取得するとともに、従来へき開破壊に適用可能であった破壊靱性マスターカーブ法について、中性子照射後の粒界破壊に対する適用性を明らかにし、報告書として取りまとめを行った。(図 6-1)

#### (2) 原子炉压力容器の標準的 PFM 解析手法<sup>11</sup>

原子炉压力容器の加圧熱衝撃(PTS)事象に対する PFM 解析コード PASCAL の整備、及び配管溶接部に対する PFM 解析コードの基本プログラム開発を進めた。このうち、原子炉压力容器については、非破壊検査評価機能や入出力機能の改良等の整備を終了して PASCAL ver.2 とするとともに、本コードを利用した PTS 時における破壊確率評価のための標準的 PFM 解析手法を取りまとめた。(図 6-2)

#### (3) 地震時における経年配管の構造健全性評価手法

<sup>10</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「確率論的構造健全性評価技術調査」

<sup>11</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「確率論的構造健全性評価技術調査」

高経年化機器の健全性確認に資するため、PFM 解析手法及び断層モデルを用いた地震動評価法の整備を行い、地震時における経年配管の構造健全性評価手法に関する研究論文をとりまとめた。また、開発を完了した一連の地震時配管信頼性解析コード(地震ハザード評価コード SHEAT-FM、応答解析コード RESP、経年配管 PFM 解析コードシリーズ PASCAL-SC, -EQ, -EC)を、原子力機構プログラム等検索システム PRODAS に公開登録した。(図 6-3)

#### (4) その他の試験研究

原子炉圧力容器鋼を模擬したモデル合金 2 種類について、イオン照射研究施設 (TIARA)において電子線照射試験を実施し、電気抵抗変化率のデータを取得し、照射損傷機構に関する知見を得た。さらに、中性子照射脆化の非破壊検出手法に関して、原子炉圧力容器鋼 2 種類と比較用の純鉄の JMTR 照射材について、JMTR ホットラボにおいて取得した磁氣的性質及び機械的性質の変化に関するデータの分析を進めた。

### 6.5 成果の活用

原子炉圧力容器の PFM 解析手法、破壊靱性評価手法及び照射脆化予測評価手法については、平成 18 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等への活用を図る。

PRODAS への公開登録手続きを行った経年配管 PFM 解析コードについては、平行して JNES との安全解析コード相互利用協定に基づき、JNES からの入手申込に対応した。今後も引き続き、実機 PFM 解析や安全解析への適用に向けた技術的支援を行う予定である。

日本機械学会におけるまた、「維持規格欠陥評価法」の妥当性確認、リスクベース検査に関する規格策定へ向けて、確率論的構造健全性評価手法の技術基盤を提供する。

## 7. 核燃料サイクル施設の臨界安全性及び事故時放射性物質の放出・移行

### 7.1 研究の位置付け

再処理施設や MOX 燃料加工施設などの核燃料サイクル施設の安全審査のための基準の高度化や臨界等の異常事象の発生防止や影響緩和に係わる安全評価に資するため、高精度の臨界安全評価手法、燃焼度クレジット評価手法等を整備すると共に、火災・爆発・臨界事故時の放射性物質の放出・移行特性等の基礎データを取得する。

### 7.2 設定目標

核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、臨界事故等に関する実験データを蓄積し、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や中間貯蔵施設の安全基準整備に資するため、燃焼度クレジット評価手法、臨界管理手法及び臨界安全データベースを整備する。さらに、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。

### 7.3 進め方

核燃料サイクル施設安全に関する中核的研究施設として燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)等の試験施設を活用し、規制行政庁等からの事業を積極的に受託して安全規制に直接的に貢献する研究を進める。また、透明性に留意しつつ大学や民間との研究協力を進め、学協会での標準策定にも貢献する。国際貢献及び研究の効率的進展を図るため、OECD/NEA の臨界安全実験データ評価計画等に参加すると共に、仏国放射線防護原子力安全研究所(IRSN)との国際協力を推進する。

### 7.4 17 年度の成果

#### (1) 再処理溶解工程に関する臨界実験データの蓄積

実験データの蓄積と高精度臨界安全評価手法の整備に関しては、定常臨界実験装置 STACY(図 7-1)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 Eu の反応度値データを取得し、高精度の臨界安全評価手法の検証に必要な臨界ベンチマークデータを蓄積した。(図 7-2)

また、使用済燃料の輸送や中間貯蔵施設の安全基準に係る燃焼度クレジット評価手法整備に関しては、ベツノウ1号機(スイス)のMOX燃料照射後試験データを用いて、燃焼解析コードSWAT2がMOX燃料についてもウラン燃料と同等の精度で核種生成量を評価できることを確認し、燃焼度クレジットを考慮した安全基準整備に必要なコードシステムの開発に向けた検証を行った。(図 7-3)

#### (2) MOX 燃料加工施設臨界事象の評価解析<sup>12</sup>

MOX 燃料加工施設の臨界事故安全評価に関して、燃料粉体の流動特性の解析を行うと共に、MOX 粉末混合器で想定される MOX 粉末、ウラン粉末、及び添加剤として投入されるステアリン酸亜鉛粉末の 3 種類の粒子の混合に対する臨界事象解析コードを開発し、臨界事象を仮想した評価に適用できることを確認し、その適用範囲は添加剤が融解する反応度 0.1 \$ から急激に熱分解する反応度 3 \$ までであることを示した。(図 7-4)

#### (3) 燃料サイクル施設の事故時放出・移行評価に関する研究

MOX 燃料加工施設における火災時放射性物質放出・移行特性に関する研究<sup>13</sup>では、計画通り試験装置の整備を終了し、グローブボックスパネル構成材料(ポリカーボネート、アクリル)の熱分解特性データを取得し、グローブボックス火災時の放射性物質閉じ込め機能の経時変化の解析評価モデルの開発やグローブボックスの保守管理技術基準の整備に必要な基礎的な熱分解反応の実験データを蓄積した。(図 7-5)

<sup>12</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「MOX 燃料加工施設安全技術調査等(臨界事故安全評価等調査)」

<sup>13</sup> (独) 原子力安全基盤機構からの受託事業「MOX 燃料加工施設火災時ソースターム試験」

再処理施設における事故時放射性物質放出・移行特性に関する研究では、抽出有機溶媒(TBP、ドデカン)の燃焼に伴う煤煙の粒子径分布及び煤煙発生量の実験データを取得し、事故時放射性物質の閉じ込め機能の解析コードの開発・検証に必要な実験データを蓄積した。(図 7-6)

## 7.5 成果の活用

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ついて最新の実験データ及び解析的な知見に基づいた評価手法により、安全審査及び後続規制に対する技術的知見としての活用が期待される。

火災時の放射性物質放出・移行特性に関する成果については、物質の燃焼特性と放射性物質及び煤煙の放出特性を相互に関連付けた評価モデルを構築することで、安全審査及び後続規制における技術的知見としての活用が期待される。また、施設で使用される可燃性物質の詳細な熱的特性データを整備することでグローブボックス保守管理に係る技術基準の整備への活用が期待される。

## 8. 放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価に関する研究

### 8.1 研究の位置付け

放射性廃棄物処分の安全規制の基本的考え方の策定に資するため、廃棄物の種類及び処分方法に応じた安全評価手法を整備する。また、基準策定に資するための試算等を行う。原子力施設の廃止措置にかかる規制のあり方の策定に資するため、被ばく評価手法及び廃止措置に係る検認手法を整備する。

### 8.2 設定目標

低レベル放射性廃棄物のうち、炉内構造物等廃棄物の処分(余裕深度処分)については事業申請(H19 頃)に対応できるよう安全評価手法を整備する。その後処分の基本的考え方の検討が予定されている TRU 廃棄物及びウラン廃棄物については、クリアランスレベル及び処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な評価手法を整備し、解析を行う。

高レベル放射性廃棄物の地層処分に対する長期的安全評価手法を整備する。また、平成 20 年代前半の精密調査地区選定に合わせて策定される安全審査基本指針の必要事項を検討する。

廃止措置に関しては、2005 年に施行されたクリアランス制度及び新しい廃止措置制度の実施のために、被ばく評価手法の開発並びに廃止措置終了に係る制度の検討及び検認手法の整備を行う。

### 8.3 進め方

放射性廃棄物処分に関しては、人工バリア及び天然バリアの時間的・空間的変動を考慮できる長期安全評価手法の整備、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、並びに広域地下水流動に関する研究を、原子力安全・保安院からの特会受託事業2件において実施する。余裕深度処分については一部特会運営費交付金事業として行う。

廃止措置に関しては、発電用原子炉及びサイクル施設を対象にしたそれぞれの原子力安全・保安院からの特会委託事業において実施する。

研究は安全研究センターが実施し、処分に関しては東海研究開発センター原子力科学研究所の NUCEF, WASTE, STEM などの施設を使用して研究を行う。また、必要に応じて核燃料サイクル工学研究所の QUALITY 及び ENTRY も活用する。

処分の安全評価に資する基礎的研究について、「連携重点研究制度」において大学及び民間企業と連携する。

機構内では、高レベル放射性廃棄物に関して地層処分研究開発部門、低レベル放射性廃棄物に関してバックエンド推進部門、廃止措置に関して同じくバックエンド推進部門と、また、他機関では産業技術総合研究所深部地質環境研究センターと情報交換を行う。

#### 8.4 17 年度の成果

##### (1) 広域地下水流動解析手法の検討<sup>14</sup>

広域にわたる地下水流動メカニズムの解明のために、堆積岩が広く分布する千葉県養老川流域を対象に、水文データからの水収支解析から地下水流動状況を把握すると共に、水質・水温分布、酸素・水素同位体比分析、<sup>14</sup>C 年代測定による地下水賦存状況を解析し、水平方向距離にして 50 km、深度として 3 km 程度の広域地下水流動モデルを作成した。この結果より、同地域における涵養・流出機構の概要を捉えることができた。また、我が国の主要な地下水流動場を対象として、広域地下水流動の特徴・概要及び地下水流動を調査する技術に関する情報を、規制研究支援のための広域地下水流動データベース(1次版)としてまとめた。(図 8-1)

##### (2) ベントナイト緩衝材の長期性能評価手法の検討<sup>15</sup>

廃棄体及び処分場で使用されるセメント系材料が地下水との反応により溶解/変質し、溶出したアルカリ成分がベントナイト系緩衝材を変質/劣化させて、緩衝材に期待するバリア機能である止水性能を低下させる可能性がある。止水性能の長期的変動を予測するために、緩衝材構成鉱物の溶解や拡散挙動に関する実験データを得ると共に、緩衝材の変質現象を物質移動と地球化学反応との連成で解析する計算コード MC-BENT を開発・整備した。(図 8-2)

##### (3) 廃止措置のための放射線業務従事者被ばく評価手法の検討<sup>16</sup>

これまでに整備した平常時及び事故時の周辺公衆の被ばく線量を評価する計算コード

<sup>14</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「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」

<sup>15</sup> 原子力安全・保安院からの受託事業「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」

<sup>16</sup> 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」

DecDose の機能を拡張し、廃止措置の進捗に伴う適用工法や作業内容の変化を反映した放射線業務従事者の被ばく線量評価コードの開発に着手した。作業エリアを大強度エリア(原子炉周辺)、単独エリア及び連結エリアに分類し、それぞれの解体作業の特徴を反映した線量当量率評価モデルを作成した。(図 8-3)

## 8.5 成果の活用

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も資する。余裕深度処分に関しては、整備中の安全評価手法を平成 19 年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る。また、その後は、TRU 廃棄物及びウラン廃棄物の処分の基本的考え方の検討が予定されており、整備中のクリアランスレベル及び処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な評価手法を用いて解析を行い、基準値策定の検討に資する。

廃止措置に関しては、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、整備中の放射線業務従事者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共に、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。

## 9. 関係行政機関への協力

### 9.1 位置付け

安全基準、安全審査指針類の策定等に関し、原子力安全委員会や関係する規制行政庁への科学的データの提供等を行う。また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関しても、関係行政機関等からの個々具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。

### 9.2 設定目標

原子力施設の性能目標、リスク情報を活用した安全規制の導入、放射性廃棄物処分・廃止措置等に関する指針・基準類の検討等に最新の安全研究成果を適時に提供する。原子力安全委員会、原子力安全・保安院の各種委員会、並びに OECD/NEA や IAEA 等の国際機関の活動等に協力する。原子力施設等の事故・故障時には、緊急時対応、原因究明、対応策等について専門家の派遣や技術的支援を行う。

### 9.3 進め方

原子力安全委員会や関係する規制行政庁と緊密に連携すると共に、JNES、原子力機構内の研究開発部門及び施設管理部門と有機的に連携して安全規制からのニーズに迅速に対応できる体制を構築する。また、重点安全研究の成果をもとに行う規制支援の中立性・



透明性を確保するため、成果を積極的に公開すると共に、外部の専門家・有識者で構成される「安全研究審議会」において、安全研究の実施計画、成果及び規制への反映状況の評価を受ける。

#### 9.4 17年度の成果

##### (1) 原子力安全委員会や規制行政庁への科学的データの提供

軽水炉の性能目標案及び性能目標を導出する際の技術情報を取りまとめ、原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標検討分科会の審議のために提供した。また、炉心構造物等廃棄物の余裕深度処分について、地下水移行シナリオに関する被ばく線量評価の試算結果を原子力安全委員会低レベル放射性廃棄物埋設分科会の審議のために提供した。さらに、原子力安全・保安院によるクリアランス制度に基づく原子力発電所等の廃止措置の安全審査に備え、評価対象とすべき放射性核種の選択、評価単位の設定、放射能濃度の偏りの取扱い等に関する判断材料となる科学的データを提供した。

##### (2) 関係行政機関等への人的貢献

原子力安全委員会の原子炉安全専門審査会、核燃料安全専門審査会、原子力安全基準・指針専門部会、安全目標専門部会、原子炉施設等防災専門部会、緊急技術助言組織等の委員会等に出席した。また、原子力安全・保安院の原子力安全・保安部会、及びその下に設けられた原子炉安全小委員会、検査の在り方に関する検討会、高経年化対策検討委員会、リスク情報活用検討会、核燃料サイクル安全小委員会、廃棄物安全小委員会、廃止措置安全小委員会等の委員会等に出席した。その他、OECD/NEA、IAEA等の国際機関の委員会等に出席した。

##### (3) 事故・故障の原因究明のための調査等の協力

原子力安全・保安院の要請に基づき、東京電力(株)福島第一原子力発電所6号機において発生したハフニウム板型制御棒のひび及び破損の原因究明に関する調査協力をJNESと協力して実施した<sup>17</sup>。

---

<sup>17</sup>(独)原子力安全基盤機構からの受託調査「東京電力(株)福島第一原子力発電所6号機制御棒の損傷に関する調査研究」

発表資料一覧（平成 17 年 4 月～18 年 3 月）

1. リスク評価、原子力防災に関する研究

雑誌掲載論文：

- 1) T. Homma, K. Tomita and S. Hato, “Uncertainty and Sensitivity Studies with the Probabilistic Accident Consequence Assessment code OSCAAR,” *Nuclear Engineering and Technology*, **37**(3), 245 (2005).
- 2) K.M. Thiessen, T. Homma, et al., “Model Testing using Data on <sup>131</sup>I Released from Hanford,” *Journal of Environmental Radioactivity*, **84**, 211 (2005).
- 3) K.M. Thiessen, T. Homma, et al., “Model testing using data on <sup>137</sup>Cs from Chernobyl fallout in the Iput River catchment area of Russia,” *Journal of Environmental Radioactivity*, **84**, 225 (2005).
- 4) A. Hidaka, T. Kudo, J. Ishikawa, and T. Fuketa, “Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **42**(5), (2005).
- 5) Y. Watanabe, K. Muramatsu and T. Oikawa, “Seismic Capacity Evaluation of a Group of Vertical U-tube Heat Exchanger with Support Frames for Seismic PSA,” *Nuclear Engineering and Design*, **235**(23), 2495 (2005).
- 6) 梅本通孝, 熊谷良雄, 石神務, 村松健, “兵庫県南部地震後の神戸市東灘区 LP ガス漏洩事故による住民避難”, *地域安全学会論文集 7*, 341 (2005).

技術報告書：

- 7) 波戸真治, 本間俊充, “原子炉事故時放射線影響解析で用いるための内部被曝線量係数”, JAERI-Data/Code 2005-006, (2005).
- 8) 佐藤宗平, 梅本通孝, 本間俊充, “原子力災害時の一次集合に要する移動距離分布の推定”, JAERI-Data/Code 2005-009, (2005).
- 9) 石川淳, 村松健, 坂本亨, “THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系統的なソースターム解析”, JAERI-Research 2005-021, (2005).
- 10) 真弓正美, 森山清史, 村松健, “ROAAM 法の適用による BWR のモード格納容器破損確率に評価に関する研究”, JAEA-Research 2006-022, (2006).

国際会議：

- 11) H. Tamaki, K. Yoshida, N. Watanabe, K. Muramatsu, “Hazard Analysis Approach with Functional FMEA in PSA Procedure for MOX Fuel Fabrication Facility,” *Proc. of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Analysis, PSA 05*, San Francisco, USA, Sept.16-20, 2005, 478 (2005).
- 12) H. Tamaki, Y. Hamaguchi, K. Yoshida, K. Muramatsu, “Present Status of PSA Methodology Development for MOX Fuel Fabrication Facilities,” *Proc. of The 7th International Conference GLOBAL 2005, Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability*, Tsukuba, Japan, Oct. 9-13, 2005, Paper No. 269

(2005).

口頭発表:

- 13) 玉置等史, “MOX 燃料加工施設の確率論的安全評価に関する研究,” 日本原子力産業会議原子動力研究会原子力安全グループ定例研究会, 東京 (2005).
- 14) 佐藤宗平, 本間俊充, 梅本通孝, “原子力災害時の一時集合に要する移動距離分布の推定,” 日本保健物理学会第 39 回研究発表会, 青森県六ヶ所村 (2005).
- 15) 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 甲状腺負荷量の推定,” 同上.
- 16) 本間俊充, “環境影響の不確かさ・感度解析,” 日本原子力学会 2005 年秋の大会, 八戸 (2005).
- 17) 濱口義兼, “MOX 燃料加工施設の確率論的安全評価実施手順の開発( ) - 管理計算機システムの信頼性評価手法の検討 -,” 日本原子力学会 2006 年春の年会, 大洗 (2006).

受託事業報告書:

- 18) 経済産業省特会, 平成 17 年度 MOX 燃料加工施設安全技術調査等(確率論的安全評価等調査)調査報告書, 平成 18 年 3 月, 日本原子力研究開発機構.
- 19) 内閣府受託報告書, 米国等における防災体制の調査・分析, 平成 18 年 3 月, 日本原子力研究開発機構.
- 20) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, MOX 燃料加工施設 PSA 手順のウラン加工施設 ISA への反映に関する調査, 平成 18 年 2 月, 日本原子力研究開発機構 安全研究センター.
- 21) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, 核燃料加工施設での事故評価に関する調査, 平成 18 年 3 月, 日本原子力研究開発機構 安全研究センター.
- 22) (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 18 年 2 月, 日本原子力研究開発機構 安全研究センター.
- 23) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, 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 18 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:

- 24) 村松健, “レベル 2 PSA における事故シナリオとソースタームの知見について”, 原子力安全委員会安全目標専門部会第 5 回性能目標検討分科会, 平成 17 年 5 月 25 日.
- 25) 村松健, “性能目標の指標について - LERF の利点・問題点・代替案 -”, 原子力安全委員会安全目標専門部会第 6 回性能目標検討分科会, 平成 17 年 6 月 24 日.
- 26) 本間俊充, “原子力災害への対応に関する動向等の調査”, 原子力安全委員会第 11 回原子力施設等防災専門部会, 平成 17 年 7 月 22 日.
- 27) 本間俊充, “性能目標指標値と技術的課題の検討”, 原子力安全委員会安全目標専門部会第 7 回性能目標検討分科会, 平成 17 年 8 月 26 日.
- 28) 村松健, “PSA 結果の国際比較について”, 原子力安全委員会安全目標専門部会第 8

回性能目標検討分科会,平成 17 年 10 月 25 日 .

- 29) 本間俊充, “「米国等における防災体制の調査・分析」について”, 原子力安全委員会 第 11 回原子力施設等防災専門部会, 平成 18 年 3 月 13 日 .
- 30) 本間俊充, “防災指針の技術的・専門的事項について”, 原子力安全委員会原子力施設等防災専門部会第 1 回防災指針検討ワーキンググループ, 平成 18 年 3 月 29 日 .

## 2. 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価

### 雑誌掲載論文:

- 1) A. Hidaka, T. Kudo, J. Ishikawa, *et al.*, “Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **42**[5], 451 (2005).
- 2) M. Suzuki, H. Saitou, T. Fuketa, “Analysis on Split Failure of Cladding of High Burnup BWR Rods in Reactivity-Initiated Accident Conditions by RANNS Code,” *Nucl. Eng. Design*, **236**, 128 (2006).

### 技術報告書:

- 3) 宇田川, 永瀬, 更田, “冷却材喪失事故時の被覆管延性低下に及ぼす冷却時温度履歴の影響”, JAERI-Research 2005-020, (2005).
- 4) 富安, 杉山, 中村, 他, “反応度事故条件下における PCMI 破損の駆動力及び破損限界に及ぼす被覆管水素脆化の影響”, JAERI-Research 2005-022, (2005).
- 5) M. Suzuki, “Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-6 (Ver. 1) - detailed Structure and User Manual”, JAEA-Data/Code 2005-003, (2005).
- 6) T. Fuketa, “Summary of Fuel Safety Research Meeting”, JAEA-Review 2006-004, (2006).
- 7) 燃料安全評価研究グループ, “Summary of Fuel Safety Research Meeting 2005, March 2-3, 2005, Tokyo,” JAEA-Review 2006-0004, (2006)

### 国際会議:

- 8) T. Yamaji, Y. Ishiwatari, J. Lui, (M. Suzuki), *et al.*, “Rationalization of the Fuel Integrity Criteria for the High Temperature Supercritical-Pressure Light Water Reactor,” *Proc. of ICAPP05*, Seoul, Korea, May, ICAPP 05, (2005).
- 9) M. Suzuki, H. Saito, T. Fuketa, “RANNS Code Analysis on the Local Mechanical Conditions of Cladding of High Burnup Fuel Rods under PCMI in RIA-Simulated Experiments in NSRR,” *Proc. of 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting*, Kyoto, Japan, October 2-6, 2005, 579 (2005).
- 10) T. Kudo, A. Hidaka, T. Fuketa, “VEGA; An Experimental Study of Radionuclides Release from Fuel under Severe Accident Conditions,” *Proc. of 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting*, Kyoto, Japan, October 2-6, 2005, 883 (2005).
- 11) T. Fuketa, T. Sugiyama, H. Sasajima, *et al.*, “NSRR RIA-Simulating Experiments on High Burnup LWR Fuels,” *Proc. of 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting*,

- Kyoto, Japan, October 2-6, 2005, 633 (2005).
- 12) T. Sugiyama, F. Nagase, T. Fuketa, "Modification of ring Tensile Test for LWR Fuel Cladding," *Proc. of 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting*, Kyoto, Japan, October 2-6, 2005, 912 (2005).
  - 13) F. Nagase, T. Fuketa, "Embrittlement and Fracture Behavior of Pre-hydrated Cladding under LOCA Conditions," *Proc. of 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting*, Kyoto, Japan, October 2-6, 2005, 668 (2005).
  - 14) T. Fuketa, T. Sugiyama, F. Nagase, "RIA- and LOCA-simulating Experiments on High Burnup LWR Fuels," *Proc. of IAEA Technical Meeting on Fuel Behaviour Modeling under Normal, Transient and Accident Conditions, and High Burnup*, Kendal, U.K., September, 2005, (2005).
  - 15) T. Nakamura, T. Fuketa, F. Nagase, *et al.*, "Behavior of High Burnup Fuels under RIA and LOCA Conditions," *Proc. of the 2005 Enlarged Halden Programme Group Meeting*, Lillehammer, Norway, October, 2005, CD-ROM (2005).
  - 16) T. Kudo, T. Nakamura, M. Kida, *et al.*, "Enhancement of Cesium Release from Fuel due to Fuel Oxidation and Dissolution under Severe Accident Conditions," *Proc. of Technical Meeting on Severe Accident and Accident Management*, Tokyo, Japan, March 14-16, 2006, CD-ROM (2006).
  - 17) M. Kida, T. Kudo, T. Nakamura, *et al.*, "Radionuclide Release from UO<sub>2</sub> and MOX Fuel under Severe Accident Conditions," *Proc. of Technical Meeting on Severe Accident and Accident Management*, Tokyo, Japan, March 14-16, 2006, CD-ROM (2006).
  - 18) M. Amaya, "Study on HTGR Fuel Behavior during Reactivity Insertion Event," *Workshop on Irradiation and PIE*, Cadarache, France, January, 2006, (2006).
  - 19) T. Fuekta, "Fuel Safety Research at JAEA," *Fuel Safety Research Meeting*, Kyoto, Japan, October 5-6, 2005, (2005).
  - 20) T. Sugiyama, "High Burnup Fuel Behavior under RIA Conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Kyoto, Japan, October 5-6, 2005, (2005).
  - 21) M. Suzuki, "Development of RANNS Code for Analysis of High Burnup Fuel Behavior in Accident Conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Kyoto, Japan, October 5-6, 2005, (2005).
  - 22) F. Nagase, "Recent Results on High Burnup Fuel Behavior under RIA Conditions," *Fuel Safety Research Meeting*, Kyoto, Japan, October 5-6, 2005, (2005).
  - 23) J. Nakamura, "High Burnup MOX/UO<sub>2</sub> Fuel Irradiation Test in HBWR," *Fuel Safety Research Meeting*, Kyoto, Japan, October 5-6, 2005, (2005).
  - 24) B. Vincent, T. Sugiyama, T. Fuketa, "Clad to Coolant Heat Transfer in NSRR Experiments," *Fuel Safety Research Meeting*, Kyoto, Japan, October 5-6, 2005, (2005).

口頭発表:

- 25) F. Nagase, "Effect of Pre-hydridding on Thermal Shock Resistance of Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of Coolant Accident Conditions," 日本原子力学会 核燃料部会 第 20 回核燃料・夏期セミナー, 山形, (2005).
- 26) 更田, "原研における燃料安全研究の取り組み", 同上.
- 27) 木下, 天谷, "計算科学と炉外実験を組み合わせた燃料材料研究 - 原子炉照射の前に炉外でできること - ", 同上.
- 28) 富安, "水素偏在被覆管を用いた反応度事故時の燃料破損に関する研究", 平成 17 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会, 東海, (2005).
- 29) 宇田川, "LOCA 時被覆管延性低下に及ぼす冷却条件の影響", 同上.
- 30) 富安, 杉山, 笹島, 他, "改良被覆管を備えた高燃焼度 PWR 燃料の反応度事故模擬実験(第 3 報)", 日本原子力学会 2005 年秋の大会, 2005 年 9 月, (2005).
- 31) 天谷, 杉山, 栃尾, 他, "反応度投入事象下での高温ガス炉燃料挙動の研究(1)予備検討", 同上.
- 32) 杉山, 笹島, 池畑, 他, "燃焼度 78GWd/tU の PWR 燃料を用いた反応度事故模擬実験", 同上.
- 33) 山路, 岡, 劉, (鈴木), 他, "スーパー軽水炉(高温超臨界圧軽水冷却炉)(5)異常な過渡変化時の判断基準の合理化", 同上.
- 34) 島田, 中頭, 永瀬, 他, "き裂の発生及び進展に及ぼす析出水素化物の影響", 日本原子力学会 2006 年春の年会, 2006 年 3 月, (2006).
- 35) 永瀬, 濱西, 杉山, 他, "改良リング引張試験結果に基づく被覆管機械特性の評価", 同上.
- 36) 笹島, 中村, 中頭, 他, "反応度事故時の高燃焼度 PWR 燃料からの PF ガス放出", 同上.
- 37) 中村(仁), 中村(武), 細山田, 他, "BWR 出力振動時の燃料挙動", 同上.

#### 受託事業報告書:

- 38) 原子力安全・保安院受託事業「平成 17 年度 高度化軽水炉燃料安全技術調査」報告書、原子力機構、平成 18 年 3 月 .
- 39) 文部科学省受託事業「平成 17 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 18 年 3 月 .

### 3. 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術

#### 雑誌掲載論文:

- 1) M. Suzuki, T. Takeda, H. Asaka and H. Nakamura, "Effects of Secondary Depressurization on Core Cooling in PWR Vessel Bottom Small LOCA Experiments with HPI Failure and Gas in flow," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **43**, 55-64 (2006).
- 2) K. Moriyama, T. Takagi, K. Muramatsu, H. Nakamura and Y. Maruyama, "Evaluation of Ex-Vessel Steam Explosion Induced Containment Failure Probability for Japanese

- LWRs,” *Journal of Nuclear Science and Technology* [to be published] (2006).
- 3) Y. Maruyama, H. Asaka, A. Satou and H. Nakamura, “Single Rod Experiments on Transient Void Behavior during Low Pressure Reactivity Initiated Accidents in Light Water Reactors”, *Nucl. Eng. Des.*, [to be published] (2006).

技術報告書:

- 4) M. Suzuki, T. Takeda, H. Asaka and H. Nakamura, “Experimental Study on Secondary Depressurization Action for PWR Vessel Bottom Small Break LOCA with HPI Failure and Gas Inflow (ROSA- /LSTF test SB-PV-03),” JAERI-Research 2005-014 (2005).
- 5) 柴本泰照, “高温融体中への水ジェットの貫入と直接接触沸騰に冠する研究”, JAERI-Research 2005-016 (2005).
- 6) 長坂秀雄, 丸山結, “シビアアクシデント時放射性物質移行に係る熱流動評価研究専門委員会報告; 現実的な格納容器ソースターム評価への期待”, 日本原子力学会誌, vol.47, 568-570 (2005).
- 7) K. Moriyama, Y. Maruyama, T. Usami and H. Nakamura, “Coarse Break-Up of a Stream of Oxide and Steel Melt in a Water Pool (Contract research),” JAERI-Research 2005-017 (2005).
- 8) M. Suzuki, T. Takeda, H. Asaka and H. Nakamura, “An Experimental Study on Effective Depressurization Actions for PWR Vessel Bottom Small Break LOCA with HPI Failure and Gas Inflow (ROSA - Test SB-PV-04),” JAEA-Research 2006-018 (2006).

国際会議:

- 9) M. Kondo, “Effect of Instability of Vortex Arrangement Behind Circular Cylinder on Lock-In Oscillation,” Proc. 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NUREH-11), France (CD-ROM) (2005).
- 10) Y. Maruyama, H. Asaka, A. Sato and H. Nakamura, “Experimental Study on Transient Void Behavior in Subcooled Water during Reactivity Accidents under Low Pressure Conditions,” Proc. 13th International Conference on Nuclear Engineering (ICON-13), China (2005).
- 11) T. Watanabe, M. Kondo and H. Nakamura, “Numerical Simulation of In-Line and Cross-Flow Oscillations of a Cylinder,” Proc. 13th International Conference on Nuclear Engineering (ICON-13), China (2005).
- 12) Y. Shibamoto, Y. Kukita and H. Nakamura, “Simultaneous Measurement of Fluid Temperature and Phase during Water Jet Injection into High Temperature Melt,” Proc. 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NUREH-11), France (CD-ROM) (2005).
- 13) Y. Shibamoto, H. Nakamura, T. Yonomoto and T. Nishikizawa, “Planning Outline of CHF Experiment for Small-Diameter Tube in Reactor Multiple Irradiation Environment to Be Performed in JMTR,” Proc. International Symposium on Mechanism and Application of Radiation Induced Surface Activation 2005(ISRISA 2005), Tokyo (2005).

- 14) K. Moriyama and H. Nakamura, "A Strategy for the Application of Steam Explosion Codes to Reactor Analysis," Technical Meeting on Severe Accident and Accident Management, Tokyo (2006).

口頭発表:

- 15) 渡辺正, 中村秀夫, "コールドレグ内温度成層化現象の実験及び解析", 日本原子力学会 2005 年秋の大会, 八戸 (2005).
- 16) 丸山結, 中村秀夫, 田原美香, 新井健二, 岡崎利彦, 井上龍介, "横型 PCCS の除熱性能に及ぼすエアロゾル沈着の影響, 1 熱交換器伝熱管内エアロゾル沈着モデルの構築", 同上.
- 17) 佐藤聡, 丸山結, 浅香英明, 中村秀夫, "反応度事故時の過渡ボイド挙動模擬試験, ハンドル体系のボイド率計測手法の開発及び適用", 同上.
- 18) 鈴木光弘, 竹田武司, 浅香英明, 中村秀夫, "PWR アクシデントマネジメントと原子炉計装の役割に関する ROSA - 実験研究", 日本機会学会 2005 年度年次大会, 調布 (2005).
- 19) 近藤昌也, 渡辺正, "ロックイン振動の振幅に及ぼす渦列による外力の位相の影響", 同上.
- 20) 渡辺正, 近藤昌也, "円柱流力振動の数値シミュレーション", 日本機会学会 2005 年度年次大会, 調布 (2005).
- 21) 近藤昌也, "冷却材喪失事故に関する原研における熱水力研究の現状", 同上.
- 22) 森山清史, 丸山結, 宇佐美力, 中村秀夫, "軽水炉シビアアクシデント時の融体ジェット分裂に冠する実験", 日本原子力学会 2006 年春の年会, 大洗 (2006).
- 23) 竹本昌史, 大和田明彦, 大崎秀機, 中村秀夫, "高圧蒸気中の酸素濃度測定装置の開発", 同上.
- 24) 竹田武司, 鈴木光弘, 浅香英明, 中村秀夫, "ROSA/LSTF を用いた PWR 原子炉圧力容器頂部破断 LOCA 実験及び解析", 同上.

受託事業報告書:

- 25) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, 平成 17 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 18 年 3 月, (独)日本原子力研究開発機構.
- 26) 平成 17 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書(過渡ボイド挙動調査分), 平成 18 年 3 月, (独)日本原子力研究開発機構.
- 27) 平成 17 年度軽水炉高精度熱水力安全評価技術調査に関する報告書, 平成 18 年 3 月, (独)日本原子力研究開発機構.

4. 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

雑誌掲載論文:

- 1) 杉野、伊藤、鬼沢、鈴木、"地震動の不確かさを考慮した経年配管の構造信頼性評価



手法の開発”、*日本原子力学会和文論文誌* 4 [4], 233 (2005).

- 2) Y. Nagai, T. Toyama, Y. Nishiyama, M. Suzuki, Z. Tang and M. Hasegawa, “Kinetics of Irradiation-Induced Cu Precipitation in Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels,” *Applied Physics Letters* 87, 261920 (2005).

技術報告書:

- 3) 伊藤裕人、鬼沢邦雄、柴田勝之、”確率論的破壊力学解析コード PASCAL-SC 及び PASCAL-EQ の使用手引き”、JAERI-Data/Code 2005-007, (2005).
- 4) 杉野英治、鬼沢邦雄、鈴木雅秀、”断層モデルによる地震動予測手法を用いた地震ハザード評価コード SHEAT-FM の使用手引き”、JAERI-Data/Code 2005-008, (2005).
- 5) 伊藤裕人、加藤大輔、鬼沢邦雄、柴田勝之、”減肉配管構造信頼性解析コード PASCAL-EC の使用手引き”、JAEA-Data/Code 2006-001, (2006).
- 6) 堤英明、杉野英治、鬼沢邦雄、他、”機器免震有効性評価コード EBISA の使用手引き；応答解析コードの機能”、JAEA-Data/Code 2006-004, (2006).
- 7) 杉野英治、鬼沢邦雄、”大洗鉛直アレー観測地震動の位相特性の分析”、JAEA-Data/Code 2006-005, (2006).

国際会議:

- 8) K. Onizawa, K. Shibata and M. Suzuki, "Development of Stress Intensity Factor Coefficients Database for a Surface Crack of an RPV Considering the Stress Discontinuity between Cladding and Base Metal," *Proceedings of PVP2005, ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference*, Denver, Colorado USA, The American Society of Mechanical Engineers, July 17-21, 2005, PVP2005-71371 (2005).
- 9) K. Onizawa, "Failure Probability Analyses of Nuclear Reactor Components Using Probabilistic Fracture Mechanics," *Proceedings of 2nd International Workshop on Risk-based Engineering*, Nagoya, December 12-13, Japan, The Society of Non-Traditional Technology, 80-86 (2005).

口頭発表:

- 10) 田中和久、鬼沢邦雄、柴田勝之、鈴木雅秀、”肉盛溶接部を考慮した原子炉压力容器内表面き裂に対する破壊力学解析”、日本原子力学会 2005 年秋の大会, 八戸 (2005).
- 11) 鬼沢邦雄、柴田勝之、鈴木雅秀、”軽水炉における高温水エロージョン腐食 - 3 - エロージョン・コロージョンによる減肉の評価 - ”、同上.
- 12) 柴田勝之、鬼沢邦雄、鈴木雅秀、李 銀生、”き裂進展にともなう残留応力の再分布と破壊力学パラメータの弾塑性解析”、*日本機械学会 M&M 材料力学カンファレンス講演論文集*、福岡市、2005 年 11 月、299-300 (2005).
- 13) 柴田勝之、鬼沢邦雄、田中和久、鈴木雅秀、”クラッド降伏条件下における原子炉容器き裂の応力拡大係数推定法: 1. 推定法の提案と既存 FEM 解との比較”、日本原子力学会 2006 年春の年会, 大洗 (2006).
- 14) 田中和久、柴田勝之、鬼沢邦雄、鈴木雅秀、”クラッド降伏条件下における原子炉容器

き裂の応力拡大係数推定法:2. 提案推定法による表面き裂の K 値解と FEM 解との比較”、同上。

受託事業報告書:

- 15) (独)原子力安全基盤機構受託調査「高照射量領域の照射脆化予測(粒界脆化基礎試験と確率論評価手法の調査)」報告書、原子力機構、平成 18 年 2 月。
- 16) (独)原子力安全基盤機構受託調査「配管減肉現象の影響因子とその機構に関する調査」報告書、原子力機構、平成 18 年 3 月。
- 17) (独)原子力安全基盤機構受託調査「原子力施設における事故故障事例の分析調査」報告書、原子力機構、平成 18 年 3 月。
- 18) 原子力安全・保安院受託事業「確率論的構造健全性評価技術調査」報告書、原子力機構、平成 18 年 3 月。

5. 核燃料サイクル施設の臨界安全性及び事故時放射性物質の放出・移行

雑誌掲載論文:

- 1) K. Suyama, H. Mochizuki, "Effect of Neutron Induced Reactions of Neodymium-147 and 148 on Burnup Evaluation," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **42**[7], 661-669 (2005).
- 2) M. Sakai, T. Yamamoto, M. Murazaki, Y. Miyoshi, "Development of a Criticality Evaluation Method Considering the Particulate Behavior of Nuclear Fuel," *Nuclear Technology*, **149**[2], 141-149 (2005).
- 3) T. Yamamoto, Y. Miyoshi, T. Takeda, "Extension of Effective Cross Section Calculation Method for Neutron Transport Calculations in Particle-Dispersed Media," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **43**[1], 77-87 (2006).
- 4) K. Suyama, H. Mochizuki, "Corrections to the  $^{148}\text{Nd}$  Method of Evaluation of Burnup for the PIE Samples from Mihama-3 and Genkai-1 reactors," *Annals of Nuclear Energy*, **33**[4], 335-342 (2006).

技術報告書:

- 5) K. Suyama, "PIE Analysis for Minor Actinide," *2004 核データ研究会, 東海村, 2004 年 11 月 11-12 日*, *Proceedings of the 2004 Symposium on Nuclear Data*, November 11-12, 2004, JAERI, Toaki, Japan, JAERI-Conf 2005-003, (2005).
- 6) 研究炉使用済燃料輸送容器構造検討グループ(奥野浩; 村山洋二; 鬼沢邦雄; 天谷政樹; 山田賢仁; 楠剛; 八木理公; 国府田信之; 菊池博之; 玉井和夫), "研究炉使用済燃料輸送容器の改造必要性について -JRC-80Y-20T 落下衝撃解析結果の検討-", "JAERI-Review 2005-023, (2005).
- 7) H. Abe, S. Tashiro and Y. Morita, "Study on Safety Evaluation for Nuclear Fuel Cycle Facility under Accident Conditions," JAERI-Conf 2005-007, 199-204 (2005).
- 8) S. Tashiro, H. Abe and Y. Morita, "Study on Safety Evaluation for Nuclear Fuel Cycle Facility Under Fire Accident Conditions," JAERI-Conf 2005-007, 348-350 (2005).

- 9) 日本原子力学会「核燃料施設事故影響評価手法調査」特別専門委員会(分担執筆), 「核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査(II)」調査報告書(2006).
- 10) 奥野浩, 高田友幸, 吉山弘, 三好慶典, “評価済み溶解槽模擬臨界実験体系に基づく臨界計算コードのベンチマーク解析,” JAEA-Data/Code 2005-001 (2005).

国際会議:

- 11) K. Tonoike, T. Yamamoto, Y. Miyoshi, "Critical Experiments on Interaction Systems Using STACY and Their Analytical Evaluation," *Proc. of International Symposium NUCEF2005*, Tokai-mura, February 9-10, 2005, (2005).
- 12) K. Suyama, H. Okuno, Y. Miyoshi, "Needs for Development of Criticality Safety Evaluation System," *ibid.*
- 13) S. Watanabe, T. Yamamoto, H. Hirose, K. Izawa, Y. Miyoshi, "Critical Experiments and Their Benchmark Evaluations on STACY Heterogeneous Core , " *ibid.*
- 14) Y. Yamane, T. Yamamoto, Y. Miyoshi, "International Comparison of Criticality Accident Evaluation Methods - Evaluation Plan of Super-critical Benchmark Based on TRACY Experiment - , " *ibid.*
- 15) Y. Okuda, M. Murazaki, Y. Miyoshi, "Ambient Dose Assessment around TRACY Using Deterministic Methods," *ibid.*
- 16) H. Okuno, K. Suyama, H. Yoshiyama, K. Tonoike, Y. Miyoshi, "Preparation of Data for Criticality Safety Evaluation of Nuclear Fuel Cycle Facilities," *ibid.*
- 17) T. Yamamoto, Y. Yamane, Y. Miyoshi, "Development of Criticality Accident Analysis Methods for MOX Fuel Fabrication Facility," *ibid.*
- 18) T. Takada, H. Okuno, Y. Miyoshi, K. Tamura, "Development of a Database System for Hypothetical Criticality Accident Evaluation of MOX Fabrication Plant," *ibid.*
- 19) Y. Nomura, K. Kitao, K. Karasawa, K. Yamada, S. Takahashi, K. Watanabe, H. Okuno, Y. Miyoshi, "Safety Demonstration Analyses at JAERI for Severe Accident during Overland Transport of Fresh Nuclear Fuel," *ibid.*
- 20) S. Takahashi, H. Okuno, K. Yamada, K. Watanabe, NOMURA Yasushi, Y. Miyoshi, "Safety Demonstration Analyses on Criticality for Severe Accident during Overland Transport of Fresh Nuclear Fuel , " *ibid.*

口頭発表:

- 21) 奥野浩, 三好慶典, “二酸化珪素とウランあるいはプルトニウム均質混合体系の未臨界判定図”, 日本原子力学会 2005 年秋の大会, 八戸 (2005).
- 22) 高橋聡, 奥野浩, 三好慶典, “MOX粉末体系の臨界性に対する粒子粒径の影響(2)”, 同上.
- 23) 山本俊弘, 三好慶典, 竹田敏一, “粒子分散系での均質化断面積計算法の多層粒子への拡張”, 同上.
- 24) 阿部仁, 渡邊浩二, 田代信介, 他, “火災時・地震時のグローブボックス閉じ込め性の試験研究(2)-火災時ソースターム評価のための要素試験-”, 日本原子力学会 2006 年春

の年会、大洗（2006）.

- 25) 奥野浩, “ウラン濃縮度及び  $H/^{235}U$  に依存した推定臨界下限値評価のための統計的評価方法の開発”, 同上.
- 26) 渡辺庄一, 外池幸太郎, 吉山弘, 山本俊弘, 井澤一彦, 三好慶典, “STACY による溶液状ウラン燃料の臨界特性に関する試験及び実験(34); 非均質体系(1.5cm ピッチ炉心)での FP 模擬元素の反応度効果”, 同上.
- 27) 蛇川季嗣, 三好慶典他, “濃縮度 5wt%超燃料導入による軽水炉燃料の大幅高燃焼度化のための臨界安全に関する技術開発(1) - フィージビリティ・スタディ - ”, 同上.
- 28) 平岩 宏司, 三橋 偉司, 三好慶典他, 他, “濃縮度5wt%超燃料導入による軽水炉燃料の大幅高燃焼度化のための臨界安全に関する技術開発(2) - 実用化のための技術開発 - ”, 同上.

受託事業報告書:

- 29) 文部科学省特会, 平成 17 年度再処理施設臨界安全技術開発等 再処理施設臨界安全技術開発調査報告書, 平成 17 年 9 月, 日本原子力研究開発機構.
- 30) 経済産業省特会, 平成 17 年度 MOX 燃料加工施設安全技術調査等(臨界事故安全評価等調査) 調査報告書, 平成 18 年 3 月, 日本原子力研究開発機構
- 31) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, 平成17年度再処理施設におけるトラブル事象の解析に関する調査・検討調査報告書, 平成18年2月, 日本原子力研究開発機構.
- 32) (独)原子力安全基盤機構受託報告書, 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.

6. 放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価に関する研究

雑誌掲載論文:

- 1) 稲垣、三ツ井、牧野、石黒、亀井、河村、前田、上野、馬場、油井, “高レベルガラス固化体の性能評価に関する研究 - 現状と信頼性向上にむけて - ”、*原子力バックエンド研究*, 10, 69-83 (2005).
- 2) 前田、馬場、堀田、水野、小澤, “セメント共存下でのスラグの溶解挙動”、*日本原子力学会和文論文誌*, 4(4), 242-247 (2005).
- 3) 前田、馬場、水野、寺門、喜多川、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* (印刷中) (2006).

技術報告書:

- 4) 大島、島田、助川、白石、柳原, “原子炉解体に係る廃止措置費用評価手法の検討”、JAERI-Tech 2005-046 (2005).
- 5) 武田、菅野、佐々木、水無瀬、木村, “ウラン及び TRU 核種を含む放射性廃棄物に対するクリアランスレベル評価コードシステム PASCLR 第2版の開発”、JAEA-Data/Code 2006-003 (2006).
- 6) 水越、大島、島田, “原子力発電所の廃止措置に関する施設特性と廃止措置費用に及ぼす影響評価”、JAERI-Tech 2005-011 (2005).

- 7) 小澤, 前田, 水野, 馬場, 中山, 堀田, “原子力施設の焼却灰の溶融固化に関する検討”, JAEA-Technology 2006-001 (2006).
- 8) 藤原, 森田, “4群群分離プロセスにおける白金族元素群の回収工程において沈殿した Sr の回収方法の検討”, JAEA-Research 2006-003 (2006).
- 9) 藤原, 森田, “Talspeak 法への DIDPA 溶媒適用性の検討”, JAEA-Research 2006-011 (2006).

国際会議:

- 10) T. Tanaka, M. Mukai, S. Nakayama, “Sorption and Migration of Neptunium in Porous Sedimentary Materials,” *Proc. Int. Conf. GLOBAL2005 Nuclear Energy System for Future Generation and Global Sustainability*, Tsukuba, Japan, October 9-13, 2005, CD ROM (2005).
- 11) S. Nakayama, Y. Morita, K. Nishihara, H. Oigawa, “Geologic Disposal of Radioactive Waste in Applying Partitioning-Transmutation Technology to Nuclear Fuel Cycle”, *ibid.*
- 12) T. Yamaguchi, Y. Iida, T. Tanaka, S. Nakayama, “Experimental Study on Uncertainties Associated with Parameters in Long-Term Radionuclide Migration Analysis for Geological Disposal,” *ibid.*
- 13) H. Oigawa, K. Minato, T. Kimura, Y. Arai, S. Nakayama, K. Nishihara, “Present Status and Future Perspective of Research and Development on Partitioning and Transmutation Technology at JAERI,” *ibid.*
- 14) H. Kimura, S. Takeda, M. Munakata, “Probabilistic Evaluation of Uncertainties of Long-Term Impacts through the Computer Code GSRW-PSA, ” *Int. Conf. Safety of Radioactive Waste Disposal*, Tokyo, October 3-7 (2005).
- 15) T. Sawaguchi, T. Kozaki, S. Sato, “Effects of Isotopic Dilution on the Diffusivity of Na<sup>+</sup> in Na-Montmorillonite Determined by Through-Diffusion Method,” *Int. workshop on waste management in Sapporo*, August 29-30, 2005, Sapporo (2005).
- 16) T. Shimada, S. Ohshima, T. Ishigami, S. Yanagihara, “Development of Public Dose Assessment Code for Decommissioning of Nuclear Reactors (DecDose),” *the 11<sup>th</sup> Int. Conf. Environ. Remediation and Radioact. Waste Manage.*, September 4-8, 2005, Glasgow, Scotland (2005).
- 17) Y. Iida, H. Taki, T. Yamaguchi, T. Tanaka, K. Negishi, S. Nakayama, “Data Acquisition on Migration of Radionuclides under Deep Geological Environments,” *Proc. Int. Symp. NUCEF 2005*, JAERI-Conf 2005-043 (2005).
- 18) M. Takazawa, K. Negishi, Y. Sakamoto, M. Akai, T. Yamaguchi, Y. Iida, T. Tanaka, S. Nakayama, “Experimental and Modeling Study to Predict Long-Term Alteration of Bentonite Buffer Materials with Alkaline Groundwater,” *ibid.*
- 19) T. Tanaka, Y. Sakamoto, T. Yamaguchi, M. Takazawa, N. Akai, Y. Iida, S. Nakayama, “Long-term Alteration of Bentonite in Safety Evaluation of Deep Geological Disposal,”

*ibid.*

- 20) T. Mizuno, T. Maeda, T. Banba, “Study on the Barrier Performance of Molten Solidified Waste,” *ibid.*
- 21) M. Mukai, M. Ueda, D. Inada, K. Yukawa, T. Maeda, Y. Iida, “Influences of Groundwater Chemistry on Radionuclide Migration in Natural Barrier - Humic Substances, Highly Alkaline Conditions and Colloids ,” *ibid.*
- 22) K. Ebashi, T. Yamaguchi, T. Tanaka, K. Araki, M. Saitou, “Sampling and Treatment of Rock Cores and Groundwater under Reducing Environments of Deep Underground,” *ibid.*
- 23) T. Yamaguchi, N. Minase, Y. Iida, T. Tanaka, S. Nakayama, “Evaluation of Uncertainty Associated with Parameters for Long-Term Safety Assessment of Geological Disposal,” *ibid.*
- 24) S. Nakayama, T. Tanaka, T. Yamaguchi, “Accomplishment of 10-year Research at NUCEF and Future Development - Waste Disposal Safety Research,” *ibid.*

口頭発表:

- 25) 飯田、川村、山口、田中、中山、“ベントナイト内元素吸着・拡散試験”、日本原子力学会 2005 年秋の大会、八戸 (2005)。
- 26) 前田、水野、小澤、馬場、堀田、“溶液中でのスラッグの飽和度に関する検討”、同上。
- 27) 根岸、神野、前田、山口、飯田、田中、中山、“地下水成分によるセメント系材料の変質挙動に関する検討”、同上。
- 28) 四辻、武田、木村、“ガラス固化体のパラメータ時間変動に起因した不確かさ解析”、同上。
- 29) 水越、助川、石神、柳原、“核燃料サイクル施設の廃止措置における安全重要課題の検討( )”、同上。
- 30) 長澤、武田、木村、塩崎、“温泉開発におけるボーリングの頻度特性”、日本原子力学会 2006 年春の年会、大洗 (2006)。
- 31) 島田、大島、石神、“廃止措置における周辺公衆被ばく線量評価プログラムの開発(IV)”、同上。
- 32) 長澤、木村、武田、“我が国の地殻変動の基本的性質 - 通常の動きと一時的な動き - ”、日本地震学会 2005 年秋季大会、札幌 (2005)。
- 33) 花谷、長澤、宗像、木村、塩崎、今井、“緩慢な地下水流速に関する一考察”、日本地下水学会 2005 年秋季講演会、青森 (2005)。
- 34) 武田、佐々木、長澤、木村、“余裕深度処分におけるボーリングシナリオの影響解析”、日本原子力学会バックエンド部会夏期セミナーポスター発表、平成 17 年 7 月 28, 29 日、山形 (2005)。
- 35) 佐々木、武田、木村、“ウラン・TRU 廃棄物の余裕深度処分における濃度上限値評価”、同上。

受託事業報告書:

- 36) 原子力安全・保安院受託事業「平成 17 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 18 年 3 月。
- 37) 原子力安全・保安院受託事業「平成 17 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 18 年 3 月。
- 38) 原子力安全・保安院受託事業「平成 17 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。
- 39) 原子力安全・保安院受託事業「平成 17 年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査(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。
- 40) 原子力安全・保安院受託事業平成 17 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)[ウラン・TRU 廃棄物の基準整備に係る調査]」報告書、原子力機構、平成 18 年 3 月。

#### 委員会報告:

- 41) 日本原子力研究開発機構安全研究センター、“典型的な評価シナリオを用いた隆起・浸食に伴う線量の試算”、原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会低レベル放射性廃棄物埋設分科会(第3回)、資料埋分第 3-3 号(2005)。
- 42) 日本原子力研究開発機構 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“核種移行挙動評価の信頼性向上に関する研究”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月 (2006)。
- 43) 日本原子力研究開発機構 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“長期安全性評価における不確かさの研究”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月 (2006)。
- 44) 日本原子力研究開発機構 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“RI・研究所等廃棄物処分の安全解析”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月 (2006)。
- 45) 日本原子力研究開発機構 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“溶融固化体のバリア性能に関する研究”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月(2006)。
- 46) 日本原子力研究開発機構 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”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月 (2006)。
- 47) 日本原子力研究開発機構 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月 (2006)。
- 48) 日本原子力研究開発機構 廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ、“TRU核種を含む放射性廃棄物処分の安全評価の信頼性向上に向けたデータ及び評価手法の整備”、放射性廃棄物安全研究年次計画研究成果報告集、原子力安全委員会、平成18年3月 (2006)。