



JAEA-Evaluation

2019-001

DOI:10.11484/jaea-evaluation-2019-001

平成 30 年度 研究開発・評価報告書
研究開発課題「原子力安全規制行政への技術的支援
及びそのための安全研究」
(中間評価)

Assessment Report on Research and Development Activities
for Nuclear Safety Research in FY 2018
(Interim Assessment)

安全研究センター
Nuclear Safety Research Center

安全研究・防災支援部門
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

June 2019

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Evaluation

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2019

平成 30 年度 研究開発・評価報告書
研究開発課題
「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」
(中間評価)

日本原子力研究開発機構
安全研究・防災支援部門
安全研究センター

(2019 年 4 月 18 日 受理)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「機構」という。）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 28 年 12 月 21 日内閣総理大臣決定）、この大綱的指針を受けて策定された「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 29 年 4 月 1 日文部科学大臣最終改定）、機構の「研究開発課題評価実施規程」（平成 17 年 10 月 1 日制定、平成 30 年 3 月 29 日改正）等に基づき、平成 30 年 12 月 26 日に「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」に関する中間評価を安全研究・評価委員会（以下、「評価委員会」という。）に諮問した。

評価委員会は、平成 30 年 12 月 27 日に機構側から研究開発の実績に関する口頭説明を受けた上で、評価委員会において定めた方法に従って評価を実施し、答申書を取りまとめた。機構は、答申書に記載された評価委員会からの要望や改善点に関する意見に対し、その対処方針を策定し、機構の措置として取りまとめた。

本報告書は、評価委員会から提出された評価結果（答申書）、機構の措置及び評価委員会に提出した資料をまとめたものである。

本報告書は、安全研究・評価委員会が「国の研究開発評価に関する大綱的指針」等に基づき実施した評価結果、機構の措置及び評価委員会に提出した資料をまとめたものである。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4

**Assessment Report on Research and Development Activities for Nuclear Safety
Research in FY 2018
(Interim Assessment)**

Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 18, 2019)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) consulted an assessment committee, “Evaluation Committee of Research and Development (R&D) Activities for Nuclear Safety Research”, for interim assessment of Nuclear Safety Research, in accordance with “General Guideline for Evaluation of Government R&D Activities” by Cabinet Office, Government of Japan, “Guideline for Evaluation of R&D in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology” and “Regulation on Conduct for Evaluation of R&D Activities” by JAEA.

In response to the JAEA’s request, the Committee assessed the progress of the R&D project according to guideline, which addressed the rationale behind the R&D project, the relevance of the project outcome and the efficiency of the project implementation during the period of the current plan. As a result, the Committee concluded that the progress of the R&D project is satisfactory.

This report summarizes the result of the assessment by the Committee. In addition, the appendix of the report contains the responses from JAEA on the comments and suggestions by the Committee and the presentation materials submitted to the Committee.

Keywords: Nuclear Safety Research, Evaluation Committee, Interim Evaluation, Assessment

This assessment report presents the result of third-party evaluation conducted based on the “General Guideline for Evaluation of Government R&D Activities” by Japanese Cabinet Office, etc.

目 次

1. 概要	1
2. 安全研究・評価委員会の構成	2
3. 審議経過	3
4. 評価方法	4
5. 評価結果（答申書）	5
付録（日本原子力研究開発機構作成資料）	
付録 1 研究開発課題の中間評価について（諮問）	43
付録 2 安全研究・評価委員会からの意見と機構の措置	47
付録 3 安全研究・評価委員会への提出資料	55

Contents

1. Outline	1
2. The member of Evaluation Committee	2
3. Status of assessment	3
4. Procedure of assessment	4
5. Results of Assessment (Committee Report)	5
Appendices Documents owned by Japan Atomic Energy Agency	
Appendix 1 Consultation Paper	43
Appendix 2 Responses from JAEA on the Comments by Evaluation Committee	47
Appendix 3 Presentation materials submitted from JAEA to Evaluation Committee	55

This is a blank page.

1. 概要

「国の研究開発評価に関する大綱的指針」、この大綱的指針を受けて策定された「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」、機構の「研究開発課題評価実施規程」等に基づき、研究開発課題「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」に対する中間評価を、平成 30 年 12 月 26 日に理事長から評価委員会に諮問した。

評価委員会は、平成 30 年 12 月 27 日に機構から研究開発の実績に関する口頭説明を受けた上で、評価委員会において定めた方法に従って評価を実施した。後日、各委員から評価結果及び意見を記載した評価シートの提出を受け、できるだけ各委員の意見をそのまま生かして記載する形で、事務局とともに取りまとめて答申書とした。

評価委員会による総合評価の結果、「SABCD」の 5 段階評価で「A」の評定を受けた。また、個別研究課題に対する評価としては、特に、材料劣化・構造健全性に関する研究において、破壊靱性に関する試験データや解析で顕著な成果が得られ、アメリカ機械学会や日本電気協会の規格の根拠として用いられるなど、規制基準、学協会規格の整備等に継続的かつ着実に貢献しているとして、8 名中 5 名の委員から「S」評定を受けた。また、リスク評価における解析コードの整備・改良、検証のための独自データの取得に向けた実験準備、原子炉安全性研究炉（NSRR）や大型格納容器試験装置（CIGMA）等の大型装置を用いた実験が着実に実施され、顕著な成果または将来の成果創出に資する知見が得られているなどの高い評価を受けた。なお、材料劣化・構造健全性に関する研究以外の分野及び研究全般については、半数以上の委員が「A」評定とする結果であった。その後、機構は、答申書に記載された要望や改善点に関する意見に対して機構の措置を取りまとめた。

本報告書は、評価委員会から提出された評価結果（答申書）、機構の措置及び評価委員会に提出した資料をまとめたものである。

2. 安全研究・評価委員会の構成

安全研究・評価委員会による評価は、表 2.1 に示す 8 名の委員で実施した。

表 2.1 安全研究・評価委員会 委員名簿

(委員氏名は五十音順。ただし委員長を除く。)

役職	氏名	所属・職位
委員長	藤城 俊夫	一般財団法人高度情報科学技術研究機構 参与
委員	井口 哲夫	国立大学法人名古屋大学大学院 工学研究科 エネルギー理工学専攻 教授
委員	池田 泰久	国立大学法人東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所 名誉教授
委員	宇根崎 博信	国立大学法人京都大学 複合原子力科学研究所 原子力基礎工学研究部門 教授
委員	大川 富雄	国立大学法人電気通信大学大学院 情報理工学研究科 機械知能システム学専攻 教授
委員	曾根田 直樹	一般財団法人電力中央研究所 理事 材料科学研究所長
委員	新堀 雄一	国立大学法人東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻 教授
委員	村松 健	東京都市大学 工学部 客員教授

3. 審議経過

○諮問：平成 30 年 12 月 26 日

○安全研究・評価委員会：平成 30 年 12 月 27 日

・ 機構側からの口頭説明及び質疑応答

○評価結果の取りまとめ：平成 30 年 12 月 27 日～平成 31 年 2 月 28 日

・ 委員長が各委員の評価結果を取りまとめ、全委員の了承を得て答申書を完成

○答申書：平成 31 年 2 月 28 日

4. 評価方法

「平成 30 年度は、第Ⅲ期中長期目標期間（平成 27 年度～令和 3 年度）の 4 年目に当たることから、安全研究センターが中長期計画に基づいて実施している研究活動の中間評価を実施した。評価に当たっては、平成 30 年 12 月 27 日に安全研究・評価委員会を開催し、研究開発の実施状況及び自己評価について機構側から口頭で説明を受けた後、質疑応答を行った。後日、各委員から評価結果及び意見を記載した評価シートの提出を受け、できるだけ各委員の意見をそのまま生かして記載する形で、事務局とともに取りまとめて答申書とした。

なお、評価は「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」を踏まえ、研究開発の進捗状況の妥当性、効果、効用（アウトカム）の暫定的確認、情勢変化に対応した研究開発の目的・目標、進め方等の見直しの必要性（継続、変更、中止等の決定）、研究資金、人材等の研究開発資源の再配分の妥当性等について「必要性」、「有効性」、「効率性」の観点から実施した。評価は、表 3.1 に示した基準に基づいて実施した。

表 3.1 評価の基準

評価の基準	評価
・特に顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。	S
・顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。 (達成度 120%以上)	A
・成果等の創出に向けた着実な進展が認められる。 (達成度 100%以上 120%未満)	B (標準)
・一層の工夫・改善の必要性が認められる。 (達成度 80%以上 100%未満)	C
・抜本的見直しを含め特段の工夫・改善の必要性が認められる。 (達成度 80%未満)	D

5. 評価結果（答申書）

平成31年2月28日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 児玉 敏雄 殿

安全研究・評価委員会
委員長 藤城 俊夫

研究開発課題の評価結果について（答申）

当委員会に諮問 [30原機(全)011] のあった下記の研究開発課題の中間評価について、その評価結果を別紙のとおり答申します。

記

研究開発課題
「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」

This is a blank page.

安全研究・評価報告書

「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」

－中間評価－

2019年2月

安全研究・評価委員会

目次

1.	はじめに	9
2.	安全研究・評価委員会委員名簿	10
3.	評価方法	11
4.	課題別評価結果	12
4. 1	リスク評価及び原子力防災に関する研究	12
4. 2	軽水炉燃料の安全性に関する研究	15
4. 3	軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究	17
4. 4	材料劣化・構造健全性に関する研究	19
4. 5	核燃料サイクル施設の安全性に関する研究	22
4. 6	臨界安全管理に関する研究	25
4. 7	保障措置分析に関する研究	28
4. 8	放射性廃棄物管理の安全性に関する研究	30
4. 9	関係行政機関等への協力	33
4. 10	安全研究全体	35
5.	総合評価結果	40

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「機構」という。）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 28 年 12 月 21 日内閣総理大臣決定）、この大綱的指針を受けて策定された「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 29 年 4 月 1 日文部科学大臣最終改定）、機構の「研究開発課題評価実施規程」（平成 17 年 10 月 1 日制定、平成 30 年 3 月 29 日改正）等に基づき、平成 30 年 12 月 26 日に「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」に関する中間評価を安全研究・評価委員会に諮問した。

これを受けて、安全研究・評価委員会は、本委員会によって定められた方法に従い、平成 27 年 4 月から平成 30 年 9 月までの安全研究センターの運営及び安全研究の実施に関する説明を受けた上で、第Ⅲ期中長期目標期間の研究開発の実施状況について中間評価を行った。

本報告書は、平成 30 年 12 月 27 日に開催された安全研究・評価委員会での討議結果及び各委員による評価シートへの評価結果記載内容に基づき、中間評価を取りまとめたものである。

平成 31 年 2 月 28 日
安全研究・評価委員会
委員長 藤城 俊夫

2. 安全研究・評価委員会委員名簿

安全研究・評価委員会による評価は、表 2.1 に示す 8 名の委員で実施した。

表 2.1 安全研究・評価委員会 委員名簿

(委員氏名は五十音順。ただし委員長を除く。)

役職	氏名	所属・職位
委員長	藤城 俊夫	一般財団法人高度情報科学技術研究機構 参与
委員	井口 哲夫	国立大学法人名古屋大学大学院 工学研究科 エネルギー理工学専攻 教授
委員	池田 泰久	国立大学法人東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所 名誉教授
委員	宇根崎 博信	国立大学法人京都大学 複合原子力科学研究所 原子力基礎工学研究部門 教授
委員	大川 富雄	国立大学法人電気通信大学大学院 情報理工学研究科 機械知能システム学専攻 教授
委員	曾根田 直樹	一般財団法人電力中央研究所 理事 材料科学研究所長
委員	新堀 雄一	国立大学法人東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻 教授
委員	村松 健	東京都市大学 工学部 客員教授

3. 評価方法

平成30年度は、第Ⅲ期中長期目標期間（平成27年度～令和3年度）の4年目に当たることから、安全研究センターが中長期計画に基づいて実施している研究活動の中間評価を実施した。評価に当たっては、平成30年12月27日に安全研究・評価委員会を開催し、研究開発の実施状況及び自己評価について機構側から口頭で説明を受けた後、質疑応答を行った。後日、各委員から評価結果及び意見を記載した評価シートの提出を受け、できるだけ各委員の意見をそのまま生かして記載する形で、事務局とともに取りまとめて答申書とした。

なお、評価は「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」を踏まえ、研究開発の進捗状況の妥当性、効果、効用（アウトカム）の暫定的確認、情勢変化に対応した研究開発の目的・目標、進め方等の見直しの必要性（継続、変更、中止等の決定）、研究資金、人材等の研究開発資源の再配分の妥当性等について「必要性」、「有効性」、「効率性」の観点から実施した。評価は、表3.1に示した基準に基づいて実施した。

表 3.1 評価の基準

評価の基準	評価
・特に顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。	S
・顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。 (達成度 120%以上)	A
・成果等の創出に向けた着実な進展が認められる。 (達成度 100%以上 120%未満)	B (標準)
・一層の工夫・改善の必要性が認められる。 (達成度 80%以上 100%未満)	C
・抜本的見直しを含め特段の工夫・改善の必要性が認められる。 (達成度 80%未満)	D

評価対象は、表3.2に示した8分野の個別研究課題、関係行政機関等への協力及び安全研究全体についてである。

表 3.2 個別研究課題

1. リスク評価及び原子力防災に関する研究
2. 軽水炉燃料の安全性に関する研究
3. 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究
4. 材料劣化・構造健全性に関する研究
5. 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究
6. 臨界安全管理に関する研究
7. 保障措置分析に関する研究
8. 放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

4. 課題別評価結果

4. 1 リスク評価及び原子力防災に関する研究

自己評定： 「A」

委員による評定結果： 「S」1名、「A」7名

【評価意見】

- 個々の評価手法について、コードの整備・改良及び検証のための独自データ取得に向けた実験準備が着実に実施されており、顕著な成果並びに将来の成果創出に資する成果が上げられている。これらの成果は、次期における研究活動の進展に大きく資するものであり、本研究分野における今後の成果の拡充が大いに期待できるものと高く評価する。
- 原子力防災分野において、規制側への研究成果の提供スキームが構築され、目的とアプローチが防災の実務に直接的に結びついており、極めて有用な成果を上げている。
- ソースターム評価手法の高度化に向け、基礎データ整備、要素評価技術の高精度化とシビアアクシデント評価コードの高度化と応用が着実に進展した。また、事故影響評価コードの高度化も並行して進めるとともに、放射線防護に向けた重要な知見も得られ始めた。様々な国産解析コードの整備が進むことは極めて価値が高いと考える。総じて中間段階として十二分の研究進捗と成果が得られていると考える。また、従来のシビアアクシデントコードでは扱えなかった現象を扱えるコードやモデルを開発したことは重要な成果である。
- 現存被ばく状況下での被ばく評価手法の開発、福島県住民の個人線量調査等による被ばく管理に関する知見を取得し、これらを生かした事故影響評価解析等の情報を国、自治体の会合等で提供し、成果の活用を図ったことは大きく評価する。また、福島県住民の安全安心に資するために、住民の内部被ばくを下水汚泥中の核種濃度の変化から評価する新たな手法の開発は、特筆できる顕著な成果と言える。
- 本研究開発は、多様な原子力施設のシビアアクシデントにおけるソースターム評価手法と放射線安全・防災に関連して種々の経路を考慮した公衆被ばくを含む事故影響評価手法の2本柱で構成されている。前者については、東電福島第一原子力発電所事故の知見を生かして、シビアアクシデント解析における核分裂生成物（FP）化学計算や熔融炉心水中落下時の挙動モデルの高度化とともに、データベースの充実に向けたユニークな基礎実験が進められており、当初計画に則った着実な研究進展と有益な成果が創出されつつある。一方、後者においても、確率論的事故影響評価手法、緊急時モニタリング・被ばく線量評価手法、現存被ばく状況下での線量評価手法の3カテゴリーの研究開発で当初計画通りの進展と成果が上げられつつあり、住民の内部被ばくを下水汚泥中の核種濃度の変化から評価する新手法の開発等は、顕著な成果とみなすことができる。
- 再処理施設のソースターム評価手法の整備については、原子炉施設以外の施設を対象としたソースターム評価への拡張を図る研究として評価する。

- ソースターム評価手法、事故影響評価手法ともに、学術論文、国際会議や学会発表等で成果公表が適切に行われるとともに、それらの成果が規制行政、学会活動へ多く活用されている貢献は顕著な成果と評価する。
- 当該研究分野は、東京電力ホールディングス（東電）福島第一原子力発電所事故の経験を最も反映すべき分野であるが、研究活動として重大事故評価に関わる FP 移行挙動データの整備、総合解析コード THALES2 の解析機能強化、熔融炉心／冷却材相互作用（MCCI）解析コード JASMIN の改良等の解析ツールの高度化を進め、リスク評価能力の向上を着実に図っており、目標及び進め方は妥当である。また、FP 挙動や MCCI に係る基礎データ取得のための実験装置の整備にも着手しており、計画は妥当であると考えられる。
- リスク評価及び原子力防災に関する研究におけるデータベースやコードの整備には実験研究が不可欠であり、それらを効果的・効率的に進めるためには国際協力及び機構内連携が必要となる。現在、その協力・連携の体制構築が組織として適切になされている。なお、個々のテーマを見ると、再処理施設のソースターム評価のように安全研究センター内での研究ディビジョンを超える連携もある。

【要望】

- 重大事故におけるリスク評価は原子力防災計画の整備にとっても重要な情報であり、原子力防災支援部門との連携を強化し、リスク評価研究成果の積極的な反映を図ることを期待したい。
- ソースターム評価手法及び事故影響評価手法の両分野の連携強化を図り、シビアアクシデント時の合理的なリスク評価や原子力防災における最適な防護戦略の立案を可能にする技術基盤を構築するという計画目標に対して、確かに技術基盤に相応しい要素技術的な個別成果は認められるものの、それらが連携した成果をもう少し具体的に示していただけるとよい。
- 原子力施設の運転管理におけるリスク評価手法の活用は喫緊の課題となっており、この分野における研究活動の展開と成果の反映も期待したい。
- 原子力規制庁から出されているガイドラインの中で、本研究で実施している要素技術開発がどの部分を補強しているのかを示していただきたい。
- 多くの成果が得られている反面、それらがリスク評価及び原子力防災における具体的な課題とどう関連していて、研究成果により、それらの課題がどのように（どの程度）解決されたのか、次期（後期）の研究においてどのように展開される見込みであるのかについて、より詳しい説明が望ましい。
- 防災に関わる部分は、原子力発電所を運転する以上、速やかに活用可能な形で整備することが望まれ、成果の創出のみならず、関連組織への十分な報告と活用支援にも力を注いでいただきたい。

【改善点】

- 計算コードの妥当性だけでなく、化学的現象のメカニズムも考察していることが分かるようにしてほしい。例として、ホウ素の FP 挙動に及ぼす影響等、興味深い現象を見出しているが、モデルの高精度化を含め、化学形態の変化が分かるようなデータ取得もしてほしい。
- THALES のような複雑コードの場合、不完全なモデルが補完しあって、最終的に妥当な計算結果を与えることがある。このため、一つの要素モデルの精度向上を行うと、全体としての予測精度がかえって低下することがあり得る。要素技術の高度化の他、全体としての性能評価に注力するメンバーを配置することで、要素技術の性能向上をより効率的に原子力の安全性向上につなげることが可能となると考える。
- 解析コードの計算機能の強化や高度化は、「定量的な達成度」を規制への貢献度を含め示す工夫も必要と思われる。すなわち、どの程度まで強化や高度化が進んだのかを定量的に示すことが重要となる。また、メカニズムについての考察もさらに深め、規制に資する研究を進めていくことを引き続き期待する。
- 開発成果としてのコードやモデルをどのようにしてアクシデントマネジメント策の有効性評価や改善案の検討に結びつけて行くのかが分かりにくい。コード及びモデルについて、他の組織の利用を待つのではなく、自ら使って有効な提案を導く適用研究が必要と考える。具体的には、ソースターム評価及びデブリ挙動モデルの開発の成果の適用研究などが考えられる。ただし、これらは例であって社会にとっての価値を考えて選んでいただきたい。
- 国際的な連携が必ずしもよく見えないところはやや物足りないと考える。

4. 2 軽水炉燃料の安全性に関する研究

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「S」1名、「A」7名

【評価意見】

- 添加物入り BWR 燃料実験及び PWR/MOX 燃料実験について重要なデータを得たことは特に顕著な成果である。
- 燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の体系的検証、改良及び公開は、燃料の安全評価技術の進展に寄与する特に顕著な成果である。
- 設計基準事故 (DBA) を超える事故条件を含む多様な運転条件下の燃料挙動について、原子炉安全性研究炉 (NSRR) 等での実験を通じて当初計画を上回るデータを取得できたことは世界的に見ても貴重な成果である。後期における実験研究の進展に期待したい。
- 実験的研究とコード開発を着実に進めており、研究計画以上の成果が得られていると言える。特に、反応度事故 (RIA) 時の燃料挙動に関する実験的知見、被覆管高温酸化挙動等は今後の安全規制 (安全基準) にも大きく影響を与えうる成果として、原子力安全規制高度化への貢献という有用性の観点からも高く評価できる。
- 事故時の燃料挙動に関する実験的研究と解析手法の整備・高度化の観点から、コード整備等において当初計画を上回る研究進捗が得られており、機構独自のインフラである NSRR を用いた実験で、添加物入り BWR 燃料の現行基準を下回る破損限界を確認した新知見等、顕著な成果が得られていることは高く評価できる。
- 今後の追加試験や解析を通して、信頼性のある規制基準策定への貢献を期待する。
- 平成 30 年 8 月に新規制基準への適合性確認を終えた NSRR を用いた実験は、今後も安全研究に資する多くの研究成果を得ること、また、高燃焼度改良型燃料の冷却材喪失事故 (LOCA) 時急冷破断限界、ブレイクアウェイを含む被覆管高温酸化挙動及び LOCA 後の被覆管の機械特性に関する実験データについては、今後、それらの解釈について、多面的な考察により新たな規制についての知見を得ることが期待される。他方、窒素存在下の燃料被覆管高温酸化挙動について、酸化後の機械特性に関する貴重なデータを取得していることは現時点での顕著な成果と言える。加えて、燃料挙動解析コードの開発についても、国際燃料照射試験等を基盤に、新たな体系的検証がなされ、コードの性能及び信頼性の向上に大きく寄与している点も特筆できる。
- LOCA 時の燃料挙動に関しては、今後の基準策定の基礎となる高燃焼度燃料や高温酸化条件に対するデータを取得している。さらに、DBA を超える条件での知見拡充へのニーズに対応して実験の実施や追加試験の準備を進めている。特に、燃料の形状喪失に至る条件での実燃料実験データは極めて少ないことから、今後の成果に期待したい。
- 成果公表が適切に行われ、受賞等により成果レベルの高さが示されているとともに、それらの成果が規制行政、国際プロジェクト、学会活動へ多く活用されている貢献も顕著な成果と評価する。

【要望】

- 本研究は実施に長期間を要するものであることから、計画を着実に進め有効な成果の蓄積を図ることが肝要である。また、本研究は国際的にも安全評価上重要な知見を提供するものであり、国際協力を積極的に進め成果の活用に努めることを期待する。
- 原子炉圧力容器の損傷を伴うシビアアクシデント等を想定した窒素存在下での高温酸化した燃料被覆管の機械特性の評価では、より長時間、より高温での試験等の実施により、窒化物の形成過程や水素吸収による脆性的な破面の形成過程についてダイナミクスの観点からの詳細な考察もなされ、規制・防災の観点から重要な項目の洗い出しが期待される。
- RIA 時の燃料挙動に関する新たな知見については、規制基準の見直し検討に向けて今後十分な評価が必要と考えられる。研究計画の見直し等も含めて、新知見への対応を十分に行っていただきたい。
- LOCA 時の燃料挙動に関しては、燃料崩壊に至る条件での実燃料実験データは極めて少ないことから、今後の成果に期待したい。

【改善点】

- 添加物入り BWR 燃料実験、PWR/MOX 燃料実験については、実験結果の品質確保の観点及び実験結果の解釈の観点の両面から、低い破損閾値やふくれ破損の挙動を機構論的なモデルによって説明する必要があると思われる。実験と解析のバランスの良い研究となるよう配慮いただきたい。
- RIA 時や LOCA 時の燃料挙動に関する知見やデータの取得と蓄積が継続的に進められていることの意義・重要性は論を待たないが、最終的なデータベースイメージ（完成形と現状の達成レベル）や得られているデータの品質の議論がもう少し明確に示されるとよい。
- DBA を超える条件下での燃料挙動に関して、実験データの取得方法が妥当であるか理解し難い。この実験の目的及び取得される実験データの位置づけを明確にして研究を進めていただきたい。
- 燃料安全研究では、継続的に RIA 時の燃料破損閾値、LOCA 時の燃料破断限界及び被覆管酸化、DBA を超える条件下での燃料挙動、FEMAXI 等の燃料挙動解析コードの開発を主要テーマとしているが、今後は継続的安全性向上に効果的に寄与する観点での研究テーマ設定について検討すべきではないかと考える。例えば、スクラム不能過渡事象（ATWS）時、パワークーリングミスマッチ時、地震時等の燃料破損条件を解明することにより、これらの異常時に関する熱水力研究と連携して、燃料破損を避けるための運転上の対応能力向上に寄与する研究は必要ではないかと考える。

4. 3 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「S」1名、「A」7名

【評価意見】

- 大型格納容器試験装置（CIGMA）等を早期に完成させて実験を実施し、また、大型非定常実験装置（LSTF）、高圧熱流動実験ループ（HIDRA）等の実験装置を用いた炉心損傷前の事象研究を進め、原子炉安全規制上のニーズに対応した実験データの収集を順調に遂行していると評価する。今後、原子力規制庁による国産システムコードの開発等への寄与が大きく期待できる。
- CIGMA と LSTF により得られた成果を解析コードに生かし、評価モデルの高度化に大きく貢献しており、高く評価しうる。成果の公表（論文 17 報等）もよくなされている。
- LSTF による多重故障シナリオに関する実験とコード検証及びコードの能力に関する共通認識の形成は、今後の国内でのアクシデントマネジメント策の検討に資する顕著な成果である。
- リウエット相関式や格納容器健全性評価技術で、特筆すべき成果を上げており、その活動は高く評価できる。
- 熱水力研究に関して、計測技術開発、大型設備によるデータ取得、解析コード整備等、広範にわたって学術的にも非常に価値の高い成果を上げている。
- 機構インフラを活用する研究基幹実験施設を早期に整備し、炉心損傷前後の熱水力安全研究において重要な基礎実験の実施によりデータベース構築あるいは拡充とともに、それらを用いて解析コードのモデルの妥当性評価や改良がなされており、前倒しの研究進捗であること及び規制ニーズに応じたコード検証に必要な実験は（国内では）このディビジョンでしか実施が困難で貴重なデータと知見を提供しているという観点から、顕著な成果を創出していると評価する。
- HIDRA での実験については、ドライアウト伝熱面の濡れの過程を計測しており、着実に成果を得ている。今後は、材料表面の経年劣化等をも考慮した検討が望まれる。また、密度成層や浮力プルーム等の浮力の影響がある場での乱流混合については、水素移行評価する上で重要となり、新たな試みがなされている点やそれらの成果が国際プロジェクトにも活用されているという点においても顕著な成果と言える。本課題は非線形性の強い問題と推測され、装置のスケールアップ等を考慮すると、そのモデル化の適用性について更なる検討と、それらの成果の規制への連携を期待する。
- 実験と解析の両面で適切な成果を上げていると考える。
- 本研究のような大型実験を主体とした研究活動は、人材育成の観点からも非常に効果的であり、原子力規制庁からの参加も含め、人材育成面からの人材投入も有効であると考えられる。

【要望】

- 本研究は炉心損傷事故に関わる安全評価、安全対策の基盤を成すものであり、成果は国産システムコードの開発支援等に有効に活用し、実機評価への適用を積極的に図ることが肝要である。
- 熱水力安全研究の全体像を示されているが、検討すべき現象が網羅されているのか、重要な現象の見落としがないか、これまでの知見を基に再検討しておくことよい。
- 特に要素技術で貴重な成果を上げている。この成果を、原子力の安全性向上にどのように生かすか、より詳細な検討が望まれる。
- 熱水力における課題の整理、各ステークホルダーが取り組むべき範囲（機構も安全研究センターとそれ以外に分ける）、その中での安全研究センターの役割等の整理があるとよい。
- 後期における国際研究協力の進展に期待したい。
- 今後は、東電福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえる観点及び継続的安全性向上に係わる規制活動に資する観点からは、アクシデントマネジメントの有効性評価や改善提案に結びつく研究が強く望まれる。
- 大型装置を安全研究センターとして保有することは、研究の自由度の確保の反面、安全研究センター全体の研究資源に対する足枷にならないかとの懸念もある。
- HIDRA での実験は、非線形性の強い問題と推測され、装置のスケールアップ等を考慮すると、そのモデル化の適用性について更なる検討と、それらの成果の規制への連携を期待する。
- 研究開発の効果・効用については、受賞を含む成果の公開と情報発信は十分であるが、成果の具体的な活用のされ方が今一つ茫洋とした感があり、もう少し明確な記載があるとよい。

【改善点】

- 日本全体として見た場合に、この研究が規制を支援する安全研究センターの成果にとどまっていっているのか、必ずしも規制だけではない国研としての機構の研究として取り組み、成果の活用が商用軽水炉の安全性向上への自主的な取り組みにも生かされる（むしろ、まずそこに生かされる）ようにすべきではないか。

4. 4 材料劣化・構造健全性に関する研究

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「S」5名、「A」3名

【評価意見】

- 国内の原子炉圧力容器を対象とした確率論的構造健全性評価のために開発した解析コード PASCAL4（従来に比べて1万倍以上の高速化を達成）を公開するとともに、破壊確率解析に係る標準的解析要領を世界に先駆けて整備したことは高く評価しうる。
- 顕著な研究成果に加えて、学会・民間規格等の高度化について国際的な展開を含めた顕著な貢献が認められるとともに、中長期計画目標の達成に向けた着実かつ期待を超えた進展が認められる点が高く評価できる。
- 破壊靱性に関する試験データや解析が、アメリカ機械学会（ASME）や日本電気協会の規格の根拠として用いられたことは、特に顕著な成果として評価できる。また、建屋耐震評価関連研究が原子力規制庁の審査ガイドに反映されつつあることも、特に顕著な成果と考えられる。
- 材料試験炉（JMTR）を用いた照射データの取得を断念せざるを得ない状況下において、適切な計画見直しにより、電力事業者から入手を図った監視試験片を使ってデータ収集を継続し、これらの知見に基づく照射脆化評価手法の高度化を進め成果を出しており、安全規制上のニーズに適切に対応していると評価する。
- 限られた人員により成果を多くの論文として公表し、それらは国内外においても高く評価されている。特に、原子炉圧力容器（RPV）の照射脆化の分野では、国際的にも牽引している。そこでは、ノンパラメトリックベイズ統計等の解析手法を整備し、従来の脆化予測に関する評価手法のマージンが保守的な設定になっていることを示す等、RPVの健全性評価に貢献するとともに、学協会規格にも活用されている。これらの一連の活動は、顕著な成果と言える。なお、本統計的手法の規格等への適用については、他分野にも展開できるものとする。
- 内部事象に対し、RPVの健全性評価手法の高度化に向けて、先進的な材料劣化・強度試験法や新規のベイズ統計解析手法の整備、さらに高線量域までの中性子照射材料特性のデータベースの拡充が進められる一方、外部事象に対しては、新規制基準で重要視されている原子炉建屋等の耐震性評価手法や飛翔体衝突における健全性評価手法の高度化が図られており、当初計画を上回る数多くの研究成果が創出されていることは極めて高く評価できる。
- 発電用原子炉施設において地震リスクの観点で影響を及ぼし得るものとして選定し、それらを対象に地震時の現実的な応答と現実的な耐力を評価、両者の関係をもとに任意の地震動強さに対する条件付損傷確率を算定することはきわめて重要な事項である。本研究ディビジョンでは、それらフラジリティ評価について、亀裂進展評価手法等を軽水炉構造機器における配管溶接部に対する破壊に適用し、本震と余震、さらに供用期間を考慮して、損

傷確率を評価しており、安全研究の一環として一層の進展が期待される。また、建屋等の耐震安全評価手法の高度化においては、フラジリティ評価の認識論的不確実性に言及し、モデルと現実との差について検討するために 3D 詳細モデルを用いた検討も進めている。これらの試みは、地震確率論的リスク評価 (PRA) や耐震安全評価手法に大きく寄与するもので、顕著な成果であり、今後の発展がさらに期待される。

- 最優秀論文賞等の受賞を含む多数の優れた学術的・技術的成果の公表による情報発信とともに、ASME の基準や日本電気協会の規格改定等で成果が活用されていること、さらに国際プロジェクトや各種学会への成果反映による多大な貢献は賞賛に値する。
- 国内外の研究機関との共同研究を通して、高水準の成果を上げている。成果発表も数多く (論文 45 報等)、ASME の国際会議で最優秀論文賞を得たことは、成果の水準の高さを示す傍証と考えられる。原子力規制委員会等への知見提供を行う等、規制活動にも貢献している。
- 現行の安全技術基準の妥当性の検証に資するデータも多く含まれており、原子力安全規制の高度化の観点から国際的な展開も大いに期待できる成果である。
- 試験と解析の連携、規制機関や学協会等との連携を通じた評価手法の体系化等が適切になされていると考える。

【要望】

- 新規制基準に対応した地震、飛翔体衝突等の外部事象評価に関わる研究を開始し、新たな研究展開を図りつつあることは評価したい。これらは、安全規制における外部事象評価の高度化及び精緻化に大きく資するものと考えており、より体系的なデータ取りや解析等の今後の展開に期待したい。
- 確率論的破壊力学評価手法の整備は長年の構造健全性評価研究の悲願であり、安全研究センターの多大な貢献により規格整備にまで至ったが、事業者が実機適用を試みる場合が生じた際に、規制側による技術評価の局面では中立性及び公平性を保つことに留意して欲しい。
- 今後は、加圧熱衝撃、配管・コンクリート・圧力容器の高経年化の影響、衝撃荷重等の安全に関わる一般的課題を、個別に取り上げて、現状での安全への影響度合いを分析・評価して提言をまとめるような研究を、学会等を軸として推進することも考慮いただけるとよいと考える。
- 成果を学会・民間規格基準に反映すると同時に、新たな技術の活用を規制側に働きかけることも重要な役割ではないか。
- 本研究分野は安全評価に関わる重要な基盤研究の一つであり、実験研究もできるだけ加味した研究遂行を図り、また、人材育成を考慮した研究基盤の強化が望まれる。

【改善点】

- 規制の技術支援機関（TSO）としての安全研究センターとしての役割に照らした時に、機構内での他部門との役割分担も整理されてはどうか。
- JMTR の廃止措置決定の影響は、これまでのところ最小限にとどまっているが、今後の照射データの拡充において懸念されることから、その補完についての見通しを得る必要がある。

4. 5 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

自己評定： 「B」
 委員による評定結果： 「A」 5名、「B」 3名

【評価意見】

- 新規制基準では、原子力発電のみならず、サイクル施設に対してもシビアアクシデント対策が求められる。当研究ディビジョンでは、高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故で想定されるルテニウム (Ru) の放出挙動を実験的に検討し、顕著な成果を得ている。本実験自体が容易なものではなく、ガス状 Ru 化合物の移行挙動の追及は挑戦的である。その一連の研究において、硝酸蒸気共存下で酸化ルテニウム (RuO₄) の直接測定として紫外可視分光光度計を活用する等、本分野を牽引する卓越した計測技術を開発したことは特筆できる成果である。このことにより硝酸蒸気共存下で RuO₄ の時間変化を追跡することに成功し、RuO₄ が硝酸蒸気雰囲気下において安定に存在することを確認するに至っている。当成果は、商業再処理施設の新規制基準への適合性確認に活用でき、顕著な成果と言える。また、セル内の有機溶媒火災を想定した研究では、リン酸トリブチル (TBP) / *m*-ドデカン混合溶媒を燃焼させ、浮遊粒子の放出量や組成、さらに HEPA フィルタへの負荷に伴う差圧上昇を測定に成功し、安全評価時に考慮すべき情報を、実験による結果として原子力規制庁に提供している。さらに、上述の Ru の移行に関する実験結果は、安全センター内の他の研究ディビジョンでの再処理施設のソースターム評価手法の整備にも活用されている。
- 高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故は、再処理施設における最重要の事故シナリオであるが従来はその際の放射性物質放出量を推定する根拠となる実験データがほとんど無い状態であったところ、この研究により定量的なモデル構築に結びつくデータを得たことは、顕著な成果である。
- サイクル施設シビアアクシデント研究及び商用再処理施設経年化研究の2つの研究課題に対し、計画通りの研究進捗であり、特に前者の研究で、高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故と火災事故に対する安全評価に有益なデータ・知見を提供していることは顕著な成果と評価する。
- 再処理施設におけるシビアアクシデント（臨界事故、火災事故、高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事故）対策研究、高経年化対策に関する研究を着実に進めており、安全性に大きく寄与する成果を出している。それらの成果を原子力規制庁や日本原子力学会の専門委員会に提供する等、貢献度の高い実績を出している。
- 本研究開発の効果・効用として、サイクル施設シビアアクシデント研究及び商用再処理施設経年化研究の成果が、原子力規制庁の再処理施設向け新規制基準における安全審査の技術的情報として活用が期待されるほか、適度な成果公表により情報発信がなされている。
- 当成果は、リーダーの的確な指導と原子力規制庁との連携のもと、若手の研究者による懸命な努力によって実現したものであり、論文等の公表も積極的に進めつつある。このことは人材育成の観点からも高く評価できる。

- リスク評価研究と協力して進めた再処理施設の重大事故におけるソースターム評価手法の整備については、原子炉施設以外の施設を対象としたソースターム評価の先進的な取組として評価する。
- 有機溶媒火災での現象について、ドデカンの燃焼に伴う TBP 濃度の変化も考慮した詳細な研究をしており、評価できる。
- 中長期計画に基づき着実に研究を進められており、100%実施との評価であると考えられる。幅広く技術を結集して研究に取り組んでいることは極めて適切と考える。
- 日本原子力学会における核燃料施設のリスク評価手法に関する標準及びシビアアクシデントに関する調査報告書の作成に大きく貢献している。
- 4年間の研究で多くの項目に対して研究結果を創出され、受託報告を中心に取りまとめられていると理解した。

【要望】

- 商用再処理施設の経年変化の研究では、機構内連携と大学との協力により、原子力規制庁からの受託事業を計画している。再処理施設は建設や各種試験から長い期間が経過している場合もあり、それらを考慮した上で重要となる事項を整理し、着実に成果を上げていくことを期待する。
- 高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故時における Ru の移行挙動に関し、硝酸蒸気雰囲気中では RuO_4 として存在することを確認する等、新規の知見を見出している。今後、より詳細に反応機構を研究していただきたい。
- 後期において、個々の研究成果の統合と解析コードへの集約、これによるリスク評価の高度化という展開に期待したい。
- 本研究は特定の事業者が対象となるものであり、当該事業者との成果の共有なくして安全性の向上はありえないと考える。その意味では公開論文等での発表が非常に重要となるが、多くの研究結果に対して、公開論文等での発表はやや少ないように感じる。数は重要ではないが、得られた研究結果は可能な限り公開されることを望む。
- 事前評価の際に、評価委員からシナリオの検討の充実の要請があり、原子力学会等での検討を踏まえるとの回答がなされている。一方で、4年経過後に外部環境等を踏まえた現行計画の見直しはなしとの判断がなされているが、ここまでの学会での検討をどのように整理され、当初計画を今後3年も実施する計画としているか説明していただきたい。

【改善点】

- 学会標準の作成に貢献する成果を得ており、高く評価できるが、機構で取得したデータがこの中でどの程度重要な位置づけであったかが明確でない。得られた成果が原子力の安全性向上の観点で、どのような意義をもつか、精査されてはどうか。
- 今後の研究計画案でやや具体性が欠いている研究実施内容と、このディビジョンで、受託研究ではなく基礎基盤研究として継続的に取り組むべき研究内容の明確化が望まれる。
- 商用再処理施設高経年化対策評価については、高経年化対策における研究課題の位置づけ、

重要性が必ずしも明確ではない印象を受けたことから、研究計画の再評価を含めて見直しも必要かと考えられる。

- 核燃料施設においても今後は技術の伝承や知識マネジメントが課題となることを意識して、実験データを得るだけでなく、その論文化、報告書化を進めるとともに、事故影響評価手法の体系的な整備に結びつけるように（実験の計画を含めて）研究のあり方を検討していただきたい。

4. 6 臨界安全管理に関する研究

自己評定： 「B」
 委員による評定結果： 「A」4名、「B」4名

【評価意見】

- 臨界安全研究に対して、確率論的手法を適用し、東電福島第一原子力発電所燃料デブリのような複雑性状物質に対する臨界安全リスク評価を試みるというアプローチはこれまでの臨界安全研究の枠を大きく超えるものであり、全体の取組としては極めて高く評価できる。
- 核燃料物質の取扱いにおける臨界リスクは、最大の関心事の一つであり、特に東電福島第一原子力発電所燃料デブリについては、その性状が不確かなことからその評価が切望されている。当研究ディビジョンでは、デブリのマクロな形状よりもミクロな中性子毒が臨界の回避に重要であることを明らかにするとともに、鉄、コンクリート及び水分の多様性についてデブリ臨界評価手法の整備も進めている。その過程において、MCCI 生成物において¹⁵⁵Gd 及び¹⁵⁷Gd 濃度の重要性（それらの濃度は燃焼度に依存）を定量的に指摘している。これらの一連のアウトカムは顕著な成果と言える。
- 臨界リスクの考え方を取り入れて評価手法の原型を示したことは顕著な成果である。
- 東電福島第一原子力発電所廃止措置に関連して、炉心燃料デブリの臨界安全評価手法の開発を進め、これまでの経験が乏しい研究分野であることから試行錯誤しながらも着実に成果を上げている。本研究テーマは廃炉を進める電力事業者の課題でもあるが、安全規制上でも重要な課題であり、極めて必要性の高い研究である。
- 本評価対象期間中においては、装置の許認可取得及び改造スケジュールとの関連で、当初の目標であった定常臨界実験装置（STACY）を用いた実験的・解析的研究が実施できなかったことは残念であるが、本装置が実質的には新設の臨界実験装置であり、新規基準の下で要求される安全基準を十分に満足するためのプロセスが十分時間をかけて実施されたという解釈も可能であることと、後期に向けた準備が着実に進められていることはポジティブに評価すべき点と考える。STACY の運転開始の遅れは、外部要因によるものと考えられるので、評価の減点要因とみる必要はないと考える。
- 解析手法面では従前の理論に比して組成・形状の不確実さの取り入れ、想定事象の拡大等の進展が認められ、臨界安全研究の進展に大きく貢献しており、東電福島第一原子力発電所燃料デブリ取扱いにおける安全性評価の精緻化に大きく資する成果が得られていることが評価できる。
- STACY の更新を進めながらの研究、STACY の運転経験の少ない研究体制にも関わらず、燃料デブリの臨界評価、再処理施設における臨界事故解析に関わる研究を堅実に進めていることは、高く評価しうる。
- 東電福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界手法整備に取り組み、リスク評価のアプローチ、効率的なモンテカルロ臨界計算コードの導入、燃料デブリ模擬実験・解析の計画策定

等により、性状不確かな核燃料物質の臨界安全性のマージン評価手法に対し、一定の成果が得られつつあることは評価する。

- フランスの放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）との連携は適切である。
- STACY の更新を進めながら運転員を含めた人材育成も進めており、この分野の研究継承に寄与している。
- 臨界リスクの考え方については、体系に関する知識不足が支配するリスクであるという意味で新しい考え方であり、それを定式化する考え方を示したことは重要な成果である。今後は、それを実用的な技術に高めるために、積極的に外部の研究者、実務者と意見交換を行って磨いていくことが有効と思われる。

【要望】

- 全体としては、成果等の創出に向けた着実な進展が認められる一方で、当初計画の大きな目的である装置改造・実験的研究が達成できなかったものの、次期に向けた着実な準備がなされていることを十分に評価し、次期における研究活動のより一層の進展に期待したい。また、実験成果の着実な取得のためにも、装置の運転管理体制について、機構として引き続き十分な配慮をいただきたい。
- 現在、STACY 更新炉の建設準備が進められているが、有用な実験データが期待されるので、着実な計画の遂行が望まれる。
- プロパー研究として進められている核燃料施設の臨界リスク評価手法の整備は、核燃料施設の安全評価における重要な課題であり成果を期待したい。
- STACY 更新炉を用いた燃料デブリ臨界実験を行うための機構内の連携、また、再処理による溶液燃料の臨界事故についての解析についてもサイクル安全研究グループとの適切な連携の体制が整えつつある。これらも安全研究として重要であり、後者の再処理に適用可能な臨界リスク評価手法についても、原子力規制庁等からの外部資金等により、推進の加速が望まれる。
- 臨界リスクの考え方については、それを定式化する考え方を示したことは重要な成果である。今後は、それを実用的な技術に高めるために、積極的に外部の研究者、実務者と意見交換を行って磨いていくことが有効と思われる。

【改善点】

- 東電福島第一原子力発電所からの最初の燃料デブリ取出しは、本中長期計画終了前に行われる予定となっており、事業者からの情報・計画等も踏まえて計画を見直すことも必要と考える。
- 今後、異なる燃焼度の集合体の混合条件を臨界の観点から評価する手法開発の進展が望まれるとともに、コンクリートに含まれる特に細骨材の多様性（その影響も無視できるほど小さいこと等）にも言及し、デブリの現状把握、取出し及び管理における留意事項を安全研究の視点からさらに整理することが期待される。

- 規制側からの受託研究ではあるものの、事業者の廃炉工程において不可欠な技術であり、これまでのところ事業者との連携は十分とは見受けられないが、今後連携を強化していただきたい。また、将来的にもアーカイブとして参照されるような研究であり、学術論文として成果の公表に努めていただきたい。
- 臨界の計算において、無限個と言わないまでも相当の計算をこなさないと目的としている成果が得られないという印象を受ける。何かうまく制約をして、計算の条件とか計算のケースを減らす努力をしないといけないのではないかな。
- 本研究開発の（現段階の）効果・効用として、まだ成果創出が十分でないためか、成果公表の頻度が乏しく、成果の活用も見込みとなっているのは少し物足りないと思う。
- 本研究テーマに関しては、特に臨界実験の実施に関連した人材が求められており、国際協力をベースとした訓練も含めて人材育成の強化が必要である。

4. 7 保障措置分析に関する研究

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「A」 5名、「B」 3名

【評価意見】

- 保障措置環境試料の分析、新たな分析技術の開発、最新設備の導入と活用等、安全研究センターの国際的にも重要なミッションを、中長期計画に基づき確実に実行し顕著な成果を得ており、高く評価されるべきである。
- 新たに導入された世界最高性能の二次イオン質量分析計 (LG-SIMS) を用いた分析精度の向上は、新たな研究活動として評価する。
- LG-SIMS の整備と引き続く分析技術の高度化に代表されるように、保障措置に必要な微量環境試料の分析技術に関して国際的にも貴重な成果が着実に得られている。
- 国際原子力機関 (IAEA) の保障措置研究への積極的な貢献を通じて、我が国の原子力国際協力体制の強化という重要な役割を果たしていることは、国際貢献に係る成果として有効性の観点からも高く評価される。
- IAEA ネットワーク分析所として高い機能を維持していることが国際的に高く評価されていること及び更に高い能力の装置を整備し、分析技術の向上を図ったことは、組織としての活動の顕著な成果として評価する。
- IAEA から依頼された保障措置環境試料の分析を着実に進めており、国際貢献をしていることは評価できる。ただし、これはグループのミッションとして当然と思われる。
- 限られた人員の中で、LG-SIMS や顕微ラマン分光分析装置等を整備、活用し、IAEA に品質の高い分析結果を継続的に公開、提示していることは顕著な成果といえる。
- 精密同位体比分析では、通常の二次イオン質量分析と上述の LG-SIMS を併用することにより、効率的でより高精度な分析に成功していることは特筆できる点である。また、ウランの精製時期の決定は、保障措置において重要な情報であり、当研究ディビジョンでは数年の精度で精製時期を決定することに成功している。関連する論文も積極的に投稿し、受理されている。これらの一連の取組とその成果の公表は、核燃料物質の取り扱う実験の大きな制約の中、着実に進められており、わが国の当該分野を牽引している。今後、精度のさらなる向上と保障措置への国内外の継続的な寄与が期待される。
- 当初計画通りの着実な研究業務の進捗の下、保障措置環境試料の分析拠点として、世界的な貢献を継続していること、またその分析技術の向上に日々努力し、世界トップレベルの分析能力を維持するとともに、新たに世界最高性能を有する LG-SIMS の整備や顕微レーザーラマン分光分析による単一ウラン微粒子の化学状態判別の成功等、さらなる精度改善を目指されていることは高く評価できる。
- ラマン分光測定による超微量物質の化学形推定法の開発は、核不拡散上重要な IAEA による査察技術の向上にも寄与しうるものとして顕著な研究成果として評価する。

- 小人数のグループ(研究系職員 3 名、技術系職員 2 名)であるが、17 件の査読付き論文を発表しており、適切に成果を上げていると考える。
- 国際的なニーズに沿って適切にテーマを設定していると考えるので、改善に向けたコメントは特にない。

【要望】

- 積極的な国際協力のもとでの研究遂行を期待する。また、核セキュリティ分野との協力・情報交換を強化して、相互に研究の進展を図ることが望ましい。
- 単なる市販品の導入にとどまらず、装置開発を行って世界唯一の装置にしていくような努力を期待したい。
- 研究の観点からは、装置ありきで独創性に乏しいと思われる。本装置を用いることでしか得られない事象解析や分析データの取得に期待したい。

【改善点】

- 顕微ラマン分光分析によるウラン微粒子の UO_2 と U_3O_8 との判別を成功させており、その定量化に向けての進展が期待される。一方、ラマン分光分析の限界を考慮して研究を進めていただきたい。
- 研究成果の評価の観点から、研究課題毎に具体的な目標を定めて、その目標に対する達成度の評価を行うことが望ましい。また、どの程度の分析精度が必要か、あるいは、開発した分析手法の工業的な意義について、精査が必要と考える。
- 本研究開発の効果・効用として、IAEA 依頼（原子力規制庁受託）のルーチン的な試料分析が主たる業務なので、成果の活用先が IAEA 保障措置支援に限られるのは守秘義務等の制約により理解できるが、保有する分析技術の他分野（保障措置以外）への技術波及や応用展開が十分考えられ、マンパワー不足を補うために保障措置関連業務とは別枠での連携協力体制の構築・強化が望まれる。

4. 8 放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「A」7名、「B」1名

【評価意見】

- 放射性廃棄物の安全管理に関する原子力規制側のニーズに応えるため、広範で多様な個別研究課題に取り組み、各々に対して基礎データの拡充や技術的知見を整備する等、概ね計画通りの着実な研究進捗の下、有益な成果を出されつつあることは高く評価できる。
- 当研究ディビジョンに期待される成果は多様であり、限られた人員の中で、適切に対応して着実な成果を上げている。特にリーダーの的確な指示のもと、若手の研究者が活躍し、多くの成果が論文として公開されている。
- 東電福島第一原子力発電所敷地外における事故汚染物の再生利用等に係わる安全評価については、限定再利用の実現性やその規制の観点からの指標を積極的に公開しており、論文賞を受ける等、顕著な成果を上げている。また、燃料デブリの処分については、バックエンドの分野の観点からはその埋設に関する予察的な安全評価が必須となることから、その検討を進め、処分に向けた要求事項を整理しつつある。さらに東電福島第一原子力発電所における水処理二次廃棄物の長期保管における安全評価について、保管容器の材質の放射線による劣化についての知見を提示しており、安全規制に多くの知見を提供している。
- これまで十分とはいえなかった中深度処分における地形変化を考慮した地下水流動の評価が進み、原子炉施設の廃止措置終了時の残留放射能評価について、東電福島第一原子力発電所事故によるフォールアウトとの区別を行うための $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ の化学的な分離法やサイト解放のためのクリギングによる分布推定の適用性についても検討を進めている。さらに、処分システムに重要な役割を担うベントナイト等を利用した止水バリアの変質と物質移動とを関連付けたモデル化等も着実に進められている。
- 東電福島第一原子力発電所廃止措置に関連した事故汚染物の保管、再利用及び処分の安全評価、水処理二次廃棄物の管理基準の検討、敷地内がれきの限定的再利用に係る研究等は、安全規制上のニーズに対応した取組として評価する。
- 事故で汚染された土壌に関する再利用の可能性に関する評価研究の成果は、自治体や国の検討会等にも提供され、現実的な廃棄物対策に有効に活用されているとして高く評価したい。
- 地層処分・中深度処分の安全性にかかる研究は、炉内廃棄物処分に係る基盤研究として有意義であり、着実に成果を得ていると評価する。
- 成果公表が適切に行われ、受賞等により成果レベルの高さが示されているとともに、それらの成果が規制行政、国際プロジェクト、学会活動へ多く活用されている貢献は顕著な成果と評価する。
- 成果を論文等（26報）で多数公表し、受賞もしていることは、評価できる。ただし、顕著な成果の創出との基準からすると、やや不足と思われる。

- 東電福島第一原子力発電所事故後に新たに規制要求に取り込まれた課題を含め、幅広い空間スケール、時間スケールを対象とした多岐にわたる研究の取組が認められ、個々の研究課題について着実な成果が得られている。安全規制側への研究成果のフィードバックに加え、シビアアクシデント評価研究等への波及効果も認められる。
- 非常に多岐にわたる研究を実施しており、中でも東電福島第一原子力発電所事故により汚染した土壌に対する様々な観点からの線量・安全性評価研究が国の対策に活用されていることや、水処理二次廃棄物の長期保管の安全性評価で管理基準が検討されたこと等は、非常に高く評価できると考える。人工バリア研究でも必要な学術成果が蓄積されており、全体として十分な成果が得られていると考える。

【要望】

- 深部流体活動による処分地への熱水影響の推定のための手法整備は、熱水活動の履歴を持つサイトにおける亀裂の性状等（透水性や化学組成）に大きく関与する。すなわち、その性状が放射性物質の移行挙動に直接的に影響する可能性がある。当課題の安全評価上の重要度についても当研究ディビジョンから積極的に公表することも意義深いと考える。
- 東電福島第一原子力発電所関連については、今後も引き続き、社会のニーズを捉えて積極的に対応していただきたい。
- 本研究で取り組まれている廃棄物処分に関わる各種研究は、今後もニーズが高いものと考えられるので、人材育成面も考慮し、基盤研究として着実に継続していくことが望まれる。
- 人工バリア研究等の研究に関しては、外部への成果の公表に努めていただきたい。全体として論文の件数は多いが、国内外での会議での発表件数は、研究成果に比べて十分でないように思われる。
- 受託研究の定めかもしれないが、請け負ったスポット的な研究課題に対し、定められた期間内で得られる解答（一定の成果）を淡々と取りまとめているような感があり、このディビジョンの独自性を示す基礎基盤となる研究資源や技術体系が今一つ判然としない。枝葉と言える各個別研究が、幹に相当する基礎基盤研究・技術体系としてどのように繋がっているかを明示していただくと、個別成果の相互の関連性ととも、機構の安全研究センターでの本研究開発分野の全体像や基本姿勢がもっとアピールできるのではないかと考える。

【改善点】

- モンモリロナイト中の金属イオンの拡散挙動に関する研究は、これまで多くの研究機関でかなり行われている。当研究グループの研究内容が他の同様の研究と何が違うのか、何に対する安全性研究なのか明確にして研究を進めていただきたい。
- 東電福島第一原子力発電所汚染水処理で発生する様々な二次廃棄物の長期保管の安全性の評価に資する研究として、ゼオライト近傍及び細孔に存在する塩水の減少現象を検討しているが、塩水の減少の他に放射線により種々の化学種が生成される可能性がある。それらの腐食への影響についても検討する必要があるのではと考える。

- 被ばく線量の評価では、誤差が大きい場合があると思う。そういう評価結果を示す場合には、注意が必要であると考ええる。
- 安全規制の観点からの研究なのか、放射性廃棄物処分法の妥当性（健全性）の評価に資する研究なのか、やや曖昧な印象を受ける。

4. 9 関係行政機関等への協力

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「A」 8名

【評価意見】

- 東電福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえたリスクの評価と不確かさの低減、さらに、再処理施設を含めたアクシデント防護の規制強化に資する研究、また、通常炉の廃炉に伴い必要となる放射性廃棄物の中深度処分への対応が必要、有効性の観点からの確に進められている。これらの研究より提示された多くの顕著な成果は高く評価できる。また、これらの成果を上げた人材が、国際基準に関する原子力規制庁の調査等への協力、IAEA 報告書編纂への燃料サイクル施設の事故・故障情報の分析等による協力、規制委員会の外部専門家としての参画や原子力学会をはじめとした規格策定の委員会へ貢献も、成果の優れたアウトカムとして特筆できる点となる。
- 規制・国際情報分析室を設置し、防災計画や試験研究炉等に係わる規制情報の分析を行う機能を強化するとともに、東電福島第一原子力発電所事故に関連する調査・分析等についての国際プロジェクトへの参画の準備もなされ、これらの成果も、今後大いに期待される。
- 国の安全規制基準の策定の基礎となる科学的データの提供は、委託研究の成果の提供を通して着実に実施され、ニーズに対応している。事故・故障情報の提供については、新たに規制・国際情報分析室を整備して情報の入手、分析の効率化を図り、また、原子力規制庁の会合に参加する等、対応の円滑化が図られている。
- 原子力規制庁や内閣府からの委託等に応える研究を行い、安全性に関する科学的知見を取得・提供する等、社会的貢献が大きく、評価しうる。
- 規制行政庁への情報提供に関して、放射性廃棄物管理研究における各種の安全評価、燃料安全研究における事故時燃料挙動実験、防災研究におけるモニタリング手法開発や家屋の遮蔽効果評価、被ばく線量の評価等は、顕著な成果として評価したい。
- 規制当局への積極的な協力に加え、国際的な活動が展開されていること、これらの活動を組織として強化するための体制整備等、当初計画の着実な実施にとどまらない追加的な活動をニーズに応じて実施していることは高く評価できる。
- 当初計画に則って、規制行政機関等からの具体的な要請に十二分な人的・技術的支援と責務が果たされていると判断する。
- 地方自治体等への貢献に関して、防災研究では地方自治体への支援も行っているとのことであり、社会のニーズを的確にとらえて対応していると評価できる。今後も続けていただきたい。
- 規制・国際情報分析室の設置等、TSO としてのミッションを果たすのに不可欠な適切な活動がなされていると考える。
- 原子力規制庁は今後必要な安全研究を発表するが、この計画策定に対して安全研究センターも貢献しているのではないかと推察する。この点も重要な貢献である。

- 国際的にも貢献しうる組織を設置し、規制情報の分析に関わる機能を強化する等、中長期計画に対応した活動を進めている。
- 東電福島第一原子力発電所事故の調査・分析等においても、経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）プロジェクトに参加する準備をしておき、今後の成果が期待できる。
- 原子力規制庁職員を受け入れる等、人材育成への貢献も大きいといえる。
- 原子力規制庁や内閣府からの委託等に基づいて、限られた人員の中で、実験と解析をバランス良く、また、効率的に研究を進めており、規制の方針に資する顕著な成果を着実に提示している。これらは原子力規制庁との人事交流を含めた規制関連組織との定期的な意見交換も基盤となっている。
- 東電福島第一原子力発電所事故の経験から原子力防災活動の更なる整備が求められているが、このニーズへの対応として、リスク評価、事故・故障分析等の安全研究部門と防災支援部門との強化が進められており、防災実施計画や防災訓練への反映等具体的な成果を上げていることは評価する。継続して連携強化を図ることを期待したい。

【要望】

- 原子力規制庁への委員としての貢献、学会規格への貢献等については、今回の資料では具体的な内容が理解できなかった。具体的内容の記述は難しい面があると想像するが、事故情報分析や学協会規格への貢献等は内容を記載可能ではないかと考える。次の機会には、可能な部分については貢献の例を示していただきたい。
- 今後も計画的に安全研究に資する科学的、技術的な洞察力の維持・向上に取り組むことが望まれる。
- 事故・故障情報の活用としては、安全規制に関わる安全研究への反映も重要であり、今後の課題として、規制・国際情報分析室の活動と各専門分野での研究活動との連携強化を図ることを期待したい。
- 安全研究センター内での研究ディビジョン間の連携（各研究ディビジョンの持つ内外のネットワークを含む）や機構内において共通の学術基盤を持つ研究者間の意見交換をより一層進めることも、効率的な研究の推進に寄与すると思われる。

【改善点】

- 国際情報分析の結果と、実際の安全研究の展開の妥当性や今後の新たな展開の要否等の自己分析等も提示されるとよい（規制・国際情報分析室は安全研究センターの外部であるとしても、部門内での連携として。）。
- 原子力規制機関への人的・技術的支援については、人材の派遣や技術情報の提供を通して達成されているが、今後は、原子力規制機関の人材を機構が受け入れ、研究活動に参加し研究実務の経験を得ることを通じた人材育成の強化が必要と考える。

4. 10 安全研究全体

自己評定： 「A」
 委員による評定結果： 「A」 8名

【評価意見】

- 研究開発の進捗状況については、全ての研究テーマにおいて当初計画を達成できる状況で進捗している。状況変化に対しては、原子力規制庁等からの受託に当たって、研究内容がシビアアクシデント対策等の新たなニーズに対応するような検討を加えている。また、原子力規制庁等からの受託事業資金や運営費交付金等の予算の確保に努め、研究基盤の強化と研究内容の充実を図っている。引き続きこのような努力を継続し、研究開発の円滑な遂行を期待する。
- 中長期計画に従い安全研究を区分し、それぞれの領域において研究を適切に進めることにより、顕著な成果を含む多くの新知見を得て、さらに研究を進めるといった良好な循環が見られるとともに、規制基準、学協会規格の整備等に継続的かつ着実に貢献している。テーマ毎で見ると達成度が高いものやや低いものがあるが、全体的に見ると研究計画に即し順調に研究開発を行い、有意義な成果を出しており、評価しうる。学術誌等に成果を多く発表しており、また優秀な成果として受賞したのものもあり、高く評価しうる。
- 組織全体として安全研究に積極的に取り組んでおり、8分野における研究活動のバランスも十分に取れており、着実な成果が得られていること、これらの活動を通じた機構内外との連携や人材育成も着実に進められていると評価できる。学術研究機関としての成果としてみれば、いずれの分野も申し分のない研究が行われている。
- 機構の安全研究センターは、原子力の規制行政及び防災等への技術的支援を担う中核研究組織として、客観的なレビュー体制の下、業務の実効性、中立性及び透明性の確保を念頭においた組織マネジメントが行われていることは評価に値する。
- 様々な観点から着実に原子力安全研究を進めており、その活動は高く評価できる。
- 研究資金の確保、要員の確保と育成、それらに基づき規制の技術支援組織としての研究力・技術力の維持・向上、成果の創出、等安全研究に関するミッションを十二分に果たされていると考える。
- 機構における安全研究全体の資金及びマンパワーが十分であるかは判断が難しいところではあるが、社会情勢・ニーズを適切に反映した研究課題選定とそれに応じた研究資源の維持・増強・再編に努められており、高い費用対効果の成果創出により、原子力安全の科学的知見の充実とともに、規制基準、学協会規格の整備等へ技術的あるいは人的貢献が継続的になされていると高く評価できる。
- 前回安全研究・評価委員会における提言に対し、適切かつ積極的な対応が行われている。特に、東電福島第一原子力発電所事故を踏まえた従来研究の見直しと、新たな研究活動が展開されており、かつその成果が論文数、学協会規格策定委員会への参加数等において定量的に認められている。

- 機構内外との協力に関して、国際協力については積極的な展開がなされていると考える。
- 多数の国際協力を含む機構内外との連携・協力を組織的に推進されており、若手人材の積極的確保や海外研究機関への長期派遣・留学等を通じた国際的な人材強化・育成に積極的に取り組まれていることも顕著な実績と評価する。
- 安全研究の実施に当たっては実効性、中立性及び透明性の確保にあたり、内部ルールを定め、関係する専門家及び機関内外での了解事項等を超え、広く関連情報の公開している。このことは事前評価にも対応しており高く評価できる。
- 国内外の規制機関、研究機関、大学等との情報交換、共同研究、研究者派遣等の幅広い連携の体制を構築し、それを人材育成、研究の効率性向上に役立てようとしていることは、高く評価する。
- 研究資金の再配分については、受託事業資金の一部と研究交付金を研究基盤整備や研究活動を通して明らかになった課題への対応に振り向ける等、柔軟に状況変化への対応を図っているのは妥当である。
- 人材資源については、現在の安全研究センターに寄せられたニーズに対応するには、まだ不足であるようには見受けられるが、研究系職員の補充や博士研究員の採用等に務め、徐々にではあるが人材強化が進んでおり、その努力は評価したい。
- 前中期計画で指摘された改善点である“人員の確保と人材育成”については、改善が見られる。
- 人材育成や強化について、国際協力を含む機構内外との連携・協力を推進するとともに、夏期実習生や博士研究員の受入れ、さらに、若手の原子力規制庁職員の外来研究員としての受入れを積極的に進めており、関係機関との適切な関係のもとに計画的な人材育成への貢献がなされている。
- 研究等資金は、原子力規制委員会及び内閣府からの受託研究費が多くを占めており、効率的に規制研究を進めるとともに、的確な運営費交付金との併用により、長期の海外派遣・留学も進めている点も評価できる。

【要望】

- 研究成果の公開について、規制サイドでのみ保有すべき成果でないものも非常に多く創出されており、論文・学会発表等での成果の公開も是非とも進めていただくとともに、ステークホルダー間での情報共有も進めていただきたい。
- 安全研究の効果的な遂行のためには、国際協力を含めた外部機関との協力も不可欠であり、引き続き多国間及び2国間協定による国際協力や大学等外部研究機関との積極的な協力の推進を期待する。
- 組織の運用面では、安全規制支援組織としての役割から開発業務から独立して進めなければならない制約はあるが、安全研究を遂行する上で共通した課題を有する福島研究開発部門、原子力科学研究部門等の他部門組織との協力は不可欠であり、これら関係する他部門との出来るだけ柔軟な協力体制の構築と運用を望みたい。

- 共同研究の件数は活動量の目安にはなるが、件数を増やすこと自体が目標となって、逆に活動が阻害されることがないようにしていただきたい。
- 産業界との連携については、十分な説明はなかった。規制として将来取り組むべき新たな技術課題を先取りするためにも、産業界との連携はより強化されてもよいと考える。
- 国際協力については、安全研究センターにない技術を国外に求めるという位置づけ以外にも、より高次の国外機関（海外の国研）との連携等の戦略もあってよいのではと考える。
- 機構内の他組織との連携の説明もあるとよい。安全研究センターは独立性も重要であるが、研究基盤力として機構内で共有できる部分もあると思う。安全規制に繋がる部分に特化する等の議論もあり得ると思う。
- 規制側の TSO として安全研究センターがカバーしている安全研究分野が現状の 8 分野の取組で必要十分と言えるか、あるいは安全研究センターが保有する基盤技術が規制を技術支援する上で十分か、に関して、客観的な説明をいただきたい。もし現状で不十分な点があるとしても、それ自体は問題ではなく、研究資源（設備及び人）も含めそれにどう対処しようとしているかの方針（優先順位や時間展開も含め）が示すことが重要である。これは外部情勢に対する認識と対になるものであり、規制・国際情報分析室との連携等も説明があるといいのではと思う。
- ある工学的な問題についての評価手法を体系的にまとめた研究（計算コードの開発を含む）には、原子力安全の評価技術の進歩への貢献という意味で、（扱う問題の重みに依存するが）公開論文数では測れない価値があると考えられる。原子力規制委員会の審査ガイド等に反映されれば文句なく評価されるが、それには至っていない場合でも、学会が作る規格やそれに準ずる技術レポート等への重要な素材提供は、そうした価値につながるものとして適切に評価する姿勢を示していただくことは重要である。
- 引き続き人材強化への努力を継続するとともに、研究活動を通して研究員の育成を図ることを期待する。特に、実験的な研究を通じた実務経験の蓄積は重要である。
- 安全研究において特に求められる人材とは何かをより深め、今後の人材育成に取り組んでいただきたい。人文科学系の研究者も必要とされるのではと考える。
- 安全研究の着実な進展の上では、機構自身が保有する原子力施設、核燃料物質関連施設、放射線施設等の大型施設・設備の確実かつ厳格な安全管理と、それに立脚した実験的研究が大きな役割を果たしている（顕著な例としては、燃料安全性研究における燃料挙動に係る新発見の取得と、その背景にある NSRR の新規制基準対応における施設管理部門の多大な貢献が挙げられよう）。この観点において、規制・国際情報分析室の設置により、安全研究と施設管理との連携が強化されたものと理解しているが、必要な人員配置計画や、具体的な協力連携の取組みの状況についても継続的なレビューが必要であると考えられる。中長期計画にうたわれている「研究資源の継続的な維持・増強」を支える上でも、機構として、安全管理資源の継続的な維持・増強にも引き続き取り組んでいただくことを期待したい。
- 受託研究と運営費交付金とのバランスは人材の確保や拡大に重要であり、今後も適切なバランスの維持や見直しを期待する。

【改善点】

- 各研究分野に共通する事項として、全体的な目標である「原子力利用に伴うリスクの評価と不確かさの低減」について、各研究分野の立場としてどのような根本的課題（特に規制高度化の観点からの課題）があると考えているのか、それが個々の研究テーマとしてどのように取り組まれていて、どのレベルまで解決することを目指しているのか、それによって根本的な課題がどこまで解決でき、原子力安全の向上にどのように資すると期待できるのか、という点について、安全研究全体として取りまとめて、より効率的・効果的な研究活動の推進に資するよう取り組みいただきたい。例えば社会科学的な側面等、重要な検討課題で漏れはないかを、総合的に検討することが望まれる。
- 規制の TSO の研究としてみる場合、(1)「外部環境の変化等に伴う計画の見直し」は多くの分野で「特になし」との評価となっているが、4 年前に策定された計画であり、原子力規制庁受託研究という性格のものも多くあるとはいえ、規制にも動きが多い中、変化を具体的にどのように捉えているか、なぜ変更なしで対応できるのか、の説明が必要である。(2)「年次計画の概要」については、研究計画のみが示され、外部の動きとの関連性や、成果の具体的な反映・活用先の目標と時期が見えにくい。成果が適宜必要に応じて活用されていることは説明で理解したが、計画段階でのマイルストーンとしての成果の活用先も示した方がよい。(3) 内容によっては研究力を維持しておくことも TSO として重要な使命でもあると思うので、分野によってはそのような紹介もあっていい。
- 一期 7 年の研究というのは非常に長いので、4 年で中間評価をずるとして、4 年時点での評価のポイント（中間目標）を事前に定めてはどうか。
- 研究資金で大きな割合を占める受託研究がスポット的な研究対応にならざるを得ないことは分かるものの、その受託研究で得られた有用な成果（特にハードの絡んだ技術開発）が単発で失われないよう、契約終了後も基礎基盤研究として運営交付金で維持していきべき課題の選定指針や支援の仕組みが明確になるとよい。
- 機構内の他部門との連携もなされているようではあるが、まだ部門間の縦割り意識が残されている感もあり、もっと臨機応変に機構内共同（あるいは協力）研究プロジェクト立上げを企画・支援する仕組みの強化が望まれる。
- 我が国では適合性審査が山を越え、今後は継続的安全性向上と新検査制度運用が安全規制の重要課題となる。継続的安全性向上は事業者の自主的活動と位置づけられているが、国が行うレビューの質が制度の実効性を支配することが予想される。検査制度についても同様である。国のレビューの質の確保には、保全の全体を俯瞰し、改善課題を採求する明確な意図と組織的実体を持った安全研究が必要と考える。安全研究センターだけでは不可能だと思うが、原子力規制庁、国内外の類似の責任を持つ研究機関や学会等との連携も踏まえて、どのようにしてその機能が構築できるかを検討いただきたい。
- 東電福島第一原子力発電所事故の教訓を振り返ると、インドやフランスでの原子力発電所の浸水事象の教訓が生かされていなかったこと、外的事象のリスク評価が不十分だったこと、シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントや防災の整備が不十分だったこと等、安全研究を強化すべき領域があったことがある。この教訓は、安全研究セン

ターではシビアアクシデント研究・防災研究の強化として一部反映されているが不十分と考える。その理由は、安全研究センターの研究計画の説明に、我が国の安全研究のあり方の不十分さが東電福島第一原子力発電所事故の発生の根本原因の一部を担っているという意識や反省が感じられないためである。その反省があれば、現在の安全確保活動（保全）が全体として十分か、改善すべき点はないかを検討するような研究が必要となるはずであるが、そのような研究がない。

- シビアアクシデント関連研究については、個別研究の成果が（規制を通じての場合を含めて）安全性の確保・向上とどのように効果的にリンクするのかが十分明確ではないように感じられた。評価手法整備に重点をおくことに異議はないが、その手法を実機の具体的課題に適用する研究が不足と考える。例えば水素挙動、デブリ冷却性、空气中燃料被覆管酸化等については、実プラントデータでのアクシデントマネジメント方策の有効性評価及び有効性向上に関する研究が有効ではないかと考える。不確かさ評価の手法も意思決定者への提示方法にまで結びつかなければ意味を失う。研究の質の向上及び専門家育成の観点からも、手法の価値を実感できる適用研究が必要と考える。

5. 総合評価結果

安全研究・評価委員会による評定結果： 「A」

第Ⅲ期中長期目標期間中の研究開発の実施状況については、全ての研究課題において当初計画を達成できる状況で進捗している。また、原子力規制庁等からの受託事業資金や運営費交付金等の予算の確保に努め、研究基盤の強化と研究内容の充実を図っており、それぞれの領域において研究を適切に進めることにより、顕著な成果を含む多くの新知見を得て、さらに研究を進めるといった良好な循環が見られる。

研究開発の目的・目標、進め方については、東電福島第一原子力発電所事故を踏まえた従来研究の見直しと新たな研究活動が展開されており、前回安全研究・評価委員会における提言に対し、適切かつ積極的な対応が行われている。また、研究の実施に当たっては実効性、中立性及び透明性の確保に当たり、内部ルールを定め、関係する専門家及び機関内外での了解事項等を踏まえ、広く関連情報を公開していることも評価できる。

研究成果活用の効果及び効用（アウトカム）については、材料劣化・構造健全性に関する研究において破壊靱性に関する試験データや解析で顕著な成果が得られ、アメリカ機械学会や日本電気協会の規格の根拠として用いられる等、規制基準、学協会規格の整備等に継続的かつ着実に貢献している。また、リスク評価におけるコードの整備・改良、検証のための独自データの取得に向けた実験準備や原子炉安全性研究炉（NSRR）や大型格納容器試験装置（CIGMA）等の大型装置を用いた実験が着実に実施され、顕著な成果または将来の成果創出に資する知見が得られている。

国内外の研究組織との連携については、規制機関、研究機関、大学等との情報交換、共同研究、研究者派遣等の幅広い連携の体制を構築し、それを人材育成、研究の効率性向上に役立てようとしていることは高く評価できる。人員の確保と人材育成については、現在の安全研究センターに寄せられているニーズに対応するには、まだ不足であるように見受けられるが、研究系職員の補充や博士研究員の採用等に努め、徐々にではあるが人材強化が進んでおり、その努力は評価できる。

以上のことを踏まえ、安全研究・評価委員会では、研究開発課題「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」の中間評価として、顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の期待等が認められると判断し、評定を「A」とする。

なお、本答申には、機構内外との連携強化、成果の積極的な公表や人材育成の強化等の要望に加え、安全確保活動全体を俯瞰し、国全体として取り組むべき安全研究の目標や進め方を整理した上で機構として実施すべき研究課題を精査すること等、改善点に関する多くの意見も含まれている。それらの意見に対して十分な検討を行い、中長期目標期間の後期において可能な限り研究計画に反映していただきたい。

以上

付録

(日本原子力研究開発機構作成資料)

付録 1 研究開発課題の中間評価について (諮問)

付録 2 安全研究・評価委員会からの意見と機構の措置

付録 3 安全研究・評価委員会への提出資料

This is a blank page.

付録 1

研究開発課題の中間評価について（諮問）

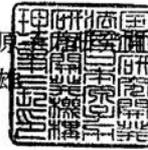
This is a blank page.



30原機(全)011
平成30年12月26日

安全研究・評価委員会 委員長殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 児玉 敏雄



研究開発課題の中間評価について (諮問)

「研究開発・評価委員会の設置について」(17(達)第42号)第3条第1項に基づき、次の事項について諮問します。

記

〔諮問事項〕

・第3期中長期計画における「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」に関する中間評価

以上

This is a blank page.

付録 2

安全研究・評価委員会からの意見と機構の措置

This is a blank page.

【リスク評価及び原子力防災に関する研究】

提言	措置
計算コードの妥当性だけでなく、化学的現象のメカニズムも考察していることが分かるようにしてほしい。	平成 31 年度以降、高温核分裂生成物 (FP) 化学及び溶融物水中挙動に係る実験を開始する予定です。データに基づき FP 化学挙動のメカニズムを解明し、代替統計モデルとして THALES2 コードに組み込んでいきます。
THALES のような複雑コードの場合、不完全なモデルが補完しあって妥当な計算結果を与えることがあるため、要素モデルの精度向上を行うと、予測精度が低下することがあり得る。要素技術の高度化の他、全体としての性能評価に注力する人員を配置することで安全性向上が可能となると考える。	知見の集約先である THALES2 コードの開発には、FP 挙動や熱水力挙動といった様々な視点でコードを見ることができるよう関連分野の人員を投入するとともに、他グループによる利用を推進し、組織的に進めていく所存です。
解析コードの計算機能の強化や高度化は、「定量的な達成度」を規制への貢献度を含め示す工夫も必要と思われる。また、メカニズムの考察もさらに深め、研究を進めていくことを引き続き期待する。	開発したコードの公開目標年度を決めるなど全体計画での達成度の定量的評価を意識して進めてまいります。
コードやモデルをどのようにしてアクシデントマネジメント策の有効性評価や改善案の検討に結びつけて行くのが分かりにくい。コード及びモデルについて、他の組織の利用を待つのではなく、自ら使って有効な提案を導く適用研究が必要と考える。	コードを様々な事故シナリオの評価に適用する計画ですが、コード開発と並行して行う適用研究として、THALES2 と OSCAAR の解析による「緊急時モニタリングセンターの活動訓練」への技術情報の提供を進めます。
国際的な連携が必ずしもよく見えないところはやや物足りないとする。	国際的な連携として仏国放射線防護原子力安全研究所 (IRSN) との情報交換を予定しています。

【軽水炉燃料の安全性に関する研究】

提言	措置
添加物入り BWR 燃料実験、PWR-MOX 燃料実験については、実験結果の解釈の妥当性等の観点から、破損閾値や膨れ破損挙動を機構論的に説明する必要があると思われる。実験と解析のバランスの良い研究となるよう配慮いただきたい。	今後も実験と解析をバランス良く組み合わせた研究を実施してまいります。例えば、燃料ペレットの挙動に着目した要素試験、有限要素解析モデルによる被覆管破損過程の詳細解析等を計画しています。
反応度事故 (RIA) 時や冷却材喪失事故 (LOCA) 時の燃料挙動に関する知見やデータの取得と蓄積が継続的に進められていることの意義・重要性は論を待たないが、最終的なデータベースイメージや得られているデータの品質の議論がもう少し明確に示されるとよい。	被覆管材料の特性変化等に着目した事故時燃料破損・破断しきい値の検討に向けた破損マップの作成等を進めています。データの信頼性に係る情報提示も進めていく所存です。
設計基準事故 (DBA) を超える条件下での燃料挙動に関して、実験データの取得方法が妥当であるか理解し難い。この実験の目的及び取得される実験データの位置づけを明確にして欲しい。	炉心損傷開始時の判断基準は、現在 LOCA 基準に依拠していますが、本研究で得られるデータや成果は、実際の現象に即した基準策定に生かせると考えております。
今後は継続的安全性向上に効果的に寄与する観点での研究テーマ設定も検討すべきではないかと考え	LOCA 後の長期冷却中に想定される地震時の炉心冷却形状維持に関して、LOCA を経験した

<p>る。例えば、スクラム不能過渡事象時、地震時等における燃料破損条件の解明など、異常時の燃料破損を回避するための運転上の対応能力向上に寄与する研究も必要ではないかと考える。</p>	<p>被覆管の曲げ強度等の評価を既に進めているところ。システムコードと燃料挙動解析コードのカップリング等の熱水力研究との連携も今後検討を進めていく所存です。</p>
---	--

【軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究】

提言	措置
<p>成果の活用が商用軽水炉の安全性向上への自主的な取り組みにも生かされるようにすべきではないか。</p>	<p>得られた成果は、論文や学会発表を通じて広く社会に還元し、関連機関との情報共有を図っていくよう努力してまいります。</p>

【材料劣化・構造健全性に関する研究】

提言	措置
<p>規制の技術支援機関（TSO）としての安全研究センターとしての役割に照らした時に、機構内での他部門との役割分担も整理されてはどうか。</p>	<p>中立性及び透明性に留意しながら、計算科学など他部門の得意とする分野を踏まえた役割分担や機構施設を活用した機構内連携を引続き進めていく所存です。</p>
<p>材料試験炉（JMTR）の廃止措置決定の影響は、これまでのところ最小限にとどまっているが、今後の照射データの拡充において懸念されることから、その補完についての見通しを得る必要がある。</p>	<p>当面は海外炉を利用します。また、原科研ホットラボ施設の利用計画、装置整備等について整理しているところであり、照射材試験施設基盤の維持・強化に努めます。</p>

【核燃料サイクル施設の安全性に関する研究】

提言	措置
<p>学会における核燃料施設のリスク評価に関する実施基準作成に貢献する成果を得ており、高く評価できるが、機構で取得したデータの学会標準での位置づけが明確ではない。</p>	<p>事故シーケンス評価上重要な情報として、研究で得られた知見を反映しました。当該標準への活用に向け課題の抽出に努めることで意義を精査していきます。</p>
<p>今後の研究計画案でやや具体性が欠けている研究実施内容と、受託研究ではなく基礎基盤研究として継続的に取り組むべき研究内容の明確化が望まれる。</p>	<p>事故時の放射性物質放出・移行・閉じ込めデータの取得を継続し、熱流動・物質移行解析コードに取り込むことで事象進展及び施設外への放射性物質放出量評価のための手法を整備します。汎用性の高い評価モデルを構築するため、反応機構の考察等の現象理解に資する基礎基盤研究を進めます。</p>
<p>商用再処理施設の高経年化対策評価については、研究課題の位置づけ、重要性が必ずしも明確ではない印象を受けたことから、研究計画の再評価を含めて見直しも必要かと考えられる。</p>	<p>硝酸溶液系での腐食試験を平成 28 年度に終了し、平成 29 年度からアルカリ溶液系における異材接合継手の腐食試験を開始しています。試験結果を踏まえ、重要となる事項の整理及び再評価を行い、目標とする到達点を明確にした上で研究を進めます。</p>
<p>実験データを得るだけでなく、その論文化等を進めるとともに、事故影響評価手法の体系的な整備に結びつける研究のあり方を検討していただきたい。</p>	<p>論文を速やかに公開していきます。計画策定から事故影響評価の体系化を意識して研究を進めるようにしてまいります。</p>

【臨界安全管理に関する研究】

提言	措置
<p>東京電力福島第一原子力発電所からの最初の燃料デブリ取出しは、本中長期計画終了前に行われる予定となっており、事業者からの情報・計画等も踏まえて計画を見直すことも必要と考える。</p>	<p>現時点の計画では、本中長期目標期間の燃料デブリ取出しは小規模なものであり、そこで得られる性状の知見に基づいて成果をまとめることとしています。この成果が本格的なデブリ取出しに活用される見通しです。このような計画・見通しについては、事業者からの情報等を基に適宜見直していきます。</p>
<p>臨界の計算において、無限個と言わないまでも相当の計算をこなさないと目的としている成果が得られないという印象を受ける。何かうまく制約をして、計算の条件とか計算のケースを減らす努力をしないとイケないのではないか。今後、異なる燃焼度の集合体の混合条件を臨界の観点から評価する手法開発の進展が望まれるとともに、コンクリートに含まれる特に細骨材の多様性にも言及し、デブリの現状把握、取出し及び管理における留意事項を安全研究の視点からさらに整理することが期待される。</p>	<p>幅広く燃料デブリ性状をモデル化しつつ、臨界特性に高い感度を持つ性状パラメータを少数に絞り込み、効率よく計算し、ご指摘のように留意事項の整理を進めてまいります。</p>
<p>燃料デブリ臨界評価手法の整備は規制側からの受託研究ではあるものの、事業者の廃炉工程において不可欠な技術であり、これまでのところ事業者との連携は十分とは見受けられないが、今後連携を強化していただきたい。</p>	<p>事業者との連携を強化し、デブリ性状や取出口法の情報を得ながら、一方で臨界評価手法の整備は独立性・中立性を保って進めていきます。情報を得る機会としては、OECD/NEAプロジェクトも利用することとします。</p>
<p>本研究開発の（現段階の）効果・効用として、まだ成果創出が十分でないためか、成果公表の頻度が乏しく、成果の活用も見込みとなっているのは少し物足りないと考える。将来的にもアーカイブとして参照されるような研究であり、学術論文として成果の公表に努めていただきたい。</p>	<p>平成 31 年度の臨界安全国際会議（ICNC）においてこれまでの成果を取りまとめて論文として公表します。また、学術雑誌へ論文投稿を戦略的・体系的に増やしていきたいと考えています。</p>
<p>本研究テーマに関しては、特に臨界実験の実施に関連した人材が求められており、国際協力をベースとした訓練も含めて人材育成の強化が必要である。</p>	<p>IRSN との協力の他、機構内の施設管理部署との勉強会を、機構大で実施している元気向上プロジェクトの一環として位置づけるなど、人材育成・強化を進めていきます。</p>

【保障措置分析に関する研究】

提言	措置
<p>開発した分析技術の限界などを考慮して研究課題毎に具体的な目標を定めて研究を進めていただきたい。</p>	<p>開発技術の環境試料への応用を考慮して要求とされる分析下限や精度等の分析性能を目標に定め、技術開発を進めていきます。</p>
<p>保有する分析技術の他分野への技術波及や応用展開が十分考えられ、マンパワー不足を補うために連携協力体制の構築・強化が望まれる。</p>	<p>極微量分析技術から派生する研究への展開に取り組むとともに、放射線管理部などの関連部署における職員との連携を強化し技術開発能力の向上に努めます。</p>

【放射性廃棄物管理の安全性に関する研究】

提言	措置
モンモリロナイト中の金属イオンの拡散挙動に関する研究は、これまで多くの研究機関で行われている。当研究グループの研究内容が他の同様の研究と何が違うのか、何に対する安全研究なのか明確にして研究を進めていただきたい。	拡散フラックスの評価だけでなく、圧縮ベントナイト中におけるイオンの濃度を評価し、それをベントナイトの長期変質評価（化学反応解析）で用いることを目指している点が本研究の特徴です。
東京電力福島第一原子力発電所汚染水処理で発生する二次廃棄物の長期保管の安全性評価においては、放射線により生成する化学種の腐食への影響の検討が必要ではないか。	放射線照射下の腐食試験を行い、腐食が起こる塩化物イオン濃度は放射線照射によって変化しないという結果を得ております。
除去土壌の保管・処分の被ばく線量の評価では、誤差が大きい場合があると思う。そういう評価結果を示す場合には、注意が必要であると考えます。	東京電力福島第一原子力発電所汚染物による被ばく線量評価で誤差（不確かさ）の大きい場合、保守的になるように評価しています。評価の保守性は、南相馬での除去土壌の再生利用実証事業で確認しています。
安全規制の観点からの研究なのか、放射性廃棄物処分法の妥当性の評価に資する研究なのか、やや曖昧な印象を受ける。	安全規制を支援する安全評価手法開発を進めるとともに、規制要求の妥当性に関する検討を行っています。後者は処分法の妥当性評価に近い内容になる場合があります。

【関係行政機関等への協力】

提言	措置
今後は、原子力規制機関の人材を機構が受け入れ、研究活動に参加し研究実務の経験を得ることを通じた人材育成の強化が必要と考える。	平成 31 年度からは、原子力規制庁の若手研究者を常駐する形で複数年にわたり受け入れ、人材育成を進める予定です。
国際情報分析の結果と、実際の安全研究の展開の妥当性や今後の新たな展開の要否等の自己分析等も提示されるとよい（規制・国際情報分析室は安全研究センターの外部であるとしても、部門内での連携として。）。	事故・故障情報を分析する規制・国際情報分析室を全ての安全研究分野の専門家が兼務する体制に強化し、規制ニーズや社会情勢に対応した安全研究の展開について、自己分析を行ないつつ研究を進め、その結果を提示していきます。

【安全研究全体】

提言	措置
安全研究を遂行する上で共通した課題を有する他部門組織との協力は不可欠であり、他部門との出来るだけ柔軟な協力体制の構築と運用、機構内共同研究プロジェクトの立上げを企画・支援する仕組みの強化を望みたい。	受託研究や平成 31 年度に開始する規制庁との共同研究では、他部門との協力を得ながら実施します。また、機構横断の研究連絡会をすでに立ち上げており、さらなる機構内の連携を進めてまいります。
規制側の技術支援機関として安全研究センターがカバーしている研究分野が現状の 8 分野で必要十分と言えるか、あるいは安全研究センターが保有する基盤技術が規制を技術支援する上で十分か、に関して、客観的な説明をいただきたい。	原子力規制庁技術基盤グループや大学等と緊密に連携し、役割分担を明確にして研究を進めるとともに、規制・国際情報分析室の機能を最大限に活かしつつ、役割分担や研究基盤の十分性を継続的に検討し、客観的な説明を行ってまいります。

<p>規制の TSO の研究としてみる場合、(1) 外部環境の変化への対応に関する説明が必要である。(2) 「年次計画の概要」については、外部の動きとの関連、成果の具体的な反映・活用先の目標と時期が見えにくい。(3) 研究力を維持しておくことも TSO として重要な使命でもあると思うので、分野によってはそのような紹介もあっていい。</p>	<p>原子力規制委員会の「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」や学会活動を通じて収集した動向等に基づいて、研究計画を検討しています。中長期計画に関する事後・事前評価等において、成果の活用先や時期を示します。各研究ニーズに的確に対応できるよう研究基盤の維持・増強を進めます。</p>
<p>全体の目標である「原子力利用に伴うリスクの評価と不確かさの低減」について、各分野でどのような根本的課題があると考え、個々の研究テーマとしてどのように取り組んでいて、どのレベルまで解決することを目指しているのか、それにより根本的課題がどこまで解決でき、原子力安全の向上にどのように資すると期待できるのか、という点について、安全研究全体として取りまとめて、より効率的・効果的な研究活動の推進に資するよう取り組んでいただきたい。</p>	<p>原子力規制庁技術基盤グループとの連携や規制・国際情報分析室を含めた自己評価機能の強化に加え、安全研究センター長の諮問委員会である安全研究委員会による技術的な評価を踏まえて、課題の設定から成果の活用に至るプロセスを安全研究全体について総合的に評価する取り組みを進めます。この取り組みがより効率的・効果的な研究活動の推進につながるよう努めます。</p>
<p>受託研究で得られた有用な成果（特にハードの絡んだ技術開発）が単発で失われないよう、契約終了後も基礎基盤研究として運営交付金で維持していくべき課題の仕組み等が明確になるとよい。</p>	<p>受託研究契約終了後に実験施設等を借り受けて、運営費交付金で研究を行なうことは可能です。研究の先進性、中長期的なニーズとの整合性等を踏まえ、基礎基盤研究として実施すべきかを判断していきます。</p>
<p>継続的安全性向上は事業者の自主的活動と位置づけられているが、国が行うレビューの質が制度の実効性を支配することが予想される。国のレビューの質の確保には、全体を俯瞰し課題を探求する明確な意図と組織的実体を持った安全研究が必要と考える。どのようにしてその機能が構築できるか検討いただきたい。</p>	<p>安全研究センターだけでは対応ではなく、原子力規制庁等の関係機関と議論しつつ、対応策を早期に検討します。レビューの質の向上には、高い専門性や安全に対する高い意識に基づいて規制上の課題を見出せる人材が不可欠ですので、安全研究を通じ人材育成に努めます。</p>
<p>東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を振り返ると、インドやフランスでの原子力発電所の浸水事象の教訓が生かされていなかったこと、外的事象のリスク評価が不十分だったこと、シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントや防災の整備が不十分だったこと等、安全研究を強化すべき領域があったことがある。現在の保全が全体として十分かを検討するような研究が必要である。</p>	<p>東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて安全研究を見直し、シビアアクシデントや防災研究のみならず、外部事象に係わる研究を強化しています。引き続きこれらの研究を行うとともに、原子力規制庁技術基盤グループとの役割分担を考慮しつつ、課題解決や新たな課題の提示につながる安全研究を進めていきます。</p>
<p>シビアアクシデント関連研究については、個別研究の成果が安全性の確保・向上とどのように効果的にリンクするのかが十分明確ではないように感じられた。評価手法整備に重点をおくことに異議はないが、その手法を実機の具体的課題に適用する研究が不足と考える。</p>	<p>現在は、評価手法の整備に重点を置いていますが、東京電力福島第一原子力発電所事故の解析やシビアアクシデント対策の有効性評価等も実施しています。今後も、リスク情報の活用や原子力防災の実効性向上等に向け手法の適用研究に注力します。</p>

以上

This is a blank page.

付録 3

安全研究・評価委員会への提出資料

This is a blank page.



— 安全研究・評価委員会 —

評価の進め方について ＜中間評価＞

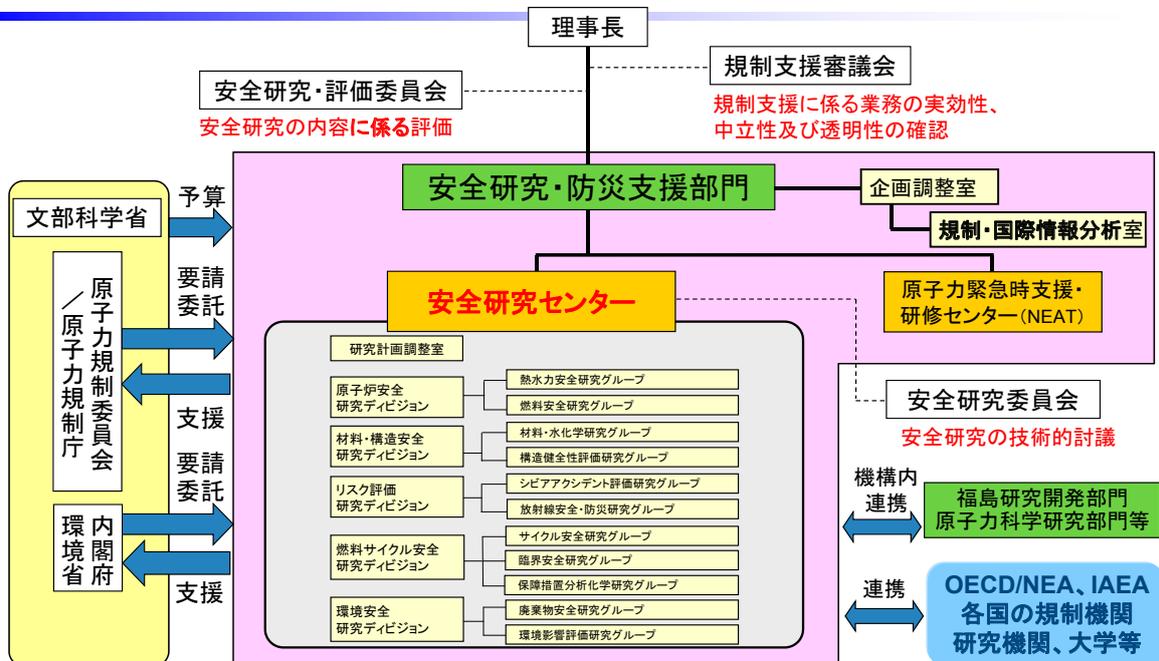
平成30年12月27日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター



安全研究センターの組織

1

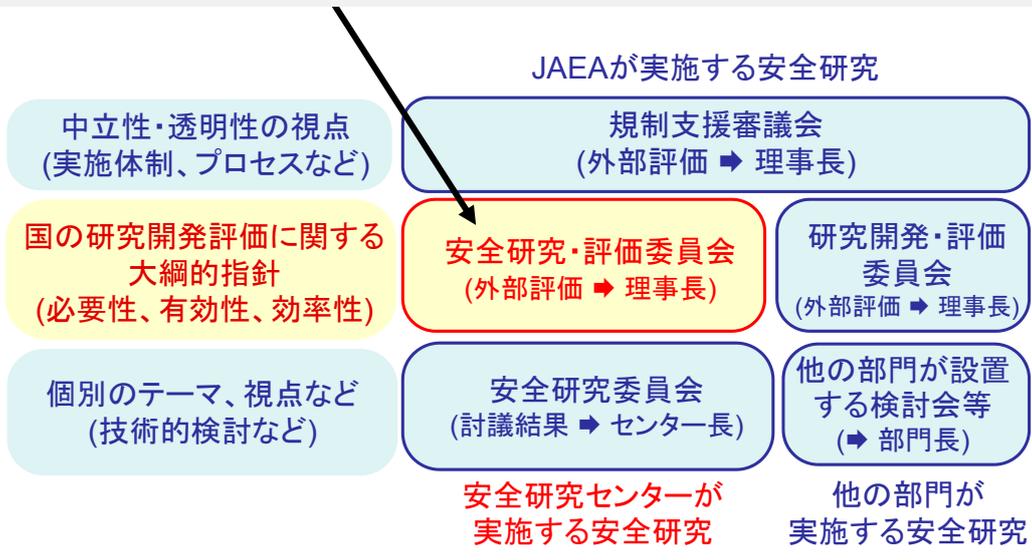




安全研究・評価委員会の目的と位置づけ

2

安全研究センターが実施する安全研究について、**独立した外部評価**を実施する。
適切な区分、形式で適切な時期に評価を実施し、必要とされる他の評価や研究計画策定への活用を図る。



評価について

3

【評価の対象】

中長期計画に基づき運営費交付金並びに原子力規制庁からの受託事業などの外部資金により安全研究センターが実施している**各分野及び規制支援を含む研究全体**について、評価を実施していただく。

【評価のまとめ方】

「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」を踏まえ、上記の対象について**研究開発の進捗状況の妥当性、情勢変化に対応した研究開発の目的・目標、進め方などの見直しの必要性(継続、変更、中止等の決定)、効果・効用(アウトカム)の暫定的確認、研究資金・人材等の研究開発資源の再配分の妥当性などを評価**していただくとともに、**高く評価できる点や課題・改善点**などを具体的に挙げていただき、それらを基に評価結果をまとめる。

【評価の時期】

原子力機構の中長期計画に対して、事前評価、中間評価及び事後評価を実施して理事長に答申し、公開報告書としてとりまとめる。今回は、**第3期中長期目標期間(平成27年度～33年度)の中間評価**を実施していただく。

【情報の管理】

実施中の受託事業の成果を含むため、契約及び機構の規定に従った情報管理を行う。委員には**守秘義務履行の同意及び資料の管理・回収**への協力を依頼する。会議は非公開とする。



中間評価のまとめ方

4

● 評価結果の取りまとめ要領

- 中間評価では、平成27年度から平成30年度上期における研究の進捗状況・成果及び今後の研究計画を説明し、評価の観点に沿った自己評価及び評定(SABCD)を提示する。
- 評価シートに記入いただいた各委員の評価結果及びコメントを集計・整理し、委員長の合意を得て取りまとめた最終版を答申書とする(メールベース)。

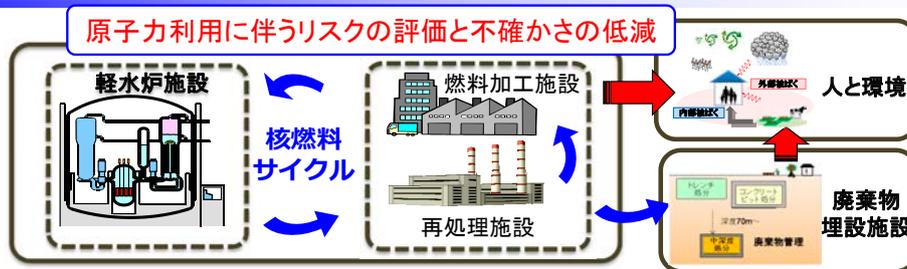
評定の基準	評価
・特に顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。	S
・顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。(達成度120%以上)	A
・成果等の創出に向けた着実な進展が認められる。(達成度100%以上120%未満)	B(標準)
・一層の工夫・改善の必要性が認められる。(達成度80%以上100%未満)	C
・抜本的見直しを含め特段の工夫・改善の必要性が認められる。(達成度80%未満)	D

- 研究開発の進捗状況の妥当性、情勢変化に対応した研究開発の目的・目標、進め方などの見直しの必要性(継続、変更、中止等の決定)、効果・効用(アウトカム)の暫定的確認、研究資金・人材等の研究開発資源の再配分の妥当性などについて、自己評価の項目毎にSABCDの評価をいただきたい。
- また、必要性、有効性及び効率性に加えて、イノベーション創出や他機関との連携の観点も含めて、高く評価できる点や課題・改善点などをコメントとして具体的に挙げていただきたい。



安全研究の対象分野

5



- **燃料安全研究**
通常運転時の燃料挙動、事故時の燃料破損条件やその影響等に係わる実験研究と燃料挙動解析コードの整備
- **燃料サイクル安全研究**
再処理施設等の重大事故時におけるソースターム評価や境界事故評価
- **燃料安全研究**
福島第一原発デブリの取り出し時における境界リスク評価・管理
- **熱水力安全研究**
大型装置を用いた実験や評価手法の整備による事故進展やシビアアクシデント対策の有効性評価
- **放射性廃棄物・環境安全研究**
福島第一原発事故の汚染物を含む廃棄物の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法の整備
- **材料・構造安全研究**
原子力特有の照射環境下における材料の経年変化の評価、安全上重要な機器構造物に対する外的事象や確率論的破壊力学評価手法の整備
- **放射線安全・防災研究**
オフサイト事故影響評価(レベル3PRA)手法の整備、原子力災害時の公衆被ばく評価、防護措置の有効性評価
- **シビアアクシデント評価研究**
ソースターム評価(レベル2PRA)手法の高度化やダイナミックPRA手法の整備、シビアアクシデント対策の有効性評価
- **保障措置分析化学研究**
環境試料中の極微量核物質分析手法の開発



中間評価の対象

6

中間評価では、中長期計画における下記の安全研究センターの全体概要並びに各研究分野についての評価を実施していただきたい。

	研究分野
	安全研究センターの全体概要(関係行政機関等への協力を含む)
1	リスク評価及び原子力防災に関する研究
2	軽水炉燃料の安全性に関する研究
3	軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究
4	材料劣化・構造健全性に関する研究
5	核燃料サイクル施設の安全性に関する研究
6	臨界安全管理に関する研究
7	保障措置分析に関する研究
8	放射性廃棄物管理の安全性に関する研究



スケジュール

7

- 平成30年12月27日(木)に安全研究・評価委員会を開催。
- 各研究分野についてのご意見を評価シートに記載の上、平成31年1月18日(金)までに、提出していただく。
- 各委員からのご意見の集約内容について、平成31年2月1日(金)を目処にご確認いただき、理事長への答申書としてまとめる。
- 答申書に対する機構の措置を取りまとめ、評価報告書として公表する。



(参考)

8

研究開発課題評価実施規程(抜粋)

第3条 (評価の目的)

研究開発課題の評価は、研究開発を督励するとともに、経営資源を有効に活用して、研究開発成果の最大化及び業務運営の効率化を達成するための効果的な研究開発業務に資することを目的とする。

第5条 (評価の実施時期)

2 長期の研究開発期間を有するもの、又は期間の定めが無いものについては、3年から4年程度ごとを目安に中間評価を行う。

第6条 (評価の観点)

(2) 中間評価

研究開発の進捗状況の妥当性、情勢変化に対応した研究開発の目的・目標・進め方などの見直しの必要性(継続、変更、中止等の決定)、効果・効用(アウトカム)の暫定的確認、研究資金・人材等の研究開発資源の再配分の妥当性などを評価する。

第10条 (評価結果の公表)

研究開発課題の評価の結果は速やかに機構内部に周知するとともに、評価に係わる諸資料及び評価者名を含めて、評価の結果を国民に分かりやすい形にまとめ、公表する。



(参考)

9

国の研究開発評価に関する大綱的指針(抜粋) 文部科学省における研究及び開発に関する評価指針(抜粋)

(評価の目的)

研究開発課題の評価は、評価の実施主体が、それぞれの特性に応じて予算、人材等の資源配分への反映、研究開発の質の向上のための助言等をするために実施する。

(評価の実施時期)

情勢の変化や進捗状況等を把握し、その中断・中止を含めた計画変更の要否の確認等を行うために実施する中間評価

(評価の観点)

評価は、当該研究開発課題の重要性、緊急性等(「必要性」、当該課題の成果の有効性(「有効性」)、当該課題の実施方法、体制の効率性(「効率性」)等の観点から行う。



(参考) 国の研究開発評価に関する大綱的指針(抜粋)
 文部科学省における研究及び開発に関する評価指針(抜粋)

10

(「必要性」の観点)

科学的・技術的意義、社会的、経済的意義、国費を用いた研究開発としての意義等

(「有効性」の観点)

新しい知の創出、研究開発の質の向上、実用化・事業化や社会実装に至る前段階を通じた取組、国際標準化、行政施策、人材の育成、知的基盤の整備への貢献や寄与の程度、直接・間接の成果・効果やその他の波及効果の内容等

(「効率性」の観点)

計画・実施体制の妥当性、目標・達成管理の妥当性、費用構造や費用対効果向上方策の妥当性、研究開発の手段やアプローチの妥当性等

(評価結果の取扱い)

評価結果の具体的な活用の例としては、評価時期別に、中間評価では、進捗度の点検と目標管理、計画の継続・中止・方向転換の判断、効果・効用(アウトカム)の暫定的確認、研究開発の質の向上、機関運営の改善、研究者の意欲喚起等が挙げられる。

また、中間評価においては、研究開発が一層発展するよう必要に応じて助言する。特に、進展の著しい領域の研究開発については、柔軟に研究計画を変更することを提言する。



(参考)

評価委員

11

(任期:委嘱日～3年間)

氏名	所属・職位	
井口 哲夫	名古屋大学大学院 工学研究科 エネルギー理工学専攻 教授	新任
池田 泰久	東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所 名誉教授	新任
宇根崎 博信	京都大学 複合原子力科学研究所 原子力基礎工学研究部門 教授	新任
大川 富雄	電気通信大学大学院 情報理工学研究科 教授	新任
曾根田 直樹	一般財団法人電力中央研究所 理事	新任
新堀 雄一	東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻 教授	新任
藤城 俊夫	一般財団法人高度情報科学技術研究機構 参与	再任
村松 健	東京都市大学 工学部 原子力安全工学科 客員教授	新任

(敬称略)



機構外秘

資料No.安研評委03

安全研究センターの研究活動について

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



説明内容

- 第3期中長期目標及び中長期計画
- 前回安全研究・評価委員会における提言
- 安全研究センターにおける研究方針
- 安全研究センターの対象研究分野及び組織
- 福島第一原子力発電所事故を踏まえた研究展開
- 機構外との連携・協力の概要
- まとめ



第3期中長期目標(2015年4月1日～2022年3月31日)

IV. 研究開発の成果の最大化その他の業務の質の向上に関する事項

2. 原子力安全規制行政等への技術的支援及びそのための安全研究機構は、原子力安全規制行政及び原子力防災等への技術的支援に係る業務を行うための組織を区分し、同組織の技術的能力を向上するとともに、機構内に設置した外部有識者から成る規制支援審議会の意見を尊重し、当該業務の実効性、中立性及び透明性を確保しつつ、以下の業務を進める。

- (1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究
⇒安全研究センターの業務
- (2) 原子力防災等に関する技術的支援
⇒原子力緊急時支援・研修センターの業務

中長期計画

各年度の年度計画

3



第3期中長期計画(2015年4月1日～2022年3月31日)

II. 研究開発の成果の最大化その他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置

2. 原子力安全規制行政等への技術的支援及びそのための安全研究機構は、原子力安全規制行政及び原子力防災等への技術的支援を求められている。これらの技術的支援に係る業務を行うための組織を原子力施設の管理組織から区分するとともに、研究資源の継続的な維持・増強に努め、同組織の技術的能力を向上させる。また、機構内に設置した外部有識者から成る規制支援審議会において、当該業務の実効性、中立性及び透明性を確保するための方策の妥当性やその実施状況について審議を受け、同審議会の意見を尊重して業務を実施する。

- (1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究
 - 1) 安全研究
⇒対象研究分野ごとの記載
 - 2) 関係行政機関等への協力
規制基準類に関し、科学的データの提供等を行い、整備等に貢献する。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、規制行政機関等からの具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。さらに、規制活動や研究活動に資するよう、事故・故障に関する情報はじめとする規制情報の収集・分析を行う。

4



前回安全研究・評価委員会における提言

前中期計画の事後評価及び現中長期計画の事前評価(2014年度)

	提言	対応
改善を要する点	<ul style="list-style-type: none"> ● 今後の人員の確保及び人材育成についての計画的な取り組み ● 国外・産業界を含めた機構内外との協力強化 	<ul style="list-style-type: none"> ● 人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組む。 ● 安全規制行政への技術的支援という観点から、中立性・透明性を確保しつつ、機構内連携や産業界との共同研究、学会活動、国際協力等を通して、関係機関との連携を強化していく。
安全研究センターに期待する点	<ul style="list-style-type: none"> ● 研究課題の選定や成果の説明性向上 ● 研究成果であるコードやデータが幅広く活用されるための取り組み ● 福島第一発電所事故対応への継続的寄与 ● 社会情勢の変化に対応した研究計画の新たな展開 ● 研究炉の順調な再開への貢献 	<ul style="list-style-type: none"> ● 中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、計画や成果を適時発信して説明性の向上を図る。 ● 整備が完了した解析コードやデータ等の技術的に有用な情報については、成果の普及や技術の継承の意味を重視して、公開コードやレポートとしてより積極的に公表していく。 ● 福島第一発電所事故への継続的寄与については、機構の最優先事項であり、当センターにおいても、安全の視点からの事故の調査、環境影響の評価、情報の活用等に引き続き貢献していく。 ● 社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟な研究計画の設定と積極的な技術的提言に心掛ける。 ● 研究炉等の運転再開に向けては、安全研究への早期の利用を図るため、施設側と密接な連携をとり、規制基準に精通した専門家としての支援を進める。

5



安全研究センターにおける研究方針(1/3)

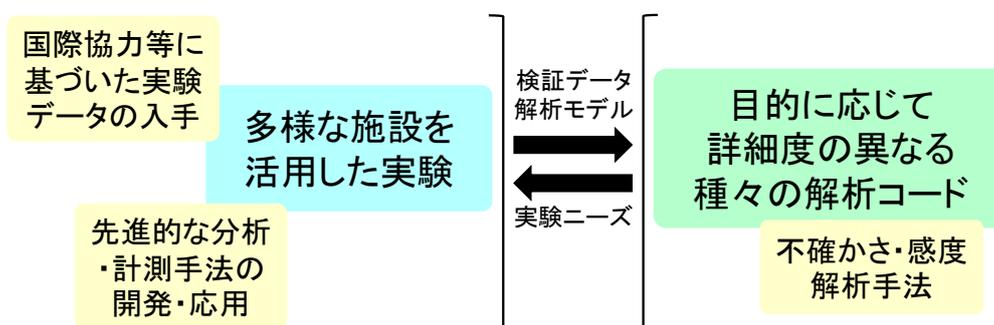
- 独立性・中立性、透明性・説明性の確保と実効性の向上
 - 受託事業や共同研究の実施に係わる内部ルールを定め安全研究センターのウェブサイトにて公開
 - 内部ルールの妥当性を含め規制支援審議会に諮問
- 社会情勢の変化やニーズに対応した適時・的確な研究課題の選定
 - 福島第一原子力発電所事故から得られた教訓の反映
 - 放射性廃棄物に関する中深度処分への対応
 - 原子力規制庁や内閣府等との定期的な意見交換
 - 学会活動等を通じた産業界の動向に係わる情報の収集
- 外部資金と運営費交付金を併用した研究基盤(研究施設や解析手法)の維持・整備

6



安全研究センターにおける研究方針(2/3)

- 実験と解析を両輪とした安全研究を通じた研究力・技術力の向上（規制を支援する組織として必要な総合力の向上）及び規制に科学的根拠を与える知識ベースの構築
 - 原子力規制委員会等、行政機関からの要請に基づいた安全研究（主に受託事業による研究）
 - 長期的視点からの先導的・先進的な安全研究（主に運営費交付金による研究）
 - 事故・故障に係わる調査等への人的・技術的支援
- 研究成果等の積極的な公開・発信



7



安全研究センターにおける研究方針(3/3)

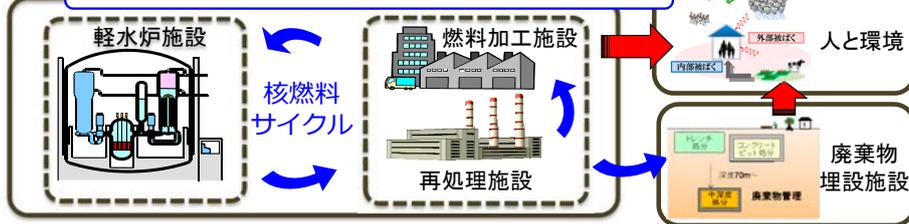
- 規制情報等の収集やそれを分析・活用する機能の強化
 - 安全研究センターの規制情報分析室と原子力緊急時支援・研修センターの国際情報課を安全研究・防災支援部門の組織として統合・効率化（2018年4月に規制・国際情報分析室を設置）
 - 施設管理部門に対する技術的助言等
- 安全研究の将来を担う人材の確保及び育成
 - 研究系職員の採用に加え夏期実習生や博士研究員の積極的な受け入れ
 - 優秀な博士研究員を定年制職員として採用
 - 安全研究を通じたOJTに加え国際協力関係会合等への参加や成果発表
 - 海外研究機関への長期駐在や留学を奨励
 - 原子力規制庁職員を外来研究員として受け入れ
- 効果的・効率的な課題の解決に向けた国際協力を含む機構内外との連携・協力
 - 機構内の検討会等による技術的な情報や課題の共有（リスク評価、シビアアクシデント、計算科学等）
 - 福島第一原子力発電所事故の継続的な調査・分析を含む多様な国内・国際協力の展開

8



安全研究の対象分野

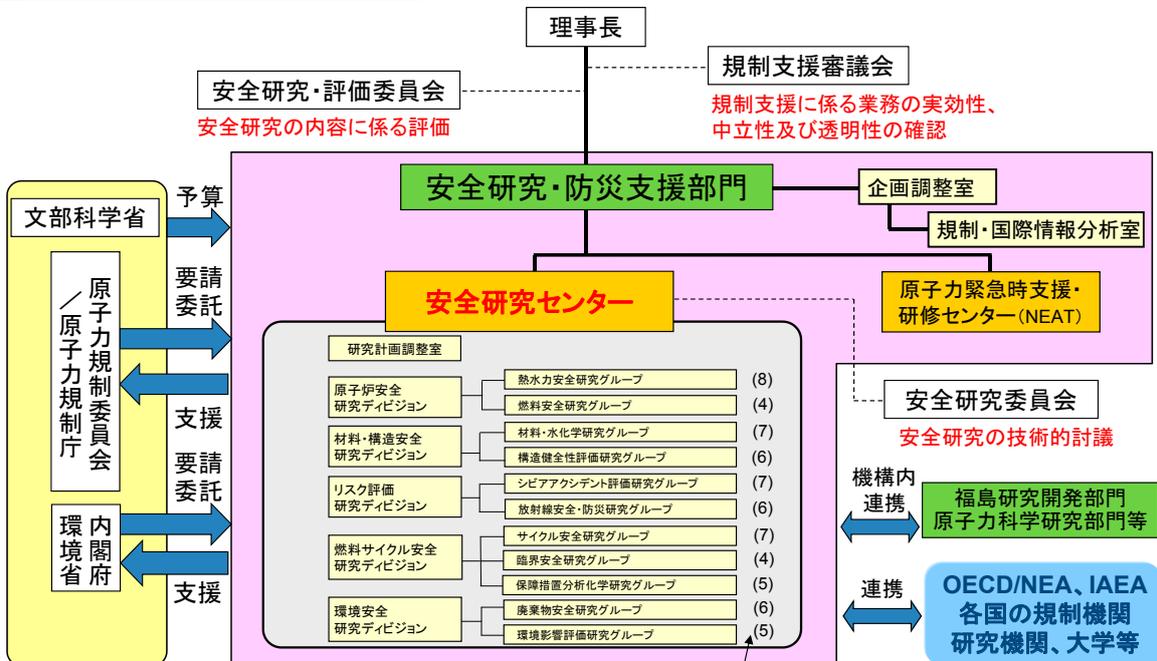
原子力利用に伴うリスクの評価と不確かさの低減



- 燃料安全研究**
 通常運転時の燃料挙動、事故時の燃料破損条件やその影響等に係わる実験研究と燃料挙動解析コードの整備
- 熱水力安全研究**
 大型装置を用いた実験や評価手法の整備による事故進展やシビアアクシデント対策の有効性評価
- 材料・構造安全研究**
 原子力特有の照射環境下における材料の経年変化の評価、安全上重要な機器構造物に対する外的事象や確率論的破壊力学評価手法の整備
- シビアアクシデント評価研究** (リスク評価研究)
 ソースターム評価(レベル2PRA)手法の高度化やダイナミックPRA手法の整備、シビアアクシデント対策の有効性評価
- 臨界安全研究**
 福島第一原発デブリの取り出し時における臨界リスク評価・管理
- 燃料サイクル安全研究**
 再処理施設等の重大事故時におけるソースターム評価や臨界事故評価
- 放射性廃棄物・環境安全研究**
 福島第一原発事故の汚染物を含む廃棄物の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法の整備
- 放射線安全・防災研究** (リスク評価研究)
 オフサイト事故影響評価(レベル3PRA)手法の整備、原子力災害時の公衆被ばく評価、防護措置の有効性評価
- 保障措置分析化学研究** (2015年4月～)
 環境試料中の極微量核物質分析手法の開発



安全研究センターの組織



H30.4.1時点のプロパー職員数(兼務は除く)



福島第一原子力発電所事故を踏まえた研究の強化

福島第一原子力発電所事故

教訓・課題

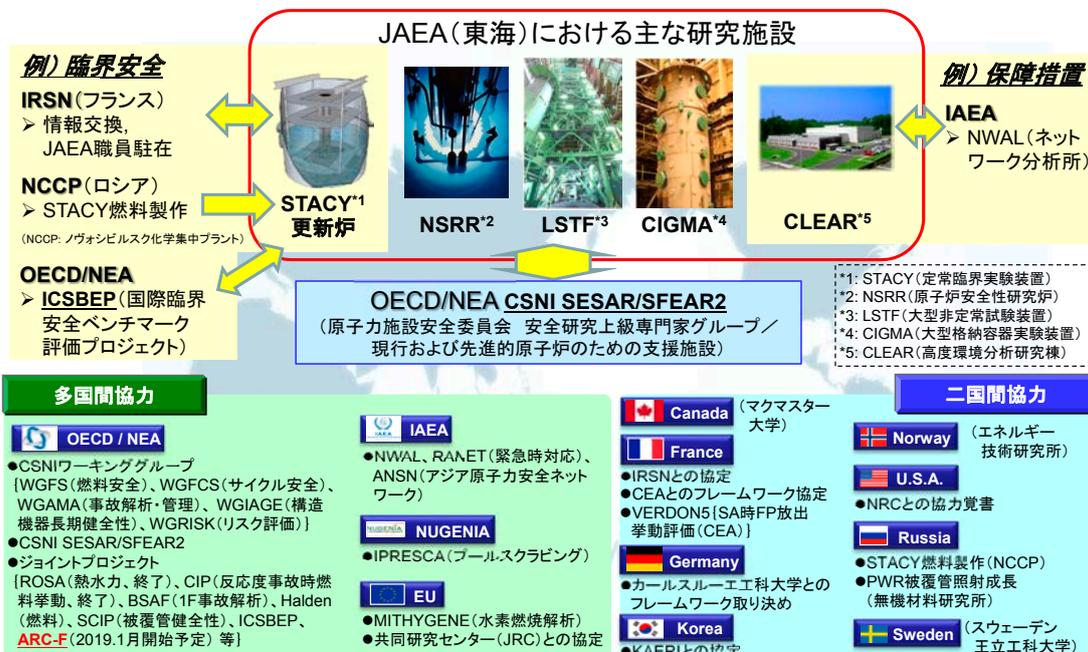


研究課題の重点化(設計基準事象への対応を中心とした従来研究の見直し)

- シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和に係わる研究
- 緊急事態への準備と対応(原子力防災)に向けた研究
- 外部事象(地震、火山等)の影響に係わる研究
- 福島第一原子力発電所の詳しい技術的調査・分析と安全な廃止措置・放射性廃棄物管理に係わる研究

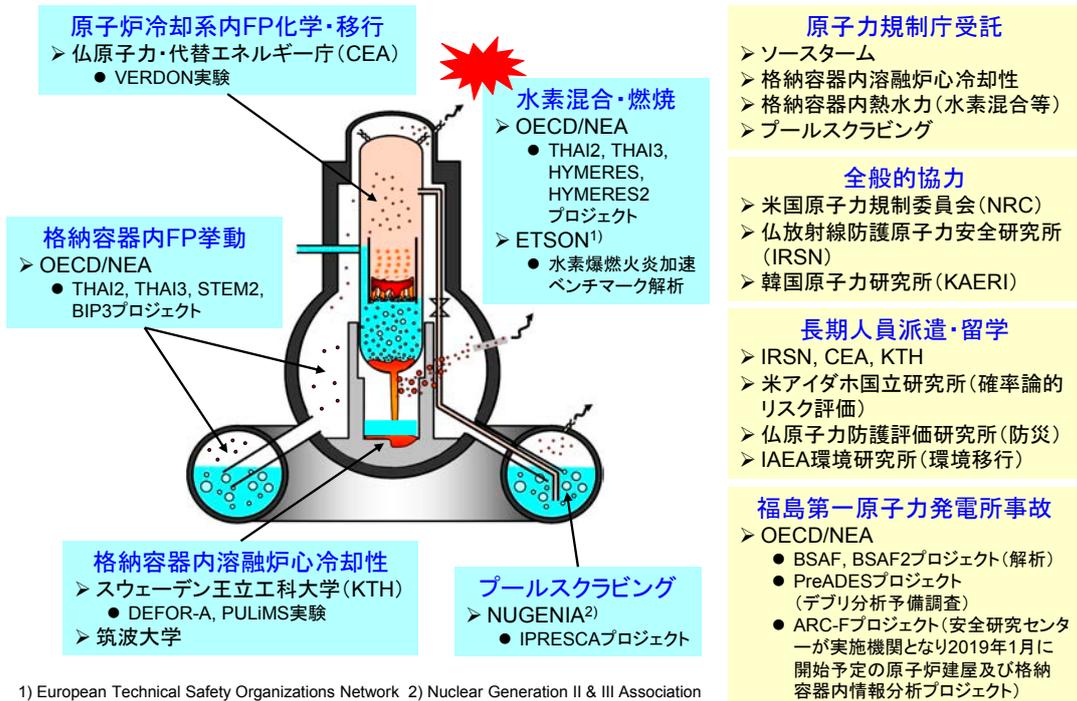


国際協力研究の概要





機構外との連携・協力例(シビアアクシデント関係)



1) European Technical Safety Organizations Network 2) Nuclear Generation II & III Association



まとめ

安全研究センター全体の研究活動

- 安全研究の実施に当たっては、組織を原子力施設管理組織から区分するとともに、新たに設置した規制支援審議会における審議等を通じて実効性、中立性及び透明性の確保に努めている。
- 原子力規制庁や内閣府等から受託事業資金を獲得し、運営費交付と合わせて、研究基盤の整備及びこれらを活用した安全研究の実施に必要な予算の充実を図っている。
- 中長期計画に従い、原子力規制委員会における安全研究の基本方針(2016年7月6日)、前回安全研究・評価委員会における提言や福島第一原子力発電所事故の教訓等も踏まえ、対象とする8分野に係わる安全研究を着実に実施するとともに、研究・技術力を高めつつ安全研究を通じて明らかになった新たな課題にも的確に対応して有用な知見を取得し、規制基準、学協会規格の整備等に継続的に貢献している。
- 上記に加え、国際協力を含む機構内外との連携・協力を推進するとともに、多くの研究系職員や博士研究員を採用し、安全研究や国際協力、海外研究機関への長期派遣・留学等を通じた人材強化・育成を進めている。

関係行政機関等への協力について

- 原子力規制庁や内閣府からの委託等に基づいて、リスク評価、燃料の安全性、事故時熱水力挙動、材料劣化・構造健全性、核燃料サイクル施設の安全性、臨界安全、保障措置分析及び放射性廃棄物管理の安全性に関する実験や解析を行って科学的知見を取得・提供している。
- 事故・故障情報や国際基準に関する原子力規制庁の会合に参加し調査等に協力するとともに、FINAS(Fuel Incident Notification and Analysis System)を通じた燃料サイクル施設の事故・故障情報の入手・分析及びFINASに係わるIAEA技術報告書の編さんに対する協力を新たに進めている
- 関係行政機関等に対しては、原子力規制委員会等、国の委員会に各年度延べ50人回程度参加し、人的・技術的支援を行っている。また、学協会の規格策定委員会に各年度延べ200人回程度参加し、継続的に貢献している。
- 上記に加え、安全研究・防災支援部門の下に規制・国際情報分析室を2018年4月に設置し、防災計画や試験研究炉等に係わる規制情報の分析を行う機能を強化した。
- 福島第一原子力発電所事故の調査・分析等について、同事故に係わる新たなOECD/NEAプロジェクト(ARC-Fプロジェクト)を2019年1月に開始すべく、原子力規制庁と協議しつつ準備を進めた。

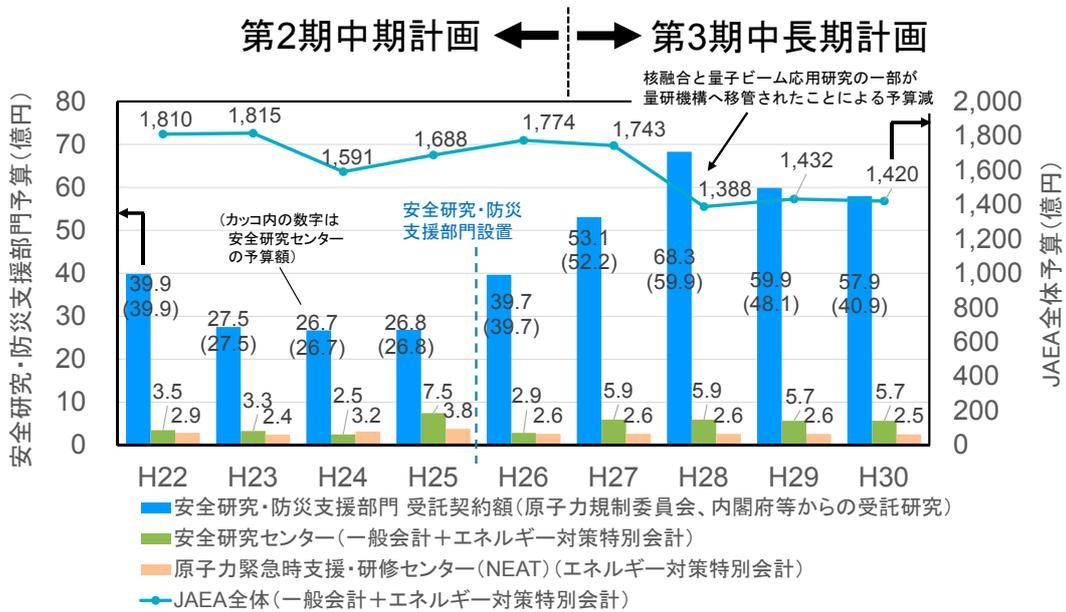
【平成27年度～30年度上期までの実績及び今後の計画に対する自己評価】：A



参考



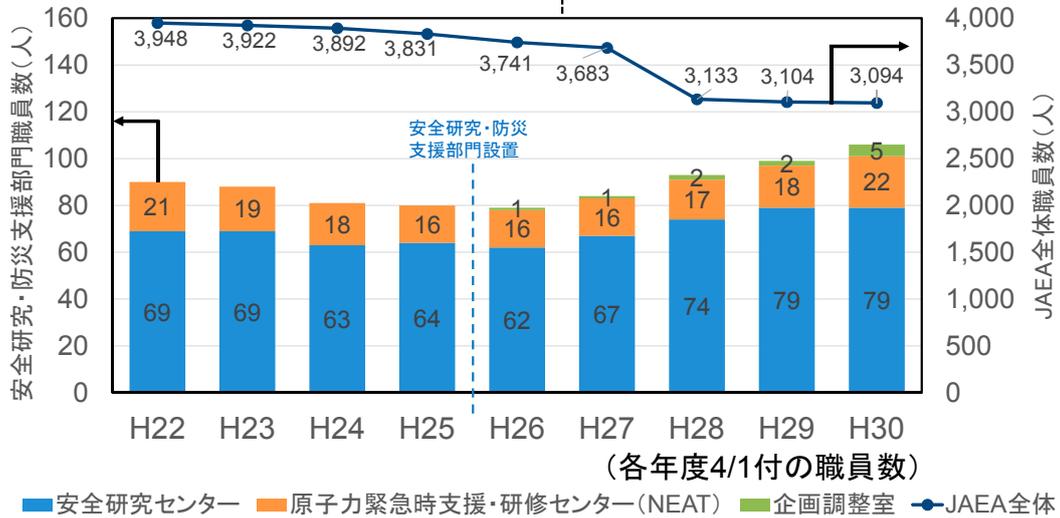
運営費交付金予算及び受託事業契約額の推移





定年制職員数等の推移

第2期中期計画 ← → 第3期中長期計画



年度	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30
研究系職員採用数	2	1	6	3	4	6	6	5	6
博士研究員数	2	0	2	3	4	8	10	9	8

*10/1付け
1名を含む



受託事業件数等の推移

	受託事業 件数	共同研究 件数	国際協力 件数	査読付き 論文数	外部表彰 受賞数	貢献した 基準類の 数	国の委員 会への参 加	自治体や 関係機関 等の委員 会への参 加	学協会の 規格策定 委員会へ の参加	海外長期 派遣・留 学
H22	19	15	10	31	1	2	137	6	53	1
H23	11	7	11	31	4	13	153	5	49	1
H24	11	11	13	42	2	7	83	8	55	1
H25	13	7	13	39	2	9	137	1	52	2
H26	15	8	14	45	7	9	73	2	31	0
H27	22	13	43	65	6	18	48	9	163	5
H28	22	10	53	75	2	14	44	9	227	4
H29	28	15	55	75	6	7	59	11	227	4



安全研究を支える主な研究施設

軽水炉施設

- シビアアクシデント／リスク評価
- 燃料安全
- 熱水力安全
- 材料・構造安全

燃料



原子炉安全性研究炉 (NSRR)



燃料試験施設 (RFEF)

熱水力 シビアアクシデント



大型格納容器実験装置 (CIGMA)



高圧熱流動ループ (HIDRA)

核燃料サイクル施設・廃棄物処分施設

- 重大事故／リスク評価
- 臨界安全
- 放射性廃棄物処分安全

燃料サイクル安全



核燃料サイクル施設火災 (ACUA)

保障措置



高度環境分析研究棟 (CLEAR)

臨界・廃棄物



燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)

19



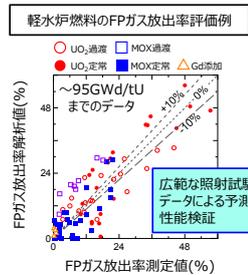
主な解析コード(1/2)

燃料安全

FEMAXI/RANNS

▶ 通常運転から事故条件下における燃料の挙動を解析

- 燃料棒の使用中の健全性や事故時の安全性を評価



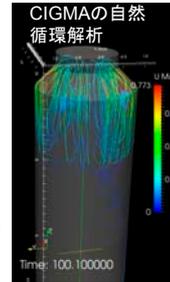
熱水力安全

*オープンソースCFDコード

OpenFOAM*

▶ 気液二相流や密度成層を含む熱水力挙動の詳細解析

- SA対策の有効性評価に係わるモデルの高度化や局所熱水力挙動の評価

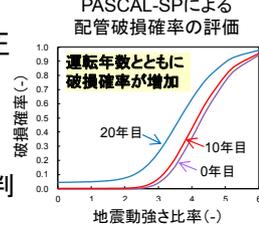


材料・構造安全

PASCAL4/PASCAL-SP

▶ 圧力容器や配管の破損確率評価(加圧熱衝撃、地震等)

- 確率論的健全性評価、検査の合理性判断や安全裕度評価

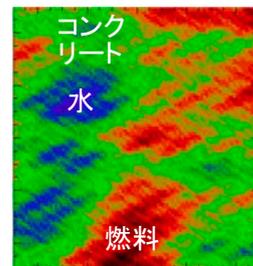


臨界安全

Solomon

▶ 乱雑な組成分布を持つ燃料デブリの臨界特性評価

- 福島第一原発燃料デブリ取出し検討への貢献



20



主な解析コード(2/2)

シビアアクシデント評価

THALES2/KICHE
 > 多岐なシナリオのソースターム評価

● SA対策の有効性やリスク評価、防護対策有効性評価へのインプット

SA時(全電源喪失)のFP放出履歴

放射線安全・防災

OSCAAR
 > 公衆の被ばくや経済損失の評価

● 防護対策の有効性評価や地域防災計画への技術情報の提供

緊急時防護対策の有効性評価

燃料サイクル安全

CELVA-1D
 > 燃料サイクル施設内の熱流動・物質移行解析

● セル換気系の健全性評価や放射性物質の閉じ込め評価

再処理モデルプラントを対象とした爆発事故解析結果

放射性廃棄物・環境安全

MC-BUFFER
 > 人工バリアの変質に伴う透水係数等の変化を解析

● 処分環境における人工バリアの長期性能評価

粘土系人工バリアの物性変化

21



強化した研究の主要な成果(1/2)

	原子炉安全 研究ディビジョン	材料・構造安全 研究ディビジョン	リスク評価 研究ディビジョン	燃料サイクル安全 研究ディビジョン	環境安全 研究ディビジョン
シビアアクシデントの発生防止と影響緩和	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉システムでの熱水力挙動について、CIGMAやHIDRAの研究の基幹となる大型装置を完成させ、炉心熱伝達や格納容器熱水力に関する実験データベースの整備と評価モデルの高度化を実施 窒素を含む水蒸気雰囲気下における被覆管酸化挙動及び酸化に伴う機械特性変化に係る知見を取得 NSRRにて燃料溶融進展挙動実験の予備実験を実施、実験中の燃料温度に係る情報を取得 	<ul style="list-style-type: none"> 高温に曝される構造物(下部ヘッド、配管等)についてクリープ変形を伴う構造強度解析技術を開発 溶融炉心との相互作用を考慮した下部ヘッドの損傷解析技術を原子力基礎工学研究センターと連携して開発 	<ul style="list-style-type: none"> ソースターム評価上重要な主要FPの化学形を計算する機能を備えたシビアアクシデント総合解析コードTHALES2の整備 溶融炉心/コンクリート相互作用や水素燃焼による格納容器破損防止対策の有効性を評価する手法の整備 	<ul style="list-style-type: none"> サイクル施設におけるシビアアクシデント時(高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故、火災等)の放射性物質放出・移行・閉じ込め評価データの取得及び評価モデルの構築 核燃料物質取扱いにおける臨界リスク評価のためのシナリオ分析に必要な温度反応度フィードバックが小さい体系のデータを拡充 	
緊急事態への準備と対応(原子力防災)			<ul style="list-style-type: none"> 事故影響評価解析コードOSCAARにおけるヨウ素代謝モデルの高度化及びTHALES2コードとの連携機能強化 放射性物質の家屋内浸透率、沈着率等、重要パラメータの実験による取得 屋内退避施設における被ばく線量評価手法や緊急時モニタリング手法の整備 		

青: 運営費交付金 赤: 受託事業 黒: 両者

22



強化した研究の主要な成果(2/2)

	原子炉安全 研究ディビジョン	材料・構造安全 研究ディビジョン	リスク評価 研究ディビジョン	燃料サイクル安全 研究ディビジョン	環境安全 研究ディビジョン
外部事象の 影響	<ul style="list-style-type: none"> LOCA後地震の影響評価としてLOCA模擬試験後高燃焼度改良型燃料被覆管について4点曲げ試験を実施し破断限界に係る知見を取得 	<ul style="list-style-type: none"> 三次元詳細モデルを用いて原子炉建屋地震応答解析手法を高度化し重要因子の影響度を確認するとともに、標準的解析要領案を整備 飛翔体の衝突速度や角度が及ぼす被衝突体への影響評価を通じて、飛翔体衝突による局部損傷等を評価する手法を整備中 			<ul style="list-style-type: none"> 地層処分の安全規制に特異な事項として、深部流体活動及びマグマ滞留時間の評価手法整備に向けた検討
福島第一原子力発電所(1F)の調査・分析と廃止措置・放射性廃棄物管理			<ul style="list-style-type: none"> OECD/NEAの1F事故ベンチマーク解析(BSAF2)プロジェクトにTHALES2/KICHEコードにより参加しFP分布やソースタームに係る知見を取得・共有 BSAF2プロジェクトの後継タスクを含む1F原子炉建屋及び格納容器内情報の分析(ARC-F)プロジェクトを2019年1月に開始すべくプロジェクト実施機関として準備 	<ul style="list-style-type: none"> 1F廃止措置時臨界安全評価のため、様々な性状の燃料デブリ基礎臨界特性データと臨界リスク評価手法を整備するとともに、これらのデータ・手法の検証実験を行うためSTACYの更新を継続 	<ul style="list-style-type: none"> 1Fプラント内の核種移行に関する公開情報を収集・整理するとともに核種移行挙動把握のための水や固相試料の分析方法について検討 除去土壌保管統計データを活用し現状保管と将来の処分案に対する被ばく線量を評価 原子炉施設の廃止措置終了時における敷地由来汚染源の識別や濃度分布の評価 多種多様な水処理二次廃棄物の長期保管に係る容器の劣化可能性を評価

青:運営費交付金 赤:受託事業 黒:両者



機構外秘

資料No.安研評委04

リスク評価及び原子力防災に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価基盤技術の継続的な改善及び応用を進め、リスク情報を活用した安全規制や原子力防災における効果的な防護戦略の立案を支援する。

【第3期中長期計画】

東京電力福島第一原子力発電所事故の知見等に基づいて多様な原子力施設のソースターム評価手法及び種々の経路を考慮した公衆の被ばくを含む事故影響評価手法を高度化するとともに、両手法の連携強化を図り、シビアアクシデント時の合理的なリスク評価や原子力防災における最適な防護戦略の立案を可能にする技術基盤を構築する。

【平成27年度～平成30年度計画】

27年度：核分裂生成物(FP)化学を考慮したソースターム評価手法の構築に必要な実験データ等の整備に着手するとともに、多様なシビアアクシデントシナリオのソースタームを再評価する。また、レベル3PRA手法の防護対策モデルの高度化を行い、被ばく低減効果を評価するとともに、緊急時被ばく状況及び現存被ばく状況下における放射線リスク評価モデルと管理基準等の開発を進める。

28年度：FP化学に係わる実験データ等の整備を継続するとともに、ソースターム評価手法及び格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の整備と実機評価への応用を進める。また、レベル3PRA確率論的事故影響評価コード(OSCAAR)の公開に向けた整備を行うとともに、緊急時被ばく状況及び現存被ばく状況下における放射線被ばく評価モデルと管理基準等の開発を継続する。

【平成27年度～平成30年度計画】

29年度：シビアアクシデント時におけるソースターム評価手法及び格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の整備を継続するとともに、プラント状態の推移等を考慮した動的リスク評価手法の開発を進める。また、レベル3確率論的事故影響評価コード(OSCAAR)の防護措置モデル改良のための調査を進めるとともに、緊急時被ばく状況及び現存被ばく状況下における放射線被ばく評価モデル等の開発を継続する。

30年度：シビアアクシデント時におけるソースターム評価手法及び格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の整備を継続するとともに、プラント状態の推移等を考慮した動的リスク評価手法の開発を継続する。また、レベル3確率論的事故影響評価コード(OSCAAR)の防護措置モデルの改良を進めるとともに、現存被ばく状況下での長期被ばくに係る評価手法を開発する。

【実施体制】

リスク評価基盤技術の高度化に係わる研究については、原子力規制委員会や地方自治体と連携しつつ、国際協力を効果的に活用してプロパー研究として実施する。リスク評価基盤技術を応用する規制支援研究等に関しては一部受託事業として進める。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特になし。

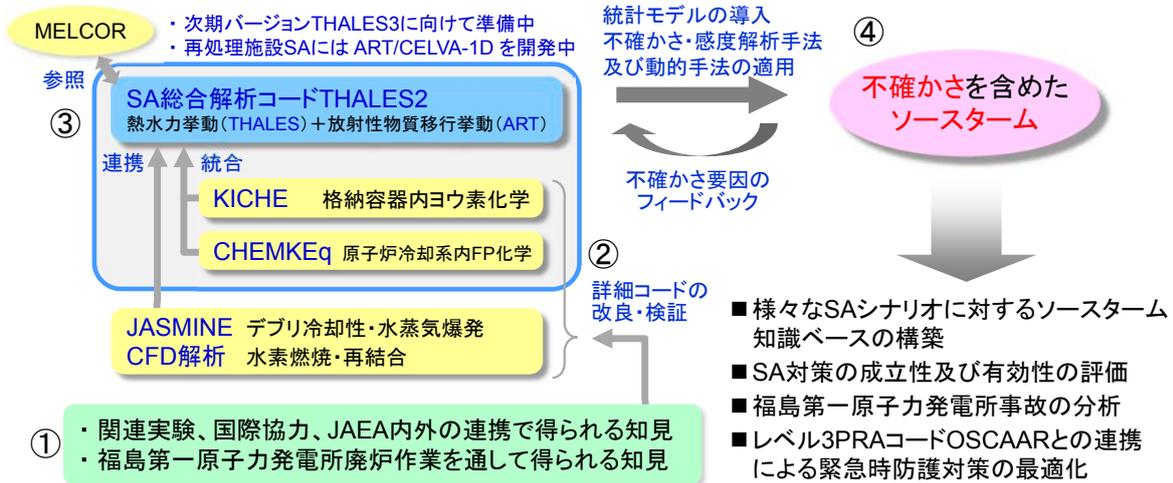
【進捗状況】

計画通り進捗している。



シビアアクシデント研究の全体像

- 【進め方】
- ① 実験, 国際協力, 機構内外連携による技術的知見の取得
 - ② 個別の重要現象を評価するための解析コードの整備
 - ③ 知見及び成果のシビアアクシデント(SA)総合解析コードへの集約
 - ④ SA総合解析コードを活用したソースターム評価



3



実施内容と成果の概要(1/4)

本成果の一部は原子力規制庁からの受託事業の成果である。

【平成27～平成30年度上期の概要】

ソースターム評価手法の高度化

- 東京電力福島第一原子力発電所事故におけるモニタリング情報やOECD/NEA BSAF計画で提供されるプラント情報を参照してTHALES2/KICHEコードによるソースターム評価を行い、気体状ヨウ素(I_2 や有機ヨウ素)の生成量及び格納容器ベント操作に伴う環境への有意な放出量を予測し、モニタリング情報から得られた結果(気体状ヨウ素 > 粒子状ヨウ素)と整合することを確認するとともに、ヨウ素化学解析コードKICHEによる基礎的な解析を通じて海水注入が及ぼす I_2 放出への影響を確認した。
- 国際共同実験VERDON5、機構内のAGF実験及びTeRRa実験により、制御材(ホウ素)がセシウム及びヨウ素化学に及ぼす影響に係わるデータを様々な雰囲気条件下において取得し、水素雰囲気、水蒸気雰囲気のいずれの場合においても、ホウ素を添加した場合に気体状ヨウ素(I_2 及び有機ヨウ素)の生成量が増大し、より多くのヨウ素が原子炉冷却系から格納容器内に流入することを明らかにした。
- FP高温化学の基礎データを取得するための実験装置の整備に着手した。
- THALES2コードに制御材(B_4C)酸化モデルを導入し、サブレーションプール水のpHに影響を及ぼす CO_2 やホウ酸の生成挙動を評価する機能を追加した。また、実験データ及び解析結果から原子炉冷却系内の核分裂生成物(FP)の化学平衡組成データベースを整備し、これに基づき、化学形を予測するための代替統計モデルを構築しTHALES2コードに導入した。これらにより、原子炉冷却系から格納容器まで一貫したFP化学挙動評価を行う仕組みを構築した。
- 考慮する化学反応に応じて化学平衡論と反応速度論を適切に使い分ける部分混合モデルを備えた化学計算コードCHEMKEqを整備し、FP化学組成の評価精度向上の見通しを得た。
- 対策の成功確率がプラント状態に依存するシステムの動的リスク評価をTHALES2コードを用いて行うためのツールを開発した。

4



実施内容と成果の概要(2/4)

シビアアクシデント研究

本成果の一部は原子力規制庁からの受託事業の成果である。

【平成27～平成30年度上期の概要】

格納容器内熔融炉心冷却性評価技術の高度化

- 格納容器内に落下した熔融炉心の冷却性評価に用いるため、熔融炉心／冷却材相互作用解析コードJASMINEに熔融物の粒子化挙動、熔融物粒子同士の結合挙動、床面拡がり挙動等のモデルを追加し、スウェーデン王立工科大学(KTH)で実施された実験のデータを用いた検証により、コードが冷却性評価に必要な予測性能を備えていることを確認した。
- データ拡充のため、筑波大学との共同研究を開始するとともに、実験装置の整備に着手した。
- JASMINEコードと確率論的手法を連携させたROAAM法による評価方法を整備し、事故条件の不確かさを考慮した熔融炉心冷却成功(MCCI回避)確率の予備評価を実施した。

水素挙動評価技術の開発

- 水素濃度低減対策の一つである静的触媒式水素再結合装置(PAR)の有効性を評価する手法の整備を目指し、OECD/NEA THAI計画で実施された大規模空間内でのPAR性能評価実験について解析を行い、解析モデルの妥当性を確認した。
- 仏IRSN主導の水素爆燃実験ENACCEFの解析を数値流体力学(CFD)コードOpenFOAMにより実施し、水素燃焼に関する素反応を組込んだソルバーと乱流モデルにより、乱流促進が火炎伝播の加速を引き起こす現象を定性的に再現することに成功した。

再処理施設のソースターム評価手法の整備

- 高レベル廃液蒸発乾固事故時のルテニウム(Ru)移行量を評価するため、硝酸／水混合蒸気の凝縮に伴う液相へのRu移行を考慮したモデルを実験データに基づき構築した。これにより、再処理施設のFP移行解析コードART/CELVA-1Dに導入するモデルの整備が進展した。

5



実施内容と成果の概要(3/4)

シビアアクシデント研究

【成果の活用】

- FP化学計算機能を拡張したTHALES2/KICHEコードを、動的リスク評価を含むレベル2PRA及び防災訓練用データベースの構築等に向けたOSCAARコードとの連携解析に活用する。
- 熔融炉心挙動モデルを追加したJASMINEコードを、MCCI対策の有効性評価やレベル2PRAにおける格納容器破損確率の評価に活用する。
- CFDを用いた水素挙動評価技術を、格納容器・原子炉建屋内の水素濃度低減対策の有効性評価、複雑形状空間における水素爆燃挙動の評価、格納容器・原子炉建屋破損確率の評価に活用する。
- ART/CELVA-1Dコードを整備し、再処理施設の重大事故時ソースターム評価及び対策の有効性評価に活用する。また、本研究の成果は原子力学会標準「核燃料施設に対するリスク評価の実施基準」の附属書で参照された。

【成果の公開】

- X. Zheng, H. Itoh, K. Kawaguchi, H. Tamaki and Y. Maruyama, "Application of Bayesian Nonparametric Models to the Uncertainty and Sensitivity Analysis of Source Term in a BWR Severe Accident", Reliability Engineering and System Safety, Vol. 138, pp. 253-262, June, 2015.
 - 吉田一雄, 石川淳, 阿部仁, 「再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での放射性物質の移行挙動解析」, 原子力学会和文論文誌, Vol. 14, No. 4, pp. 213-226, 2015年11月.
 - X. Zheng, H. Itoh, H. Tamaki and Y. Maruyama, "An Integrated Approach to Uncertainty and Sensitivity Analysis for Nuclear Reactor Severe Accidents", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 3, pp. 333-344, March, 2016.
 - H. Shiotsu, J. Ishikawa, T. Sugiyama and Y. Maruyama, "Influence of Chemical Speciation in Reactor Cooling System on pH of Suppression Pool during BWR Severe Accident", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.4, pp.363-373, 2018.
- など、雑誌論文 11件、国際会議報告 22件、口頭発表 22件、技術報告書 5件、受託報告書 7件、表彰1件。

6



実施内容と成果の概要(4/4)

【年次計画の概要】

中長期 終了目標	項目	H27	H28	H29	H30 上期	H30 下期	H31	H32	H33	
シビアアクシデント 時のリスク評価、 原子力防災における 防護戦略立案	実験データ取得	熔融炉心水中落下時挙動データの取得 (KTH)						MCCIデータ取得 (NEAプロジェクト)		
		原子炉冷却系内FP化学データの取得 (VERDON, AGF, TeRRa)						溶融物拡がり挙動データの取得		
		原子炉冷却系内FP化学データの取得 (VERDON, AGF, TeRRa)						データ取得 (TeRRa)		
	解析コード整備	JASMINEコードの改良						実機事故解析 (冷却成功確率評価)		
		水素挙動解析技術の開発								
		FP化学データベース作成、代替統計モデル構築								
		平衡論/速度論化学計算コード CHEMKEqの整備						THALES3整備		
	SA解析コードの 応用	1F事故解析 (BSAF, BSAF2計画)						1F事故解析 (ARC-F計画)		
		不確かさ/感度解析手法の開発						ダイナミックPRA手法の開発/応用		
	再処理施設ソ ースタム評価手 法の整備	ルテニウム移行挙動モデルの整備								
						ART/CELVA-1Dコードの改良/実機評価への適用				

7



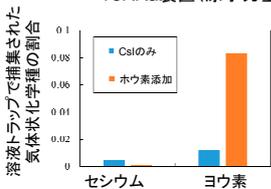
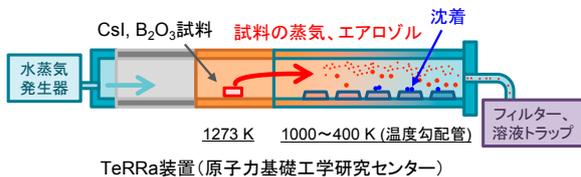
主な成果 (1/3)

本成果の一部は原子力規制庁
からの受託事業の成果である。

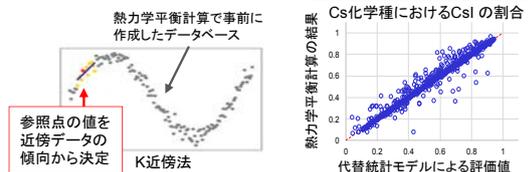
ソースタム評価技術の高度化

【ねらい】 原子炉冷却系内及び格納容器内におけるFP及び制御材の化学的挙動を考慮した手法による不確かさの低減

【アプローチ】 機構内実験、国際共同実験及び熱化学平衡解析から得たデータベースに基づき原子炉冷却系内のFP化学形を予測する代替統計モデルを構築し、THALES2コードに導入



原子力基礎工学研究センターとの連携により、制御材(ホウ素)がFP化学に及ぼす影響のデータを水蒸気雰囲気下で取得する実験を開始



FP化学形予測のための代替統計モデルの改良

- ✓ 国際共同実験VERDON5、機構内のAGF実験及びTeRRa実験により、制御材(ホウ素)がセシウム及びヨウ素化学に及ぼす影響に係わるデータを様々な雰囲気条件下において取得
- ✓ 新たな手法(K近傍法)を用いて原子炉冷却系内FP化学形代替統計モデルを高精度化
- ✓ 上記代替統計モデルをTHALES2コードに組み込み、代表的なシビアアクシデントシナリオのソースタムを評価

【成果とその活用】

- THALES2/KICHEコードのFP化学計算機能を改良及び拡張することで、次期バージョンであるTHALES3コードの基本的機能を整備
→ 動的PRAを含むレベル2PRAや防災訓練用データベースの構築等に向けたOSCAARコードとの連携解析に活用する予定

8



主な成果 (2/3)

シビアアクシデント研究

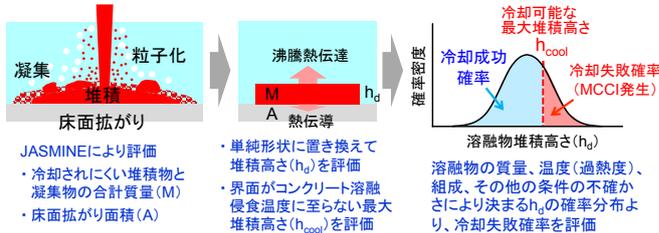
本成果は原子力規制庁からの受託事業の成果である。

格納容器内熔融炉心冷却性評価技術の高度化

【ねらい】 熔融炉心／コンクリート相互作用 (MCCI) 防止対策 (格納容器への先行注水) の有効性を種々の不確かさを考慮して評価

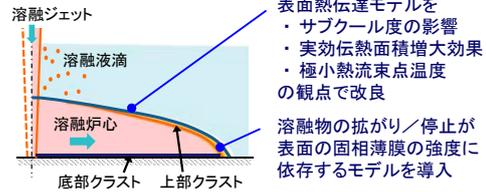
【アプローチ】 スウェーデン王立工科大学 (KTH) の熔融炉心水中粒子化及び床面拡がり実験のデータを活用し、熔融炉心／冷却材相互作用解析コード JASMINE のモデルを改良、さらに同コードと確率論的手法を連携

- ✓ KTHのDEFOR-A実験データに基づいて粒子群の凝集 (アグロメレーション) による塊状物質の形成に係わるモデルを改良
- ✓ 熔融炉心床面拡がりモデルを改良し、KTHのPULiMS実験解析により予測精度の大幅な向上を確認

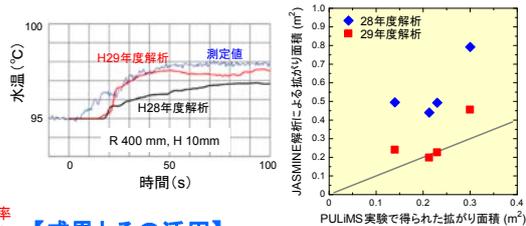


MCCI発生確率 (水位依存) の評価手法

KTH PULiMS実験の解析



溶融物近傍の水温履歴及び床面拡がり面積



【成果とその活用】

- 格納容器内熔融炉心冷却性評価における主要ツールである JASMINE コードの粒子化及び床面拡がりモデルの精度を向上
- MCCI 防止対策の有効性評価やレベル 2PRA の格納容器破損確率評価に活用する予定

9



主な成果 (3/3)

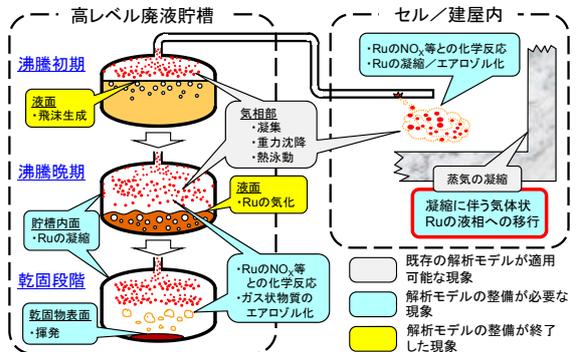
シビアアクシデント研究

本成果の一部は原子力規制庁からの受託事業の成果である。

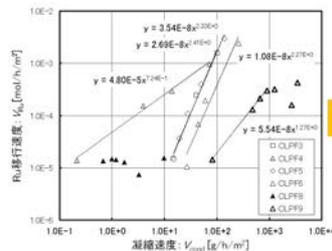
再処理施設のソースターム評価手法の整備

【ねらい】 再処理施設の高レベル廃液貯槽蒸発乾固事故時に高揮発性の化学種に変換され得るルテニウム (Ru) を中心に、同事故特有の熱流動及び放射性物質移行挙動を適切に考慮してソースタームを評価

【アプローチ】 Ru 移行挙動における重要現象について、サイクル安全研究グループが取得した実験データ等を活用し、ART/CELVA-1Dコードに導入する解析モデルを整備



蒸発乾固事故で想定されるエアロゾル等の生成及び沈着現象



凝縮速度 (V_{cond}) 及び Ru 移行速度 (V_{Ru}) の関係

- ✓ 実験から得られた壁面への硝酸／水混合蒸気凝縮量と液相への Ru 移行量の関係に基づいて解析モデルを構築
- ✓ 実機相当条件での試解析を実施し、液相への Ru 移行を考慮することによりソースタームが減少することを確認

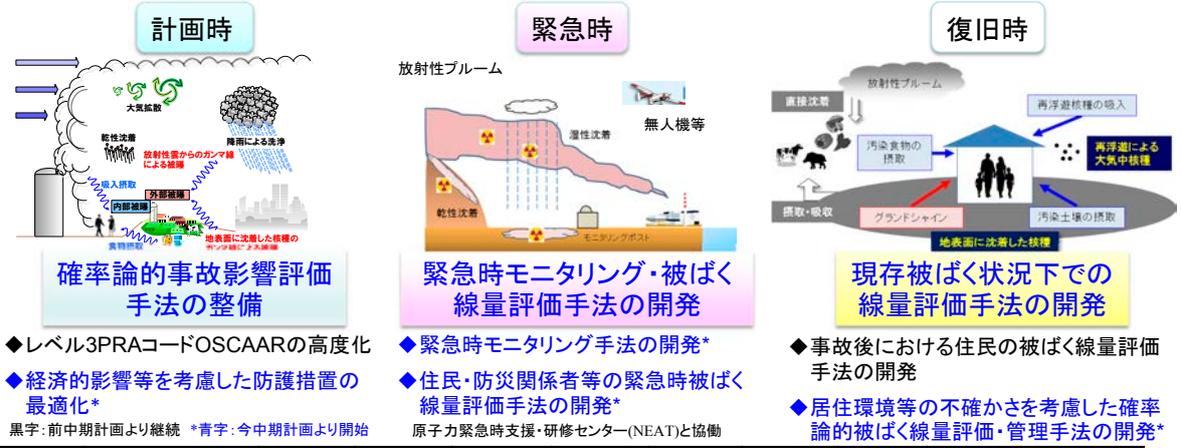
【成果とその活用】

- 高レベル廃液蒸発乾固事故における放射性物質移行挙動モデルの整備が進展
- ART/CELVA-1Dコードを整備し、再処理施設における重大事故時のソースターム評価及び対策の有効性評価に活用する予定
- 原子力学会標準「核燃料施設に対するリスク評価の実施基準」の附属書で参照

10



放射線安全・防災研究の全体像



中長期終了目標	項目	H27	H28	H29	H30上期	H30下期	H31	H32	H33	H34~	
シビアアクシデント時のリスク評価、原子力防災における防護戦略立案	確率論的事故影響評価手法の整備	・OSCAARコード整備		・内部被ばくモデル、防護措置モデルの改良		・経済評価モデルの開発、防護措置の最適化検討					
	緊急時モニタリング・被ばく線量評価手法の開発	・航空機モニタリング手法、放射性プルーム測定技術の開発				・L2PRAコード(THALES2)との連携強化					
	現存被ばく状況下での線量評価手法の開発	・緊急時における被ばく評価手法の開発		・評価において重要なパラメータの実験による取得		・緊急時モニタリングの高度化(NEAT)					
		・事故後における住民の個人線量調査		・中長期防護措置の最適化							

事故時影響評価手法の高度化、経済的影響等の評価等
 緊急時被ばく線量評価手法等の整備等
 中長期的被ばく線量評価・管理手法の整備等



実施内容と成果の概要(1/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

確率論的事故影響評価手法の整備

- 確率論的事故影響評価(レベル3PRA)コード: OSCAARにおいて、安定ヨウ素剤服用による被ばく低減効果をより合理的に評価するために、ヨウ素代謝モデルを改良するとともに、ヨウ素の多様な放出形態を取り扱うための改良と最新知見に基づく防護措置モデル導入のための課題抽出を行った。
- モデルサイトで想定される事故の放出源情報及び年間の気象観測データ等に基づき、OSCAARを用いて、確率論的評価手法に基づく事故影響評価解析を行った。解析結果を整理し、放出源からの距離に応じた実効線量、甲状腺等価線量の確率分布を算出し、IAEA基準等との比較を通して安全性の定量的把握、また、予防的避難や屋内退避等の防護措置の実施方法に係わる知見を取りまとめた。
- レベル2PRAコード(THALES2)とレベル3PRAコード(OSCAAR)の連携解析に向けたインターフェースの作成に着手した。全体的な評価結果の不確かさを低減させるため、レベル2PRAから出力される核種放出率の時刻等のデータ取扱に留意する必要があることが分かった。また、作成したコードシステムの適用事例として、原子力災害時に設置される緊急時モニタリングセンターにおける仮想事故時の地域的な空間線量分布の作成を行い、より実践的な訓練が行える環境を整備した。
- 国際放射線防護委員会2007年勧告に対応した内部被ばく線量評価コードを開発し、内部被ばく線量評価に用いる線量係数の整備を進め、国等が進める委員会勧告の国内対応に貢献した。



実施内容と成果の概要(2/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

緊急時モニタリング・被ばく線量評価手法の開発

- 航空機モニタリング手法の開発において、測定誤差の要因となる起伏地形の複雑さを考慮し、放射線量分布をより高精度に捉える手法を開発した。また、事故後の降雪による遮へい影響を考慮したデータ補正手法の開発、大気中ラドン子孫核種の影響除去手法の開発を行い、航空機モニタリングにおける測定手法の整備を進めた。
- 無人航空機を用いた放射性プルーム測定技術の開発を進めた。エネルギー分解能が優れたLaBr3とNaIを組み合わせた検出器を開発し、チャンバー試験等によって測定性能の検証を行うとともに、無人航空機で効率的に放射性プルームを捉えるための飛行プログラムを作成した。
- 屋内退避の被ばく低減効果を評価するため、日本の代表的家屋における外部被ばく低減係数をPHITSコードにより算出するとともに、内部被ばくの評価に必要なパラメータを定量化するためのモデル実験(予備実験)及び実家屋実験を実施し、家屋への核種浸透率等のデータを取得した。
- 屋内退避が優先される要配慮者等が一時的に避難するための施設に関し、施設の特徴を考慮して放射線遮へい性能を評価するとともに、遮蔽効果を高めるための対策に係わる技術的知見を整理した。
- オフサイト防災業務関係者の安全確保に資するため、多様な防災活動内容を考慮した被ばく線量評価モデルを開発した。避難計画等を踏まえモデルサイトにおいて被ばく評価モデルの適用性を確認した。
- 自家用車での避難をより効果的に行うための検討として、放射線挙動解析のための自家用車の簡易モデルを開発し、車両の被ばく低減係数を実験・解析により評価し、避難時に適切な行動をとるための知見を整理した。

13



実施内容と成果の概要(3/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

現存被ばく状況下での線量評価手法の開発

- 福島県住民の長期的及び広範囲にわたる個人線量データの収集・整備を継続し、住民の帰還後等に生ずる被ばく線量を、個人の生活パターン、職業、居住地域の違いを考慮した確率論的評価手法の開発を進めた。
- 福島第一原子力発電所事故後の住民被ばくについて、遡及的及び予測的評価に伴う不確実さを定量化するとともに、評価を精緻化するためのパラメータの特定とその改善方法を検討した。全期間を通じてグランドシャインが支配的な被ばく経路であり、汚染の地域差や生活時間の個人差による変動性の取り扱いが課題であることが分かった。
- 原子力事故後の福島県内家屋において様々な家屋内装部材の拭き取り効率調査を行い、その結果から得られる表面汚染を基にした空間線量率を求めた。その結果、家屋内に浸透した汚染による外部被ばくは0.05 $\mu\text{Sv/h}$ 程度と屋外の空間線量率の約1%にあたり、家屋内汚染による外部被ばくの影響は非常に小さいことがわかった。
- 事故後における住民(集団)の平均的な内部被ばく線量を簡便に評価するため、下水処理場の汚泥中におけるセシウム濃度の変化に着目した評価手法を開発した。汚泥中濃度の経時変化データを用い、物質移行モデルにより排泄物中セシウム濃度を評価した後、排泄物中セシウム濃度から体内動態モデルを基に経口摂取量を逆推定し、内部被ばく線量を評価する手法である。その結果、事故後の一年目において、住民の経口摂取による内部被ばく線量は数 $\mu\text{Sv/年}$ となり、従来の市場調査や各家庭の食事調査に基づく評価結果と整合しており、本手法の妥当性を確認することができた。

14



実施内容と成果の概要(4/4)

【成果の活用】

- OSCAARコードによる高浜原子力発電所を対象とした評価結果については、京都府が主催する地域協議会にて、内閣府報告資料として活用。泊原子力発電所について道主催の会議において技術資料として活用。
- 原子力学会「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル3PRA編)」での技術的貢献。
- 規制庁が実施する航空機モニタリング事業にモニタリング高度化手法を提供。
- オフサイトの防災業務従事者の線量評価について内閣府の検討会に技術資料として提供。
- 日本家屋を対象に、文献調査・解析的検討及び実験により屋内退避による被ばく低減効果に係わる知見を原子力規制庁に情報提供。屋内退避時の効果的な行動や留意事項の検討に対する情報を内閣府等に提供。
- 福島県住民の確率論的被ばく線量評価を内閣府原子力被災者生活支援チームの資料として活用。

【成果の公開】

- ・ M. Kimura et al., Improvement of a metabolic model for iodine and consideration of a thyroid dose reduction factor for application to the OSCAAR code, ASRAM2017, 13-15 November, Yokohama.
 - ・ J. Hirouchi, et al., "Identification of Penetration Path and Deposition Distribution of Radionuclides in Houses by Experiments and Numerical Model", Journal of Radiation Physics and Chemistry, 2017.
 - ・ M. A. Pratama et al., "Evaluation of Effective Dose Coefficient with Variation of Absorption Fraction in Gastrointestinal System for Ingestion of Radiocesium", 保物学会誌, 52(3), pp.200-209, 2017.
 - ・ A. Ishizaki, et al., "Application of the topographical source model for air dose rate conversion in aerial radiation monitoring", Journal of Environmental Radioactivity, vol. 180, 2017, pp.82-89
 - ・ S. Takahara, et al., "Dose-reduction effects of vehicles against gamma radiation in the case of a nuclear accident", Health Physics, 114(1), pp.64-72, 2018.
- など、雑誌論文 20件、国際会議報告 14件、口頭発表 25件、技術報告書 10件、受託報告書 22件。

15



主な成果 (1/4)

確率論的事故影響評価手法の高度化

【ねらい】 地域防災計画策定やレベル2PRAコードとの連携強化等に向けたOSCAARコードの整備

【アプローチ】 最新の知見に基づいてOSCAARコードにおけるモデルの改良及び解析に必要な各種データの整備を行うとともに、同コードを様々なSAシナリオに適用して早期防護措置の効果的な実施方法を検討

- ✓ 呼吸気道や胃腸管からのヨウ素の移行挙動を考慮できるよう、ヨウ素代謝モデルを改良(図1)
- ✓ 最新の地域防災計画や国の統計情報等を基に、全サイトのOSCAAR解析用データ(気象・人口・施設・農畜産物)を整備
- ✓ 対象サイトのSAシナリオに対してOSCAARコードによる解析を行い、早期防護措置の効果に関する知見を取得(図2)

【成果とその活用】

- 改良したOSCAARコードを規制庁に提供
- 事故シナリオに対する被ばく線量解析結果及び防護措置の効果に関する知見を内閣府に提供(地域防災計画策定のための技術的検討に活用)

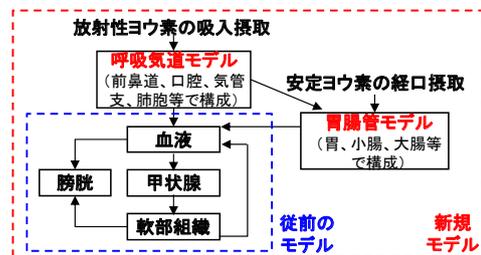


図1 改良したヨウ素代謝モデル
ヨウ素を全て体内に取り込むと保守的に仮定した従前のヨウ素代謝モデルに、ICRPの呼吸気道モデルと胃腸管モデルを追加

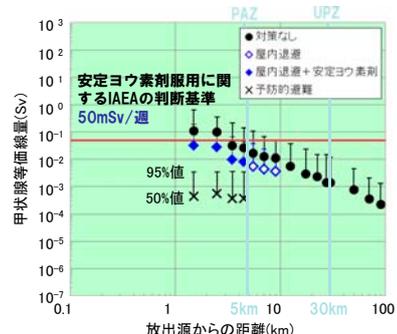


図2 柏崎サイトの事故シナリオに対する解析例
5km以内は予防的避難、10km以内は屋内退避により判断基準を超える甲状腺被ばくを回避

16



主な成果(2/4)

放射線安全・防災研究

防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備

【**ねらい**】 屋内退避による外部及び内部（吸入）被ばく線量低減効果を検討し、防護措置に必要な技術的知見を整備

【**アプローチ**】 日本家屋における外部及び内部被ばく線量の低減効果を解析的に検討するとともに、ラボ実験及び実家屋実験により、影響の大きいパラメータの変動要因・範囲に関するデータを取得

- ✓ PHITSコードによる外部被ばく解析を実施し、窓周辺及び壁付近において被ばく低減係数が大きいこと示すとともに（図1）、建屋構造（戸別住宅や集合住宅）や壁材等による被ばく線量の変動範囲を評価
- ✓ 吸入被ばく線量の低減係数を解析するため、解析に必要なパラメータである粒子状物質及びヨウ素の沈着率等を実家屋実験とラボ実験（図2）により取得し、実家屋への適用時のパラメータの変動要因（材質等）とその変動幅に関するデータを取得（図3）

【成果とその活用】

- 日本家屋を対象に、解析的検討、文献調査及び実験により屋内退避による被ばく低減効果に係わる知見を整理
→ OSCAARコードに知見を反映するとともに、屋内退避時の効果的な行動や留意事項の検討に活用予定

本成果は、原子力規制庁委託「平成29年度原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である。

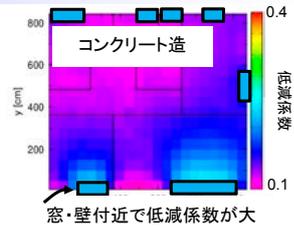


図1 家屋内におけるグラウンドシャインの低減係数の分布

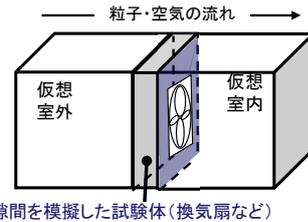


図2 沈着率を求めるためのラボ実験の体系

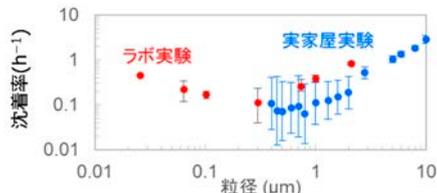


図3 粒子状物質の粒径ごとの沈着率

17



主な成果(3/4)

放射線安全・防災研究

放射線防護対策を講じた屋内退避施設における技術基準案の整備

【**ねらい**】 一時退避施設が具備すべき放射線防護能力とそれを実現するための建屋構造及び設備の技術的基準の策定に必要な技術的知見を整備

【**アプローチ**】 一時退避施設の建屋モデルに対して外部及び内部被ばく線量を評価するとともに、建屋構造及び陽圧化設備等に関するパラメータの感度解析の結果から技術基準とすべき項目および値を検討

- ✓ ガウスパフモデルによる大気拡散計算、PHITSコードによる外部被ばく線量換算係数の算出、コンパートメントモデルによる屋内への放射性核種流入量計算を組み合わせた被ばく線量評価手法を開発
- ✓ 屋外風速の増加に伴う被ばく線量の低減効果、風速（風圧）の増加に伴う放射性核種の流入による被ばく線量の変化量を評価（図1）
- ✓ 建屋構造ごとに対策なしの場合と陽圧化を行った場合等の3日間積算被ばく線量を被ばく経路ごとに評価（図2）

【成果とその活用】

- 一時退避施設の構造および設備等が被ばく線量に与える影響を評価し、技術基準案において取り上げるべき項目を整理
→ 一時退避施設が具備すべき技術基準案の策定に活用予定



図1 屋外風速と被ばく線量の関係

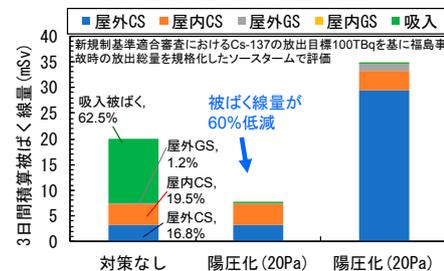


図2 対策なし及び陽圧化を行った場合の被ばく経路ごとの3日間積算被ばく線量 (GS: グラウンドシャイン, CS: クラウドシャイン, 吸入: 吸入被ばく, RC造: 鉄筋コンクリート造, S造: 鉄骨造)

18



主な成果(4/4)

住民の被ばく線量評価・管理手法の整備

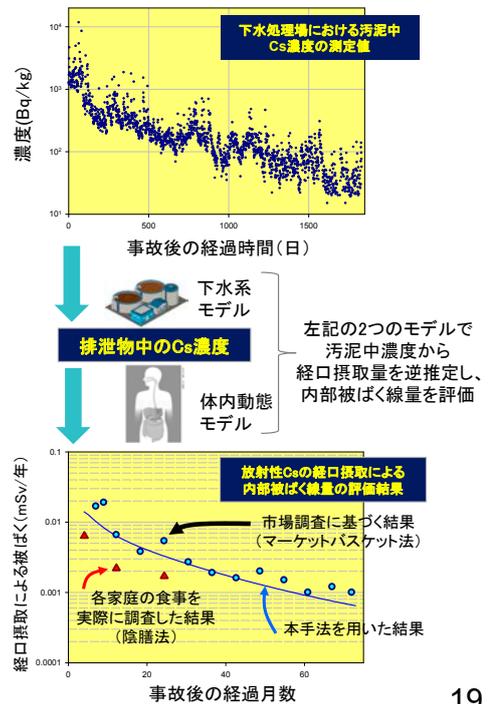
【ねらい】 事故後における住民(集団)の平均的な内部被ばく線量を簡便に評価する手法を開発し、中長期的な内部被ばく線量の予測に適用

【アプローチ】 下水処理場の汚泥中におけるセシウム濃度の変化に着目した評価手法を開発し、従来の手法との比較を通じてその妥当性を評価

- ✓ 福島市の下水処理場における汚泥中セシウム濃度のデータを用い、物質移行モデルにより排泄物中セシウム濃度を評価
- ✓ 排泄物中セシウム濃度から体内動態モデルを基に経口摂取量を逆推定し、内部被ばく線量を評価
- ✓ 事故後の一年目において、住民の経口摂取による内部被ばく線量は数 μ Sv/年となり、従来の市場調査や各家庭の食事調査に基づく評価結果と整合性

【成果とその活用】

- WBC等の大規模な装置が不要で、時間をかけることなく内部被ばく線量を把握できる新たな評価手法を開発
→ 福島第一原子力発電所事故後の様々な地域における中長期的な内部被ばく線量を評価する予定



今後の研究計画案

【研究目的】(変更なし)

リスク評価基盤技術の継続的な改善及び応用を進め、リスク情報を活用した安全規制や原子力防災における効果的な防護戦略の立案を支援する。

【第3期中長期計画】(変更なし)

東京電力福島第一原子力発電所事故の知見等に基づいて多様な原子力施設のソースターム評価手法及び種々の経路を考慮した公衆の被ばくを含む事故影響評価手法を高度化するとともに、両手法の連携強化を図り、シビアアクシデント時の合理的なリスク評価や原子力防災における最適な防護戦略の立案を可能にする技術基盤を構築する。

【平成30年度下期～平成33年度計画】

FP化学を考慮したソースターム評価手法及び溶融炉心冷却性評価手法の構築に必要な基礎データを取得する実験を開始するとともに、個別現象コード及びTHALES2コードの整備を継続し、多様なシビアアクシデントシナリオに対するソースターム知識ベースを構築する。また、レベル3PRA 手法の防護対策モデル、避難モデルの高度化を行うとともに、経済影響評価モデルの開発を進める。さらに、屋内退避における被ばく低減効果を評価し、追加的な防護対策の有効性について検討を取りまとめるとともに、緊急時被ばく影響評価手法の整備と現存被ばく状況下における放射線リスク評価モデルと管理手法等の開発を進める。

【実施体制】

リスク評価基盤技術の高度化に係わる研究については、原子力規制委員会や地方自治体と連携しつつ、国際協力を効果的に活用してプロパー研究として実施する。リスク評価基盤技術を応用する規制支援研究等は一部受託事業として進める。シビアアクシデント研究では、原子力規制庁との人材交流を活用し、ソースターム実験に関する共同研究を実施する。また、放射線安全・防災に係る吃緊の課題解決に係る研究に関しては、機構内外の関係部署(原子力緊急時支援・研修センター、福島環境安全センター等)*との連携を強化し、中立性及び透明性の確保に留意しつつ進める。
*)添付1参照

【期待される成果とその活用方策】

- 次期バージョンTHALES3を整備し、SA対策の有効性評価及びソースターム知識ベースの構築に活用するとともに、レベル3PRAへの入力情報を提供する。
- ART/CELVA-1Dコードを整備し、再処理施設のソースターム評価及び対策の有効性評価に活用する。
- OSCAARによるモデルサイトでの事故影響評価からの知見を、国・自治体等に提供し地域防災計画の有効性の向上に資する。
- 緊急時被ばく評価手法の整備により、原子力災害対策指針の技術的基盤を整備する。



まとめ

本成果の一部は原子力規制庁からの受託事業の成果である。

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】:A

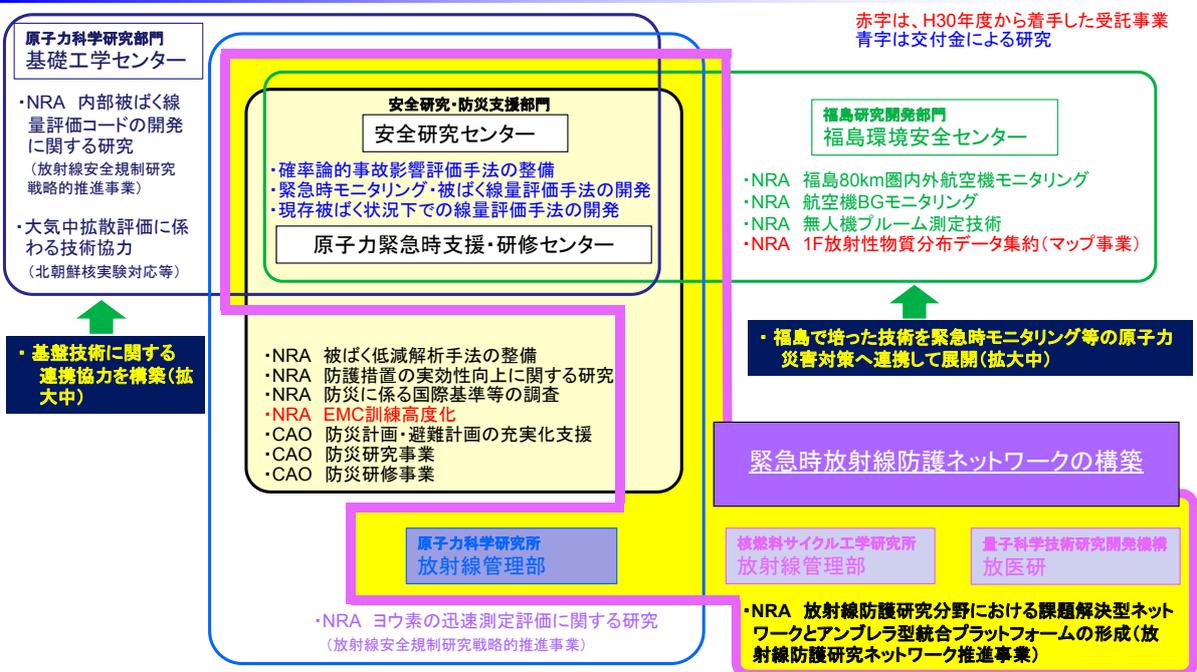
- 国際協力及び機構内連携により原子炉冷却系内における核分裂生成粒(FP)移行挙動データを拡充し、加えて、FP高温化学の基礎データを取得するための実験装置の整備に着手した。
- シビアアクシデント(SA)総合解析コードTHALES2のFP化学計算機能を強化し、ソースターム評価手法の高度化を着実に前進させた。加えて、THALES2で動的リスク評価を行うツールの開発、平衡論と速度論の部分混合モデルを備えた化学計算コードCHEMKEqの整備を進めた。
- 溶融炉心水中落下時の挙動を扱うモデルを溶融炉心/冷却材相互作用解析コードJASMINEに追加し、MCCI防止対策の有効性評価に必要な機能を整備した。加えて、データ拡充のために筑波大学との共同研究を開始し、実験装置の整備に着手した。
- 再処理施設のSAである蒸発乾固事故時のルテニウム移行挙動モデルを整備し、実機相当の試験解析を実施するとともに、ソースターム解析コードART/CELVA-1Dの整備を進めた。
- 福島事故の経験を踏まえ確率論的事故影響評価手法の高度化を進めた。加えて、解析コードOSCAARの体内中でのヨウ素挙動モデル、防護措置モデルの改良を進めた。
- 緊急時対応として事故直後の緊急時モニタリング手法、被ばく線量評価手法の開発を進めた。加えて、屋内退避施設での緊急時の防護措置による被ばく低減効果の評価を進めた。
- 福島県住民の安全安心に資するため、現存被ばく状況下での確率論的被ばく評価手法の開発、福島県住民の個人線量調査等により被ばく管理に関する知見を取得した。加えて、住民の内部被ばくを下水汚泥中の核種濃度の変化から評価する新たな手法の開発を行った。
- 事故影響評価解析等の技術情報を国・自治体の会合等に提供し、その成果が活用された。

21



放射線安全・防災研究での他部門等との研究協力

添付1



安防部門以外が実施している事業への関与を拡大し、本分野の研究活動を推進

22



機構外秘

資料No. 安研評委05

軽水炉燃料の安全性に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

設計基準(DBA)を超える条件を含む事故を考慮した燃料の安全性に関するデータ及び知見を取得整備し、安全審査に用いられる基準等の高度化並びに既存炉の安全対策の有効性評価に資する。

【第3期中長期計画】

通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見を原子炉安全性研究炉(NSRR)及び燃料試験施設(RFEF)を用いて取得するとともに、燃料挙動解析コードへの反映を進めその性能を向上し、これらの条件下における燃料の安全性を評価可能にする。

【平成27年度～平成30年度計画】

[H27]原子炉燃料を対象とした事故模擬実験等を実施し、事故条件下における燃料被覆管の高温酸化挙動や燃料の破損条件に係るデータの取得及び解析評価ツールの整備を行う。また、設計基準を超える条件下での燃料挙動評価に必要な試験装置の設計及び試験条件の検討を行う。

[H28]原子炉燃料を対象とした事故模擬実験等により事故条件下における燃料の破損限界や燃料被覆管の脆化等に係るデータを取得するとともに、解析評価ツールの整備を継続する。また、設計基準を超える条件下での燃料挙動評価に必要な試験装置の設計等を進める。

[H29]原子炉燃料を対象とした事故模擬実験等による事故条件下での燃料の破損限界や燃料被覆管の脆化等に係るデータの取得、及び解析評価ツールの整備を継続するとともに、事故条件下での燃料挙動評価に必要な試験装置の製作等を進める。

【平成27年度～平成30年度計画】

[H30]事故条件下での燃料の破損限界や燃料被覆管の脆化等に係るデータ取得及び解析評価ツールの整備を継続するとともに、事故条件下での燃料挙動評価に必要な試験装置の導入準備を進める。

【実施体制】

反応度事故(RIA)時の燃料挙動、シビアアクシデントに至るまでの条件を含む冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動及びLOCA後の冷却形状維持等に関する知見の取得については、NSRR、ホット試験施設等の施設、各種の試験設備、等を活用して、プロパー研究として実施する。

得られた知見を安全評価手法に反映させるため、原子力機構が開発した通常運転時及び事故時燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)の改良及び整備をプロパー研究として実施する。

発電用原子炉の安全審査の際の技術的根拠となる、改良型燃料を含む燃料の事故時挙動等のデータについては、原子力規制庁の受託事業において取得する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特になし。

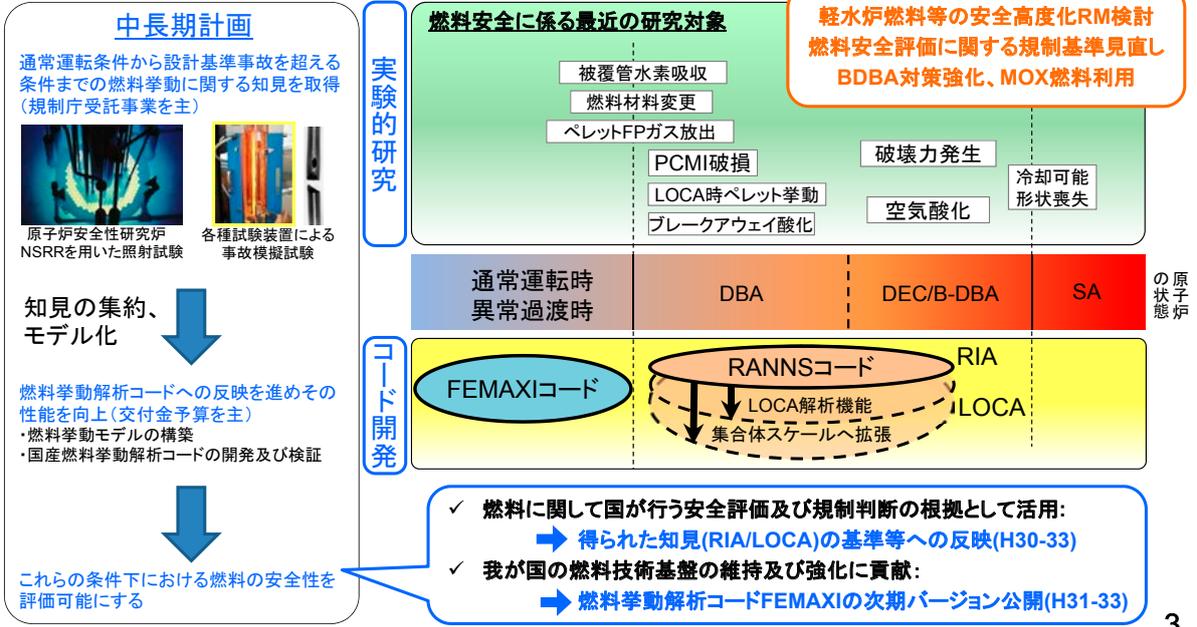
【進捗状況】

計画通り進捗している。



燃料安全研究の全体像

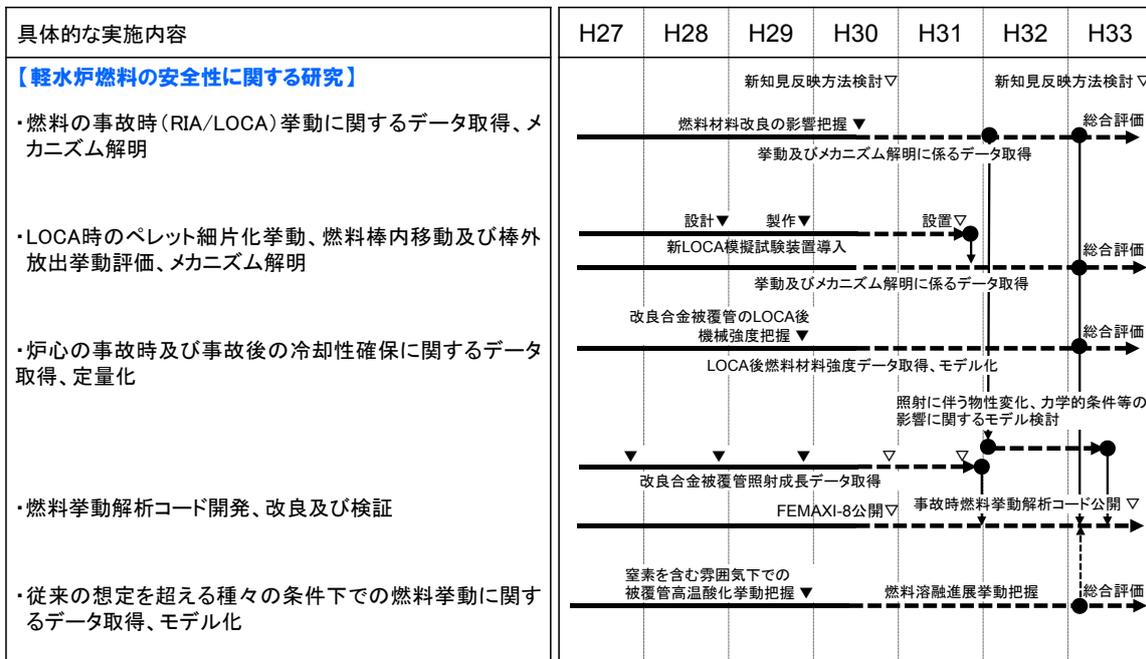
原子炉の安全性を評価する上で必要かつ重要な、事故時(RIA/LOCA)等における燃料挙動に関して実験的研究の実施と共に解析評価手法の整備及び高度化を推進 外部動向



3



実施スケジュール



4



実施内容と成果の概要(1/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

RIA時の燃料挙動

- 高燃焼度改良型燃料を対象としたRIA試験及び照射後試験並びに未照射燃料被覆管の機械特性試験を実施し、RIA時の破損形態及び破損限界に関するデータ及び知見を取得した。特に、高燃焼度添加物入りBWR燃料を対象とした実験(OS-1)では現行基準を下回る破損限界を、高燃焼度PWR-MOX燃料を対象とした試験(CN-1)では露VVER燃料以外では初めてとなる膨れ破損の発生を確認した。水蒸気爆発解析コードを用いたRIA実験データの解析により、燃料破損時の破壊力発生過程に関する知見を取得した。
- RIA時の被覆管破損挙動及び破損限界に関し、RIA時に作用する負荷を模擬した被覆管機械試験を実施し、二軸応力条件下での破損限界に及ぼす材料の影響、水素化物の析出形態が被覆管破損に及ぼす影響に係るデータを取得した。

LOCA時の燃料挙動

- 高燃焼度改良型燃料被覆管を対象としたLOCA模擬試験、高温水蒸気中での酸化速度評価試験及びこれらに関連する照射後試験を実施し、高燃焼度改良型燃料被覆管の破断限界、高温水蒸気中における酸化膜の成長や水素吸収に関するデータ及び知見を取得した。また、LOCA模擬試験後高燃焼度改良型燃料被覆管について4点曲げ試験を実施し、破断時曲げモーメントに係るデータを取得した。
- 未照射被覆管を用いた模擬実験により、LOCA後の燃料温度上昇が被覆管の酸化及び脆化に及ぼす影響、LOCA時の被覆管膨れ破裂挙動に及ぼす、燃料棒周方向温度分布の影響について知見を取得した。
- LOCA時の燃料冷却性に関する知見取得のための、実燃料入りLOCA模擬試験に必要な装置の設計及び製作を実施した。また、燃料ペレットのLOCA時温度変化模擬加熱試験を開始し、LOCA時の昇温に伴う燃料ペレットの細片化挙動に係るデータ及び知見の取得に着手した。

5



実施内容と成果の概要(2/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

燃料挙動解析コードの開発及び改良

- 燃料解析コードの検証用照射試験データベースの拡充、これを用いた体系的な検証解析及び不確かさ評価システムの整備を実施した。また、FP挙動モデル及び燃料ペレット内部クラックの熱的及び力学的影響評価(リロケーション)モデルの高度化、検証等を進めた(通常運転時及び過渡時の燃料挙動解析コードFEMAXIIIに係る検証結果については、最新バージョンFEMAXI-8の検証レポートとして刊行予定である)。
- RIA時のPCMIに伴う燃料被覆管金属層でのき裂発生及び進展機構に関し、構造解析コードABAQUSを用いて解析ツールを整備した。

DBA超の条件における燃料挙動

- 窒素を含む水蒸気雰囲気下における被覆管酸化挙動及び酸化に伴う機械特性変化を調べ、雰囲気中の窒素が被覆管の酸化速度及び脆化に及ぼす影響についてデータを取得した。
- NSRRIにて燃料溶融進展挙動等を観察するためのペリスコープの構造設計及び試験条件の検討を行った。また、NSRRIにて燃料溶融進展挙動実験の予備実験を実施し、実験中の燃料温度に係る情報を取得した。

通常運転時の燃料被覆管照射成長挙動

- ハルデン炉を用いた改良被覆管合金の照射成長試験を計画通りに行い、データを取得した。

6



実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- RIA時の燃料破損しきい値について、燃焼度に代わる新たな指標により、燃料の性能向上を反映可能な基準案を提案。機械特性試験から得られたデータ及び知見は、炉内実験データを補い、系統的な情報を与える破損モデルとして解析コードへ組み込みを検討。
- LOCA時挙動について、設計基準事故を超える条件にも研究対象を拡げてデータ取得。得られたデータ及び知見は、基準の改定や個別の安全審査に活用されるとともに、シビアアクシデント対策の検討や有効性評価等に資するもの。
- 通常運転時及び過渡時の燃料挙動解析コードFEMAXIIについて、H30年度内公開予定（現在、機構内手続き中）である最新バージョンFEMAXI-8は燃料の安全性評価に活用可能。また、国内の関係機関に提供された前バージョンのFEMAXIは、新型燃料の設計等に活用。

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- OECD/NEA CIPプロジェクト: NSRR実験で取得したRIA試験データはCABRI炉(仏国)を用いたRIA試験の国際プロジェクト(CIP)へその一部を提供し、比較データとして活用。
- OECD/NEAが実施している燃料挙動解析コードベンチマーク活動: FEMAXI及びRANNS(事故時燃料挙動解析コード)にて参加、解析結果を提供し、各国が有するコード間の比較に活用。この比較を通じて、FEMAXI及びRANNSの改良も実施。

【成果の公開】（平成27～30年度: 予定も含む）

- T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, "Deformation Behavior of recrystallized and Stress-relieved Zircaloy-4 Fuel Cladding under Biaxial Stress Conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.55, No.2, pp.151-159 (2018). など、論文 15件、技術報告 2件、国際会議報告 18件、口頭発表 36件、受託報告書等 5件。
- 表彰等 5件
 - 1) T. Fuketa, ASTM International 2015 William J. Kroll Zirconium Medal Award受賞(2016年5月)
 - 2) M. Negyesi, "High-temperature oxidation of Zry-4 in oxygen-nitrogen atmospheres", 2017年度日本機械学会動力エネルギーシステム部門「優秀講演表彰」受賞(2017年11月)
 - 3) 成川、天谷, The Journal of Nuclear Science and Technology Most Popular Article Award 2017受賞(2018年3月)等

7



主な成果 (1/4)

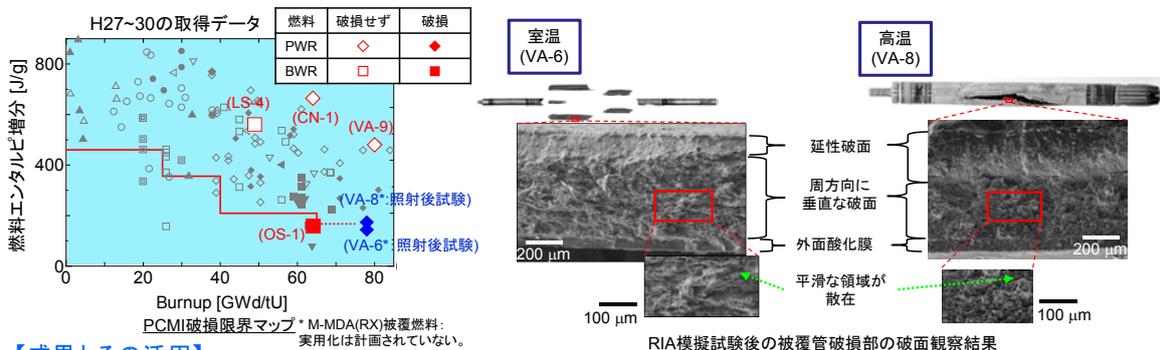
本成果は、原子力規制庁からの受託事業の成果である。

【主な成果】 反応度事故(RIA)時の燃料挙動

【ねらい】高燃焼度改良型燃料のRIA時破損限界・破損挙動及びFPガス放出等に関するデータ・知見を取得する。

【アプローチ】高燃焼度改良型燃料を対象としたRIA模擬試験の実施により破損限界に関するデータを、また照射後試験により被覆管の破損形態及びFPガス放出に関するデータを取得する。

- ✓ 添加物ペレットが採用されたBWR燃料 (OS-1)試験において現行基準を下回る破損データを確認。
- ✓ PWR/MOX燃料 (CN-1)試験において、露VVER燃料以外で初めてとなる膨れ破損の発生を確認。
- ✓ 被覆管の製造時熱処理条件及び水素化物析出形態が破損限界に及ぼす影響について知見を取得。



【成果とその活用】

現行基準を下回る破損限界データ、これまで見られなかった破損形態の確認、被覆管熱処理条件等PCMI破損限界の支配因子の解明など、何れも今後の安全基準に大きく影響する可能性のあるデータを取得した。

→ PCMI破損しきい値等規制基準の見直し検討に活用

8



主な成果 (2/4)

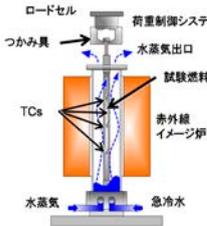
本成果は、原子力規制庁からの受託事業の成果である。

【主な成果】 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動

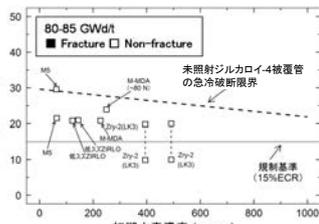
【ねらい】高燃焼度化がLOCA時の被覆管の急冷破断限界、酸化速度等に及ぼす影響を評価する。

【アプローチ】高燃焼度改良型燃料(燃焼度~85 GWd/t)を対象としたLOCA模擬急冷破断試験及び酸化速度評価試験を実施し、LOCA時の被覆管の急冷破断条件及び酸化速度を調べた。

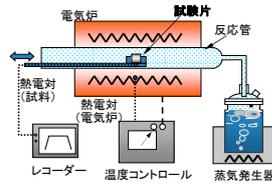
- ✓ 高燃焼度改良型被覆管は未照射の従来材であるジルカロイ-4被覆管の急冷破断限界に近い酸化条件においても破断しなかった。
- ✓ 高燃焼度改良型被覆管の酸化速度は未照射の改良型被覆管と比較して同等以下であった。温度(°C)



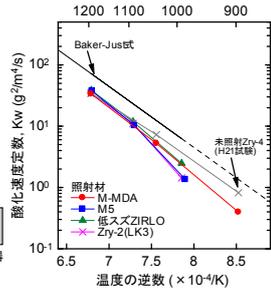
LOCA模擬急冷破断試験装置の概略図



高燃焼度改良型燃料被覆管のLOCA模擬急冷時の破断マップ (軸方向拘束力の上限值:540 N) (*Equivalent Cladding Reacted)



酸化速度評価試験装置の概略図



高燃焼度改良型被覆管の酸化速度定数の温度依存性

【成果とその活用】

高燃焼度改良型被覆管の急冷破断限界及び高温水蒸気中酸化速度等に関するデータ及び知見を拡充 → LOCA時の燃料の安全性に係る規制基準の見直し等に活用

9



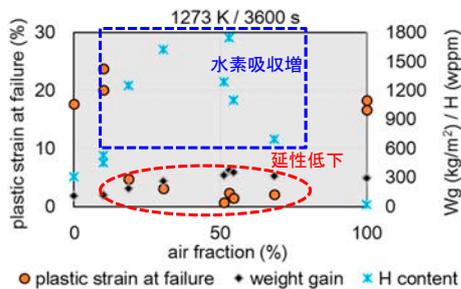
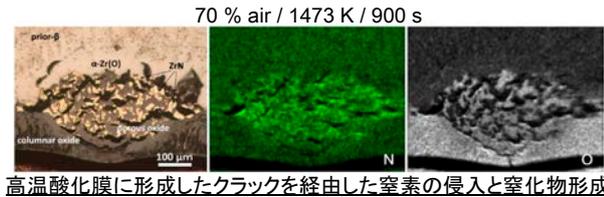
主な成果 (3/4)

【主な成果】 設計基準を超える条件(B-DBA)下での燃料挙動評価 (1)

【ねらい】RPV損傷を伴うSA時、窒素注入された原子炉格納容器内のLOCA時、SFP等の燃料挙動評価で重要となる、窒素存在下で高温酸化した燃料被覆管の機械特性を評価する。

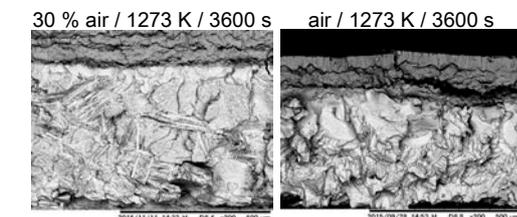
【アプローチ】(空気+水蒸気)の雰囲気下で高温酸化させた被覆管を破壊試験に供し、延性を調べた。

- ✓ 窒化物形成と水蒸気酸化が重量
- ✓ 顕著な水素量増加と延性低下あり



【成果とその活用】

窒化物形成を伴う中間的な混合比条件では水素吸収増によるとみられる顕著な延性低下が見られた → SA時及び使用済燃料プールのLOCA時の燃料挙動評価等に活用



混合雰囲気下で酸化された被覆管試料では、水素吸収量の増大に起因すると見られる脆性的な破面の形成を確認

10

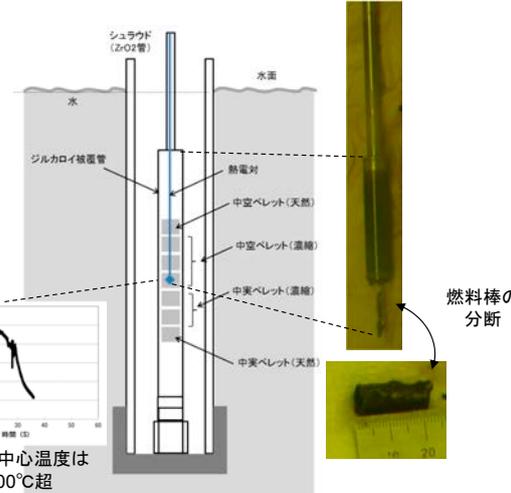
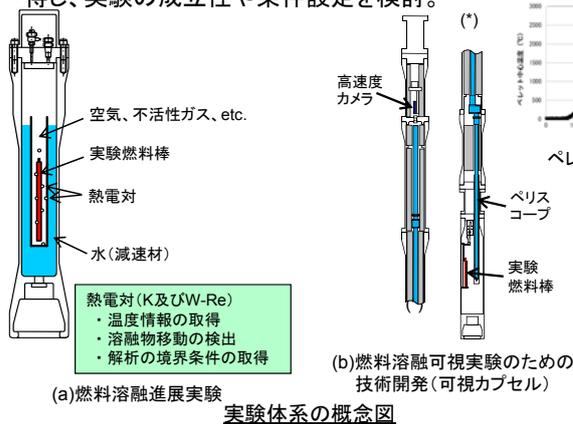


主な成果 (4/4)

【主な成果】設計基準を超える条件(B-DBA)下での燃料挙動評価 (2)

【ねらい】BDBA～SA初期を念頭に、炉心の冷却不全を原因とする燃料破損／溶融崩落挙動に関するデータ、知見を取得する。

【アプローチ】NSRRを用いた照射試験により、燃料棒周囲の雰囲気条件、被覆管外表面腐食の有無、等が燃料破損／溶融崩落挙動に及ぼす影響を調べる。予備実験を実施し、実験中の燃料温度に係る情報を取得し、実験の成立性や条件設定を検討。



NSRRを用いた溶融進展予備実験結果の例 (酸化膜付き被覆管燃料)

【成果とその活用】

・実験で取得した知見・データは、燃料スケールの挙動モデル開発・検証に利用。さらには、SA解析コード等に情報を提供



今後の研究計画案

【研究目的】

設計基準(DBA)を超える条件を含む事故を考慮した燃料の安全性に関するデータ及び知見を取得整備し、安全審査に用いられる基準等の高度化並びに既存炉の安全対策の有効性評価に資する。

【第3期中長期計画】

通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見を原子炉安全性研究炉(NSRR)及び燃料試験施設(RFEF)を用いて取得するとともに、燃料挙動解析コードへの反映を進めその性能を向上し、これらの条件下における燃料の安全性を評価可能にする。

【平成30年度下期～平成33年度計画】

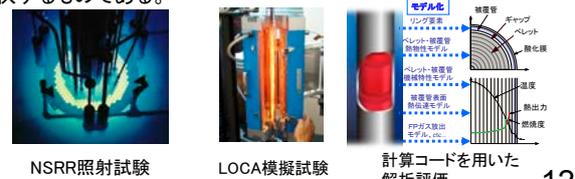
事故時及び事故後の炉心冷却性及び形状維持に関する評価を行うために、未照射燃料や高燃焼度燃料を対象に、RIAを模擬したNSRR照射試験や被覆管機械特性試験、LOCA時の燃料挙動に関する試験等を行い、設計基準事象であるRIA及びLOCA並びに設計基準事象を超える条件下での燃料挙動に関するデータ及び知見を拡充する。安全評価手法を高度化するために、解析コードの改良及び上記取得データを用いた検証を実施する。

【実施体制】

反応度事故(RIA)時の燃料挙動、シビアアクシデントに至るまでの条件を含む冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動及びLOCA後の冷却形状維持等に関する知見の取得の内、改良型燃料を含む高燃焼度燃料を対象とした異常過渡、事故時挙動等、大型施設(NSRR)・ホット試験施設の運用を伴う研究については、原子力規制庁の受託事業において取得する。主として他のコールド試験施設・設備により対応可能な研究については、プロパー研究として実施する。得られた知見を安全評価手法に反映させるため、原子力機構が開発した通常運転時及び事故時燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)の改良及び整備をプロパー研究として実施する。また事故耐性燃料(ATF)開発の動向に対応した解析コードのモデル拡充に向け、新たに共研(早大)を開始。

【期待される成果とその活用方策】

設計基準事故(DBA)であるRIA及びLOCAに関して取得される燃料形状維持に係る知見は、現在提案準備を進める現行基準見直し検討への反映を通じ、安全評価の信頼性向上に貢献。また、DBAを超える範囲(BDBA)における燃料挙動に係る知見は、1F事故を受けたSA対策の有効性評価や規制に係る判断根拠を提供するものである。



NSRR照射試験 LOCA模擬試験 計算コードを用いた解析評価



まとめ

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】： A

- H30年度には、原子力機構で最初に新規規制基準への適合性確認を終え運転再開したNSRRを用いて実験を行い、現行基準を下回る破損限界を確認した添加物入りBWR燃料(OS-1)実験、露VVER燃料以外では初めてとなる膨れ破損の発生を確認したPWR/MOX燃料(CN-1)試験等、何れも今後の追加試験・解析による実験データ解釈の進展によっては、現行の燃料破損しきい値の妥当性可否を問う可能性のある極めて重要な成果を得た。
- 高燃焼度改良型燃料のLOCA時急冷破断限界、ブレイクアウェイを含む被覆管高温酸化挙動及びLOCA後の被覆管の機械特性(4点曲げ強度)に関するデータを取得した。これらのデータは、LOCA時並びにLOCA後の燃料健全性及び長期冷却性に関する規制基準見直し要否の検討や新規策定、安全評価手法の高度化等への活用が見込まれる。
- 事故時及び事故後の燃料の冷却性及び冷却可能形状維持、また設計基準事故を超える条件での燃料挙動に関する知見拡充へのニーズを踏まえ、SA時やSFPの冷却不全を想定した安全評価で重要となる窒素存在下の燃料被覆管高温酸化挙動について、従来不足していた酸化後の機械特性に関するデータを取得した。
- 燃料挙動解析コードの開発については、国際燃料照射試験データベースを核としたコード検証用の燃料照射試験データベースを整備とこれを用いた体系的な検証解析の実施、解析のフィードバックに基づく根本的なモデル改良を通じて、前公開バージョンまで十分に行われてこなかった体系的検証を行い、コードの性能及び信頼性を向上させ、FEMAXI-8としてH30年度に公開する。



機構外秘

資料No. 安研評委06

軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

事故時の原子炉や格納容器における熱水力挙動を模擬する実験設備を整備し、安全評価手法の妥当性確認並びに高度化のための研究を実施するとともに、長期的視点から計測及び解析に係る基盤技術を整備する。

【第3期中長期計画】

原子炉システムでの熱水力挙動について、大型格納容器試験装置(CIGMA)等を目標期間半ばまでに整備するとともに、これらや大型非定常試験装置(LSTF)を用いた実験研究によって解析コードを高度化し、軽水炉のシビアアクシデントを含む事故の進展や安全対策の有効性等を精度良く評価できるようにする。

【平成27～30年度計画】

- 平成27年度:事故時の原子炉及び格納容器における熱流動に関して、ROSA/LSTFを用いたシステム効果実験を実施するとともに、炉心熱伝達、格納容器熱水力、エアロゾル移行等に関する実験装置の整備を進める。特に、格納容器熱水力研究の中核となる大型格納容器実験装置(CIGMA)を完成させ、装置特性や計測器性能に関わる実験を実施する。
- 平成28年度:大型実験装置(CIGMA、LSTF)及び個別効果装置を用いた実験研究を継続しデータベースの構築を進めるとともに、炉心熱伝達や水素移行に関する解析手法の高度化を行う。特に、炉心熱伝達研究の中核となる高圧熱流動ループ(HIDRA)と同ループに組み込む4×4バンドル試験部を完成させる。

【平成27～30年度計画】

- 平成29年度:大型試験装置(CIGMA、HIDRA、LSTF)及び個別効果装置を用いた実験研究によるデータベースの構築、並びに、解析手法の高度化を継続し、原子力規制庁による国産システムコードの開発等に資する技術基盤を整備する。
- 平成30年度:炉心損傷前熱水力現象に関する実験データベースの構築を本格化させると共に、炉心スペーサの熱伝達に対する効果を検証するための3×3バンドル試験部を完成させる。炉心損傷後の熱水力研究に関して、水素移行や格納容器過温破損、エアロゾル移行についてデータ取得及び解析評価モデル及び手法の整備を継続する。

【実施体制】

熱水力評価基盤技術の構築のための混相流計測技術の開発及び関連する熱水力基礎実験を運営費交付金により実施する。大型試験装置CIGMA、HIDRA及び関連する個別効果試験装置による実験研究は、ROSA/LSTF装置やJAEAが所有するインフラ施設を活用して、原子力規制庁受託事業「軽水炉の事故時熱流動挙動調査事業」及び「シビアアクシデント時の格納容器熱流動調査事業」にて実施する。

これらの実験研究に基づく最適評価手法及び数値流体力学コードによる解析モデルの高度化は交付金事業として実施し、一部を原子力規制庁による受託研究としても実施する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

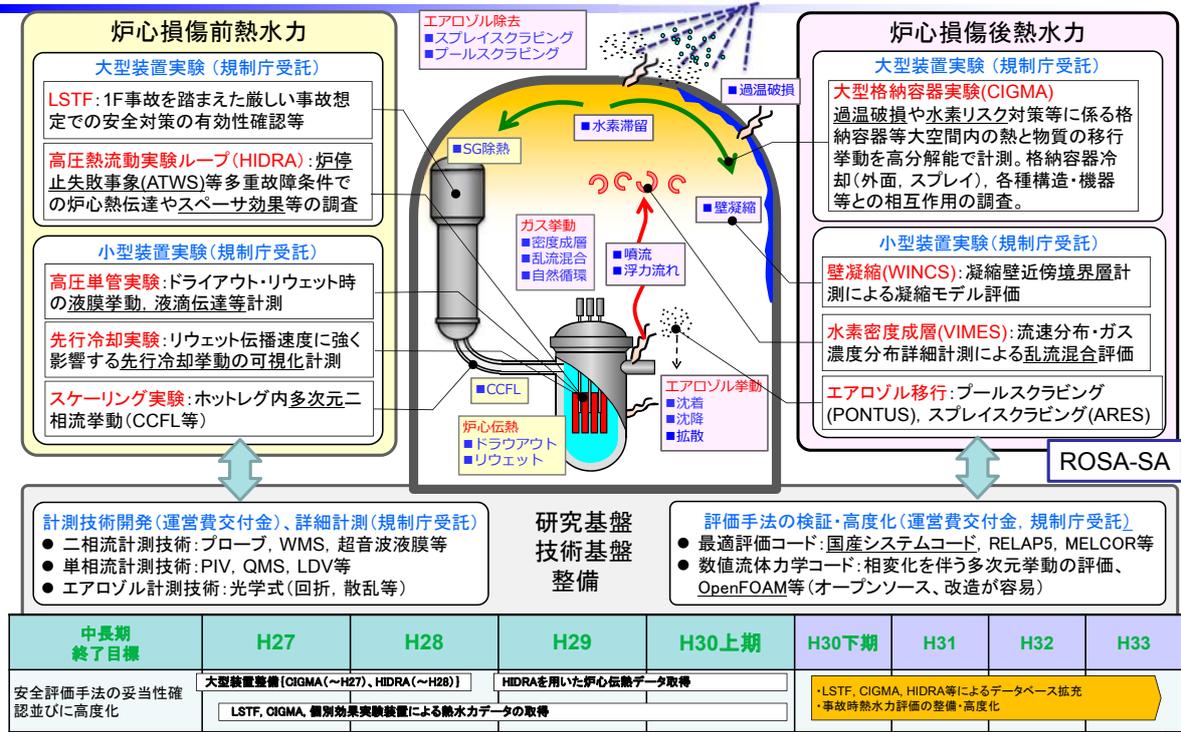
特になし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。



熱水力安全研究の全体像



実施内容と成果の概要(1/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

炉心損傷前の熱水力安全研究

- システム効果実験等: 福島第一原発事故を踏まえた安全対策に関連して、LSTF装置を用いて、PWRにおける全電源喪失時の蒸気発生器(SG)二次系減圧による一次系減圧アクシデントマネジメント(AM)策の有効性及び関連するSG伝熱管での凝縮熱伝達に対する非凝縮ガス効果、並びにSG伝熱管複数本破断事故からの回復操作の有効性に関わるデータを取得した。
- 炉心熱伝達: HIDRA装置、4×4バンドル試験部、高圧単管装置及び先行冷却装置を整備し、沸騰遷移後(post-BT)領域での熱伝達、液滴伝達、リウエット及びそれらのスペーサ効果に関するデータを取得した。更に、バンドル体系における熱伝達挙動に対するスペーサ効果を調査するための3×3バンドル試験部の整備に着手した。
- スケーリング効果: 斜め管CCFL及び大口徑垂直配管実験装置を用いてスケーリング効果や気液界面積輸送等に関わるデータを取得した。

炉心損傷後の熱水力安全研究

- 大型格納容器実験装置CIGMAを完成させ、計測データの妥当性を検証するために複数の計測器の相互比較から確認する等の装置の性能試験を実施するとともに、格納容器冷却(容器外面冷却及び内部スプレイ冷却)、密度成層形成・浸食、格納容器ベント等に関する実験を約100回実施した。また、CIGMA装置機能向上のための装置改造を実施するとともに、これらの実験に使用するガス濃度計測器や粒子画像速度計測等の計測機器を整備した。
- 格納容器熱水力評価上重要な壁凝縮や密度成層浸食に関連する個別効果試験装置(WINCS及びVIMES)を整備し、壁面凝縮条件下での乱流境界層や密度成層下での物質拡散に関する評価モデル検証のための実験を実施した。



実施内容と成果の概要(2/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

炉心損傷後の熱水力安全研究(続き)

- 複数の計測手法による相互比較に基づきエアロゾル計測手法を高度化し、プールスクラビング装置(PONTUS)を用いたエアロゾル除染係数の計測とスプレイススクラビング装置(ARES)を用いたエアロゾル減衰率の計測を実施した。

熱水力解析・計測手法の高度化

- 熱水力評価手法の高度化の一環として以下を実施した。
 - 最適予測(BE)コード:LSTFにより従来実施した冷却材喪失事故等の模擬実験データを用いて、燃料被覆管最高温度に影響を及ぼす熱水力現象の重要度ランク表を作成し、抽出したパラメータを基に最適評価コードによる不確かさ解析を実施。
 - 数値流体力学(CFD)コード
 - ✓ 炉心熱伝達:単管・炉心バンドル体系での模擬スぺーサの流れ場の影響を詳細解析。
 - ✓ 格納容器熱水力:壁面凝縮及び密度成層に関する解析を行い、安定成層下における乱流混合抑制等に関する評価モデルを検証。浮力流れ場における計算格子の直交性の影響を評価し、改良方法を提案。界面圧縮法を用いたVOF法による線形界面安定性理論の検証。
- 従来手法よりも高分解能・高SN比を有する超音波液膜測定器を開発し、極薄静止液膜による検証を実施するとともに、水空気環状流での測定検証データを取得。
- 4センサープローブ及びワイヤーメッシュセンサーを用いて、大口径垂直管の気泡流に関する二相流データベースを構築し、気泡流3次元流れの評価手法の高度化に関する検討を行った。

5



実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- LSTFによる、蒸気発生器(SG)伝熱管複数本破断事象やAM策として実施されるSG二次系減圧操作に関する実験データベース、並びに、これらを用いたコード評価は、不確かさを考慮した最適評価(BEPU)手法の高度化や安全解析への適用に活用される。また、OECD/NEA-ATLAS2計画へ提供したLSTF実験データは、現象の実機模擬性の検討や最適評価コードの妥当性確認に活用される。
- HIDRAを中心とする一連の炉心熱伝達に関する実験データベース、並びに、スぺーサ効果等を考慮し高度化した機構論的ポストBT熱伝達モデル等は、規制庁が実施する「ATWS時等における液膜ドライアウト及びリウエットモデルの高度化」に活用される。
- シビアアクシデント時の格納容器冷却効果や水素リスク、エアロゾルソースターム挙動に係る実験データ及び関連する解析手法の改良に関する成果は、安全性向上評価の妥当性確認に活用される。
- 水素移行に関わる密度成層浸食実験や関連するCFD数値解析の知見はOECD/NEA-HYMERES2計画へ情報提供され、計画内で予定される実験設計及び結果の解釈等へ活用されると共に、一連の成果は学術論文等で広く引用され、密度成層の浸食に係る解析技術の現状と課題についての国際的な知見構築に貢献した。
- エアロゾル除染に関するエアロゾル及び二相流の詳細計測結果は、規制庁が実施するSPARC-90モデルの検証及び高度化に活用される。
- 4センサープローブや超音波液膜計、EIT、CTAIにより得られるに二相流データは、今後の炉心熱伝達や二相流に関する機構論的な解析モデルの作成や妥当性評価に活用できる。

【成果の公開】

- Abe, S., et al., Stratification breakup by a diffuse buoyant jet: The MISTRA HM1-1 and 1-1bis experiments and their CFD analysis, Nucl. Eng. Des., 331, 162-175 (2018). 等, 査読付雑誌論文17件, 技術報告4件, 国際会議報告18件, 口頭発表29件, 受託報告書5件(平成27年度～平成30年度前半)。
- 表彰等: Sun, H., 2018年度日本機械学会動力エネルギーシステム部門「優秀講演表彰」受賞(2018年11月)。プレス発表:「CIGMA」実験始まる, 電気新聞H27年10月30日。

6



主な成果 (1/3)

平成29年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉の事故時熱流動調査)事業の成果

【ねらい】

新規制基準や国産システムコード開発を踏まえ、炉心損傷前の未解明の熱流動現象に関する知見を取得する。

【アプローチ】

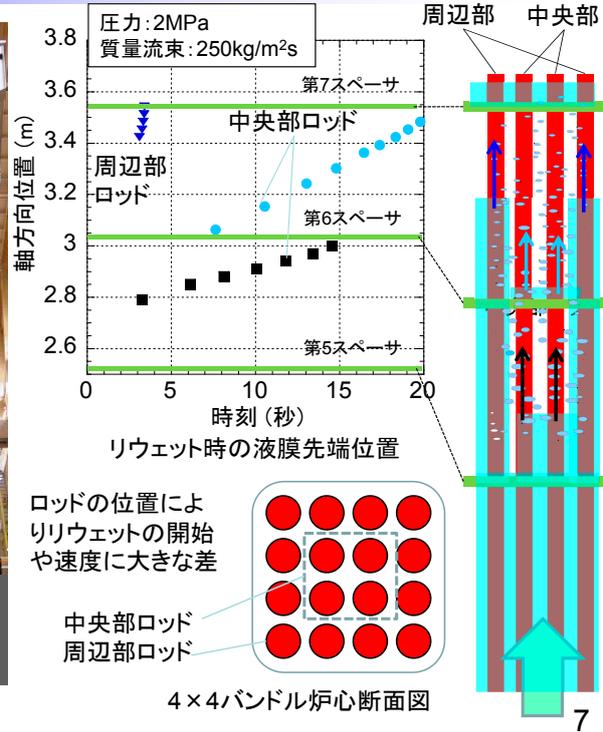
4x4バンドル試験部を組み込んだ**高圧熱流動ループ(HIDRA)**を用い、沸騰遷移後の炉心熱伝達に係る実験を実施。条件設定に当たっては規制委員会と密接に連携して実施。

【成果とその活用】

- ✓ バンドル体系におけるドライアウト伝熱面のリウエット過程を計測。
- ✓ ATWS(炉停止失敗事象)を想定した熱的に厳しい条件での実験を行い、重大事故等対処に係る有効性評価上必要なデータを取得した。
- ✓ 本成果は規制庁が実施する「ATWS時等における液膜ドライアウト及びリウエットモデルの高度化」に活用される。



HIDRA
4x4
bundle



7



主な成果 (2/3)

平成28年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業の成果

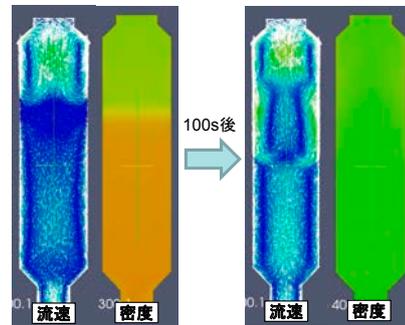
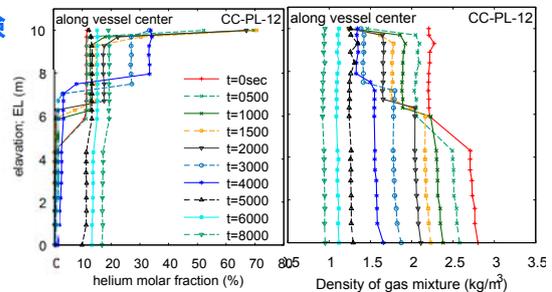
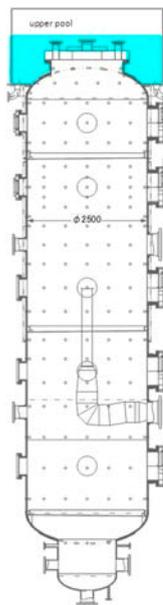
【ねらい】 水素リスクや格納容器の過温破壊に係る熱水力挙動と安全対策に着目した**大型格納容器実験装置CIGMA**を用いた研究により、シビアアクシデント時の格納容器熱水力現象を把握するとともに評価手法を高度化する。

【アプローチ】 CIGMA装置は、炉心損傷後の格納容器等での熱水力現象を対象とする研究計画ROSA-SAの中心装置として製作。規制委員会と密接に連携するとともに、CEAと協定を締結し情報を交換。

【成果とその活用】 装置製作および計測手法整備を経てH27年より実験を本格化、これまでに約100回の実験を実施した。

- ✓ 安全対策としての格納容器冷却や水素移行・混合等に関わる実験を実施し、評価手法を整備するためのデータを取得するとともに、汎用CFDコードOpenFOAMを用いた解析を実施。
- ✓ 安全性向上評価の妥当性確認や格納容器熱水力に関する評価モデルの高度化に活用される。

外面冷却実験



CFD解析結果: 密度成層が崩壊し、下方に下落, 密度均質化

8



主な成果 (3/3)

平成29年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業の成果

【ねらい】 密度成層や浮カブリューム等の浮力の影響がある場での乱流混合は水素移行を評価する上で重要であり、支配因子の一つとして認識されている(ISP-47)。本件では、現象論に基づく評価モデルの開発を行う。

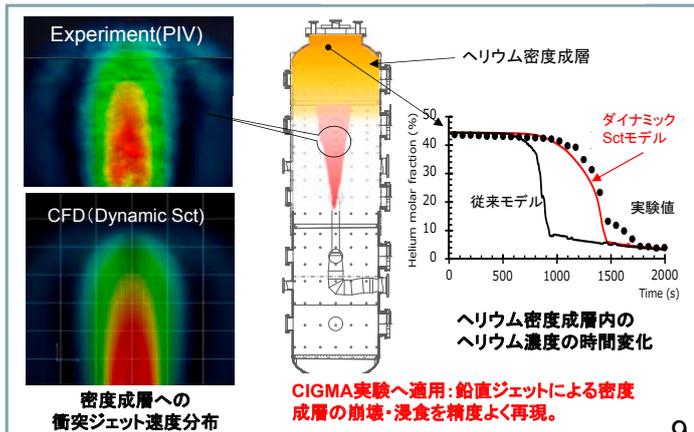
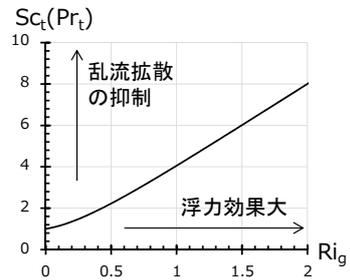
【アプローチ】 堅牢性に優れ、使用上の制約が少ないRANSモデルをベースとして、乱れの強さや特性を浮力の大きさに関連付けることを考察。海洋工学等で研究例がある**ダイナミック乱流シュミット数モデル**を格納容器水素移行現象に適用する。

【成果とその活用】 汎用性の高いモデルに基づいているため計算コードへ組み込みが容易で、密度成層や浮カジェット・ブリューム等の浮力支配の流れ場に広く適用可能。

- ✓ OECD/NEAのHYMERESプロジェクト内で同モデルが現象評価に活用され、現在実施中のHYMERES-2においても、更に複雑な形状効果を含む実現象を模擬した流れ場へ適用性が確認される予定。
- ✓ 関連する水素移行に係る論文に引用され、評価モデル高度化に貢献。

ダイナミック Sc_t モデル:

乱流シュミット数 Sc_t (乱流粘性と乱流拡散の比)を勾配リチャードソン数 Ri_g (浮力と慣性の比)の関数とする。 Sc_t は**乱流拡散係数**や**浮力による乱流生成項**に直接影響する。



今後の研究計画案

【研究目的】

事故時の原子炉や格納容器における熱水力挙動を模擬する実験設備を整備し、安全評価手法の妥当性確認並びに高度化のための研究を実施するとともに、長期的視点から計測及び解析に係る基盤技術を整備する。

【第3期中長期計画】

原子炉システムでの熱水力挙動について、大型格納容器試験装置(CIGMA)等を目標期間半ばまでに整備するとともに、これらや大型非定常試験装置(LSTF)を用いた実験研究によって解析コードを高度化し、軽水炉のシビアアクシデントを含む事故の進展や安全対策の有効性等を精度良く評価できるようにする。

【平成30年度下期～平成33年度計画】

炉心損傷前原子炉におけるポストBT熱伝達や炉心損傷後格納容器内における水素リスク、格納容器過温破損、放射性物質移行等に係る事故時の重要な熱水力現象を対象に、中期計画の前半で整備した大型実験施設及び関連する小型個別効果試験設備を用いた実験を本格化させ、データベース及び知見を拡充する。取得した実験データに基づいて、安全評価手法を高度化するために、評価モデル・手法の高度化を行うと共に、国産システムコード開発の支援を行う。

【実施体制】

熱水力評価基盤技術の構築のための混相流計測技術の開発及び関連する熱水力基礎実験を運営費交付金により実施する。

中期計画前半で整備した大型試験装置や関連する個別効果試験装置による実験研究は、ROSA/LSTF装置やJAEAが所有するインフラ施設を活用して、原子力規制庁受託事業「軽水炉の事故時熱流動挙動調査事業」及び「シビアアクシデント時の格納容器熱流動調査事業」にて実施する。

これらの実験研究に基づく最適評価手法及び数値流体力学コードによる解析モデルの高度化は交付金事業として実施し、一部を原子力規制庁による受託研究としても実施する。

水素リスクやエアロゾルに関連する研究課題はceaやIRSNとの協定や国際研究協力の枠組みを利用した体制を活用する。

【期待される成果とその活用方策】

安全評価パラメータに影響する評価上重要かつ機構が未解明で不確かさの大きい重要現象に関する実験データベースの構築や知見の拡充は、評価モデルや手法の高度化に活用でき、SA対策の有効性評価や規制に係る技術的な判断根拠を提供する。



まとめ

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】:A

- 重大事故時の格納容器熱水力評価手法の高度化や原子力規制庁による国産システムコードの開発に資するため、熱水力安全研究に係る経験とJAEAの所有するインフラを活用し、CIGMAやHIDRA等の研究の基幹となる大型実験施設を本中期計画の早い段階で完成させた。
- 福島第一原発事故を踏まえた安全対策に関連し、ROSA/LSTF装置を用いて多重故障時のAM策有効性を確認するためのシステム効果実験を実施し、規制判断の基礎となる評価手法の水準や課題に関する共通認識の構築に寄与した。
- HIDRAを中心として複数の試験部による炉心熱伝達に関する実験を実施し、現在規制基準で要求される原子炉停止機能喪失事象の評価等に必要な広い熱水力条件を補完するデータベースの構築を継続した。
- 格納容器過温破損、水素移行及びエアロゾルソースタームに関わる課題に対し、CIGMAを用いた実験を約100回実施し、関連する個別効果実験と共に、重大事故時の格納容器熱水力評価手法に資する知見を拡充した。
- 評価手法の高度化の一環として、CFD手法を用いてCIGMA実験等のデータを解析し、モデルの妥当性評価並びに改良を実施した。特に、水素混合に関する乱流モデル改良の成果は論文等で引用され、関連する国際プロジェクトでの実験設計やベンチマークに活用された。また、実験技術基盤整備の一環として、従来手法よりも高分解能・高SN比を有する超音波液膜測定器を開発した。

以上、研究の基幹となる大型装置の早い段階での完成や同装置によるデータ取得、同データに基づく評価モデルの高度化を実施したことから(下線部分)、自己評価を「A」とした。

11



主な成果

平成29年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉の事故時熱流動調査)事業の成果

【ねらい】

PWR事故時熱水力挙動: 厳しい事故条件下のアクシデントマネジメント(AM)の有効性等の検討に資するためのシステム効果実験を実施。

【アプローチ】

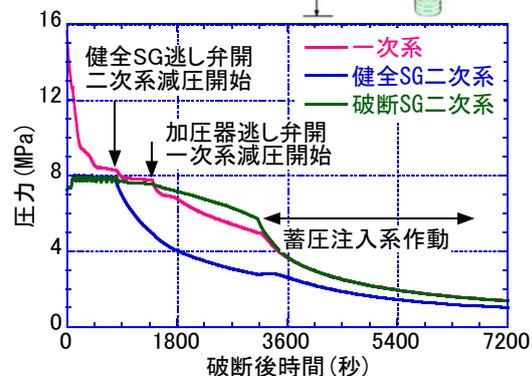
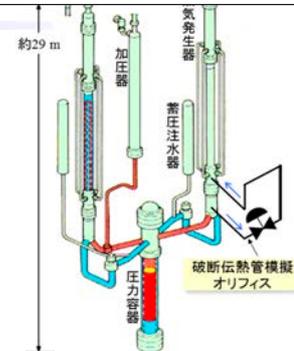
課題設定: SG伝熱管複数本破損事故を模擬した実験。シナリオの選択は地震PRAの評価結果に基づいて決定され、故障仮定やAM操作手順は、既往研究を参照して設定。

- ✓ 故障仮定: SG伝熱管複数本破断+高圧注入系不作動
- ✓ AM操作: 健全側蒸気発生器(SG)による二次系減圧を実施。1次系と2次系が均圧後に加圧器逃し弁により1次系を減圧

【成果とその活用】

- ✓ SG伝熱管複数本破損事故時炉心が露出せず、AM策(健全ループSG二次側減圧と一次系減圧)の有効性を確認。
- ✓ 多重故障条件下でのAM策や回復操作の有効性等の検討や現象の解明、予測手法の整備に活用される。

- 大型非定常ループ実験装置(ROSA/LSTF): 世界最大規模のPWR熱水力シミュレータ。
- SG伝熱管破断をパイプ接続で模擬



SG伝熱管破損時一次系・SG二次系圧力

12



主な成果

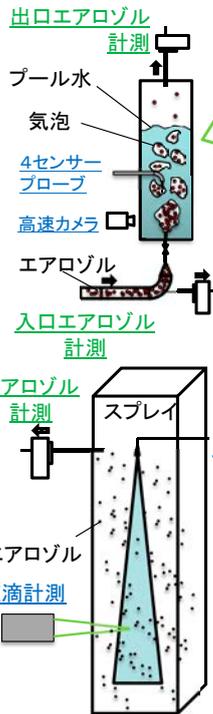
平成29年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業の成果

【ねらい】 SA時のソースターム評価に関連し、現象予測の不確かさが大きい気相中エアロゾルの移行挙動に関して、機構論的な評価手法の開発を行う。

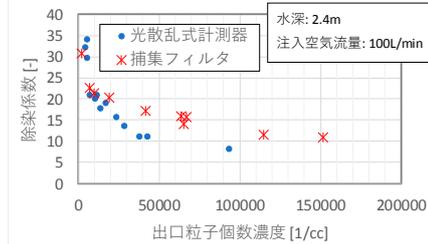
【アプローチ】 プールスクラビング及びスプレイスクラビングを対象に現象を実験によって把握し、特にエアロゾルの移行挙動に強く影響する二相流、相変化等に着目した詳細計測を行う。実施に当たっては規制委員会と密接に連携する。

【成果とその活用】 実験装置と計測手法整備およびエアロゾル計測を実施。

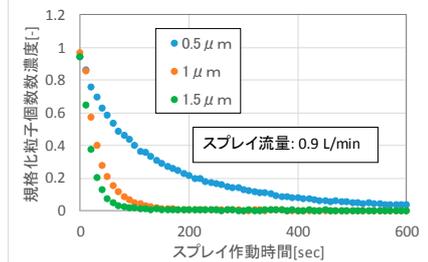
- ✓ **プールスクラビング (PONTUS)**: 不確かさが大きいエアロゾル計測手法の信頼性向上を目的に、複数の計測手法による相互検証を行い、整備した計測手法で除染係数の計測を実施。
- ✓ **スプレイスクラビング (ARES)**: 実験装置を整備し、スプレーによる空間内エアロゾル濃度の減衰率の計測を実施。
- ✓ 本成果は、規制庁によるSPARC-90等の評価モデルの検証及び高度化に活用される。



異なる計測手法による除染係数計測例



エアロゾル濃度減衰率計測例



13



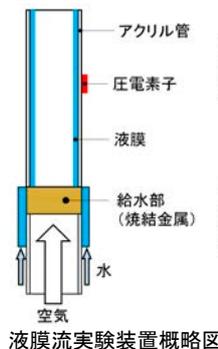
主な成果

【ねらい】 高精度かつ流れ場を乱さずに、高温・高压体系に応用可能な液膜検知及び液膜厚さ計測技術の開発。

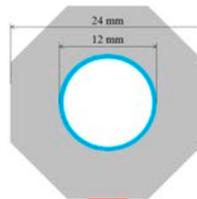
【アプローチ】 流れ場を乱さない非接触計測が可能で原理が単純な超音波信号に着目し、高分解能計測を可能とするために、従来研究よりも高い周波数(15 MHz)を利用できる駆動回路を開発。静止液膜を用いて本測定手法の測定精度を検証し、常温・常圧下の環状液膜流計測を実施した。

【成果とその活用】 圧電素子の駆動回路の開発、静止液膜及び二相流液膜計測実験を実施。

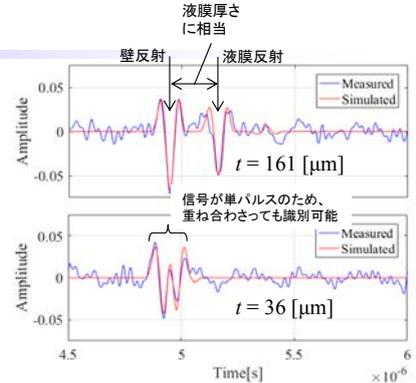
- ✓ 高分解能・高出力・高減衰・高S/N比の特性を有する駆動回路を開発し、単パルスに近い超音波の発信を実現するとともに、データ解析手法も整備することで、従来よりも空間分解能の高い液膜厚さ計測を可能とした。
- ✓ 試験部設計には3次元超音波伝播解析を利用した。今後、同解析手法を用いた新たな設計により加熱体系への適用を検討し、液膜ドライアウト熱実験への活用繋げる予定。



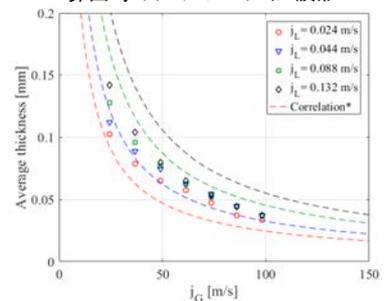
液膜流実験装置概略図



液膜流実験装置測定部断面概略図



液膜測定時の受信波形と液膜厚さ算出時のシミュレーション波形



液膜流測定結果(平均液膜厚さ)

*: Ju, et al., Int. J. Heat and Mass Transfer, Vol. 89 (2015), pp. 985-995. 14



機構外秘

資料No.安研評委07

材料劣化・構造健全性に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

高経年化技術評価や運転期間延長認可制度等に基づく評価の確認、外部事象を考慮した健全性評価手法の高度化のため、原子炉機器の放射線環境等の使用環境を考慮した経年劣化の影響評価に係る知見の拡充を将来の廃炉材等の活用を見据えながら進めるとともに、原子炉建屋及び機器・配管の健全性評価手法の高度化を図り、設計基準を超える事象における構造健全性評価手法を整備する。

【第3期中長期計画】

中性子照射材を用いて取得するデータ等に基づいて材料劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、通常運転状態から設計上の想定を超える事象までの確率論的手法等による構造健全性評価手法を高度化し、経年化した軽水炉機器の健全性を評価可能にする。東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、原子力施設に脅威をもたらす可能性のある外部事象を俯瞰し、リスク評価を行うための技術的基盤を強化する。

【平成27年度～平成30年度計画】

- H27: 照射脆化等に関する材料劣化データを取得するとともに、安全上重要な機器の健全性評価手法の高度化を進める。
- H28: 照射脆化等に関する材料劣化データの取得及び安全上重要な機器の健全性評価手法の高度化を継続する。
- H29: 原子炉圧力容器 (RPV) の加圧熱衝撃事象を模擬する試験の準備及び照射脆化に関する微細組織分析等を行うとともに、原子炉建屋及び機器・配管の健全性評価手法の高度化を継続する。
- H30: 加圧熱衝撃事象を模擬する試験の実施、照射脆化に関する微細組織分析等及び原子炉建屋及び機器・配管の健全性評価手法の高度化を継続する。

【実施体制】

原子力規制庁事業「軽水炉照射材材料健全性評価研究」では、RPV鋼の照射脆化及びステンレス鋼のき裂進展に関するデータを取得した。照射脆化予測に関する研究では、電力事業者から借用した監視試験片及び監視試験データを用い、微細組織分析及び統計解析を実施した。照射材の微細組織分析については、東北大学金属材料研究所と連携して実施した。照射脆化予測に関して得られた知見は、日本溶接協会「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討小委員会」にて適宜報告した。照射誘起応力腐食割れ (IASCC) に関する研究は、国内の専門家による材料の照射特性評価に関する検討会を立ち上げ、関連する既往文献の収集、データスクリーニング及びデータベース化を行うとともに材料特性の照射量依存性の傾向式を構築した。原子力規制庁事業「高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化」等の内部事象及び外部事象を考慮した健全性評価研究では、OECD/NEA、NRC等との国際協力6件、産官学との連携強化による共同研究9件、東京大学や電力中央研究所等の国内外の大学や研究機関との研究協力の実施等を通して、研究成果の最大化及び国際水準の成果創出に努めた。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

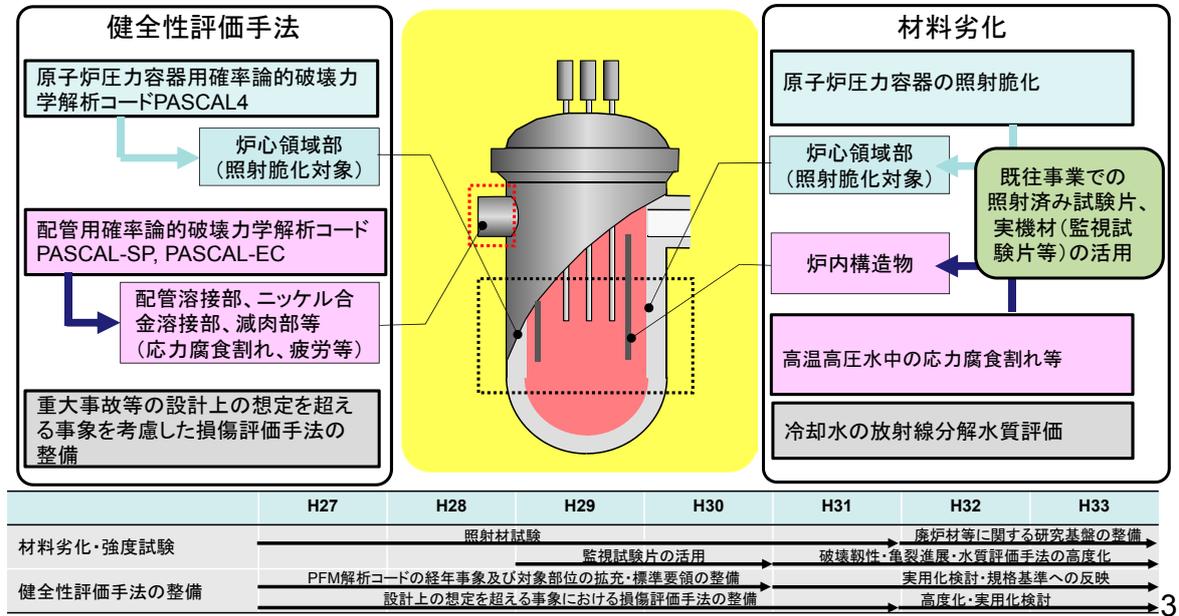
- (1) 要因: 「施設中長期計画案」(平成28年10月18日公表)により材料試験炉 (JMTR) が廃止施設に分類
- (2) 変更内容: JMTRによる照射データ等に基づいて研究を実施する予定であったが、入手可能な中性子照射材や実機監視試験片サンプル等によるデータ取得により研究を遂行

【進捗状況】

計画通り進捗している。

JAEA 材料劣化・構造健全性に関する研究の全体像(内部事象)

- 原子炉機器の放射線等の使用環境を考慮した材料劣化評価法の高度化
- 確率論的健全性評価手法における経年事象の拡充と実用化、設計基準を超える事象における構造健全性評価



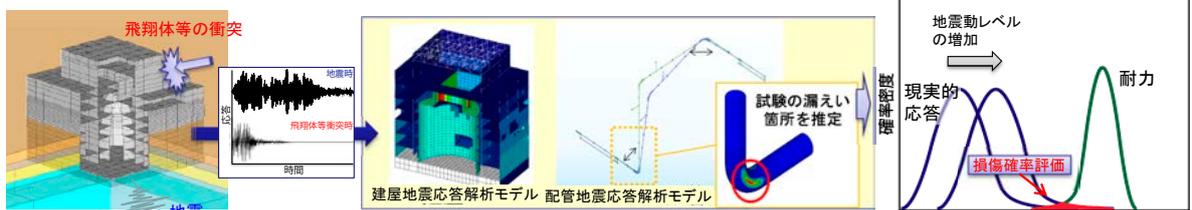
JAEA 材料劣化・構造健全性に関する研究の全体像(外部事象)

【最新の動向】

- 新規基準では、地震等の外部事象評価の厳格化、リスク評価を含めた安全性向上評価に関する運用ガイドが施行。また、飛翔体（竜巻飛来物や飛行機等）衝突に係る規制が新設。

【実施内容の概要】

- 地震時の原子炉建屋及び機器・配管の健全性評価
 - 地震動による現実的応答に係る3次元・非線形詳細解析手法の整備、評価モデルの標準化
 - 現実的応答・耐力評価を通じた健全性評価手法・フラジリティ評価手法の整備
 - 現実的耐力に係る強度試験データの活用
- 飛翔体衝突に係る原子炉建屋及び機器等の健全性評価
 - 建屋を対象とした飛翔体衝突による損傷評価手法の整備
 - 建屋内包機器設備を対象とした衝撃波による応答や耐力に係る評価手法、健全性評価手法の整備
 - 飛翔体衝突試験、機器の耐力等を求めるための強度試験データの活用



原子炉建屋・機器等の解析モデルの詳細化

建屋・機器・配管の地震応答評価や耐力評価

損傷に係る指標 地震時損傷確率評価

	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
地震時の健全性評価	配管耐震解析手法の詳細化		建屋・機器・配管耐震評価手法の詳細化		耐震評価手法の高度化・標準化		
	配管に係る損傷確率評価手法の整備		建屋・機器・配管に係る損傷確率評価手法の整備		損傷確率評価手法の高度化・標準化		
	機構施設を活用した地震応答データ取得、耐震評価手法の妥当性確認						
飛翔体等の衝突に係る健全性評価	建屋外壁に着目した斜め衝突解析評価			建屋や内包機器に着目した評価手法の整備			
	飛翔体衝突試験データ、内包機器耐力試験データ等の活用、手法の妥当性確認						



実施内容と成果の概要(1/5)

スケジュールの概要

分類	実施内容	H27(実績)	H28(実績)	H29(実績)	H30上期(実績)	H30下期	H31	H32	H33		
材料劣化・構造健全性に関する研究	内部事象	材料劣化評価・破壊試験 10/19, 11/19, 12/19, 13/19	・中性子照射材等によるRPV鋼の破壊靱性データ取得				・中性子照射材の活用 ・放射線等の機器の使用環境を考慮した材料劣化評価手法の高度化 ・RPVや炉内構造物の健全性評価手法の高度化				
			・ベイズ統計解析による関連温度移行量評価及び監視試験片の微細組織分析								
			・加圧熱衝撃事象を模擬した破壊試験								
			・ステンレス鋼の照射劣化評価								
	外部事象	健全性評価手法の整備 14/19	・RPVや配管等の一次系機器を対象とした健全性評価手法の高度化				・RPVや配管等の確率健全性評価手法の高度化・実用化 ・設計上の想定を超える事象における構造強度評価手法・損傷評価手法の整備				
			・設計上の想定を超える事象における構造強度評価手法・損傷評価手法の整備								
		地震時の健全性評価 15/19, 16/19	・配管耐震評価手法の詳細化		・建屋・機器・配管耐震評価手法の詳細化			・建屋・機器・配管耐震評価手法の詳細化・標準化 ・建屋・機器・配管に係る損傷確率評価手法の高度化 ・機構施設を利用した地震観測データ等を活用した評価手法の妥当性確認			
			・配管に係る損傷確率評価手法の整備		・建屋・機器・配管に係る損傷確率評価手法の整備						
					・地震観測データ等を活用した評価手法の妥当性確認						
		飛翔体等の衝突に係る健全性評価 17/19	・建屋外壁に着目した斜め衝突解析評価手法の整備					・建屋外壁に着目した飛翔体衝突解析評価手法の整備 ・建屋内包機器設備を対象とした衝撃波応答解析手法の整備 ・試験データの入手、解析評価手法の妥当性確認 ・試験データによる手法の妥当性確認			
・試験データの入手、解析評価手法の妥当性確認											

5



実施内容と成果の概要(2/5)

【平成27～平成30年度上期の概要:内部事象】

- RPVの照射脆化予測について、高照射量領域における脆化因子の把握及び関連温度移行量評価の保守性を確認するため、最新のベイズ統計による解析手法(ノンパラメトリックベイズ法)を整備し、解析の予測性、信頼性の向上に寄与する中性子照射条件や材料の化学成分等の組み合わせ及び関連温度移行量の関係を評価した。その結果、同手法は国内の脆化予測法と同等の評価精度を有すること、そのマージンが概ね保守的に設定されていることを示した。
- 高照射量領域特有の溶質原子クラスターの形成や非硬化型脆化の顕在化の可能性を確認するため、高照射量領域まで中性子照射されたRPV鋼(監視試験片)に対して、三次元アトムプローブ及びオージェ電子分光により微細組織分析を行い、化学組成と溶質原子クラスター形態の相関、粒界不純物偏析の照射量依存性等に係る情報を取得した。
- 未照射材を用いて標準サイズ試験片から微小試験片(Mini-C(T))までの大きさの異なる試験片により破壊靱性を評価し、Mini-C(T)に対しても寸法依存性の補正が成立することを確認するとともに、高照射量領域まで中性子照射された材料についてMini-C(T)による破壊靱性試験を実施し、監視試験片から採取可能なMini-C(T)がRPV鋼の破壊靱性評価に適用できることを示した。また、微小サイズであるMini-C(T)の特長を活かし、ステンレスオーバーレイクラッド直下の溶接熱影響部(HAZ)の破壊靱性を評価し、健全性評価において亀裂を想定するHAZ近傍の破壊靱性は母材より優れることを確認した。
- 高照射量領域における亀裂進展速度及び亀裂進展メカニズムに関する基礎知見を得るため、炉内構造物用ステンレス鋼の中性子照射材を利用してIASCC進展試験を実施するとともに、亀裂先端近傍のマイクロ組織を分析した。低腐食電位による亀裂進展速度の抑制効果が現れない中性子照射量領域を確認するとともに、当該領域では照射材に特有の局所変形組織が現れることを確認した。
- 炉内構造物用ステンレス鋼の照射に伴う劣化をより精度良く評価・予測するため、中性子照射された炉内構造物用ステンレス鋼に関する公開文献を網羅的に収集し、材料特性への照射影響評価に必要なデータベースを整備するとともに、材料特性の照射量依存性の傾向式を構築した。

6



実施内容と成果の概要(3/5)

- 国内RPVに対する確率論的健全性評価手法の実用化を図るため、国内評価手法・データを反映した合理的な確率評価モデル及び確率論的健全性評価指標である亀裂貫通頻度を定量的に評価する確率論的破壊力学(PFM)解析コードPASCAL4を整備し、国内RPVに対するPFM解析コードとして公開した。確率論的解析手法の高度化により、従来に比べて1万倍以上の速度向上を実現した。また、国内・国際的ベンチマーク解析や複数の機関による解析コードのソースレベルにおける検証等を通じ、解析コードの信頼性を確認した。さらに、必要な解析手法、モデル、データ及びそれらの技術的根拠を取りまとめ、世界に先駆けて確率論的健全性評価に係る標準的解析要領を整備した。これらの成果を踏まえ、国内RPVに対するPFMの活用事例を整備し、PFM評価の活用方策を示した。
- OECD/NEAのCOSSALプロジェクト等に参加し、重大事故等の設計上の想定を超える事象を考慮した損傷評価手法を整備するとともに、高温時における大型破壊試験等との比較により評価手法の妥当性確認を進めた。
【平成27～平成30年度上期の概要:外部事象】
- 経年配管を対象としたフラジリティ評価等を実現するため、PFM解析コードPASCAL-SPを対象に、経年劣化や地震荷重に関する評価手法・評価モデルを整備し、破損確率及びフラジリティ評価に必要な解析手法、データ及びその技術的根拠等を取りまとめ、確率論的健全性評価に係る解析要領を整備した。また、経年劣化による亀裂の発生や進展、地震応力による亀裂進展や破壊、供用期間中検査等を考慮した事例整備を通じて、PASCAL-SPの有効性を示した。
- 新規に建屋耐震評価等の外部事象に関する研究を立ち上げ、三次元詳細モデルを用いた原子炉建屋の地震応答解析手法の標準化について、重要な因子の影響度を確認するとともに、標準的解析要領案を整備した。また、機構の施設を活用した地震観測データ等の取得及びこれらのデータを活用した耐震評価手法の妥当性を確認する研究を開始した。
- 新規に飛翔体衝突の影響評価に関する研究を立ち上げ、柔飛翔体が斜めに衝突した場合の鉄筋コンクリート平板の局部損傷と衝突角度の関係を整理し、現実的な損傷評価手法提案の見通しを得るとともに、剛飛翔体が斜めに衝突した場合の局部損傷(貫入)評価式を提案した。

7



実施内容と成果の概要(4/5)

【成果の活用】

- 照射脆化の保守性等に係る調査結果は、日本電気協会電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007)[2013年追補版]」に関する原子力規制庁の技術評価に反映された(原子力規制委員会:第32回H27.10、第46回H27.12)。ノンパラメトリックベイズ法による監視試験データ等の解析で得られた成果については、脆化予測法の改定に関する国の技術評価に活用される見込みである。
- 破壊靱性に係るデータ及び解析結果は、日本電気協会電気技術規程「フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法(JEAC4216-2015)」の根拠として活用された。
- RPVの健全性評価結果は、日本電気協会電気技術規程「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法(JEAC4206-2016)」(H28.12)の参考情報として活用された。
- 炉内構造物用ステンレス鋼に対して水素注入による亀裂進展速度の抑制効果が低下する中性子照射量領域を確認するとともに、当該領域では照射材特有の局所変形組織が現れることを示した成果は、規制基準(原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」)及び学協会規格における中性子照射を考慮したより合理的な亀裂進展速度評価のための技術的知見として活用される見込みである。
- 公開文献を網羅的に収集し、ステンレス鋼の材料特性の照射量依存性等を定式化した成果は、中性子照射を考慮した炉内構造物の健全性評価のための技術的知見として活用可能。
- 国内RPVを対象とした確率論的構造健全性評価のために開発した解析コードPASCAL4を公開するとともに、破損確率や破損頻度解析に係る標準的解析要領を世界に先駆けて整備し、プレス発表を行った(平成30年3月、電気新聞に掲載)。この標準的解析要領は日本電気協会の規格策定の根拠として活用された。成果の一部は米国機械学会ASME BPV Code Section XIIに反映された。また、得られた技術知見は高経年化技術評価・運転期間延長認可や学協会規格の技術評価等で活用できるものである。
- 建屋・機器・配管を対象とした地震応答解析手法、フラジリティ評価手法等の研究成果及びこれらを踏まえて整備している標準的解析要領や経年配管のフラジリティ評価要領は、耐震安全性評価やリスク評価に係る技術的知見として、審査や評価等において活用できるものである。成果の一部は原子力規制庁で整備が進められているガイドライン案に反映される見込みである。
- 飛翔体衝突に伴う原子力施設の健全性評価手法に関する研究で確認した貫通・貫入現象における衝突角度や衝突速度の影響効果に係る成果は、飛翔体による原子力施設への衝突影響評価の技術知見として活用可能。

8



実施内容と成果の概要(5/5)

【成果の公開】(予定も含む)

- J. Katsuyama, S. Uno, T. Watanabe, Y. Li, "Influence evaluation of loading conditions during pressurized thermal shock transients based on thermal-hydraulics and structural analyses", *Frontiers of Mechanical Engineering, Mechanical Engineering Journal*, Vol.4, No.6, 2017, Pages 15-00694.

など、雑誌論文 45件、国際会議報告 97件、技術報告書7件、口頭発表 76件、受託報告書 11件。

●表彰:5件

- 1) 東、国際会議最優秀論文賞、ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Conference
- 2) 西田、国際会議論文賞、12th International Conference on Shock & Impact Loads on Structures
- 3) 崔、日本原子力学会計算科学技術部会奨励賞
- 4) 飛田、他3名:“ミニチュア試験片による破壊靱性評価技術の確立”、理事長表彰、研究開発功績賞
- 5) 勝山、他4名:“原子炉圧力容器の破損頻度評価手法の確立”、理事長表彰、研究開発功績賞

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- OECD/NEA COSSALプロジェクト:シビアアクシデント時の機器の損傷挙動を評価するベンチマーク解析に参加、解析結果を提供した。
- 米国NRCとPFM解析コードのベンチマーク解析: NRCのPFM解析コードFAVORとJAEAのPFM解析コードPASCAL4とのベンチマーク解析を実施し、解析コードの信頼性を明確にした。

【学会活動への貢献】

- 研究成果が日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」の改定のための根拠として活用。
- 研究成果が日本電気協会「確率的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」の根拠として活用。
- 日本地震工学会「原子力発電所の地震安全の基本原則」作成への貢献。
- 米国機械学会規格「ASME B&PV Code Section XI」改定への貢献。
- その他、日本建築学会、日本原子力学会の規格等の作成への貢献。

9



主な成果 (1/8)

原子力規制庁から受託した「平成27年度軽水炉照射材料健全性評価研究」事業の成果を含む。

Mini-C(T)による破壊靱性評価法の整備

【ねらい】

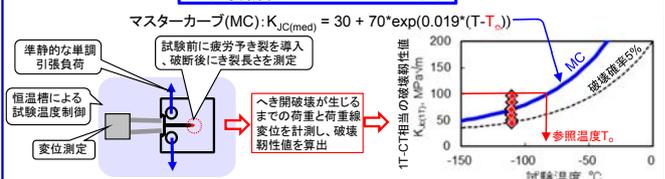
監視試験片から採取可能な4mm厚小型試験片(Mini-C(T))による破壊靱性評価法を整備する。また、Mini-C(T)を活用して監視試験片採取位置(板厚の1/4位置)における破壊靱性の代表性を確認する。

【アプローチ】

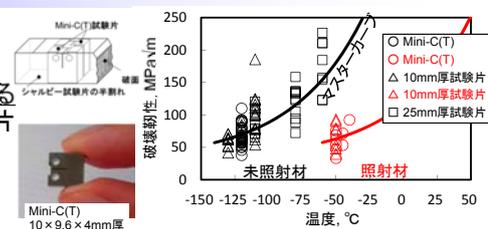
未照射材及び照射材を利用し、Mini-C(T)で破壊靱性マスターカーブ法※による破壊靱性試験を実施する。健全性評価対象部位である、クラッド直下のHAZから深さ10mmまでの破壊靱性を評価する。

- ✓ Mini-C(T)を用いて、より大きな板厚の試験片と同等の破壊靱性評価が可能であることを確認した。
- ✓ 監視試験片採取位置に対し、健全性評価対象部位(仮想欠陥の範囲)の破壊靱性が良好であることを確認した。

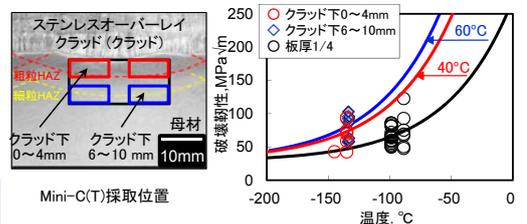
※破壊靱性マスターカーブ法



- マスターカーブ(MC)は破壊靱性中央値の温度依存性を規定する曲線であり、形状は鋼材によらず不変
- 複数の試験を行い、寸法効果補正により1インチ厚試験片(1T-C(T))相当の破壊靱性値($K_{Ic}(1T_{eq})$)の中央値を求めらる。
- 破壊靱性値の中央値を通るようにMCを描き、MC上の100MPa√mの点に対応する温度を参照温度 T_0 とする。
- MCを利用することにより、破壊靱性のばらつきを破壊確率として定量的に評価可能。



Mini-C(T)を用いて、未照射材、照射材とも、10mm厚及び25mm厚試験片と同等の破壊靱性評価が可能



仮想欠陥が位置するクラッド直下から10mm深さまでの破壊靱性は、監視試験片採取位置である板厚1/4位置に比して参照温度は40~60°C低い。

【成果とその活用】

Mini-C(T)の破壊靱性評価への適用性を確認するとともに、監視試験片採取位置の代表性を確認した。
→RPVの健全性評価に関する学協会 規格の技術評価に活用

10



主な成果 (2/8)

原子力規制庁から受託した「平成30年度軽水炉照射材料健全性評価研究」事業成果の一部である。

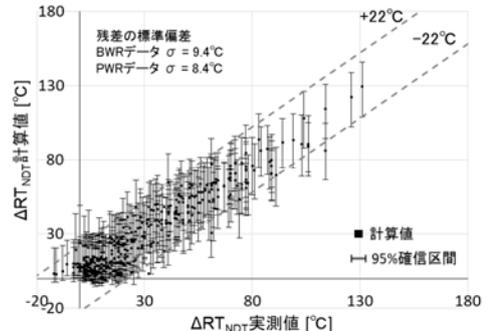
照射脆化に関するデータ解析

【ねらい】 照射脆化予測法の保守性等の確認のため、従来の手法と異なるアプローチで国内監視試験等による関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) を解析する。

【アプローチ】

機械学習に基づき多次元のデータの確率分布を表現し、中央値と確信区間を評価可能なノンパラメトリックベイズ (BNP) 法^{*}を適用し、脆化因子の ΔRT_{NDT} 及び予測性への影響を評価する。

- ✓ 国内監視試験データを炉型や鋼種等で区分した解析を行い、 ΔRT_{NDT} への寄与が大きい脆化因子を明らかにした。
- ✓ BNP法による評価は、他の脆化予測法と同等の精度を有していることを確認した。
- ✓ 実測データのばらつき等に基づく計算値の不確かさを統計的に明らかにした。

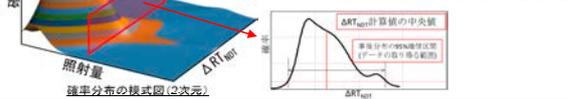


ΔRT_{NDT} 計算値と実測の関係

他の予測法による残差の標準偏差
 ・JEA4201-2007(2013追補): 9.6°C
 ・EONY: 11.1°C

※ノンパラメトリックベイズ法

- 実測データの複雑さを学習してデータ全体の確率分布を求める。
- 学習過程での過学習を回避可能
- マルコフ連鎖モンテカルロを用いて繰り返し得られる確率分布から、中央値だけでなく確信区間を推定可能



【成果とその活用】

従来の脆化予測法と同等の評価精度を有することを示すとともに、従来評価法のマージンが概ね保守的に設定されていること等を示した。
 →RPVの健全性評価に関する学協会規格の技術評価に活用

11



主な成果 (3/8)

原子力規制庁から受託した「平成28年度軽水炉照射材料健全性評価研究」事業成果の一部である。

照射誘起応力腐食割れに関する知見の拡充

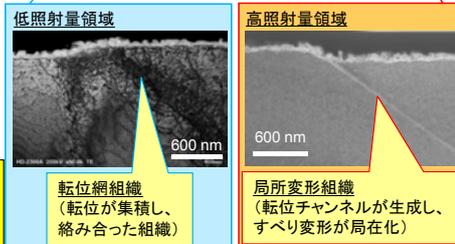
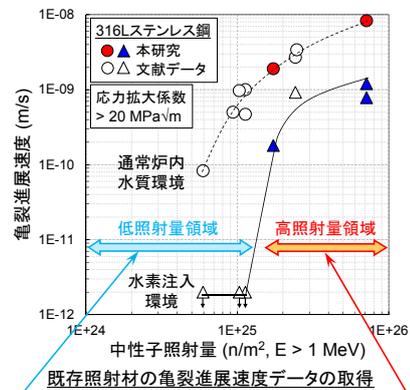
【ねらい】 ステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れに関し、高照射量領域における亀裂進展速度及び亀裂進展メカニズムに関する知見を拡充する。

【アプローチ】 中性子照射済みの316Lステンレス鋼 (既存照射材) を用いて沸騰水型軽水炉 (BWR) 模擬水質環境中で亀裂進展試験を実施し、高照射量領域の亀裂進展速度データを拡充するとともに、亀裂先端近傍のマイクロ組織を分析する。また、既存照射材から加工した小型引張試験片に荷重を負荷し、亀裂先端を模擬した塑性変形を与えたときのマイクロ組織を分析する。

- ✓ 中性子照射量 約 1.5×10^{25} n/m² を超える高照射量領域では、水素注入により腐食電位を低減させた水環境条件での亀裂進展抑制効果が現れず、亀裂進展速度が高くなることを明らかにした。
- ✓ 水素注入による亀裂進展抑制効果が現れない高照射量領域では、低照射量領域では見られなかった局所変形組織により、粒界に局所的に高い応力とひずみが発生することを明らかにした。

【成果とその活用】

高照射量領域 (> 約 1.5×10^{25} n/cm²) では、局所変形が亀裂進展に寄与し、水素注入の効果が低下する可能性を示した。
 → 規制基準及び学協会規格における中性子照射を考慮したより合理的な亀裂進展速度評価のための技術的知見として活用可能



既存照射材のマイクロ組織分析

12



主な成果 (4/8)

原子力規制庁から受託した「平成28年度軽水炉照射材料健全性評価研究」事業の成果を含む。

ステンレス鋼の中性子照射影響評価のための知識基盤整備【ねらい】

軽水炉の炉内構造物用ステンレス鋼の経年劣化を評価・予測する手法を確立するため、ステンレス鋼の材料特性への中性子照射影響に関するデータベースを整備するとともに、材料特性の照射量依存性を表す傾向式を構築する。

【アプローチ】

照射ステンレス鋼の特性評価に関わる公開文献を網羅的に収集し、軽水炉条件での評価に必要なデータに絞り込むためのスクリーニングを行う。また、材料特性値それぞれの照射量依存性を良く表現する基本式を選定し、データフィッティングにより基本式の各係数を決定する。

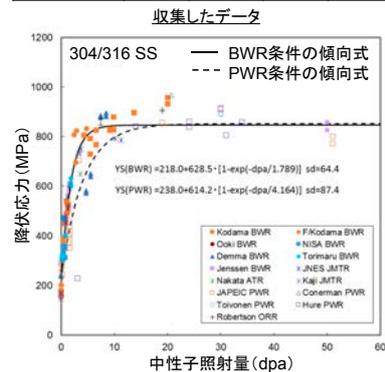
- ✓照射ステンレス鋼に関する170本以上の公開文献から約3000点の各種材料特性データを収集・整理した。
- ✓機械的性質(引張特性、破壊靱性)や照射誘起応力腐食割れ(発生、進展)に対し、照射量の増加に伴って飽和するデータの傾向を示す式を構築した。

【成果とその活用】

実際のデータに基づく特性変化の定式化により、照射量等の評価部位の条件に応じたより合理的な材料特性評価が可能となった。

→中性子照射を考慮した炉内構造物の健全性評価のための技術的知見として活用可能

特性	PWR		BWR	
	文献数	データ数	文献数	データ数
引張特性	20	325	18	342
硬さ	3	45	7	132
破壊靱性	5	58	9	133
IASCC感受性	11	97	12	154
IASCC発生	11	285	2	63
IASCC進展	7	177	18	301
照射応力緩和・クリープ	5	133	6	161
スエリング	12	217	-	-
ミクロ組織	11	59	8	96
粒界偏析	7	92	7	96



照射ステンレス鋼の降伏応力の照射量依存性傾向式とデータの関係 13



主な成果 (5/8)

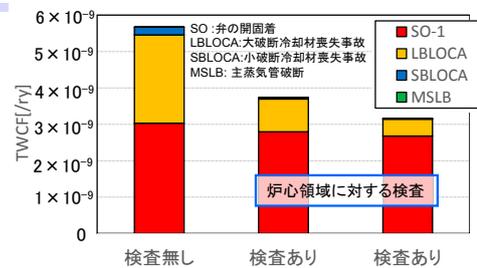
原子力規制庁から受託した「平成28年度高経年化技術評価高度化事業(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化)」で得られた成果である。

原子炉圧力容器に対する健全性評価手法の高度化

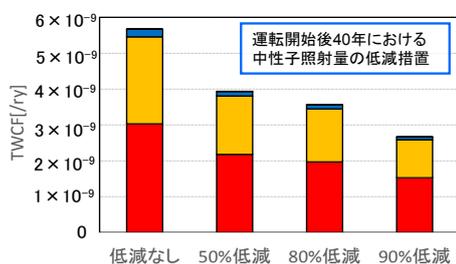
【ねらい】 RPVを対象に、確率論的健全性評価手法の高度化及び実用化を図る。

【アプローチ】 国内RPVの確率論的健全性評価に資する亀裂貫通頻度(TWCF)を定量的に求めるため、PFM解析コードPASCAL4に必要な確率論的評価手法及び評価モデルを整備し、実用化を図る。

- ✓国内評価手法やデータを反映した合理的な確率論的評価モデルを整備し、国内RPVに対する評価機能の高度化を実現するとともに、確率論的計算手法の高度化により、従来に比べ、1万倍以上の高速化を実現し、PASCAL4を公開した。
- ✓国内7機関で構成されるワーキンググループで解析コードに対するソースレベルの検証を行うとともに、国内・国際(NRC等)のベンチマーク解析を通じて、PASCAL4の信頼性を確認した。
- ✓国内RPVに対する確率論的健全性評価に必要な解析手法・データ及びその技術的根拠等を取りまとめ、世界に先駆けて、確率論的健全性評価に資する標準的解析要領を整備・公開した。この要領は電気協会の規格策定の根拠として活用された。
- ✓非破壊検査の影響や中性子照射量低減の影響評価等の活用事例を整備し、審査等におけるPFM手法の有効性を明確にした。



TWCFに及ぼす非破壊検査の影響



TWCFに及ぼす中性子照射量低減の影響

【成果とその活用】 ✓標準的解析要領は電気協会の規格策定の根拠として活用された。また、応力拡大係数解等の成果は米国機械学会ASME BPV Code Section XIIに反映された。

✓高経年化技術評価・運転期間延長認可等に必要となる技術的知見として活用が期待される。また、国による学協会規格の技術評価において活用予定。



主な成果 (6/8)

建屋等の耐震安全評価手法の高度化

【ねらい】 耐震安全上重要な建屋等を対象に、耐震安全評価手法の高度化を図る。

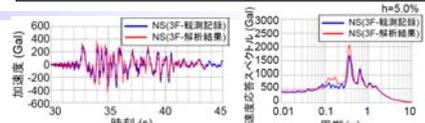
【アプローチ】 3次元詳細モデルを用いた建屋等の地震応答解析手法の高度化・標準化及び地震を起因とした確率的リスク評価(地震PRA)に資するフラジリティ*評価手法の高度化を図る。

*フラジリティ: 地震荷重を考慮した損傷確率

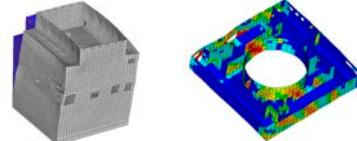
- ✓ 本中長期計画期間中に、建屋等の耐震評価等の外部事象に係る研究を新規に開始。
- ✓ 中越沖地震の観測記録との比較により妥当性が確認された3次元詳細モデルを用いて、建屋等の地震応答解析結果への影響度の高い地盤-建屋相互作用等の影響因子について、その影響度を解析的に確認。得られた成果を基に標準的解析要領案を策定。
- ✓ 入力地震動レベルに対する建屋損傷の状態の推移を把握するため、建屋3次元詳細モデルの荷重漸増解析を実施し、フラジリティ評価に資する局所損傷モードの同定に必要なデータを取得。
- ✓ 建屋等のフラジリティ評価の認識論的不確実さの低減を目的に、モデル化手法の違いに起因する応答結果のうち、壁の最大せん断ひずみに着目し、その応答の差異を定量的に評価。また、3次元詳細モデルを用いたフラジリティ評価はより合理であることを確認。

【成果とその活用】 建屋等を対象とした3次元詳細地震応答解析手法・フラジリティ評価手法等の本研究の成果の一部は原子力規制庁で整備が進められているガイドライン案に反映される見込みである。

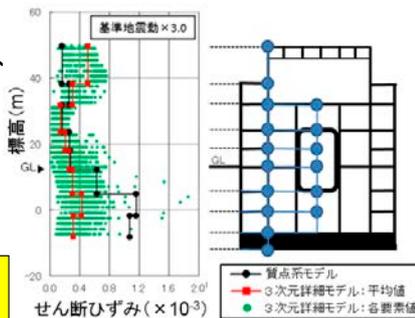
原子力規制庁から受託した「平成29年度 原子力施設等防災対策等委託費(高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化)」事業の成果を含む。



加速度時刻歴の例 加速度応答スペクトルの例
地震観測記録との比較によるモデルの妥当性確認



建屋全体変形図の例 最大せん断ひずみの分布例
建屋3次元詳細モデルを用いた局所損傷解析事例



壁の最大せん断ひずみの高さ方向分布例
モデル化手法の違いに起因する応答差異の把握

15



主な成果 (7/8)

配管の耐震安全評価手法の高度化

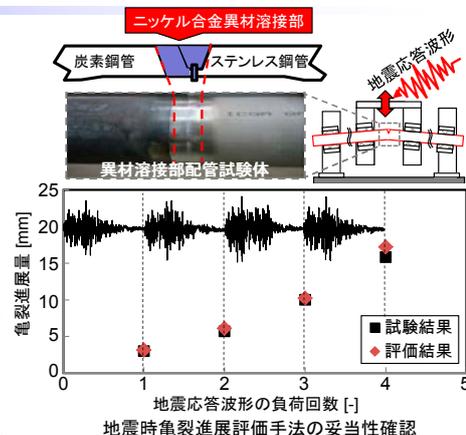
【ねらい】 耐震安全上重要な配管を対象に、地震PRAに資する、大きな地震の発生を想定した地震応答解析手法、経年劣化を考慮したフラジリティ評価手法の高度化を図る。

【アプローチ】 配管及び溶接部を対象に、設計を上回る大きさの地震動や余震等の複数回の地震の発生等を考慮し、地震応答詳細解析手法及び地震時亀裂進展解析手法を整備するとともに、経年劣化を考慮したフラジリティ評価手法を整備し、PFM解析コードPASCAL-SPの高度化を図る。

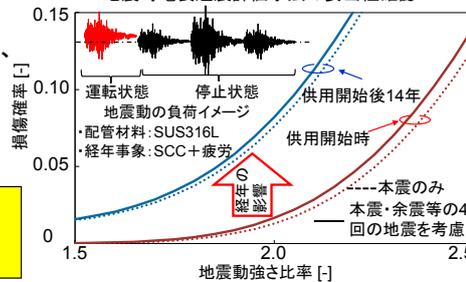
- ✓ 地震時非線形ひずみ・応力の応答履歴や破損を評価できる3次元詳細解析手法を整備するとともに、試験結果を用いて解析手法の妥当性を確認。
- ✓ ステンレス鋼配管、Ni合金異材溶接部等を対象とした地震時亀裂進展評価手法を整備し、配管試験体に対して地震波を荷した亀裂進展試験により、評価手法の妥当性を確認。
- ✓ 余震等の複数回の地震が作用する場合に対応し、地震動ごとに、内圧や温度等のプラント状態の違いや異なる地震波形を考慮できる亀裂進展評価手法を整備。
- ✓ 上述の亀裂進展評価手法等をPASCAL-SPに導入し、経年配管を対象としたフラジリティ評価の高度化を実現。

【成果とその活用】 地震応答詳細解析手法や経年劣化の影響を考慮したフラジリティ評価手法は、今後の地震PRA等に資する技術的知見として、今後の活用が期待される。

原子力規制庁から受託した「平成28年度及び29年度 原子力施設等防災対策等委託費(高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化)」事業の成果を含む。



地震時亀裂進展評価手法の妥当性確認



経年配管のフラジリティ評価例

16



主な成果 (8/8)

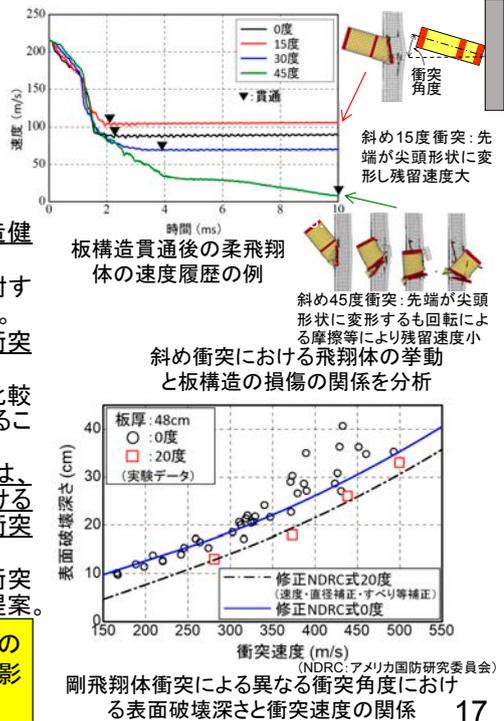
衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価手法の高度化

【ねらい】 飛翔体衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価に資するため、評価手法の高度化を図る。

【アプローチ】 衝突速度や衝突角度による被衝突体への影響評価を通じて、衝突による原子力施設の局部損傷評価等に資する評価手法の整備を行う。

- ✓ 本中長期計画期間中に、飛翔体衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価手法の高度化に係る研究を新規に開始。
- ✓ 柔飛翔体を対象とし、原子力施設の外壁を想定した板構造に対する衝突影響評価手法を整備し、試験結果を用いて妥当性を確認。
- ✓ 妥当性が確認された評価手法を用いて、貫通現象に着目した衝突速度や衝突角度の影響評価を実施。
 - ・ 柔飛翔体の斜め衝突による貫通現象において、垂直衝突と比較して、板構造の損傷に寄与するエネルギーが2割程度低減することを確認。
 - ・ 施設内への影響に重要な板構造貫通後の飛翔体残留速度は、衝突角度が増すほど低減することを確認。一方、衝突時における柔飛翔体先端部の尖頭形状への変形の影響等により、垂直衝突よりも残留速度が大きくなる場合(15度)を得た。
- ✓ 剛飛翔体については、斜めに衝突した場合の表面破壊深さと衝突速度の関係を整理し、衝突影響評価等に資する簡便評価式を提案。

【成果とその活用】 貫通現象における衝突角度や衝突速度の影響を確認した本成果は、飛翔体衝突による原子力施設への影響評価に資する技術知見として活用可能。



今後の研究計画案

【平成30年度下期～平成33年度計画】

- ・ 加圧熱衝撃事象におけるRPVの健全性評価に関し、実験相当の板厚を有する大型の試験片を用いてステンレスオーバーレイクラッド、亀裂に対する拘束効果、2軸荷重の影響等を含めた破壊評価試験を行い、健全性評価手法の保守性を確認する。
- ・ RPV鋼の破壊靱性評価に関し、溶接継手及びステンレスオーバーレイクラッド下のHAZに対する破壊靱性等の評価を進め、HAZ組織の種類やその割合と破壊靱性の相関やHAZにおける破壊靱性のばらつきを確認する。
- ・ ステンレス鋼のIASCCでは、HAZの亀裂進展速度に対する照射影響を評価するための基礎知見として、未照射の母材とHAZに対する亀裂進展速度と亀裂先端近傍の微細組織の相関の確認等を進める。
- ・ 確率論的健全性評価手法については、高度化・実用化研究を進めるとともに、リスク情報を活用した供用期間中検査、安全性向上評価等に係る活用事例を整備していく。
- ・ 建屋・配管等の耐震安全評価手法については、隣接建屋の相互作用や建屋・機器・配管の評価モデルの連成化等を考慮した耐震評価技術の高度化、機構の施設を利用した地震観測データを活用した評価手法の妥当性確認等を進めていく。

- ・ OECD/NEAの飛翔体衝突影響評価に関する国際プロジェクトIRIS3への参加等を通じて、飛翔体衝突に係る試験データの取得に努め、建屋を対象とした飛翔体衝突による損傷評価手法とともに、建屋内包機器設備を対象とした衝撃波による応答や耐力に係る評価手法を整備し、試験データによる妥当性確認を進めていく。

【実施体制】

- ・ 材料劣化に関する研究では、大学やメーカー等の産業界との共同研究や学協会との連携を通して、内部事象や外部事象を考慮した健全性評価研究では、引続きOECD/NEA等との国際協力、産官学との共同研究、国内外の大学や研究機関との研究協力等を通して、研究成果の最大化及び国際水準の成果創出に努めていく。

【期待される成果とその活用方策】

- ・ 原子炉機器の放射線影響等を考慮した経年劣化評価に係る知識基盤を拡充し、その成果は学協会規格の技術評価や高経年化技術評価等における評価の確認に活用していく。
- ・ 内部事象や外部事象を考慮した健全性評価手法の高度化・実用化研究を進めるとともに、活用方策に係る事例を整備する。また、その成果を規制庁で整備が進められているガイドライン案に反映し、審査や評価、学協会規格の技術評価に活用していく。



まとめ

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】： A

- 雑誌論文45件、国際会議論文97件、技術報告書7件、口頭発表76件、受託報告書11件等、第II期中期計画期間における実績を大きく上回る数の論文等を発信したほか、国際会議ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Conferenceで最優秀論文賞を受賞する等、5件の表彰を受けた。
- 原子炉圧力容器(RPV)の破壊靱性に係るデータ、解析結果等は日本電気協会電気技術規定(JEAC4216-2015、JEAC4206-2016)の根拠等として活用されるとともに、平板表面近傍に存在する内部亀裂の応力拡大係数解、曲げ・ねじり等の多軸荷重が配管に作用する場合の破壊評価手法等の研究成果が米国機械学会ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XIIに反映されるなど、研究成果の標準化に大きく貢献することが出来た。
- 照射脆化に関して、最新のベイズ統計による解析手法を整備し、関連温度移行量に寄与する脆化因子を示すとともに、従来評価法のマージンが概ね保守的に設定されていることを示した。これは、原子力規制委員会が日本電気協会電気技術規定(JEAC4201-2007 [2013追補版])の技術評価を受けて定めた方針(第46回原子力規制委員会:平成27年12月16日)に速やかに対応し、研究を立ち上げたものである。
- 加圧熱衝撃事象時におけるRPVの健全性評価に関し、実機相当の板厚を有する大型の試験片を用いてステンレスオーバレイクラッド、亀裂に対する拘束効果や2軸荷重の影響等を含めた破壊試験を計画通り進めている。
- RPV鋼の照射脆化及び炉内構造物用ステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れに関して、JMTRで取得する照射データ等に基づいて研究を実施する予定であったが、入手可能な照射材を活用して成果を導出し、JMTRの廃止措置決定の影響を最小限とした。
- 国内RPVを対象とした確率論的構造健全性評価のために開発した解析コードPASCAL4を公開するとともに、世界に先駆けて破損頻度解析に係る標準的解析要領を整備し、プレス発表を行った(平成30年3月、電気新聞に掲載)。この標準的解析要領は日本電気協会の規格策定の根拠として活用された。
- 新たに耐震及び飛翔体衝突等の外部事象に係る研究を立ち上げ、建屋耐震評価に係る3次元詳細手法の高度化等でえられた成果の一部は規制庁で整備が進められているガイドライン案に反映される見込みである。
- OECD/NEA等との国際協力6件、産官学との共同研究9件のほか、東京大学等の国内外の大学や研究機関との研究協力の実施等を通じて、研究成果の最大化及び国際水準の成果創出に努めた。
- 原子力規制委員会等への技術的知見の提供や基準類を検討・評価する委員会に専門家3名を派遣する等、規制活動等に貢献した。

第II期中期計画期間における実績を大きく上回る数の論文の発信、国際会議での最優秀論文賞等の受賞、米国機械学会の基準や日本電気協会の規格の改定等への貢献は、研究成果が国際的にも高い水準を達成しているもので顕著な業務実績と判断した。また、原子力規制委員会が日本電気協会電気技術規定(JEAC4201-2007 [2013追補版])の技術評価を受けて定めた方針(第46回原子力規制委員会:平成27年12月16日)に速やかに対応した照射脆化に関する研究や原子炉の安全研究や研究の総合力を強化するための外部事象に関する研究を立ち上げた。これらの実績を踏まえ、自己評価を「A」とした。



機構外秘

資料No.安研評委08

核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

新規制基準において新たに定義されたシビアアクシデントを含む事故時の放射性物質閉じ込め評価及び再処理施設経年変化評価のための基礎データの取得及び手法の整備を行うことで、サイクル施設の定量的な安全性評価に資する。

【第3期中長期計画】

サイクル施設の安全評価に資するため、シビアアクシデントの発生可能性及び影響評価並びに安全対策の有効性に関する実験データを取得するとともに解析コードの性能を向上し、事象の進展を精度良く評価できるようにする。

【平成27年度～平成30年度計画】

- ・サイクル施設の安全性を評価するため、シビアアクシデントを含む事故時の放射性物質放出・移行・閉じ込め評価データを取得するとともに評価モデルを構築する。
- ・商用再処理施設の高経年化対策評価及びアルカリ除染時の安全性確認のための技術的知見を取得する。

【実施体制】

①サイクル施設シビアアクシデント研究

放射性物質の物理化学挙動実験及び臨界事故解析研究はプロパー研究として実施した。また、高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故及びセル内有機溶媒火災事故時の安全評価研究は、原子力規制庁からの受託事業として実施した。なお、臨界事故解析研究及び高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故評価研究は、それぞれ臨界安全研究グループ及びシビアアクシデント評価研究グループと連携し実施した。

②商用再処理施設経年変化研究

原子力規制庁からの受託事業として実施した。原子力基礎工学研究センターや福島技術開発試験部との機構内連携、一部、東工大、埼玉大、早稲田大、九工大の協力を得て実施した。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

なし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

2

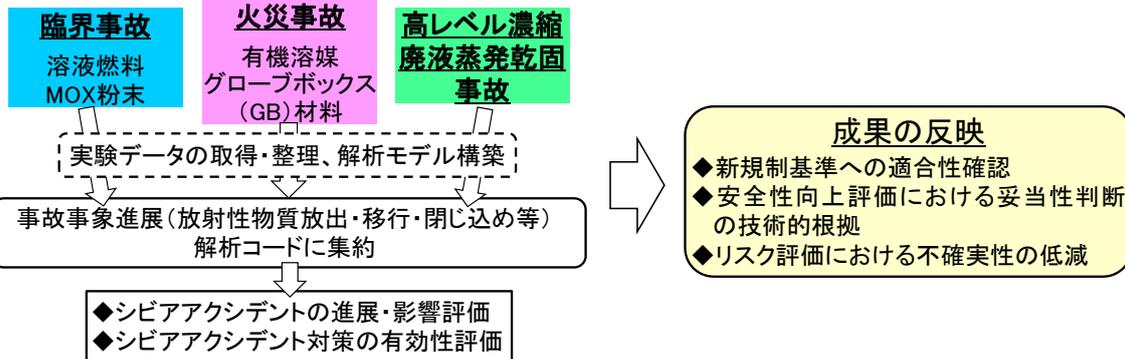
JAEA 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究の全体像

① サイクル施設シビアアクシデント研究

◇新規制基準においてサイクル施設に対しても、シビアアクシデント対策及びその有効性評価が要求

◇着目した主な事象:

- ✓設計基準事故としては選定されておらず新たにシビアアクシデントと定義された事象
→高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故時の放射性物質放出・移行・閉じ込め
- ✓設計基準事故評価以降に研究により明らかになった公衆への影響上重要な事象
→火災時のHEPAフィルタの目詰まりによる急激な差圧上昇



② 商用再処理施設経年変化研究

◇商用再処理施設の機器に対する高経年化対策評価及び点検・補修作業時(アルカリ洗浄)の安全性確認のための技術的根拠を整備

- ✓高レベル廃液濃縮缶の腐食、Pu濃縮缶の応力腐食割れ、Zr/Ta/SUS鋼異材接合継手の水素脆化割れ(硝酸系、アルカリ系)

3

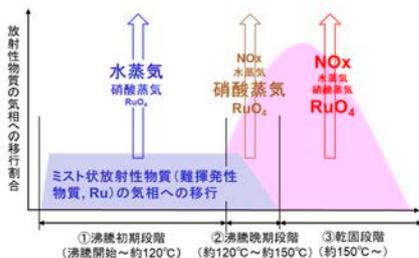


実施内容と成果の概要(1/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

① サイクル施設シビアアクシデント研究

1) 高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故



高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故の進展

- ・ガス状: 移行率が高く施設外への放出量が大
- ・粒子状: 沈降/沈着・フィルタ捕集が期待できる

◇Ruの放出挙動評価

- ・廃液沸騰中の亜硝酸の還元作用によるRuO₄(ガス状化合物)の放出抑制効果確認のためのデータを取得した。

◇Ruの移行挙動評価

- ・硝酸蒸気が共存する場合、比較的高温下でもRuはガス状化合物のまま移行することを確認した。
- ・また、同条件下では、ガス状のRuO₄は熱分解せず安定に存在していることを確認した。
- ・水蒸気雰囲気条件下におけるRuO₄の熱分解に伴うRuO₂エアロゾルの粒子径分布の計測に成功した。
- ・壁面への蒸気凝縮に伴うRuO₄の沈着挙動データを取得した。

◇影響緩和策の有効性評価

- ・乾固物への注水に伴うRu等放射性物質の放出率の増加現象を確認した。
- ・スプレーによるRuO₄の除去効果を確認した。

2) 溶液燃料臨界事故

- ・放射線分解ガスボイドによって激しく出力が振動するような事故を対象として、準定常法を基に総核分裂数を時間の関数として表す評価手法を整備。実験で得られた出力変化を良好に模擬できることを確認した。
- ・臨界事故時の放射線分解水素発生挙動の評価を実施
- ・臨界事故のうち、沸騰が長時間継続して、その間の燃料濃度の変化が無視できないような条件に関する解析手法を開発。過去の事例に適用し、良好な結果を得た(臨界安全研究グループと連携して実施)。

4

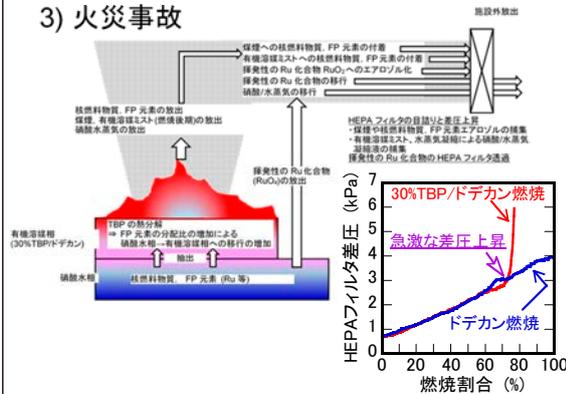


実施内容と成果の概要(2/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

①サイクル施設シビアアクシデント研究

3) 火災事故



有機溶媒(TBP/ドデカン混合溶媒)火災試験(～平成29年度)

- ◇放射性物質放出挙動評価
 - ・燃焼溶媒への模擬放射性物質 (Ru、Nd) の分配比測定
 - ・模擬放射性物質の放出割合評価
- ◇浮粒粒子(煤煙・有機ミスト)放出挙動評価
 - ・浮遊粒子の放出挙動(濃度・粒子径分布変化、組成変化)
- ◇HEPAフィルタ目詰まり挙動評価
 - ・煤煙等の負荷とHEPAフィルタの差圧上昇の関係の把握
 - ・HEPAフィルタの急激な差圧上昇現象の発生メカニズムの把握

グローブボックス(GB)火災試験(平成29年度～)

- ◇GBパネル材熱分解特性評価
 - ・熱分解速度定数評価、熱分解ガス組成同定
- ◇GBパネル材燃焼特性評価
 - ・燃焼速度、放熱速度、煤煙放出挙動
 - ・HEPAフィルタ目詰まり挙動

②商用再処理施設経年変化研究

高経年化対策評価(～平成28年度)

- ・非放射性金属イオンを用いた腐食試験データを取得し、高レベル廃液濃縮缶の腐食進展評価式を提案した。
- ・Zr製加熱機器であるPu濃縮缶の応力腐食割れ発生可能性を検討
- ・Zr/Ta/SUS異材継手の水素ぜい化割れに関する評価データを取得

点検・補修作業時(アルカリ洗浄)の安全性確認試験(平成29年度～)

- ・異材接合継ぎ手を構成するTaについて、アルカリ水溶液を用いた除染作業による耐食性及び機械的特性低下に及ぼす影響評価データの取得を開始

5



実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

高レベル濃縮廃液蒸発乾固研究の成果は原子力規制庁に提供し、商用再処理施設の新規基準への適合性確認に対する技術的知見としての活用が期待される。セル内有機溶媒火災研究及び商用再処理施設経年変化研究の成果は、安全評価時に考慮すべき情報として原子力規制庁に提供している。

【成果の公開】

平成27年度

S.Tashiro, et. al., "Release of radioactive materials from simulated high level liquid waste at boiling accident in reprocessing plant", Nuclear Technology, Vol.190, No. 2, 207-213 (2015).

田代信介, 他, "高レベル濃縮廃液の乾固過程におけるルテニウムの放出特性", 日本原子力学会和文論文誌, Vol.14, No.4, pp.227-234 (2015).

平成28年度

入澤恵理子 他, "高レベル濃縮廃液模擬環境でのステンレス鋼腐食に及ぼす減圧沸騰の影響", 材料と環境, vol.65, no.4, pp.134-137(2016).

石島暖大 他, "ジルコニウムの硝酸溶液中におけるγ線照射下での放射線分解水素吸収挙動", 日本原子力学会和文論文誌, Advance Publication by J-stage, doi:10.3327/taesj.J16.018.

平成29年度

N.Yoshida, et al., "Migration behavior of gaseous ruthenium tetroxide under boiling and drying accident condition in reprocessing plant", J. Nucl. Sci. Technol. vol.55, no. 6, pp.599-604(2018).

平成30年度

山根祐一, "準静的状態の出力挙動に基づいて反応度と核分裂性同位体比を同時に求める方法の理論的開発", 原子力学会2019年秋の年会(2018.9).

石島暖大, "TaのNaOH水溶液中における腐食挙動の時間依存性", 第65回材料と環境討論会(2018.10).

など、雑誌等掲載論文:8件、技術報告書等:2件、国際会議等報告:8件、口頭発表:18件、受託報告書等:9件

6



主な成果 (1/3)

高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究(ガス状Ru化合物の移行挙動評価)

【ねらい】

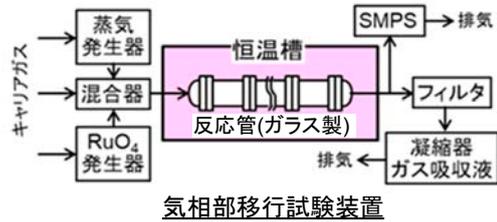
高レベル濃縮廃液・乾固物からの放出率及び移行経路中での移行率が高く公衆に対する影響が大きい、ガス状のRuO₄の経路内での移行挙動を評価する。

【アプローチ】

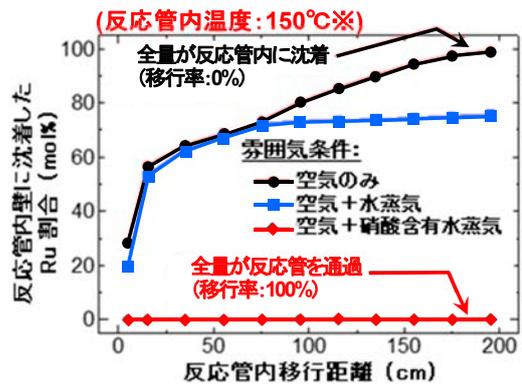
- ・気相部の温度や雰囲気組成 (RuO₄供給量、硝酸蒸気濃度等)を一定の条件で制御できる気相部移行試験装置を製作
- ・RuO₄と硝酸蒸気の混合ガス(キャリアガス:空気)を、移行経路を模擬した反応管内を通過させ、反応管内壁に沈着したRu量と通過したRu量を測定
- ✓ 従来、RuO₄は120℃以上で速やかに熱分解・粒子化して移行経路に沈着すると報告
⇒ 硝酸蒸気が共存する場合は、**ガス状化合物のまま移行することを確認(←全量がフィルタを透過)**
- ✓ 事故条件によっては、施設外への放出量が增大する可能性を確認

【成果とその活用】

商用再処理施設の新規制基準への適合性確認に対する技術的知見としての活用が期待される。



気相部移行試験装置



※: 廃液からのRu放出が増大する温度 7



主な成果 (2/3)

高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究(RuO₄の安定性評価)

【ねらい】

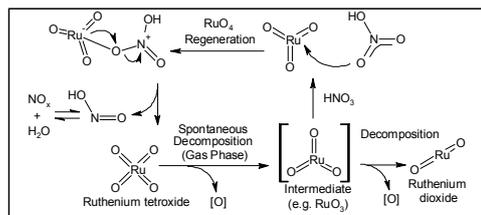
高レベル濃縮廃液蒸発乾固時の公衆への影響評価に資するため、ガス状のまま移行する可能性のあるRuO₄の化学形変化を定量的に把握する。

【アプローチ】

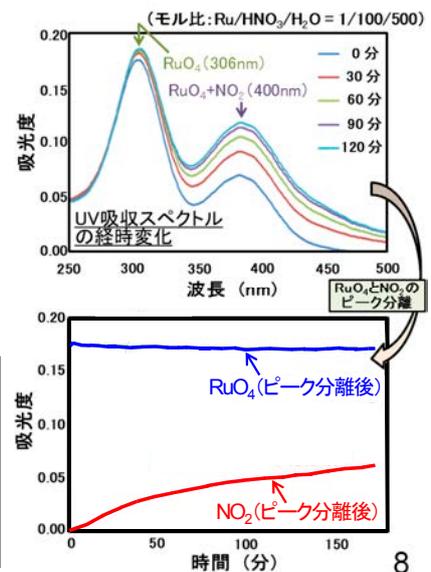
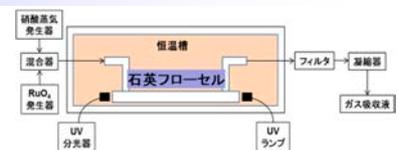
- ・廃液・乾固物から放出されたRuO₄は、硝酸蒸気共存下では、**ガス状のまま移行することを確認 ⇒ 移行するRuの化学形の把握を検討**
- ・石英フローセルにRuO₄を硝酸蒸気と共に封入(両端を溶断)し、恒温槽内で一定温度(気相温度:150℃)で保持
- ・紫外可視分光光度計を用いてセル中の吸光度の経時変化を直接計測
- ✓ RuO₄の吸光度ピーク(306nm)は若干増大
- ✓ NO₂に相当する吸光度ピーク(400nm)が急激に増大
- ✓ 両者のピーク分離を行うことでRuO₄の吸光度の経時変化を評価
⇒ RuO₄は硝酸蒸気雰囲気中では安定に存在することを確認(反応機構を考察中)

【成果とその活用】

商用再処理施設の新規制基準への適合性確認に対する技術的知見としての活用が期待される。



本成果は、原子力規制庁からの受託事業の成果の一部である。



8



主な成果 (3/3)

本成果は、原子力規制庁からの受託事業の成果の一部である。

火災事故研究(セル内有機溶媒火災)

【ねらい】

設計基準事故評価で考慮されていないTBP/ドデカン混合溶媒の燃焼後期に生じるHEPAフィルタの急激な差圧上昇現象の発生メカニズムの把握する。

【アプローチ】

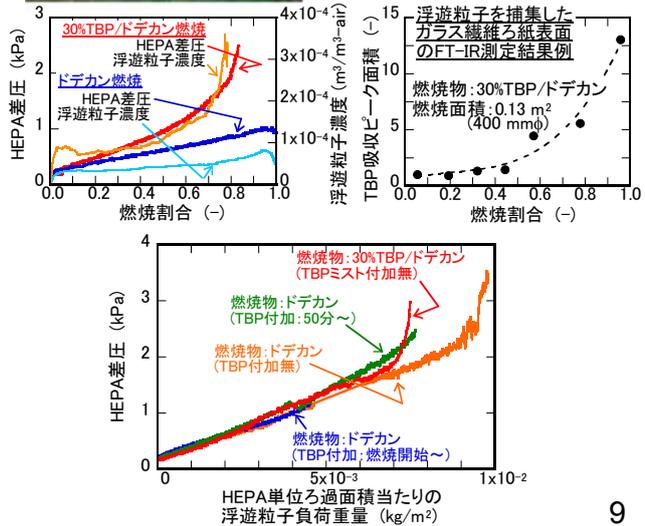
- ・急激な差圧上昇によって、閉じ込め機能がこれまでの想定よりも短時間で喪失する恐れ
- ・大型燃焼試験装置 (ACUA) を製作
- ・TBP/ドデカン混合溶媒を燃焼させ、浮遊粒子 (煤煙、未燃有機ミスト) 放出量や組成変化、HEPAフィルタへの負荷に伴う差圧上昇を測定
- ✓ 混合溶媒燃焼時には燃焼後期にかけて浮遊粒子の濃度及び未燃TBP割合が増加
⇒ 急激な差圧上昇は未燃TBPミストの負荷量の増加が原因である可能性
- ✓ ドデカンを燃焼させ、TBPミストをノズルより追加的に付加する試験を実施し、HEPAフィルタの差圧上昇に対するTBPミストの負荷の影響を確認

【成果とその活用】

安全評価時に考慮すべき情報として原子力規制庁に提供



- 特徴:
- ・実施HEPAフィルタ装着可能 (目詰まりによる差圧上昇計測)
 - ・燃焼セル: 1mφ × 1.5mmH
 - ・重量減少量計測
 - ・配管より浮遊粒子サンプリング (放出・HEPA負荷量、粒径分布等計測)



9



今後の研究計画案

【研究目的】

変更なし。

【第3期中長期計画】

変更なし。

【平成30年度下期～平成33年度計画】

サイクル施設の安全性評価に資するため、シビアアクシデントを含む事故時の放射性物質放出・移行・閉じ込め評価データの取得及び評価モデルの構築を継続し解析コードの性能の向上を図る。商用再処理施設の点検・補修作業時(アルカリ洗浄)の安全性確認のためのデータの取得を継続する。

【実施体制】

- ・サイクル施設シビアアクシデント研究については、平成30年度上期までと同様の体制で研究を継続する。
- ・商用再処理施設経年変化研究については、原子力基礎工学研究センターとの機構内連携、一部、東工大、九工大の協力を得ながら、原子力規制庁からの受託事業として実施する予定。

【期待される成果とその活用方策】

- ・新規規制基準への適合性確認
- ・安全性向上評価における妥当性判断の技術的根拠としての活用
- ・リスク評価における不確実性の低減
- ・廃止措置に対する安全性確認

研究の進捗及び今後の展開

中長期終了目標	H27(実績)	H28(実績)	H29(実績)	H30上期(実績)	H30下期	H31	H32	H33
シビアアクシデント等の事故進展や安全対策の有効性等の評価	高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故時のR ₁₀ 等放射性物質の化学形、放出・移行挙動データの取得及びモデル化							
	臨界事故時動特性評価、放射線分解水素発生挙動評価、臨界事故評価手法開発							
	セル内有機溶媒火災時の閉じ込め評価データ取得及びモデル化							
	GB火災時閉じ込め評価データ取得及びモデル化							
	商用再処理施設機器高経年化対策評価		商用再処理施設機器高経年化対策評価					

10



まとめ

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】:B

- 中長期計画に沿って、サイクル施設シビアアクシデント研究及び商用再処理施設経年変化研究を実施し、各年度計画を達成した。
- 公衆への影響の大きさから最も重要なシビアアクシデントである高レベル濃縮廃液蒸発乾固に着目し、これまで報告されていない再処理特有の事故条件下でのRu等放射性物質の放出・移行挙動評価データを取得した。
- 研究成果を原子力規制庁に提供し、商用再処理施設の新規制基準への適合性確認に対する技術的知見としての活用が期待される。
- IRSNとの火災ハザード及び閉じ込め研究の個別分野の協力取決めの締結(平成29年度)、IRSNとの火災ワークショップへの参加(平成26年度～平成29年度)などを通して、積極的に国際協力を推進した。



機構外秘

資料No. 安研評委09

臨界安全管理に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

決定論的手法に依ってきた臨界安全管理に**確率的的手法を導入し、不確かさ評価を可能とする。**

【第3期中長期計画】

燃料デブリを含む核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した**臨界特性データ**を、目標期間半ばまでに改造を完了する定常臨界実験装置(STACY)を擁する燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)を用いて**実験的・解析的に取得し、臨界となるシナリオ分析と影響評価**の手法を構築し、**臨界リスクを評価可能にする。**

【平成27年度～平成30年度計画】

- ・核燃料物質取扱いにおける臨界リスク評価のためのシナリオ分析に必要な温度反応度フィードバックが小さい体系のデータを拡充する。
- ・1F廃止措置時臨界安全評価のため、様々な性状の燃料デブリ基礎臨界特性データと臨界リスク評価手法を整備する。これらのデータ・手法の検証実験を行うためSTACY更新を継続する。

【実施体制】

- ・福島第一原子力発電所(1F)廃止措置時の**燃料デブリ**に係る臨界安全評価の課題は、**原子力規制庁からの受託事業**として実施している。**STACY更新は原子力科学研究部門・原子力科学研究所・臨界ホット試験技術部**が行っており、実験計画策定で協力している。フランス放射線防護原子力安全研究所**IRSNとも協力**しており、JAEA職員を**IRSNに1年間派遣**した。
- ・通常の核燃料サイクル施設等に適用される臨界リスク評価手法等の研究はサイクル安全研究グループと連携しながらプロパー研究として実施している。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

なし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。STACY更新は、平成29年度に原子炉等規制法に基づく許可を取得し、工事中である。

2



臨界安全管理に関する研究の全体像

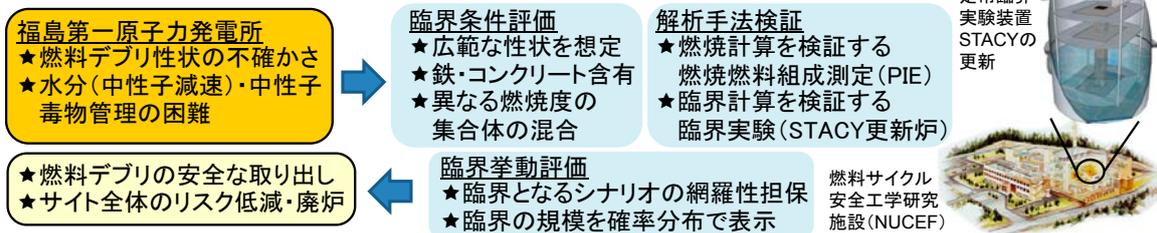
決定論的なアプローチ

- 設計基準内の安全裕度を明らかにする研究
(例) 中性子増倍率を算出する臨界計算手法の検証
 - 臨界実験ベンチマーク計算により実験値と比較
→ 未臨界と判定するために必要な安全裕度の決定
- より合理的な安全裕度を設定する研究
(例) 燃焼度クレジット導入へ向けた研究
 - 様々な燃焼条件の使用済燃料集合体の臨界安全管理に対して合理的な安全裕度を設定する統一的な度合いの提示

福島第一原子力発電所(1F)廃炉に向けて

- 臨界安全研究に確率論的な考え方を導入
 - デブリ取出し時に水を排除できれば確実に臨界防止
 - しかし、切削部位冷却、放射性物質飛散低減、放射線遮へいなどに水が必要とされる可能性
 - 毒物を含む水保持バウンダリー確保が困難な場合
→ 毒物濃度維持の不確かさを考慮する必要
 - 臨界となる条件と確率及びその影響の評価が安全評価の要点
→ 作業条件がリスクの観点で許容できることを確認

燃料デブリ臨界評価手法整備(規制庁受託)



平成年度	27	28	29	30	31	32	33
臨界安全研究	臨界条件・臨界挙動評価手法整備 燃焼計算検証PIE			1F燃料デブリ臨界管理の 基本方針提示・評価	臨界条件・臨界挙動評価手法高精度化 STACY更新炉 臨界実験		1F燃料デブリ 本格取り出し

3



臨界安全管理に関する研究の全体像(スケジュール)

燃料デブリ臨界評価手法整備(規制庁受託)

事業内訳	H26	H27	H28	H29	H30	H31	~	H33
臨界条件評価	臨界量計算・不確かさ解析		★臨界リスク基礎DB	臨界リスク基礎DBの稠密化(高精度化)				
臨界挙動評価			高燃焼度燃焼燃料の核種組成分析 及び燃焼計算コードの検証			実デブリ試料分析及び臨界特性評価		
解析手法検証	● 燃焼燃料組成測定(PIE) ● 臨界実験 ○ STACY更新炉	設計・製作・据付	★設置変更許可	性能試験		臨界試験		
臨界挙動評価	モックアップ試験 (安全板、水位計)	燃料調達	モックアップ試験 (水位計)		コールド試験	★初臨界		
臨界挙動評価	○デブリ模擬体調製設備	設計・製作・据付・検査			コールド試験	デブリ模擬体調製		
臨界挙動評価	○デブリ模擬体分析設備	設計・製作・据付・検査			コールド試験	デブリ模擬体分析		
臨界挙動評価		臨界リスク評価(解析ベース)		★臨界リスク評価手法 (解析ベース)提案		臨界リスク評価手法 (実験検証ベース)提案		
臨界挙動評価				臨界リスク評価(実機状況、実験検証ベース)				

1F燃料
デブリ
本格
取り出し

4

JAEA 実施内容と成果の概要(1/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

① 核燃料物質取扱いにおける臨界リスク評価

1) 臨界リスク評価(1F燃料デブリ臨界受託の準備)

◇燃料デブリの現状や変化の範囲を考慮

- ・巨視的な性状分布

◇増倍率の範囲と確率分布を示す方法を検討

- ・燃焼度(残留²³⁵U濃縮度)、鉄やコンクリート等の構造材の混合割合、ポロシティ(水分体積割合)等の空間分布などをパラメータとしラテン超方格法でサンプリング

◇注意を要する組成条件を探索

- ・増倍率に対する感度の評価

2) 臨界事故解析の反応度フィードバックモデル改良(成果後述)

◇温度反応度フィードバックの精緻化

- ・温度変化の2次関数による表現を導入

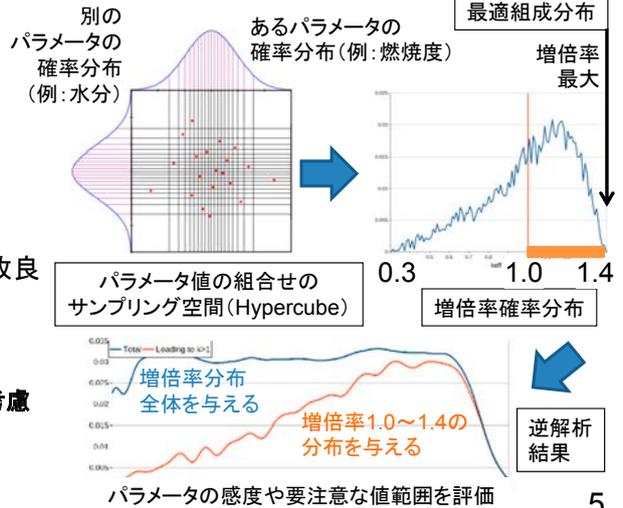
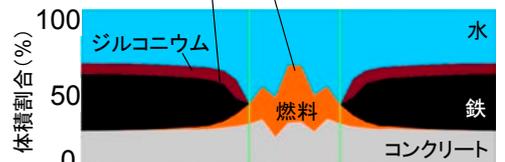
◇溶液燃料事故における核分裂性物質濃度変化の考慮

- ・沸騰蒸発による水分減少の考慮

◇最大規模臨界事故(1959年)の解析

- ・高濃縮ウラン溶液事故の事故規模を良好に再現

水、鉄、コンクリートからなる反射体
燃料が中央に集合
十分な水分により最適減速



5

JAEA 実施内容と成果の概要(2/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

② (受託)燃料デブリ臨界評価手法整備

1) 臨界特性解析(成果後述)

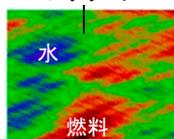
◇性状を幅広く想定して網羅的に解析

- ・鉄、コンクリート、水分の体積割合
- ・燃焼度の異なる集合体同士の混合状況
→ 残留²³⁵U濃縮度、^{155,157}Gd濃度
- ・解析結果のデータベース化

◇課題:

中性子飛程と同じ寸法スケールの乱雑な性状分布が臨界特性に与える影響(不確かさ)の評価。

データベース化された燃料デブリ
臨界特性解析結果



乱雑性状分布
(イメージ)

2) モンテカルロ臨界計算コードの整備

◇乱雑性状分布の表現方法の検討

- ・各種の統計関数
例: 三角関数を重ね合わせるワイエルシュトラス関数
- ・細かくメッシュを設定するボクセル法

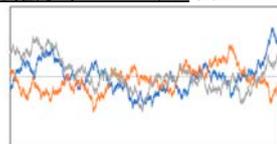
◇効率的な計算アルゴリズムの実装

- ・デルタトラッキング法の採用

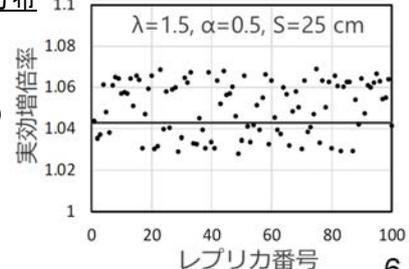
◇不確かさ評価の手順

- ・同じ統計で複数の乱雑分布(レプリカ)を生成し、中性子増倍率を計算

乱雑分布のレプリカ(イメージ)



レプリカ100個の増倍率分布



6

原子力規制庁から受託した「平成27・29年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」事業の成果を含む。



JAEA 実施内容と成果の概要(3/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

② (受託)燃料デブリ臨界評価手法整備

3) 解析手法の妥当性を検証するための臨界実験

◇定常臨界実験装置STACY更新(原科研部門)

- ・溶液燃料体系実験の終了(震災前)
- ・熱体系(軽水炉)臨界実験装置の必要性認識
- ・軽水炉臨界実験装置TCAの老朽化

→ 頑健な建家(NUCEF)内のSTACYを燃料棒・水減速体系に更新(事実上の新設)

用途: 原子炉設計、臨界安全、教育・研修

◇燃料デブリ模擬実験の計画(成果後述)

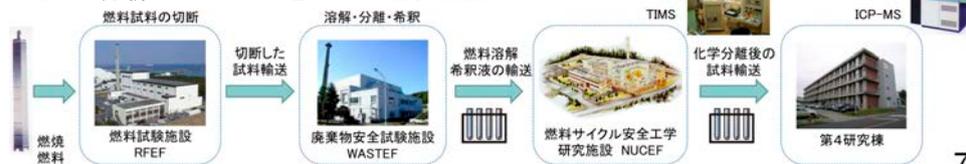
- ・少量のデブリ模擬体を用いて臨界量変化を測定する手法
- ・デブリを構成する材料(鉄・コンクリート等)の棒を多数用いて臨界量を測定する手法

4) 燃焼燃料組成分析・燃料デブリ分析手法検討

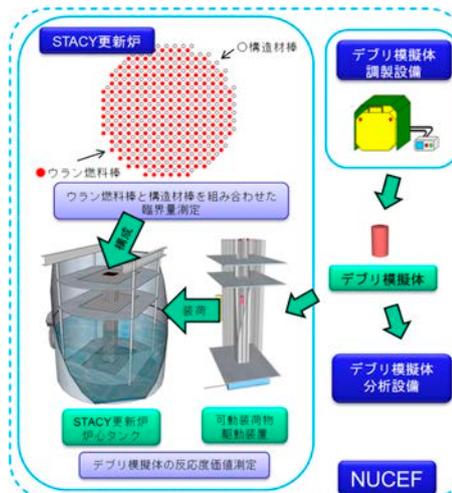
◇燃焼計算検証のための分析

・fissileとGdの同位体濃度

◇燃料デブリ分析へ応用



7



燃料デブリ模擬臨界実験の概念



実施内容と成果の概要(4/4)

【成果の活用】

- 溶液燃料体系の臨界事故等、核燃料サイクル施設に適用される臨界リスク評価手法の研究成果は、学会標準やISO等の国際標準として整備。核燃料サイクル施設の安全評価に活用される見込み。
- 1F廃止措置時の臨界安全評価に係る成果は、委託元の原子力規制庁に随時報告。燃料デブリ少量取り出し、本格取り出し、保管、輸送等において、臨界管理の妥当性判断に活用される見込み。

【成果の公開】

平成27年度

K.Tonoike, et al., "Study on Criticality Control of Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Nuclear Regulation Authority of Japan", ICNC2015 Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).

Y.Yamane, et al., "Development of Criticality Risk Evaluation Method for Fuel Debris in Fukushima-Daiichi NPS", ICNC2015 Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).

雑誌等掲載論文: 1件、技術報告書等: 0件、国際会議等報告: 8件、口頭発表: 2件、受託報告書等: 0件

平成28年度

T. Ueki, "Monte Carlo Criticality Analysis Under Material Distribution Uncertainty", Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.267 (2017).

M. Ernoult, et al., "New Model for Parametric Analysis of Fuel Debris Criticality", PHYSOR2016, May 1-5, Sun Valley, USA (2016).

雑誌等掲載論文: 1件、技術報告書等: 0件、国際会議等報告: 2件、口頭発表: 1件、受託報告書等: 1件

平成29年度

S.Gunji, et al., "Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris," Progress in Nuclear Energy, 101, p.321 (2017).

雑誌等掲載論文: 2件、技術報告書等: 0件、国際会議等報告: 1件、口頭発表: 4件、受託報告書等: 1件

平成30年度

T. Ueki, "Monte Carlo criticality analysis of random media under bounded fluctuation driven by normal noise", Journal of Nuclear Science and Technology, 55, p.1180 (2018).

雑誌等掲載論文: 1件、技術報告書等: 0件、国際会議等報告: 0件、口頭発表: 3件、受託報告書等: 0件

8



主な成果 (1/3)

原子力規制庁から受託した「平成28年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」事業の成果を含む。

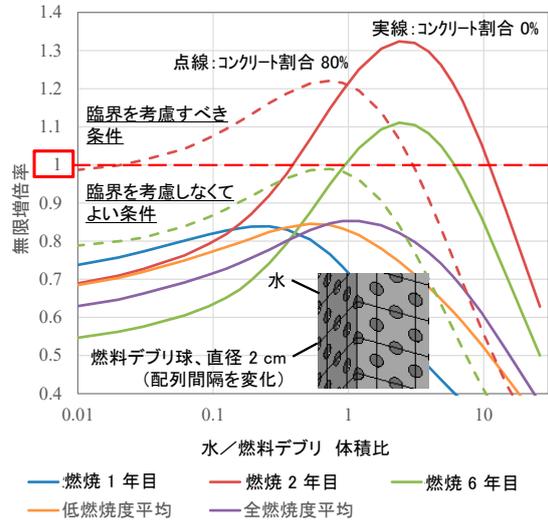
(受託)燃料デブリ臨界評価手法の整備のうち臨界特性解析(燃焼度及び集合体混合の効果)

【ねらい】1F1~3号機には、装荷時期(燃焼度)の異なる5~6種類の集合体が存在していたが、それぞれに由来する燃料デブリの最小臨界量は大きく異なる。この効果を燃焼度ごとに評価するとともに、異なる燃焼度の集合体の混合条件による臨界特性の変化を把握する。

【アプローチ】燃焼計算により、装荷時期(燃焼度)ごとに集合体平均組成を算出し、臨界計算の入力条件とする。さらに、若い3世代の集合体の平均と、全炉心の平均の組成を算出し、同様に臨界計算を行う。

- ✓ 最も若い(燃焼1年目)の集合体に残っている^{155,157}Gdが非常に強く中性子を吸収する。この集合体由来の燃料デブリは臨界の恐れが極めて低い。(溶融せずに散乱した場合は除く。)
- ✓ 2年目以降の集合体由来の燃料デブリが^{155,157}Gd量が少なく、²³⁵U残留量もあり、注意を要する。
- ✓ 2~4年目の集合体が多く装荷されていた炉心領域はどこか? 由来する燃料デブリはどこか?
- ✓ 全炉心がよく混合した状態でも、燃焼1年目集合体由来の^{155,157}Gdの効果が支配的で臨界にならない。

【成果とその活用】燃料デブリ臨界特性解析の高精度化、燃料デブリの分析手法の確立等を通じて、燃料デブリ臨界評価・管理に貢献



MCCI生成物(コンクリート含有燃料デブリ)の無限増倍率

9



主な成果 (2/3)

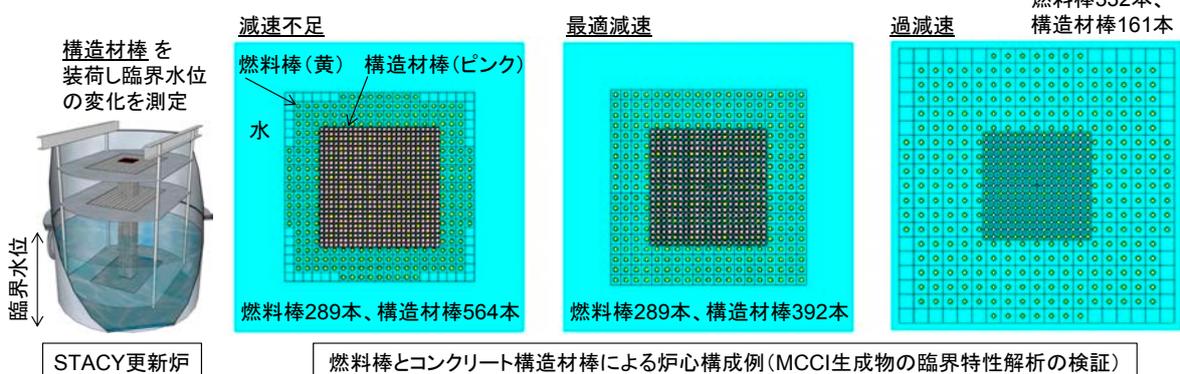
原子力規制庁から受託した「平成29年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」事業の成果を含む。

(受託)解析手法の検証・臨界実験(燃料デブリ臨界評価手法の整備)

【ねらい】1F燃料デブリ取出しに係る臨界評価では、現実的な組成モデルに基づく臨界特性解析を行い、合理的な臨界リスク評価を行うことが求められる。鉄やコンクリートを含有する効果及び燃焼の効果の精度良く解析できることを実験的に検証する。

【臨界実験のアプローチ】STACY更新炉を用いて、様々な中性子スペクトルの下で、燃料デブリを構成する元素ごとに核データ検証に最適な炉心を設計する。

- ✓ H29年度は、減速不足条件から過減速条件まで網羅して、構造材棒を用いる炉心を設計した。
- ✓ JAEA-IRSN研究協力の一環として、副主幹研究員1名がフランスに1年間滞在して実施した。



STACY更新炉

燃料棒とコンクリート構造材棒による炉心構成例(MCCI生成物の臨界特性解析の検証)

【成果とその活用】燃料デブリ臨界特性解析の高精度化、燃料デブリの分析手法の確立等を通じて、燃料デブリ臨界評価・管理に貢献

10



主な成果 (3/3)

再処理施設シビアアクシデント研究(臨界事故解析)

【ねらい】

沸騰が長時間継続し、燃料溶液の濃度変化が無視できないような臨界事故の解析技術を開発・整備する。

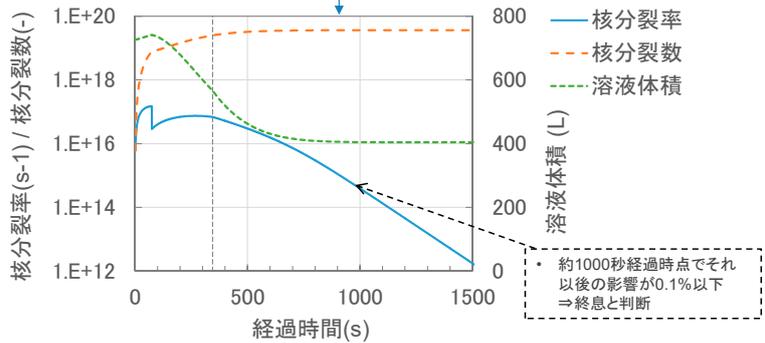
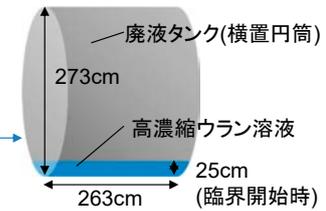
【アプローチ】

- ・想定される燃料濃度の範囲で予備解析を行い、フィードバック反応度を燃料濃度の関数として表した。
- ・この関数を、既存の準定常法に組み込んで、史上最大の臨界事故(ICPP(1959))の解析を実施した。
- ・事故対策に必要な、事故終息までの時間と総核分裂数に着目した。
- ✓ 文献値をよく再現でき、さらに多くの検証を行って、標準的な解析手法として整備できる可能性を示した。
- ✓ 終息の判断基準の検討もしくは解析モデルの改良など、精度向上のための課題が明確になった。

【成果とその活用】

本研究成果は、再処理施設の重大事故としての臨界事故の事故対策の検討に役立つことが期待される。

Idaho Chemical Processing Plant 臨界事故(1959年)の解析条件及び解析結果



	事故終息までの時間	総核分裂数	蒸発水量 (L)
解析結果	~1000秒 (~17分)	3.62×10^{19}	395
文献値 ^[1]	沸騰開始から15~20分	$\sim 4 \times 10^{19}$	~400

11



今後の研究計画案

【研究目的】

決定論的手法に依ってきた臨界安全管理に確率論的手法を導入し、不確かさ評価を可能とする。

【第3期中長期計画】

燃料デブリを含む核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データを、目標期間半ばまでに改造を完了する定常臨界実験装置(STACY)を擁する燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)を用いて実験的・解析的に取得し、臨界となるシナリオ分析と影響評価の手法を構築し、臨界リスクを評価可能にする。

【平成30年度下期~平成33年度計画】

1F燃料デブリの実際の性状、燃料デブリ取り出し工法を反映した臨界特性解析を行う。乱雑性状分布を扱える新モンテカルロ臨界計算コードを用いる。STACY更新炉を用いた燃料デブリ模擬臨界実験を開始する。1F燃料デブリ分析項目を提案する。臨界リスク評価手法を、実際の燃料デブリ性状や取り出し工法を反映して整備する。

【実施体制】

- ・1F燃料デブリ取り出し等に係る臨界安全評価の課題については、原子力規制庁からの受託事業を継続する。STACY更新及び更新炉を用いた**臨界実験を実施するため**、原子力科学研究所・原子力科学研究所・臨界ホット試験技術部と協力する。また、**IRSNから職員を受け入れたい**。
- ・通常の核燃料サイクル施設等に適用される臨界リスク評価手法等の研究はサイクル安全研究グループと連携しながらプロパー研究として実施する。

【期待される成果とその活用方策】

- ・1F廃止措置時の臨界安全評価に係る成果は、燃料デブリ取り出し等において臨界管理の妥当性判断に活用。**事業者等と情報交換(燃料デブリ調査、取出工法等)しながら事業推進**。

12



まとめ

原子力規制庁から受託した「平成28・29・30年度 東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」事業の成果を含む。

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】:B

- 中長期計画に沿って、1F燃料デブリ臨界(原子力規制庁受託事業)、並びに**臨界リスク**評価の基礎的な検討及びサイクル施設臨界事故評価研究を実施し、各年度計画を達成。
- 1F燃料デブリ臨界(原子力規制庁受託事業)
 - 燃料デブリ臨界特性の解析・データベース構築(**$^{155,157}\text{Gd}$ 濃度分布が重要な要素**)
 - **乱雑組成分布を扱えるモンテカルロ臨界計算コード**の開発
 - **STACY更新炉を用いた解析手法を検証するデブリ模擬臨界実験**の準備
 - 燃焼計算を検証する燃焼燃料組成測定と燃料デブリ分析の準備
 - 臨界リスク評価手法の整備。
- STACY更新は、平成29年度に原子炉等規制法に基づく許可を取得し、工事中。
- 研究成果として、1F廃炉における燃料デブリ臨界評価・管理の妥当性判断に資する基礎情報や手法を整備、原子力規制庁へ提供。
- IRSNとの臨界安全分野実施取決に基づき、職員1名を派遣、STACY実験計画策定・実験炉心設計を協力して実施。STACY更新後の実験も協力して実施する計画。
- 日本原子力学会／炉物理部会の炉物理ロードマップ改定への参画。
国際協力として、OECD/NEAの原子力施設安全委員会CSNIの燃料サイクル安全ワーキンググループWGFCFS及び核科学委員会NSCの臨界安全ワーキングパーティーWPNCSS、並びにISOの臨界安全ワーキンググループ TC85/SC5/WG8に参画。



機構外秘

資料No. 安研評委10

保障措置分析に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



保障措置分析に関する研究の背景

【IAEA保障措置における位置づけ】

- IAEAの現地査察によるNPT加盟国に対する未申告原子力活動の探知の方策として保障措置環境試料分析法が導入された(1996年)。
- 原子力施設内の保障措置上の枢要点等から採取した極微量核物質の同位体組成などから施設の運転状況を検認する。
- 我が国の保障措置制度における独立検認機能を維持するため、そしてIAEAが採取した環境試料の極微量分析に対してIAEAに協力するIAEAネットワーク分析所の一員として、極微量分析法の開発を含めて日本の国際協力がIAEAから期待されていた。
- 平成8年度から科学技術庁(現 原子力規制庁)の委託を受けて、分析開発調査を実施している。

保障措置環境試料分析技術の位置付け



平成16年 IAEAネットワーク分析所として加盟





研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

保障措置環境試料に含まれる極微量核物質を対象とした分析技術の開発を通してIAEA保障措置のさらなる強化・効率化に寄与する。

【第3期中長期計画】

原子力規制委員会の要請を受け、保障措置に必要な微量環境試料の分析技術に関する研究を実施する。

【平成27年度～平成30年度計画】

- ・保障措置環境試料の分析
- ・核物質粒子の性状・精製時期決定法の開発
- ・核物質粒子の化学状態分析法の開発

【実施体制】

IAEAネットワーク分析所として、IAEAからの要請による保障措置環境試料の依頼分析および保障措置環境試料の分析に係わる研究(精製時期決定法、保障措置関連分析装置の整備と活用)について、IAEAと連携しつつ原子力規制委員会の要請を受けて、規制庁受託として進める。ラマン分光分析法による核物質粒子の化学状態分析法の高度化については、基礎的な検討をプロパー研究として実施し、保障措置環境試料への応用研究を規制庁受託として進める。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

- (1)要因:特になし。
- (2)変更内容:特になし。

【進捗状況】

平成27年度～30年度の計画は順調に進捗している。

3



保障措置分析研究の全体像



平成年度	27	28	29	30	31	32	33
・保障措置環境試料の分析	保障措置試料分析と分析技術の適用化試験						
・核物質粒子の性状・精製時期分析	性状分析法	濃縮ウラン粒子の精製時期決定法					
・核物質粒子の化学状態分析	ラマン分光分析法によるウラン粒子の化学状態分析法						

4



実施内容と成果の概要(1/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

【保障措置環境試料の分析】

- 保障措置環境試料の分析について、IAEAからの依頼に基づき、年間50試料程度を分析し報告した。
平成27年度(50試料)、平成28年度(53試料)、29年度(56試料)、30年度上期(46試料)
- 原子力規制委員会が核燃料物質分析技術の高度化を図ることで、IAEAの保障措置活動に対して貢献するとして、当受託事業に予算を配賦し、**大型形状(Large Geometry)の質量分析計を有する二次イオン質量分析計(LG-SIMS)の導入**を進めた。平成29年度中に据付・調整を完了させた。平成29年度は、装置を搬入し、配線、配管作業を実施した後、装置を立ち上げて基本データの取得を行った。平成30年度上期は、引き続きLG-SIMSを用いて基本データの取得を行うとともに、LG-SIMSを用いた研究を先行して実施している欧州委員会共同研究センターの一つであるJRC-Karlsruheとの間で、分析技術についての情報交換を行った。
- 二次イオン質量分析による同位体イオンイメージングを用いて、多くの粒子の中から選択的に高濃縮ウラン粒子を検知し、分析する技術の開発に成功した。
- **平成29年12月、IAEA保障措置担当事務次長より、原子力機構のIAEAネットワーク分析所は、質の高い分析結果を15年間に渡って供給する非常に重要なメンバーの1つであり続けていることへの感謝とLG-SIMSを用いた分析技術導入に対する期待から感謝状を戴いた。**

5



実施内容と成果の概要(2/3)

【平成27～平成30年度上期の概要】

【核物質粒子の性状・精製時期分析】

- 平成27年度は、核物質の性状分析技術の開発について、ウラン・プルトニウム混合粒子の二次電子像、反射電子像、不純物分析、元素マッピングおよび同位体比分析を行う一連の分析法を開発し、標準試料を用いて作成したウラン・プルトニウム混合粒子の分析結果、実試料を用いた分析結果共に良好であった。
- 平成28年からウラン粒子の精製時期決定法の開発に着手した。平成32年度までの5年計画とし、精製時期の参照値が既知の高濃縮ウラン標準試料を用いて ^{234}U — ^{230}Th 法による精製時期決定法を段階的に進めている。精製時期を決定するため必要となる標準試料の調製や測定条件の検討、化学分離方法の開発から着手し、溶液および複数個の粒子を分析試料とした場合、測定値が参照値と不確かさの範囲内で一致した結果が得られた。

【核物質粒子の化学状態分析】

- ウラン粒子化学状態を非破壊分析するため、ラマン分光測定による分析法の開発を進めた。化学形が既知の核物質粒子を用いて、レーザー出力を1/10に弱めて複数回照射するなど照射条件を最適化することにより、ウラン粒子の物理的損傷や化学状態変化を抑制しつつ1～3マイクロメートル程度の単一ウラン微粒子の化学状態の判別が可能であることを実証した。

6



実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- IAEAネットワーク分析所の一員として参加し、IAEAへ継続的に質の高い保障措置環境試料の分析結果を報告し続けることで、核兵器の不拡散を目的としたIAEA保障措置体制の維持に国際貢献する。
- LG-SIMSなどの最新分析技術を導入して、保障措置環境試料の精確な分析結果を報告すること、および最新分析技術で蓄積された成果を他のIAEAネットワーク分析所にも公開することで、IAEA保障措置体制全体の品質向上に活用される。
- 濃縮ウラン粒子の精製時期決定法やラマン分光法を用いたウラン粒子の化学状態分析法などの極微量分析技術は、核兵器開発を探知するために不可欠な核物質の極微量分析技術としてIAEAに活用される。

【成果の公開】(平成27～平成30年度上期)

- 論文(査読あり) 18件、口頭発表 8件、受託報告書等 3件、表彰等 1件

7



主な成果(1/3)

原子力規制庁からの受託事業「保障措置環境分析調査」の成果を含む。

高濃縮ウラン標準溶液を用いたウラン精製時期決定

半減期: 24.55万年



【ねらい】

ウランの精製時期の決定は保障措置上重要な情報を与える。IAEAではその重要性を認識している。保障措置環境試料に適用できるような分析技術を開発する。

【アプローチ】

精製時期が既知の高濃縮ウラン標準試料を試験試料に用いて、精製時期決定法を段階的に開発する。

- ・Thブランク量が少ない化学分離方法の開発
- ・形態(溶液、粒子)の異なる試料に対する分離方法の開発と精確さの評価
- ・模擬実試料への応用試験

$$\frac{^{230}\text{Th}}{^{234}\text{U}} = \frac{^{230}\text{Th}}{^{229}\text{Th}} \cdot \frac{^{234}\text{U}}{^{233}\text{U}} \cdot \frac{^{229}\text{Th}}{^{233}\text{U}}$$

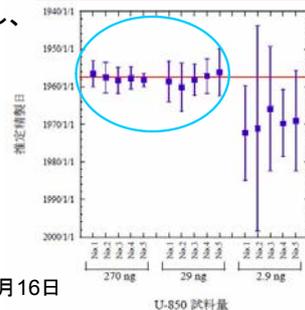
精製時期が既知の ^{233}U 標準溶液を試料に添加

【成果とその活用】

- ・H29年度は、高濃縮ウラン溶液を用いて化学分離・分析方法を開発し、サブpg(10^{-12}g)量にThブランク量を抑制して分離・分析することに成功した。
- ・H30年度は、高濃縮ウラン量が29~270 ngの標準溶液に対して、2~6年の精度で精製時期を決定することに成功した。

$$t = \frac{1}{\lambda_{234\text{U}} - \lambda_{230\text{Th}}} \cdot \ln \left(\frac{^{230}\text{Th}}{^{234}\text{U}} \cdot \frac{\lambda_{234\text{U}} - \lambda_{230\text{Th}}}{\lambda_{234\text{U}}} + 1 \right)$$

高濃縮ウラン標準溶液
精製時期(参照値): 1959年2月16日



8



主な成果 (2/3)

原子力規制庁からの受託事業「保障措置環境分析調査」の成果を含む。

核物質粒子の性状分析技術の適応化試験

【ねらい】

ウラン微粒子の化学状態は、同位体組成に加えて精錬や転換、濃縮などの履歴がより明確することで、保障措置上有用な情報を与える。保障措置環境試料に適用可能な分析技術を開発する。

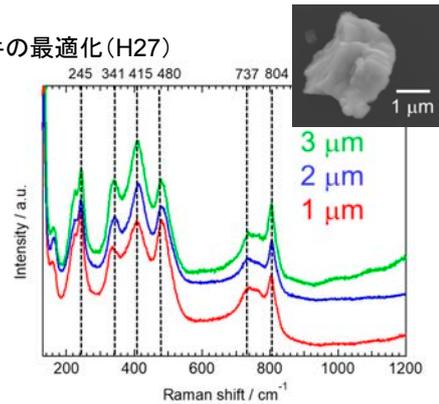
【アプローチ】

顕微レーザーラマン分光分析法を用いたウラン微粒子の化学状態分析方法を化学形が既知のウラン標準試料を用いて段階的に開発する。

- ・顕微ラマン分光分析に用いるレーザー出力やレーザー照射条件の最適化 (H27)
- ・測定可能なウラン微粒子の大きさの限度の検討 (H28)
- ・測定上の妨害となる影響の抑制方法の検討 (H29)
- ・受光素子の交換による高感度化の検討 (H30)

【成果とその活用】

レーザー照射条件を出力0.1mW, 照射時間60秒×10回, 複数の波長(532 nm, 785 nm)の切り換えによる測定条件の最適化を図ることで、**粒径1μm程度の単一ウラン微粒子の非破壊でUO₂とU₃O₈の判別に成功した。**



U₃O₈粒子の顕微ラマンスペクトル

9



主な成果 (3/3)

原子力規制庁からの受託事業「保障措置環境分析調査」の成果を含む。

保障措置環境試料の分析(パーティクル分析法の高度化)

【ねらい】

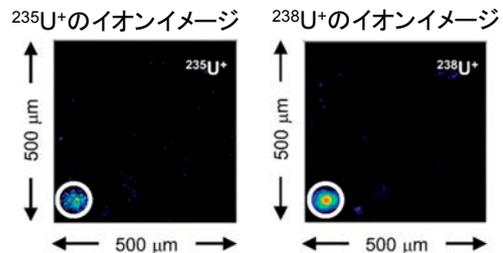
保障措置環境試料中の個々のウラン粒子の同位体比を測定するパーティクル分析法において、**①より効率的及び②より精確な分析**を可能とする技術を開発する。

【アプローチ】

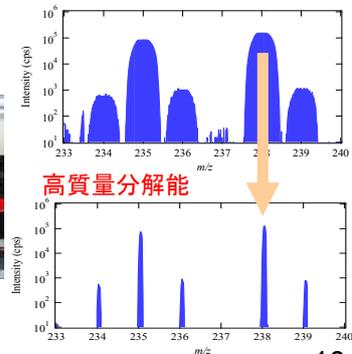
- ① 精密同位体比分析に先立ち、二次イオン質量分析で試料全体の各同位体イオンイメージを取得し、あらかじめウラン粒子の位置とおおまかな同位体比を調べる。
- ② 高質量分解能(**世界最高性能**)を有する二次イオン質量分析計(LG-SIMS)を用いることにより、他のイオンによるスペクトル干渉を抑える。

【成果とその活用】

- ① 短時間(数時間)で試料中のウラン粒子の位置及び大まかな同位体比の情報の取得に成功
 - **目的粒子(高濃縮ウランなど)の選択的検知が可能。**
- ② 従来よりも10倍程度の高分解能で、個々のウラン粒子の同位体比分析が可能なることを実証
 - **スペクトル干渉の除去により、より精確な同位体比分析が期待できる。**



信号強度比から同位体比を算出



高質量分解能

10



今後の研究計画案

【研究目的】

保障措置環境試料に含まれる極微量核物質を対象とした分析技術の開発を通してIAEA保障措置のさらなる強化・効率化に寄与する。

【第3期中長期計画】

原子力規制委員会の要請を受け、保障措置に必要な微量環境試料の分析技術に関する研究を実施する。

【平成30年度下期～平成33年度計画】

- 保障措置環境試料の分析
 - ・IAEAからの依頼分析を継続。
 - ・LG-SIMSを用いた高精度・高感度な極微量核物質分析技術を開発する。
- 核物質粒子の性状・精製時期決定法の開発
 - ・低濃縮ウラン粒子に対する精製時期決定法の適応性を調べる。
- 核物質粒子の化学状態分析法の開発
 - ・顕微ラマン分光分析測定時の妨害要因（蛍光）の低減対策、一つのウラン粒子に対して部位毎に化学状態を分析する手法を検討する。

【実施体制】

保障措置環境試料の分析に係わる研究（精製時期決定法、保障措置関連分析装置の活用）については、IAEAと連携しつつ規制庁受託として進める。

ラマン分光分析法による核物質粒子の化学状態分析法の高度化については、プロパー研究として実施するとともに、科研費などの外部資金を獲得して進めることも視野に入れる。

【期待される成果とその活用方策】

- ネットワーク分析所としてIAEAからの依頼分析を継続しつつ、LG-SIMSを整備して高精度および高感度な分析技術の開発を進め、IAEA保障措置体制支援に活用する。
- 濃縮ウラン粒子の精製時期決定法やラマン分光法を用いたウラン粒子の化学状態分析法などの極微量分析技術を開発し、IAEAによる核兵器開発の探知活動の支援に活用する。

11



まとめ

【平成27年度～平成30年度上期の実績、及び今後の計画に対する自己評価】：A

- 保障措置環境試料の分析については、IAEAネットワーク分析所として、依頼試料の極微量分析に対して精度や正確さなどにおいて要求に応えられる品質の分析結果を15年間に渡って継続して報告するとともに、世界最高性能を有する大型形状(Large Geometry)の二次イオン質量分析計(LG-SIMS)を整備するなどして、保障措置環境試料の分析技術の高感度・高分解能化を進めた。IAEA国際活動への協力に対してIAEA事務次長から感謝状を受け取った。
- 今後、LG-SIMSなどを使った高精度な分析技術などの開発成果の創出がIAEAから期待されている。
- ウラン・プルトニウム混合粒子の二次電子像、反射電子像、不純物分析、元素マッピングおよび同位体比分析を行う一連の核物質の性状分析技術を開発するとともに、ウラン粒子の精製時期決定法の開発に着手し、標準試料の調製や測定条件の検討、化学分離方法の開発を行うとともに、溶液および複数個の粒子を分析試料とした場合、測定値が参照値と不確かさの範囲内で一致し、核物質粒子の性状・精製時期分析の開発を着実に進めた。
- ラマン分光測定によるウラン粒子化学状態の非破壊分析法の開発を進め、化学形が既知の核物質粒子を用いて、照射条件を最適化することにより、ウラン粒子の物理的損傷や化学状態変化を抑制しつつ数マイクロメートル程度の単一ウラン微粒子の化学状態の判別が可能であることを実証し、保障措置環境試料に含まれる核物質粒子の化学状態分析への応用を進めた。

12



機構外秘

資料No. 安研評委11

放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

－中間評価－

平成30年12月27日

安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本資料の内容の一部は、原子力規制庁からの委託事業である

・平成28年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(水処理二次廃棄物の管理基準の検討)事業
 ・平成29年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃棄物埋設地の安全評価に関する調査)事業
 ・平成30年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃止措置・クリアランスに関する検討)事業
 における検討内容である。

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成31年度以降所定の手続き後、公開いたします。



研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

放射性廃棄物管理に関する科学的基盤の構築と管理全般にわたる安全評価手法の整備により、廃棄物管理と廃止措置に関わる安全規制を支援する。

【第3期中長期計画】

放射性廃棄物の安全管理に資するため、東京電力福島第一原子力発電所事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立し、公衆や作業員への影響を定量化できるようにするとともに、安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルを構築し、安全評価コードにおいて利用可能にする。

【平成27年度～平成30年度計画】

補足資料に記載

【実施体制】

原子力規制委員会の「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」に沿って研究を推進した。

- ・グループやディビジョンの枠を超えた実施体制の構築
- ・核燃料・バックエンド研究開発部門との機構内連携による効率的な推進
- ・福島研究開発部門と連携した1F廃棄物対応外部機関については
- ・人員派遣・受入れを含む原子力規制庁との協力
- ・廃棄物処分研究について日本大学、北海道大学、マクマスター大学、IRSNと協力
- ・事故廃棄物管理研究について量研機構と協力
- ・廃止措置研究について、東京工業大学と協力

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

なし

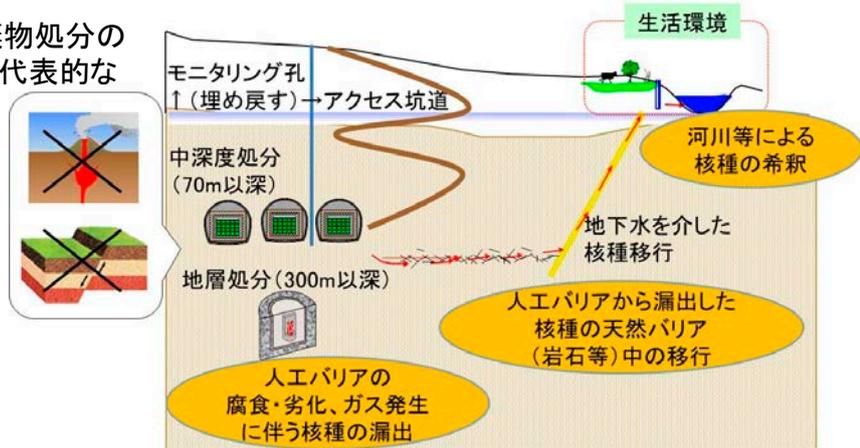
【進捗状況】

第3期中長期計画は順調に進捗している。事故廃棄物管理研究の経験及び核種分析技術を、シビアアクシデント研究(1Fプラント内核種移行調査)にも応用している。 2

JAEA 第3期中長期計画

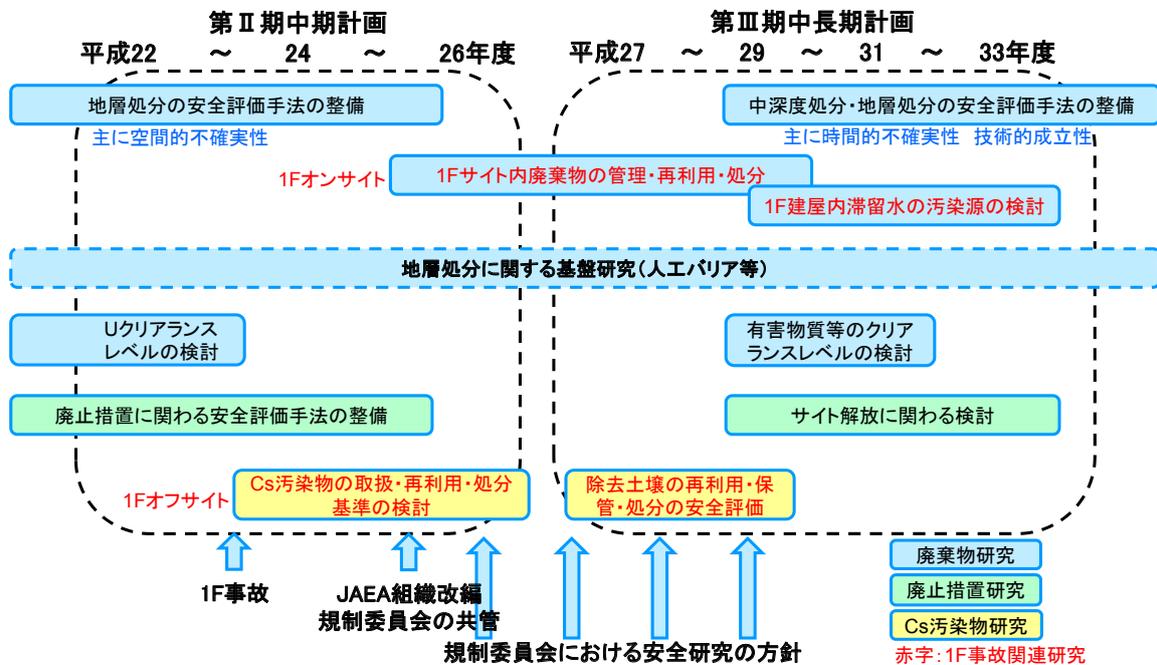
放射性廃棄物の安全管理に資するため、1F事故汚染物を含む廃棄物等の①保管・貯蔵・処分及び②原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立し、公衆や作業員への影響を定量化できるようにするとともに、③安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルを構築し、安全評価コードにおいて利用可能にする。

※深い地中への廃棄物処分の安全評価における代表的な被ばくシナリオ



人工バリアの閉じ込め性能や、天然バリアへの核種の取着や移行経路などを考慮して、生活環境への核種の移行量や公衆の被ばく線量を計算 (GSRW-PSAコード)

JAEA 放射性廃棄物に関する安全評価研究の全体像





H27～30年度上期の実施内容

- ① 1F事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分に係る安全評価手法の確立
 - ・ 1F敷地外における事故汚染物の再生利用等に係る安全評価【H27～H30】
 - ・ 燃料デブリ処分の予察的な安全解析【H27,28】
 - ・ 水処理二次廃棄物の長期保管における安全性の評価【H27,H28】
 - ・ 1F敷地内における事故汚染物の限定的な再利用に係る安全評価【H27～H29】
 - ・ 深部流体活動による処分地への熱水影響の推定のための手法整備【H29】
 - ・ 隆起・侵食及び海水準変動による地形変化評価手法の整備【H29,30】
 - ・ 1Fプラント内核種移行に関する調査【H29,30】
 - ・ モニタリング観測孔の閉塞確認のための手法整備【H30】
- ② 原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法の確立
 - ・ 原子力施設の廃止措置終了時の残留放射能評価のための手法整備【H29,30】
- ③ 安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルの構築
 - ・ 安全評価上重要な核種の天然バリア(岩石)への収着現象のモデル化【H27】
 - ・ ベントナイト系人工バリアの長期的な変質現象のモデル化及びコード化【H28～30】
 - ・ セメント系人工バリアの長期性能評価に係る課題の整理【H30】

5



実施内容と成果の概要(1/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

実施内容	成果
<u>1F敷地外における事故汚染物の再生利用等に係る安全評価</u>	<ul style="list-style-type: none"> ● 除去土壌の処分量低減を目指し、土木構造物への再生資材としての限定利用を想定した線量評価を行い、安全な再利用可能な放射性核種濃度及び利用条件を提示した。 ● 福島県外の除去土壌の実態を考慮した、保管状況に対する被ばく線量、および除去土壌の自治体ごとの個別処分および集約処分のケースに対する被ばく線量の評価を実施した。
燃料デブリ処分の予察的な安全解析	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリ特性を踏まえた埋設処分に対する安全評価手法の拡張を進め、燃料デブリ処分の予察的解析からデブリ処分に向けた要求事項を抽出した。
<u>水処理二次廃棄物の長期保管における安全性の評価</u>	<ul style="list-style-type: none"> ● 1F原子炉建屋・タービン建屋内等の汚染水処理から発生する二次廃棄物の保管容器の材質であるステンレス鋼の腐食及びポリエチレンの放射線劣化について技術的知見を蓄積した。
1F敷地内における事故汚染物の限定的な再利用に係る安全評価	<ul style="list-style-type: none"> ● 1F敷地内でのがれきの限定再利用による追加被ばくに着目した評価の考え方・方法論を構築するとともに、限定再利用を可能とするめやす濃度を評価した。また、そのがれき中の濃度確認のための放射能濃度評価手法の開発を実施した。
深部流体活動による処分地への熱水影響の推定のための手法整備	<ul style="list-style-type: none"> ● 処分地の地下の岩石に残されている可能性のある熱履歴を読み取る新たな手法を開発するため、熱影響指標となる元素を添加したモナズ石(年代測定鉱物のひとつ)を合成し、基礎データを取得した。
隆起・侵食及び海水準変動による地形変化評価手法の整備	<ul style="list-style-type: none"> ● 隆起・侵食が比較的小さな地域を対象に、過去から現在までの地形変化シミュレーションに基づく地形変化評価の方法を整備し、地下水流動の観点から推定される変動の大小に対応した古地形の推定および現在の地形を再現するようなパラメータの評価を行った。

6



実施内容と成果の概要(2/4)

【平成27～平成30年度上期の概要】

実施内容	成果
1Fプラント内核種移行に関する調査	<ul style="list-style-type: none"> ● シビアアクシデント時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得するために、1Fプラント内における核種の移行に関する公開情報の収集・整理を行うとともに、プラント内における核種移行挙動の把握のために、水や固相試料の分析に係わる検討を実施した。
モニタリング観測孔の閉塞確認のための手法整備	<ul style="list-style-type: none"> ● 中深度処分において坑道の閉鎖後に廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏えいを監視・測定するためのモニタリング観測孔を、最終的に埋戻す際の閉塞確認に関する技術的知見の整備に着手した。
原子力施設の廃止措置終了時の残留放射能評価のための手法整備	<ul style="list-style-type: none"> ● 終了確認に必要な被ばく線量評価コードを改良し、またバックグラウンドの設定方法に関して、1Fフォールアウトと区別するため¹³⁵Cs/¹³⁷Cs分析のための化学分離法を整備した。さらにサイト解放検認におけるクリギングによる分布推定法の適用性について検討した。
安全評価上重要な核種の天然バリア(岩石)への収着現象のモデル化	<ul style="list-style-type: none"> ● 地層処分の安全評価結果に寄与が大きく、かつ、岩石への収着がその移行挙動を支配するトリウムについて、花崗岩への収着分配係数の評価手法を確立した。
ベントナイト系人工バリアの長期的な変質現象のモデル化及びコード化	<ul style="list-style-type: none"> ● 止水バリア(ベントナイト)の長期的な変質とそれに伴う透水性の変化を評価する解析コードに、より実際の現象を再現可能な拡散係数Daを導入するための改良を行うとともに、変質評価上重要な元素のうちDaデータのないカリウムについてデータを取得した。
セメント系人工バリアの長期性能評価に係る課題の整理	<ul style="list-style-type: none"> ● セメント硬化体の長期安定性に関する結晶構造や物質移行特性およびこれらに関する鉱物組成を考慮し、300年を超えるセメント硬化体の長期性能評価を行う上での課題の整理に着手した。



実施内容と成果の概要(3/4)

【成果の活用】

- 除去土壌の再生利用に対する評価結果は、環境省「再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方(2016)」に反映された。現場保管及び将来の処分オプションに対する評価結果は、環境省「除去土壌の処分に関する検討チーム会合」において審議された。
- 水処理二次廃棄物の長期的な保管における劣化の可能性についての検討結果は、今後の当該廃棄物の管理についての安全規制への貢献のみならず、1Fの廃炉に向けた技術的信頼性の確保に貢献するものである。1F敷地内の限定再利用に対する評価は、東京電力が計画している1F敷地内のがれきの再利用に対し、妥当性の判断のための技術情報の提供、ならびに濃度確認のための手法としての活用が期待される。
- 中深度処分における隆起・侵食や海水準変動による地形変化及びそれに応じた地下水流動の評価における技術的な規制上の留意点など、将来の中深度処分の安全評価に係る具体的なガイド作成や安全審査における地形変化及び地下水流動の評価の妥当性判断のための技術情報としての活用が期待される。
- サイト解放時の被ばく線量評価手法等は、今後具体的な整備が予定されている原子力施設を対象とした廃止措置終了確認手法への反映が期待される。

【成果の公開】

- 雑誌論文26件、国際会議報告15件、口頭発表20件、技術報告書6件、受託報告書15件を公開した。
- 日本保健物理学会、平成27年度日本保健物理学会論文賞、放射性物質により汚染された災害廃棄物の道路への再利用に伴う被ばく線量評価、澤口拓磨、武田聖司、木村英雄、田中忠夫(H28年6月)等、2件の表彰を受けた。



実施内容と成果の概要 (4/4)

【国際プロジェクトへの参加及び貢献】

- OECD/NEA「Expert Group on Legacy Management (EGLM)」、NRP「Regulatory Supervision of Legacy Sites」へ参加し、1F関連の再利用に係る評価結果を提供した。
- カナダマクマスター大学から実習生の受け入れ(3ヶ月間)等の協力を行い、研究協力(アクチノイドの鉱物への収着分配係数及び収着モデルに関する研究)を実施した。
- 欧州中心に12ヶ国の18機関が活動したSITEX-IIプロジェクト(廃棄物地層処分にに関する規制支援技術能力のための持続可能なネットワーク対話と実践-)に準加盟グループ員として参画し、成果物のレビューに貢献した。

【学会活動等への貢献】

- 日本原子力学会 原子力安全部会のセミナー等において「廃棄物処分の安全確保」についての議論の展開を図った。
- 日本コンクリート工学会「有害廃棄物及び放射性廃棄物の処分へのセメント・コンクリート技術の適用に関する研究委員会」に参画し、報告書のとりまとめに貢献した。
- 規制庁、北海道大学と共同で、「火山活動評価のためのマグマ滞留時間の推定手法に関する研究」を実施した。
- 原子力規制委員会「廃棄物埋設の放射線防護基準に関する検討チーム」及び「廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム」に参加し、規制基準類の策定に貢献した。
- また、環境省主催「除去土壌の処分に関する検討チーム会合」に評価結果を提供した。

9



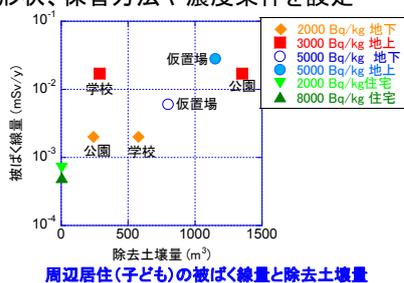
主な成果 (1/4) 除去土壌の保管・処分に対する安全評価

【ねらい】 福島県外で現在保管されている除去土壌から公衆が受ける被ばく線量を評価するとともに、今後の除去土壌の処分方策の検討に資するため、各市町村での個別埋立と集約埋立のケースを想定した被ばく線量について評価する

除去土壌の現状保管の評価

【アプローチ】

- ✓ 学校、公園及び仮置場において現場保管されている除去土壌量と放射性Cs濃度の95パーセンタイル値を参考に線源の形状、保管方法や濃度条件を設定
- ✓ 住宅の現場保管では、除去土壌量は小規模(1~5m³)だが6,000Bq/kg以上のケースもあり、その条件に応じた評価



➡ 現状保管による被ばく線量は数10μSv/y程度以下

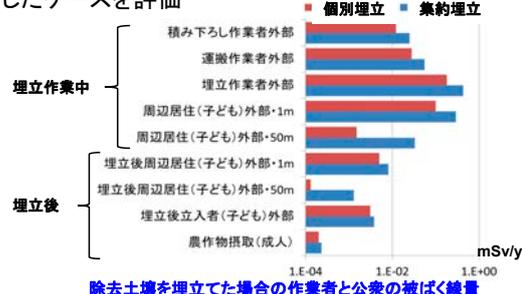
【成果とその活用】

本評価結果は、環境省「除去土壌の処分に関する検討チーム会合」における審議に利用され、また今後の除去土壌の処分に係るガイドライン等の策定への活用が期待される

除去土壌の埋立方策の評価

【アプローチ】

- ✓ 除去土壌保管の統計データを基に、自治体の個別埋立の条件のケースと、全量を集約して埋立したケースを評価



除去土壌を埋立てた場合の作業者と公衆の被ばく線量

➡ 個別・集約埋立のケースとも、全ての被ばく線量は1mSv/y以下であり、埋立後は10μSv/yを下回る

10



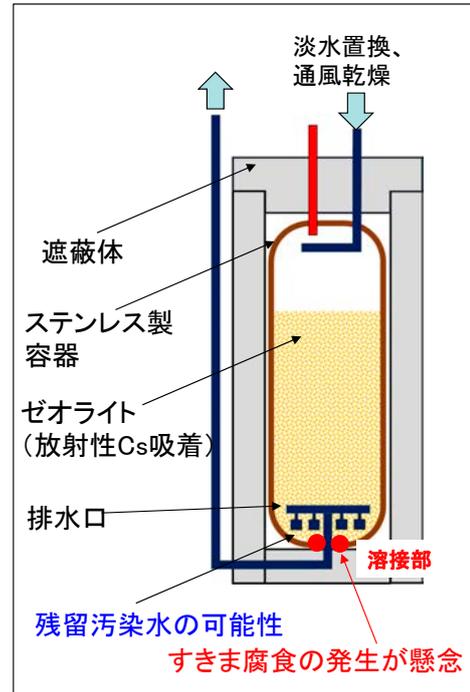
主な成果(2/4) 水処理二次廃棄物の長期保管における安全性の評価(1)

【ねらい】

- 1Fの水処理で発生する様々な二次廃棄物についての公開情報から、長期保管の安全上の懸案を抽出
- 抽出した懸案について実験、解析を行い、安全性を評価

【懸案事項】

- ゼオライトを充填したCs吸着塔はステンレス製容器のまま長期保管される可能性
- 容器内部は淡水で置換・乾燥し保管するため、腐食は想定されていなかったが、
 - ・ 容器形状から、底部の汚染水の完全な除去は困難と考える
 - ・ 放射線分解で残留水が減少して塩分(Cl⁻)濃度が上昇し、溶接部等ですきま腐食が発生する可能性



11



主な成果(2/4) 水処理二次廃棄物の長期保管における安全性の評価(2)

【アプローチ】

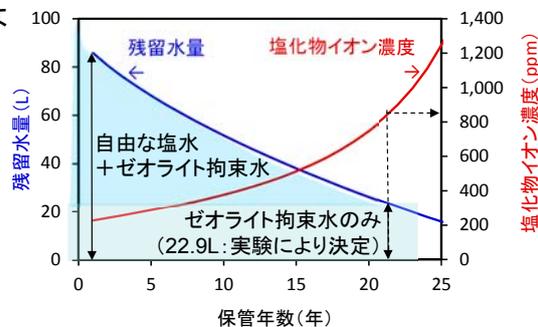
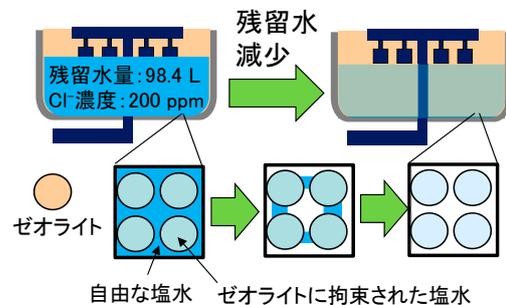
- 放射線分解による残留水の減少量を解析
- 放射線分解による塩水の減少過程で、水は塩を含んだ状態でゼオライトに拘束されることを室内実験で確認



- 容器底部の残留水中Cl⁻濃度の長期評価を行い、すきま腐食の発生可能性を検討
 - ・ 自由な塩水が無くなる時点でのCl⁻濃度は860ppm程度
 - ・ すきま腐食の発生条件とされているCl⁻濃度(10,000ppm)を下回る

【成果とその活用】

- 容器底部に汚染水が残留する条件でも、ゼオライトの保水性を考慮することによりすきま腐食の可能性は低いと判断できる
- 長期保管の安全性確認に貢献



12

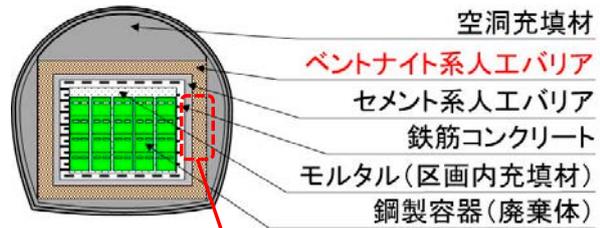


主な成果(3/4)

ベントナイト系人工バリアの長期的な変質現象のモデル化及びコード化(1)

【ねらい】

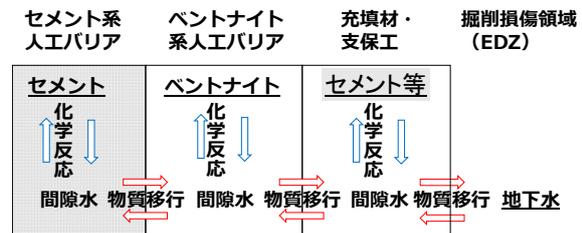
- 廃棄物処分で止水機能が期待されているベントナイトの長期的な変質に伴う透水性の変化を評価可能にする



炉内等廃棄物の中深度処分施設の概念

【アプローチ】

- 物質移行や化学反応を連成解析してベントナイトの透水係数の変化を計算するコード(MC-BUFFER)を改良
 - 様々な要因の影響を受け発生している拡散フラックスと濃度勾配との間の比例係数である「見かけの拡散係数(Da)」で物質移行を計算できるコードに改良
 - 実験や推定によってDaデータセットを整備



MC-BUFFERには、二次鉱物モデル、溶解モデル、拡散モデル、透水係数モデル等が組み込まれている



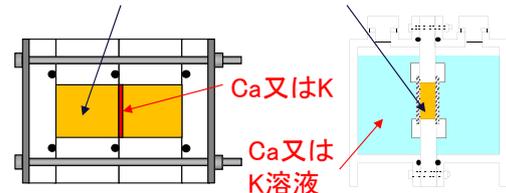
主な成果(3/4)

ベントナイト系人工バリアの長期的な変質現象のモデル化及びコード化(2)

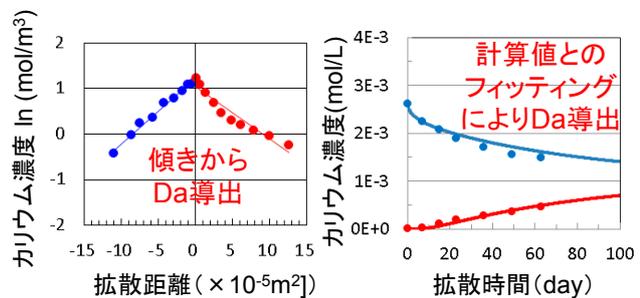
【成果とその活用】

- Daデータセット(試作版)を整備
 - 既往データのないものは自由水中の拡散係数や水和イオン半径に対する依存性から推定
 - 重要なイオン種であるCa、Kイオンについては、信頼性の高いデータを実験的に取得
- Daモデルを導入しコードを改良
- より実現に近い連成解析によるベントナイトの長期性能(透水性等)の評価が可能に
- 地層処分や中深度処分の安全評価の妥当性・保守性判断ツールとして活用

締め固めたモンモリロナイト(ベントナイト主成分)



In-diffusion法(左)とThrough-diffusion法(右)



2つの拡散試験方法によるKIについての結果



主な成果(4/4) 廃止措置終了確認に関する研究

【ねらい】 廃止措置終了確認に必要な敷地内の核種濃度分布に応じた被ばく評価手法を整備するとともに、バックグラウンド設定方法を含むサイト解放検認の具体的方法を整備して、終了確認の手順案を提示する

【アプローチ】

サイト解放検認方法の整備

- ✓ 敷地内の放射能分布推定するために、敷地内の代表点測定に加え、事前サーベイから得られる線量率分布を補足的情報（外生データ）と捉え、外生ドリフト法を導入したクリギング*を行えるよう放射能分布推定プログラムESRADを改良

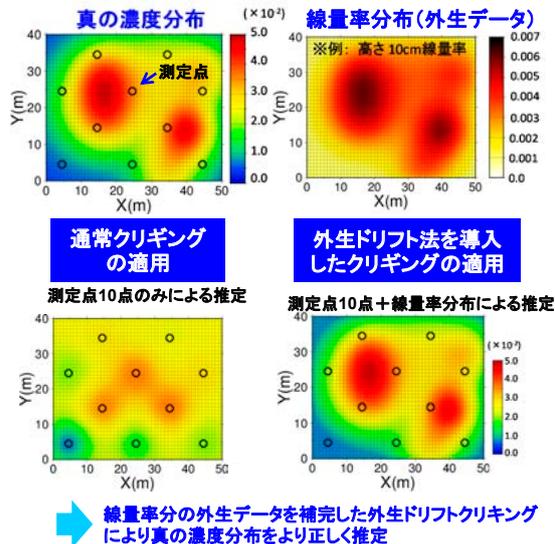
(*)空間的な相関を考慮できる地球統計学的手法

サイト解放に係る被ばく線量評価手法の整備

- ✓ 原子力規制庁「原子力施設のサイト解放基準について(案)」に基づき、敷地内で確認された表層及び地下の汚染分布に応じて、サイト解放後の浸透地下水、土壌の浸透能を超えた降雨による地表流及び土砂移動による核種移行を考慮できる線量評価手法の整備に着手した

【成果とその活用】

原子力施設の具体的な廃止措置終了確認に関する評価手法の高度化や技術的知見の蓄積を行い、その成果を今後具体的な整備が予定される終了確認基準へ反映する



15



今後の研究計画案

【研究目的】

放射性廃棄物管理に関する科学的基盤の構築と管理全般にわたる安全評価手法の整備により、廃棄物管理と廃止措置に関わる安全規制を支援する。

【第3期中長期計画】

放射性廃棄物の安全管理に資するため、東京電力福島第一原子力発電所事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立し、公衆や作業員への影響を定量化できるようにするとともに、安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルを構築し、安全評価コードにおいて利用可能にする。

【平成30年度下期～平成33年度計画】

- ・事故廃棄物の長期保管・処分に係る合理的な安全規制に貢献するために、使用が想定されるバリア材の性能評価手法の開発や、安全評価手法の整備を進める。
- ・炉内等廃棄物の中深度処分について安全規制の判断に必要な技術的知見を蓄積する。
- ・地層処分についてNUMOが公開した包括的技術報告書への対応を行うとともに、火山についての研究を進める。
- ・廃止措置終了確認については、被ばく線量評価手法の開発、サイト解放時の検認手順案の整備、新たなクリアランス対象物に対するクリアランスレベルの検討等を行う。

【実施体制】

原子力規制委員会ニーズに対応した研究を推進

- ・グループやディビジョンの枠を超えた実施体制の構築
- ・核燃料・バックエンド研究開発部門との機構内連携による効率的な推進

外部機関については

- ・人員派遣・受入れを含む原子力規制庁との協力
- ・廃棄物処分研究について日本大学、北海道大学、IRSNと協力
- ・廃止措置研究について東京工業大学と協力

【期待される成果とその活用方策】

- ・1F事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分に係る安全評価手法の高度化により、安全評価等のガイドや処分場立地に向けた要求事項の策定に資する。
- ・原子力施設の廃止措置終了確認に関する評価手法の高度化や技術的知見の蓄積を行い、具体的な廃止措置終了確認手法の整備に資する。
- ・安全機能が期待される材料の長期的な性能評価モデルの構築を進め、バリア機能設定の妥当性判断のための技術的知見として活用する。

16



まとめ

【平成27年度～平成30年度上期の実績及び今後の計画に対する自己評価】 A

- 事故廃棄物の特性を考慮し、1F事故汚染物の保管、再利用及び処分安全評価、水処理二次廃棄物の管理基準の検討、1F敷地内の限定的な再利用に係る研究、燃料デブリ処分の安全評価手法の整備を行った。
- また、炉内等廃棄物の中深度処分に係る規制基準の整備に向けて、隆起・侵食及び海水準変動による地形変化評価手法の整備、ベントナイト系人工バリアの変質挙動解析手法の整備、放射性核種の岩石への収着現象のモデル化を行った。
- 地層処分の安全規制に特有な事項として、深部流体活動の評価手法整備に向けた検討を行った。
- 原子力施設の廃止措置終了時の敷地由来の汚染源の識別や濃度分布の評価、汚染状況に応じた敷地の解放に係る安全評価手法の整備を進めた。
- 特に1F事故で汚染された土壌に関し、再生利用が可能な除染土壌中放射性セシウム濃度の算出結果や道路盛土、防潮堤、土地造成等への再生利用に対する被ばく線量評価結果、福島県外の除去土壌の保管状況に対する安全性の評価結果、福島県外に保管されている除去土壌の自治体ごとの個別処分および集約処分のケースに対する線量評価結果等は、環境省の検討会等に提供され、1F事故起源の廃棄物対策に活用された。
- 事故廃棄物管理研究の経験及び核種分析技術をシビアアクシデント研究にも応用し、1Fプラント内核種移行調査を行った。
- 今後、1F建屋内実試料の分析や成果提供によりOECD/NEAへ貢献。

以上、計画が着実に進展しているのに加え、成果の一部が1F事故起源の廃棄物対策に活用されていること及び研究の経験や技術の一部をシビアアクシデント研究にも応用しており新しい成果の創出が期待されることから自己評価「A」とした。

17



補足資料

18



H27～29年度計画

【H27】

1F事故汚染物の処分等を想定した予察的な安全解析を実施する。また、天然バリア材である岩石への収着性が低くかつ安全評価上重要な元素について、収着分配係数を評価する手法を確立する。

【H28】

1F事故汚染物について、長期管理の留意事項の抽出及び処分等を想定した際に必要な安全評価手法の整備を進める。また、ベントナイト緩衝材の長期的な溶解現象をモデル化する。

【H29】

1F事故汚染物再利用に向けた放射能濃度の確認等、炉内廃棄物等処分の安全評価、処分地への熱水影響の推定及び原子力施設の廃止措置終了時の残留放射能評価のための手法整備を進める。

【H30】

原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する炉内等廃棄物処分の安全評価手法の整備や施設設計の妥当性判断のための技術的知見の整備、原子力施設の廃止措置終了時の残留放射能評価のための手法整備及びアスベスト等の新規対象物のクリアランスレベル評価を進める。

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(e)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	ジュール毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ = 1μm=10 ⁻⁶ m

