

安全研究に係る平成 26 年度
中間評価及び事後評価結果

平成 27 年 7 月
原子力規制庁

目次

1. はじめに	1
2. 中間評価及び事後評価の進め方	
2. 1 評価方法	1
2. 2 評価の観点	1
3. 技術評価検討会	2
4. 中間評価	
4. 1 評価対象プロジェクト	2
4. 2 評価結果概要	3
5. 事後評価	
5. 1 評価対象プロジェクト	6
5. 2 評価結果概要	7
6. おわりに	8
別紙	9
添付 1 中間評価書	11
別紙 2 事後評価書	41

1. はじめに

原子力規制庁は「原子力規制委員会における安全研究に係る評価の実施について」（平成 26 年 4 月 9 日原子力規制庁。以下「評価の実施について」という。）に基づき、安全研究プロジェクト（以下「プロジェクト」という。）に対し、事前評価、中間評価（研究実施期間が 5 年以上の研究に限る。）、事後評価、追跡評価及び年次評価を行うこととしている。

本評価書は、「評価の実施について」に基づき実施した、研究実施期間が 5 年以上のプロジェクトのうち研究開始から 3 年以上を経過したものに関する中間評価及び平成 26 年度で終了したプロジェクトに関する事後評価の結果を取りまとめたものである。

2. 中間評価及び事後評価の進め方

2. 1 評価方法

中間評価では、外部状況の変化や国際動向等を踏まえ、目標の達成状況、「原子力規制委員会における安全研究について」（平成 25 年 9 月 25 日原子力規制委員会。以下「安全研究について」という。）との整合性、研究の質の向上や改善の観点から評価を実施した。

事後評価では、「安全研究について」に整合したものであったか否かを含め、成果目標の達成状況や具体的成果、国際貢献等の観点から評価を実施した。

これらの評価の実施に当たっては、各プロジェクトの研究分野に知見を持つ外部専門家を委員とする技術評価検討会を開催し、各プロジェクトに対する技術的観点からの評価を得た。

2. 2 評価の観点

評価の観点は以下のとおり。

(1) 技術的観点からの評価

- ・ 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。
- ・ 解析実施手法、実験方法が適切か。
- ・ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。
- ・ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。

(2) 政策的観点からの評価

- ・ 規制ニーズに適合しているか（外的条件への対応を含む。）。
- ・ 成果の活用がなされているか（原子力規制部等への報告も含む。）。
- ・ 研究の費用対効果が適切か。
- ・ 対外的な成果の公表がなされているか。

3. 技術評価検討会

技術的観点からの評価を得るため、各プロジェクトをプラント安全技術、燃料・材料技術、シビアアクシデント技術、核燃料廃棄物技術及び地震・津波技術の5つの技術分野に区分し、各分野の技術評価検討会を設置した。各技術評価検討会の委員及び開催日程は別紙のとおり。

なお、委員の選定については、公正性及び中立性確保の観点から、評価対象プロジェクトについての利害関係者が当該プロジェクトの評価に加わらないよう十分に配慮し、原子力規制委員会の了承を得た。

また、技術評価検討会の議事、議事録及び資料は公開することとした。

4. 中間評価

4. 1 評価対象プロジェクト

評価対象プロジェクトは、表1に示す19件である。なお、評価対象期間は各プロジェクトの研究開始から平成26年度までである。

表1 中間評価対象プロジェクト

番号	プロジェクト名	実施期間
A01	国産システムコードの開発	H24-H30
A04	軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備	H24-H31
A05	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（Phase-1）	H24-H28
A07	燃料破損限界に関する研究	H19-H33
A08	混合酸化物燃料特性評価に関する研究	H19-H28
A10	燃料等安全高度化対策事業	H18-H29
A11	軽水炉燃材料詳細健全性調査	H18-H30
A12	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究	H23-H28
A17	火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	H23-H27
B01	シビアアクシデント試験と国産解析コード開発	H22-H28
B05	被ばく評価手法の高度化研究	H18-H30
CO2	破損燃料輸送に係る技術調査	H24-H28
CO4	加工施設のリスク評価に係る研究	H24-H28
CO5	再処理施設のリスク評価に係る研究	H24-H28

番号	プロジェクト名	実施期間
C06	商用再処理施設保守管理技術等に係る研究	H24-H28
C07	使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究	H17-H28
D02	地震動評価技術の整備	H24-H28
D06	外部事象に係る構造健全性関連研究	H24-H28
D07	地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備	H24-H28

A：主担当 安全技術管理官（システム安全担当）付

B：主担当 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

C：主担当 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

D：主担当 安全技術管理官（地震・津波担当）付

4. 2 評価結果概要

全てのプロジェクトについて、「安全研究について」に整合していると評価した。また、全体としておおむね適切に成果を挙げており、全てのプロジェクトの研究内容を継続してもよいと評価した。ただし、3件のプロジェクトについては、効率的な研究の実施のために、平成27年度にプロジェクトの再編を行うと評価した（表2）。

さらに、4件のプロジェクトは、新規制基準及び関連するガイド類の整備、新規制基準に係る適合性審査等に研究成果が活用されており、特に成果を挙げたと評価した（表3）。また、成果の公表として、NRA技術報告の公表が1件、論文誌への掲載が5件あった（表4）。

なお、技術評価検討会においては、以下に例示する技術的観点からの評価が行われており、これを踏まえた対応が必要であると評価した（括弧内に評価対象プロジェクトの番号を示す。）。

- ・ コード開発に係るプロジェクトについて、当該コードの完成時の全体像を明確にするとともに、開発の途中段階での成果等を適宜論文等で公表すること。（A01及びB01）
- ・ 各種試験により得られたデータについて、試験規模の実機との違いを踏まえ、実機への適用性の確認をすること。（A04）
- ・ 解析・試験で得られたデータの不確かさをどのように考慮するか検討すること。（A10、B01、C05、D02及びD07）
- ・ プロジェクトの計画を策定する当初に評価の対象として考慮されていなかった現象（例えば、「A05 使用済燃料プールの規制課題に関する

る安全研究（Phase-1）」における沸騰励起振動によるスパーサ部のフレッティング摩耗）について検討すること。（A05、A08、C02及びC05）

- ・ 加速試験の妥当性確認等に資するため、実機プラント材料の活用を検討すること。（A12）

プロジェクトごとの評価結果を添付 1 に示す。

表 2 再編を行うと評価したプロジェクト

番号	プロジェクト名	評価
A01	国産システムコードの開発	「A04 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備」のうち、原子炉熱流動実験を本プロジェクトに統合する。
A04	軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備	本プロジェクトで実施する原子炉熱流動実験と格納容器実験のうち、格納容器実験についてはシビアアクシデントに関する研究であることから、本プロジェクトを原子炉熱流動実験と格納容器実験の2つに分割し、前者は「A01 国産システムコードの開発」に統合し、後者は「B01 シビアアクシデント試験と国産解析コード開発」に統合する。
B01	シビアアクシデント試験と国産解析コード開発	「A04 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備」のうち格納容器実験を本プロジェクトに統合した上で、以下の理由より3つのプロジェクトとして再編する。 本プロジェクトは、国産解析コードの開発、重大事故に係る実験及び海外コードを用いた解析を主体とする研究の3テーマから構成されており、それぞれについて適切な時期に、より詳細な外部専門家からの評価を受け、研究成果の質を高めることが望ましいため。

表3 特に成果を挙げたと評価したプロジェクト

番号	プロジェクト名	成果
A17	火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	成果の一部が「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」及び「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」の策定に活用された。
C04	加工施設のリスク評価に係る研究	成果の一部を取りまとめたJNES-REレポート「六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響とその評価方法」、「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」及び「加工施設及び再処理施設の重大事故に係る要求事項についての検討」を公表し、当該レポートが「ウラン燃料加工施設における六フッ化ウランの取扱いが一般公衆に及ぼす化学的影響に関する報告の提出について（指示）」の作成に活用された。
C05	再処理施設のリスク評価に係る研究	成果の一部を取りまとめたJNES-REレポート「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」及び「加工施設及び再処理施設の重大事故に係る要求事項についての検討」を公表し、当該レポートが、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」等の策定に活用された。
D06	外部事象に係る構造健全性関連研究	防潮堤の津波に対する構造健全性を評価するに当たっての津波の波圧特性に関する NRA 技術報告「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について」を公表し、審査に活用された。

表4 成果の公表一覧

	番号	プロジェクト名	公表文書
NRA 技術 報告	D06	外部事象に係る 構造健全性関連 研究	石田暢生, 森谷寛, 中村英孝, 飯島亨, 川内英史, 「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について」(NTEC-2014-4001), 平成26年12月.

論文	A08	混合酸化物燃料特性評価に関する研究	N. Nakae, H. Akiyama, H. Miura, T. Baba, K. Kamimura, S. Kurematsu, Y. Kosaka A. Yoshino, T. Kitagawa, “Thermal Property Change of MOX and UO ₂ Irradiated up to High Burnup of 74 GWd/t”, J. Nucl. Mater. , Vol. 440, pp. 515-523 2013.
	A17	火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	T. Ishibashi, S. Tsuchino, S. Matsumoto, F. Kasahara, “Clogging of the HEPA Filter by Soot at the Fire Event in the Nuclear Fuel Cycle Facilities”, Nuclear Technology, Vo. 187, pp. 57-68, 2014.
	B05	被ばく評価手法の高度化研究	舟山京子, 青野健二郎, 星陽崇, 森田彰伸, 堀田亮年, 梶本光廣, 「非スプレイ空間を含む格納容器内のエアロゾル状放射性物質のスプレイ除去に関する簡易解析手法の開発」, 日本原子力学会和文論文誌, 14 (1) , pp. 69-74 2015.
	D02	地震動評価技術の整備	小林源裕, 儘田 豊, 堤英明, 「PS 検層による地盤のS波の減衰定数の評価に関する検討 —鉛直アレー観測による減衰定数との比較—」, 物理探査, 66, 3, pp.153-165, 2013.
	D02	地震動評価技術の整備	小林源裕, 儘田 豊, 「地盤不均質性を考慮した高周波数領域におけるS波の減衰特性の評価とその解釈」, 日本地震工学会論文集, 14 (5), pp. 82-101, 2014.

5. 事後評価

5. 1 評価対象プロジェクト

評価対象プロジェクトは、表5に示す5件である。なお、評価対象期間は各プロジェクトの研究開始から平成26年度までである。

表5 事後評価対象プロジェクト

番号	プロジェクト名	実施期間
A13	原子炉水質管理技術高度化対策事業	H24-H26
A16	海水腐食評価事業	H24-H26

番号	プロジェクト名	実施期間
B02	アクシデントマネジメントの知識ベース整備	H15-H26
B04	シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究	H17-H26
D05	福島第一事故を踏まえた震源極近傍の地震動評価の高度化	H25-H26

5. 2 評価結果概要

全てのプロジェクトについて、「安全研究について」に整合しており、また、平成 26 年度安全研究計画に記載されたプロジェクトの目的をおおむね達成していると評価した。

さらに、1 件のプロジェクトは、新規制基準に係る適合性審査に研究成果が活用されており、特に成果を挙げたと評価した（表 6）。今後、その他のプロジェクトについては、研究成果の規制等への活用状況を追跡評価において確認する。また、成果の公表として、NRA 技術報告の公表が 1 件、論文誌への掲載が 5 件あった（表 7）。

なお、技術評価検討会においては、以下に例示する技術的観点からの評価が行われており、これを今後留意する必要があると評価した（括弧内に評価対象プロジェクトの番号を示す。）。

- ・ 試験により得られたデータについてばらつきが大きいものがあり、データやデータに基づき作成した予測式の適用に当たって検討すること。（A13 及び A16）
- ・ 解析に用いたモデルの適用範囲を明確にすること。（B02 及び D05）

プロジェクトごとの評価結果を添付 2 に示す。

表 6 特に成果を挙げたと評価したプロジェクト

番号	プロジェクト名	成果
B02	アクシデントマネジメントの知識ベース整備	格納容器破損防止対策の有効性評価に係る事象進展解析の結果を取りまとめた NRA 技術報告「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析（PWR）」を公表し、審査に活用された。

表 7 成果の公表一覧

	番号	プロジェクト名	公表文書
NRA 技術 報告	B02	アクシデントマ ネジメントの知 識ベース整備	星陽崇, 森田彰信, 西村健, 「格納容器破損防止対策の有 効性評価に係る重要事象の分析 (PWR)」 (NTEC-2014-2001), 平成 26 年 8 月.
論文	B02	アクシデントマ ネジメントの知 識ベース整備	M. Fukasawa, S. Tamura, M. Hasebe, “Development of Thermodynamic Database for U-Zr-Fe-O-B-C-FPs System”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 42 [8], 2005.
	B02	アクシデントマ ネジメントの知 識ベース整備	M. Fukasawa, S. Tamura, “Thermodynamic Analysis for Molten Corium Stratification Test MASCA with Ionic Liquid U-Zr-Fe-O-B-C-FPs Database”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 44 [9], 2007.
	B02	アクシデントマ ネジメントの知 識ベース整備	M. Fukasawa, S. Hayakawa, M. Saito, “Thermal-Hydraulic Analysis for Inversely Stratified Molten Corium in Lower Vessel”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.45 [7], 2008.
	B02	アクシデントマ ネジメントの知 識ベース整備	M. Fukasawa, S. Tamura, M. Saito, “ Analysis for B ₄ C Effect on Thermodynamic Properties and Stratification of Molten Corium with Ionic Liquid U-Zr-Fe-O-B-C-FPs Database”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46 [7], 2009.
	B04	シビアアクシデ ント晩期の格納 容器閉じ込め機 能の維持に關す る研究	T. Nishimura, H. Hoshi, A. Hotta, “Current R&D Activities on Fission Products and Hydrogen Risk after the Fukushima Daiichi Accident”, Nucl. Eng. Technol., 47(1) pp. 1-10, 2015.

6. おわりに

「評価の実施について」に基づき、中間評価及び事後評価を実施した。

今後も評価の実施を通して、各プロジェクトの継続的改善及び適宜規制等への活用を図る。

また、技術評価検討会においては、「各プロジェクトについて自己評価を行うことにより、考慮が足りない点等を発見しやすいのではないか」といった評価の方法に係る意見も出されており、当該意見も踏まえ、より効果的な評価が実施できるよう評価の方法を改善していく。

2. 技術評価検討会実施日程

2. 1 中間評価について

プラント安全技術検討会	第1回	平成27年3月31日(火)
燃料・材料技術検討会	第1回	平成27年3月24日(火)
	第2回	平成27年3月26日(木)
シビアアクシデント技術検討会	第1回	平成27年3月30日(月)
核燃料廃棄物技術検討会	第1回	平成27年3月23日(月)
	第2回	平成27年3月30日(月)
地震・津波技術検討会	第1回	平成27年3月24日(火)
	第2回	平成27年3月26日(木)

2. 2 事後評価について

プラント安全技術検討会	第2回	平成27年4月14日(火)
燃料・材料技術検討会	第3回	平成27年4月21日(火)
シビアアクシデント技術検討会	第2回	平成27年4月15日(水)
地震・津波技術検討会	第3回	平成27年4月20日(月)

安全研究に係る平成 26 年度中間評価結果

平成 27 年 7 月

原子力規制庁

A01 国産システムコードの開発（H24-H30）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、安全性向上評価、特に炉心損傷前までの事象進展の緩和に適用される新たな重大事故等対策の妥当性を確認するための基盤的な知見の整備を目的としたシステムコードの開発を行う。

また、多重故障事故等に対して、基礎方程式、構成式等に係る技術的課題を解決し、解析結果の不確かさを低減させる。

加えて、沸騰特性、ボイド挙動、集合体内二相熱流動挙動等の熱流動、核熱結合、燃料挙動等に係る重要な現象に対して実験等を実施し、整備したコードの妥当性確認等に必要な熱流動実験データを拡充する。

（2）進捗状況

本プロジェクトのうち、高機能化部はおおむね計画どおり進捗している。ただし、一次元版コードについては、データ構造の設計までを完了したが、一部に遅れが生じている。

（3）技術的観点からの評価

「TRACE コードの調査分析を参考に、プログラム設計やデータ構造を検討しており、十分な配慮をしながら進捗させている。」、「MCM（Model Capability Matrix）に基づくモデル開発を進めようとしている点及びオブジェクト指向（最近ではデザインパターン等）などの先端プログラミング技術を導入し開発後の拡張性を高める点は評価できる。」、「これまで個別に開発された解析コードを統一的に構成しようとする意欲的な計画である。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「数値流体力学コンポーネントと二相流コードとの接続については、この接合によって精度が低下してしまう可能性が大きいので、慎重な議論に基づいて進めるべきである。」、「本コードの完成した姿が分かりにくいので、コード開発の全体像を分かりやすく示す（可視化する）こと。」、「コード開発の現状がどの程度で、プロジェクト終了時点でどの程度を目指しているのか具体的な数値目標（%）を示すべき。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは「原子力規制委員会における安全研究について」（平成25年9月25日原子力規制委員会。以下「安全研究について」という。）の「1-1 解析手法、解析コードの整備」及び「1-2 軽水炉の事故時の

熱流動現象に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。

- ② コードの完成像を分かりやすく示すとともに開発段階を明確にする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 平成 26 年度、特に重点的に実施していくべきプロジェクトであったにもかかわらず、計画の遅れが生じているため、計画の遂行を加速する必要がある。
- ④ 上記②及び③への対応を行った上で、本プロジェクトの実施内容は継続する。ただし、「A04 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備」のうち、原子炉熱流動実験を本プロジェクトに統合する。

A04 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備（H24-H31）

(1) 目的・概要

本プロジェクトでは、「A01 国産システムコードの開発」及び「B01 シビアアクシデント試験と国産解析コード開発」により開発されたコードの検証等のために、原子炉熱流動実験及び格納容器実験を実施し、これまでデータが不足していた炉心及び格納容器の熱流動に係る科学的・技術的知見及び実験規模から実機規模へのスケール効果の推定方法を整備する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、原子炉熱流動実験に係る高圧熱流動ループの整備及びスケールモデル実験並びに大型格納容器実験に係る基本部分の製作を実施した。

(3) 技術的観点からの評価

「海外で実施された実験については実験条件や観察された現象に関する情報を日本で知ることは難しいことから、過去に行われた研究と類似していても実験結果の再現性確認と現象を確認することは有益である。」、「特に粒子像流計測（PIV 計測）などは困難も多いと思われるが、評価できる挑戦的な取組である。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「スパーサによる液滴の生成・付着に関する基礎実験も含める必要がある。」、「格納容器試験については、水素の代わりにヘリウムを作動流体に用いる計画であるが、両者の熱伝導率の差異に対する考慮が必要である。」、「「A01 国産システムコードの開発」やその検証において、どのようなデータが不足しており、本実験でどのようなデータを提供できるのか明確にする必要がある。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは「安全研究について」の「1-2 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備」及び「1-3 重大事故に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② コードの検証にどのようなデータが不足しているのかを明確にする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 上記の②への対応を行った上で、本プロジェクトの実施内容は継続する。ただし、本プロジェクトのうち、格納容器実験については、シビアアクシデント（以下「SA」という。）に関する研究であることから、本プロジェクトを原子炉熱流動実験と格納容器実験の二つに分割し、前者は「A01

国産システムコードの開発」に統合し、後者は「B01 シビアアクシデント試験と国産解析コード開発」に統合した上で SA 関連研究を再編する。

A05 使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究(Phase-1)(H24-H28)

(1) 目的・概要

東京電力福島第一原子力発電所事故では、使用済燃料プール（Spent Fuel Pool。以下「SFP」という。）での重大事故発生の有無が課題となった。新規制基準では SFP の冷却のための対策等を要求しており、SFP の水位が異常に低下した場合に想定される熱水力挙動、燃料損傷等に関する科学的・技術的知見に拡充の余地がある。

本プロジェクトでは、安全性向上評価制度において、スプレイ冷却を使用した対策の定量的効果の妥当性確認に必要な実験データを取得する。また、大量のプール水漏えい事故時やプール水冷却機能喪失事故時のような SFP の挙動を評価する解析コードを整備する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、スプレイ冷却に係る熱水力実験装置の製作及び予備解析を実施した。

(3) 技術的観点からの評価

「数値解析を事前に実施し、実験装置を検討し、適切に計画実施している。」、「流体振動現象の影響を知るためにも熱流動試験装置を用いた研究は貴重である。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「沸騰励起振動によるスペーサ部のフレット磨耗について、今後の試験計画には考慮する必要がある。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは「安全研究について」の「1-3 重大事故に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 平成 25 年度の年次評価結果を踏まえ、研究の優先度を考慮して未臨界性に関する研究については中止し、スプレイ注水に係る研究に特化しており、適切にプロジェクトが遂行されている。
- ③ これまで検討していなかった、スペーサ部のフレット磨耗等の現象についても考慮する等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ④ 上記③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

A07 燃料破損限界に関する研究 (H19-H33)

(1) 目的・概要

本プロジェクトでは、原子炉の運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性の判断基準に資するため、燃料被覆管の外面に発生した亀裂による燃料破損（以下「外面割れ」という。）を支配する燃料被覆管外面近傍への水素拡散及び析出挙動並びに初期亀裂発生条件及び亀裂進展挙動に係る技術的知見を取得する。それにより、外面割れ発生条件を明確化するとともに、外面割れを考慮した燃料被覆管の機械的健全性評価手法を整備する。

また、燃料被覆管の強度、延性等に及ぼす水素濃度、水素化物析出形態等の影響を調べ、現行基準の妥当性を評価するとともに、燃料被覆管が機械的に破損する条件を表す指標及び技術的知見を整備する。

さらに、最新の燃料挙動データに基づき、原子炉運転中の FP ガス放出率、燃料中心温度等を適切に評価できる国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）が開発した燃料挙動解析コード FEMAXI を高度化する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは、外面割れ発生条件を炉外試験により計画どおり取得及び整理したが、その妥当性を評価するための海外試験炉（ハルデン炉）での炉内試験については試験燃料棒を海外に輸送するための船積み港が東北地方太平洋沖地震での被災から復旧できなかったことから計画を中断した。

船積み港は平成 28 年度から利用可能となる見通しであるが、具体的な輸送計画策定には至っておらず、炉内試験の中断は継続している。

(3) 技術的観点からの評価

「出力過渡試験において指摘された被覆管外面からの割れや、水素濃度の大幅上昇に伴う被覆管破裂など、これまでの安全研究などで得られている最新の知見を元に有効な研究計画が練られている。」「震災による設備環境の変化に対し、JAEA の材料試験炉（以下「JMTR」という。）の活用を検討するなど、試験手法に種々制約の多い中で柔軟な手法選択を今後に向けて検討できている。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「原子力分野以外での学術動向にも適度に気を配ることが重要と考える。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-1 安全解析手法、解析

コードの整備」及び「1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。

- ② 他分野の知見にも留意しつつ結果の評価及び取りまとめを進める等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ ハルデン炉への試験燃料棒輸送が不可能な場合の代替手段として、JMTRでの照射を検討しているが、試験実施可能な試験炉の状況、試験燃料棒輸送上の制約等を調査・検討の上、ハルデン炉及び JMTR での照射が研究実施期間内で見込めない場合も考慮する必要がある。
- ④ 上記②及び③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

A08 混合酸化物燃料特性評価に関する研究 (H19-H28)

(1) 目的・概要

本プロジェクトでは、混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）の健全性に係る審査に活用する技術的知見の整備のために、重要な因子である FP ガスの挙動、燃料ペレットの熱的物性等に関するデータを取得するとともに、JAEA が開発した燃料挙動解析コード FEMAXI の改良を行う。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは計画どおり照射試験を完了し、照射後試験を実施中である。

(3) 技術的観点からの評価

「燃焼済み燃料の熱伝導率評価に対応した計画がなされている。」、「現行の許認可パラメータをより詳細に分析しつつ、その分析に必要となる物理的特性も要所を押さえるなど、適切な評価がなされている。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「系統的に燃焼度を変えたときのデータをもっと増やすべき。」、「燃料の O/M 比（酸素原子数と重金属原子数の比）は熱伝導率に大きな影響を及ぼすので注意を要す。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② MOX 燃料の熱伝導率評価において、O/M 比の影響を考慮する等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 上記②への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

A10 燃料等安全高度化対策事業（H18-H29）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、国内の加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）及び沸騰水型軽水炉（以下「BWR」という。）事業者が近い将来発電炉への導入を見込んでいる改良型燃料について、反応度事故（Reactivity Initiated Accident。以下「RIA」という。）模擬試験及び冷却材喪失事故（Loss-of-Coolant Accident。以下「LOCA」という。）模擬試験を実施し、事故時の燃料挙動に関するデータ及び技術的知見を取得する。また、改良合金被覆管試験片に中性子を照射し、その照射成長に関するデータを取得する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、RIA 模擬試験、LOCA 模擬試験及び照射成長試験を実施中である。

ただし、本プロジェクトで利用している JAEA の原子炉安全性研究炉 NSRR は新規規制基準への適合性審査中であり、今後の研究工程に影響を及ぼす可能性がある。

（3）技術的観点からの評価

「従来の被覆管と照射成長の機構は変わらないということを押さえている。」、「高燃焼に対応した中性子照射実験計画が立てられている。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「事故時の燃料挙動など、実際に実験を行わないと分からないデータもあるので、得られた模擬試験結果を適切にフィードバックすることが望ましい」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 事故時の燃料挙動について、実際に実験を行わないと得られないデータを適切にフィードバックする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 導入計画が現時点では明らかとなっていない改良型燃料を対象としていることから、今後の事業者の動向を注視し、必要に応じて計画を見直す必要がある。
- ④ 上記②及び③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

A11 軽水炉燃材料詳細健全性調査（H18-H30）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、運転期間延長認可申請書の審査、高経年化技術評価に係る妥当性確認及び民間規格の技術評価に必要な技術的知見を収集・整備するため、原子炉圧力容器の照射脆化及び炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ（Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking。以下「IASCC」という。）に関する試験を行い、破壊に対する材料の抵抗値（破壊靱性）、亀裂進展等に関するデータを取得する。

（2）進捗状況

本プロジェクトでは、JAEA が所有する JMTR を用いた照射試験を計画しているが、同炉の新規制基準への適合性審査対応のため、試験計画を 2 年延長して平成 30 年度までとしている。しかしながら、現時点では稼働の時期について見通しが得られていない。

（3）技術的観点からの評価

「照射脆化試験、IASCC 試験ともに適切な研究手法が取られている。」、「試験材のサイズ効果はそれほど大きくないということを確認した。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「予備試験（炉内試験と数値解析）で結果の整合性がよくない。至急解決すべき問題である。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-5 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 炉内試験と数値解析の結果の差異について理由を明確にする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 原子炉圧力容器鋼の照射脆化試験については、古いプラントの廃炉が決定された状況において、それに相当する材料（高不純物量の材料）を用いた試験の必要性について検討が必要である。
- ④ JMTR を活用した照射試験を検討しているが、研究実施期間内に同炉の再稼働が見込めない場合についても考慮する必要がある。
- ⑤ 上記②、③及び④への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

A12 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究（H23-H28）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度における審査時の技術的妥当性の確認において必要となる技術的知見の整備・拡充を行うとともに、従来の高経年化技術評価手法の高度化を図る。そのために、電気・計装設備の重大事故環境条件下での絶縁特性試験を実施するとともに、放射線照射によるコンクリートの強度劣化評価等を実施する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、重大事故環境条件（200℃）におけるシリコンゴムケーブル及び難燃エチレンプロピレンゴムケーブルの絶縁抵抗値、並びに放射線照射したコンクリートの物性データを取得した。

（3）技術的観点からの評価

「電気計装設備の SA 環境下での健全性評価の箇所、新規制基準を踏まえての試験条件が立てられており、妥当である。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「加速試験の妥当性確認等に資するため、実機プラント材料の活用を検討すべき。」、「コンクリートの安全性評価を原子力業界がすべきなのか。参考になる結果をもっと検討すべき。」、「よりスピード感をもって研究を進めるべき。」、「これまでに論文投稿・学会発表が一切ない。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-5 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 一般産業界のデータも活用しつつ研究を実施する等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 電気・計装設備については、その審査において、設計基準を超えた時点で機能が喪失すると想定されることから、重大事故環境条件下での使用が想定されるものに対象を限定し、試験研究を実施する必要がある。
- ④ 上記②及び③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

A17 火災防護対策の高度化に係わる調査・試験（H23-H27）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、原子力施設における火災防護対策の妥当性評価を目的に、火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の整備及び火災試験データの取得並びに東北電力女川原子力発電所で発生したような高圧電源盤アーク火災の延焼メカニズムの解明を行う。そのために、ケーブル火災等の火災防護に係る試験、高圧電源盤アークに係る解析、火災力学ツールの整備等を実施する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、火災力学ツールの整備並びにケーブル火災及び高エネルギー・アーク火災に係る試験データを取得した。

（3）技術的観点からの評価

「火災の進展を数値計算により再現することにより複数系統の分離がどの段階まで機能するかを知ることが可能となる。」、「使用する数値計算コードが火災用の場合、アークによる線的な加熱を評価できない可能性があるが、数値計算結果と実験結果を比較することによりある程度確認可能なものとなっている。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「アーク火災に関しては投入エネルギー一定条件が適切か確認する必要がある。また、機構論的なアークモデルについての検討も必要である」、「ケーブル火災試験に関し、ケーブルの機能喪失と被覆物軟化の関係を調べておくことが望まれる。」、「アーク発生後から火災発生までのメカニズムについての研究も行う必要がある。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-5 火災防護に係る審査のための技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 以下のとおり成果が規制に活用されており、特に評価できる。
 - ・ 成果の一部が「発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」及び「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」の策定に活用され研究成果の活用が認められる。
 - ・ 研究成果は JNES-RC レポート「福島第一原子力発電所への林野火災に関する影響評価」（JNES-RC-2012-0002）としてまとめられ、警戒区域及び計画的避難区域内での林野火災の傾向把握及び福島第一原子力

発電所への影響と対策への活用が認められる。

- ③ 研究の実施に当たって、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）や仏国放射線防護・原子力安全研究所（以下「IRSN」という。）との二国間及び OECD/NEA などの多国間による国際枠組みを積極的に活用していることは、評価できる。
- ④ アークモデルについて、投入エネルギー一定条件が適切かを確認すること、より機構論的な視点から検討を行うこと等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ⑤ 上記③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

B01 シビアアクシデント試験と国産解析コード開発（H22-H28）

（1）目的・概要

事業者が行う重大事故対策の有効性評価の妥当性を確認するためには、重大事故に係る最新の技術的知見を整備し、継続的に規制に反映していく必要がある。

本プロジェクトでは、スクラビング個別効果実験、格納容器ベント評価実験、海水注入影響評価実験及びヨウ素挙動評価実験を実施する。さらに、炉心損傷初期過程、溶融デブリ形成過程挙動、溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性について技術的知見を整備する。

加えて、国内外の最新の技術的知見等を適宜解析コードに反映し、規制の高度化に活用していくため、国産のSA解析コードを整備する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、格納容器ベント評価試験、スクラビング個別効果試験及び海水注入影響評価試験を実施するとともに、燃料デブリの形成過程に係る解析手法の妥当性を確認した。

（3）技術的観点からの評価

「国内外の既往の実験、先行解析コード、モデル化手法等に関する最新の知見を踏まえた研究計画であると判断できる。」、「福島第一原子力発電所事故以後はフィルターベント導入が検討されているが、起こり得る事故はそれが活用できる場合に限らないので、スクラビング及び格納容器ベント実験によりメカニズム把握や信頼できるデータの取得を目指す方向性は極めて適切である。」、「海水注入影響評価実験については、燃料棒表面での塩析出が確認されたことは重要な成果を得た評価できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方「先行研究の経験、他機関における福島第一原子力発電所事故以降の試験計画を調査し、残された課題の有無を最整理した上で試験計画を検討する必要がある。」、「感度解析や試験条件設定などの現実的な利用法を考えながら、そのためのコード整備計画を立てるべきである。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-1 解析手法、解析コードの整備」及び「1-3 重大事故に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。

- ② 研究の実施に当たって、NRC や IRSN との二国間及び OECD/NEA による国際枠組みを積極的に活用していることは、評価できる。
- ③ 開発コードの利用方法を考慮した開発計画とする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ④ 上記③への対応を行った上で、「AO4 軽水炉の事故時熱流動の技術的知見の整備」のうち格納容器実験を本プロジェクトに統合した上で、以下の理由より3つのプロジェクトとして再編する。
 - ・ 本プロジェクトは、国産解析コードの開発、重大事故に係る実験及び海外コードを用いた解析を主体とする研究の3テーマから構成されており、それぞれについて適切な時期に、より詳細な外部専門家からの評価を受け、研究成果の質を高めることが望ましいため。

B05 被ばく評価手法の高度化研究（H18-H30）

(1) 目的・概要

本プロジェクトでは、制御室・緊急時対策所を対象にした放射性物質及び有毒ガスによる影響の評価手法を検討し、最新の知見を踏まえた評価ガイドの継続的な見直しのため、制御室・緊対所居住性評価手法及び解析コードを整備する。

さらに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の継続的な見直しのため、重大事故時の被ばく評価手法を整備する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、重大事故時の制御室・緊対所居住性に係る被ばく評価コードを整備するとともに、重大事故時の被ばく評価手法の基本設計を行った。

(3) 技術的観点からの評価

「設計基準事故に対しては実績のある EEDCDQ コードを基本とし、重大事故に対してはより現実的な評価ができるコードの開発を開始した点は適切であると評価できる。」、「毒性化学物質については、国内の知見は少なく、米国における審査指針等の不明点を明らかにした上で独自に評価の考え方を構築し、これに基づいてコード開発を進めていることは極めて適切であると評価できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「7日間の累積実効線量 100mSv の判断基準に対して風下軸上最大濃度加算は非常に保守的であり、設計用には適するが緊急時対策や安全性向上検討には不向きと思われる。」、「有毒物質の評価については、評価手法の検討は極めて重要な成果と考えられるので、技術報告を作成することが望まれる。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-1 安全解析手法、解析コードの整備」に基づくものと認められる。
- ② 被ばく評価コードにおける設定条件の保守性について留意した上で研究を進める等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 上記②への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

C02 破損燃料輸送に係る技術調査（H24-H28）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に対応して、破損燃料等の輸送に係る文献調査、放射線分解により水素が発生した際の影響評価等に係る研究を実施し、破損燃料の輸送開始までに技術基準の適合性確認及び実施計画に係る審査に必要となる知見の蓄積を行う。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、海水成分やハロゲンが共存した場合の水の放射線分解に及ぼす影響を水素の定常濃度測定試験により評価した。

（3）技術的観点からの評価

「海外の事象事例、国際原子力機関（IAEA）の安全基準、福島第一原子力発電所の廃止措置の進捗状況等、入手可能な情報を調査しており、適切な計画である。」、「水素発生量に関する検討について、海水成分やヨウ化物イオンの存在による発生量の増加を実験的に示したことは重要な知見である。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「水素発生に係る G 値（放射線分解により発生する水素の収率）の評価方法について十分なレビューが必要である。」、「故障モード影響評価（FMEA）手法、What if 手法などを用いた簡易なリスク評価は輸送に係る小事故の防止に役立つ可能性があることから、この点における活用について検討してもよいのではないか。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「2-3 破損燃料輸送に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 故障モード影響評価（FMEA）手法、What if 手法などを用いた簡易なリスク評価での活用についての検討等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 破損燃料輸送時の水素発生について、国内における燃料輸送の状況を鑑みると、これまで取得した技術的知見にて評価は可能であると考えられるため、早急に評価手法を整備する。
- ④ 上記②及び③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

C04 加工施設のリスク評価に係る研究（H24-H28）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、事業者が安全性向上評価において実施すると想定されるリスク評価手法等の妥当性を確認するための技術的知見を整備する。具体的には、総合安全解析（Integrated Safety Analysis。以下「ISA」という。）実施手順の整備、六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備、再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討、再処理施設及び加工施設における火災影響評価手法の検討、リスク評価等の妥当性確認のため技術的知見を整備する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、MOX 燃料加工施設について地震を起因とした ISA 試解析を実施した。また、屋内での六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響について試解析を実施し評価手法を検討した。

（3）技術的観点からの評価

「六フッ化ウランの屋外での化学的影響の評価や屋内での漏えい事象評価で計算コードを用いる際の更なる検討課題や留意点が明らかにされている。優れた解析コードであっても万能ではないためこのような課題や留意点の抽出が重要である。」、「当該研究で得られた成果は事業者が参照できる形式で公開されており、研究事業目的が果たされ、国の実施する安全研究の良好事例の一例であると評価できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「評価において利用する過去の故障や事故事例に係るデータについて、収集、蓄積、分析・評価のシステム構築の努力が更に国民から見える体制でなされるべきである。」、「地震リスク評価における設備の損傷確率評価や化学毒性の扱いなど我が国での適用経験の少ない評価項目については、評価の信頼度(不確かさ)、効率性、結果の活用方法等の観点から検討を継続することが適切である。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-6 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 以下のとおり、成果が規制に活用されており、特に評価できる。
 - ・ 本プロジェクトの成果は、加工施設及び再処理施設における重大事故及びその対策の考え方について検討し、JNES-RE レポート「加工施設及び

再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」(JNES-RE-2013-0003)として取りまとめ、新規制基準策定に活用された。

- ・ 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響評価手法について検討し、JNES-RE レポート「六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響とその評価方法」(JNES-RE-2013-0021)として取りまとめ、原子力規制委員会がウラン加工事業者に対して実施する確認事項の取りまとめ及び原子力規制委員会指示に基づき加工事業者が実施した六フッ化ウランの化学的影響評価プロセスの妥当性確認に活用された。
- ③ 化学的毒性の取扱い等、適用経験の少ない評価項目については、評価の信頼度、効率性等の観点から継続して検討する等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ④ 上記③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

C05 再処理施設のリスク評価に係る研究（H24-H28）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、再処理施設及び加工施設を対象に、重大事故対策に係る基本的考え方及び要求事項の検討、放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討を実施する。

また、再処理施設を対象とした安全性向上評価における事業者のリスク評価の実施に備えて、その手法及び技術的根拠の妥当性を確認するために必要な技術的知見を整備する。具体的には、蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行拳動試験、地震を起因とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）試解析、水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備、諸外国におけるリスク評価に係る技術的知見の調査、リスク評価手法等の妥当性確認のための着眼点及び留意点を整理する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、再処理施設について地震を起因とした PRA 試解析、蒸発乾固事象に係る放射性物質移行拳動試験及び高レベル濃縮廃液等の貯槽での水素爆発事象を対象とした試解析を実施した。

（3）技術的観点からの評価

「原子力発電プラントと異なり「重大事故」に係る世界共通の定義を模索せねばならない環境において、丁寧な評価検討を行う計画となっている点と原子力発電プラント等の最新知見も踏まえた研究が実施されていることは高く評価できる。」、「地震時の多重事故のシナリオ分析手法の検討を進めたことや比較的影響が大きくなると推定されている蒸発乾固事象について実験データ取得を含めて影響評価手法の整備を進めたことは、ポイントを押さえた適切な進め方である。」、「「セシウム 137 換算」については、重要な検討課題であり、現状で可能な方法案を具体的に提示していることは重要な成果と考える。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「再処理施設ではセシウムよりもルテニウムやプルトニウムの影響が支配的であることから、「セシウム 137 換算」については引き続き検討を要する。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-6 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。

- ② 以下のとおり、成果が規制に活用されており、特に評価できる。
- ・ 研究結果を JNES-RE レポート「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」（JNES-RE-2013-0003）及び「加工施設及び再処理施設の重大事故対策に係る要求事項についての検討」（JNES-RE-2013-0004）に取りまとめ、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」等の策定に活用された。
 - ・ 研究結果であるセシウム 137 以外の核種の放出量をセシウム 137 の放出量に換算するという考え方が、加工施設及び再処理施設の事業許可・指定基準規則の解釈における重大事故対策の有効性評価の判断基準を検討する際に活用された。
- ③ 他の核種の放出量をセシウム 137 の放出量に換算するという考え方について、防護対策の考え方、土壤の除染技術の進展等を注視しつつ、必要に応じて再検討をする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ④ 上記③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

C06 商用再処理施設保守管理技術等に係る研究（H24-H28）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、商用再処理施設に特有の材料及び運転条件における機器の劣化について新たに技術的なデータを取得し、商用再処理施設の高経年化技術評価に対応できるよう技術的知見を充実する。

具体的には商用再処理施設を対象に、機器の劣化事象としてデポジット腐食、応力腐食割れ及び水素吸収脆化割れについて試験研究を行う。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、商用再処理施設を対象にデポジット腐食、応力腐食割れ及び水素吸収脆化割れに係るデータを取得している。

（3）技術的観点からの評価

「従来なされてきた研究用再処理施設の高経年化対策に関する研究を踏まえつつ、商用再処理施設での相違点に注目し、海外における同様の施設にて先行して発生した腐食トラブル情報などを参考にして、重要と考えられる課題を選定しており適切と考える。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「デポジット腐食の沸騰／非沸騰の差異、電位負荷定荷重試験における腐食電位のしきい値など、いずれの値を採用するかによって評価がかなり異なる結果が得られているので、今後は機構の解釈が必要になる。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「4-2 再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 劣化事象のメカニズム及び影響因子を明確にする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 上記②への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

C07 使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究（H17-H28）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、使用済燃料の輸送及び乾式中間貯蔵施設における貯蔵に係る規制の高度化を図る。

中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備として、使用済燃料の中間乾式貯蔵施設について、金属製の輸送貯蔵兼用キャスク及び貯蔵される燃料の健全性に係るデータ等の技術項目を整備する。

使用済燃料の輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価の分野では、中間貯蔵施設の適合性審査に使用する解析手法の整備等を実施する。

中間貯蔵設備長期健全性等試験として、将来的に建設が想定されるコンクリートキャスクによる使用済燃料の乾式中間貯蔵施設の規制のために必要な技術項目について調査検討を実施する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、PWR 使用済燃料先行貯蔵試験により貯蔵試験容器温度評価ツールの検証を行った。また、輸送物の遮蔽解析に適用できるように JAEA が開発した遮蔽解析コード PHITS の改良を実施した。

（3）技術的観点からの評価

「最新の評価コードを導入したり、必要に応じて独自の解析コードを開発する等、規制の高度化に向けた適切な手法が採られている。」、「ステンレス製キャニスタの溶接部の超音波探傷検査検出性試験について規格の不備を指摘し、また対応や課題も洗い出されており評価できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「調査は研究とは異なるものであり、研究と混同されないよう別項目として立てるべきと考える。」、「「高度化」とは玉虫色的で実態のない言葉であり、何をどう高度化するのかを具体的に研究標題に示すべき。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「4-1 放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備」及び「9-3 技術基盤の確保・維持」に基づくものと認められる。
- ② 以下のとおり、成果が規制に活用されており評価できる。
 - ・ 中間貯蔵施設の規制基準のための技術的知見の整備については、NISA 内規「使用済燃料貯蔵施設の溶接に関する技術基準を定める省令の解釈（内

規)の制定について」(平成 21.02.26 原院第 7 号)及び NISA 内規「使用済燃料貯蔵施設の溶接の方法の認可について(内規)」(平成 21.02.26 原院第 9 号)に活用されるとともに、(一社)日本機械学会「金属キャスク構造規格」の技術評価に活用された。

- ・ リサイクル燃料貯蔵株式会社に係る工事認可における技術支援に反映され、(一社)日本原子力学会「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」の技術評価にも活用された。
 - ・ 使用済燃料輸送・貯蔵に係る安全解析の妥当性評価については、リサイクル燃料貯蔵株式会社の使用済燃料貯蔵事業許可申請及び変更許可申請(平成 21～22 年)の審査等各妥当性確認や、NFT 型を始めとする各種核燃料輸送物の設計承認審査等において、申請書の妥当性評価に活用された。
- ③ 本プロジェクト中の調査項目については安全研究外とし、解析コードの開発・整備を中心としたプロジェクトとする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ④ 上記③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

D02 地震動評価技術の整備（H24-H28）

（1）目的・概要

新規制基準及び「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」では、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」に基づき基準地震動を策定することを求めている。本プロジェクトでは、基準地震動の策定や断層変位の評価結果等の妥当性を確認することを目的として、地震動評価における不確かさの評価手法の整備、サイト特性の評価手法の整備、断層変位の評価手法の整備及び震源を特定せず策定する地震動の評価手法の整備を実施する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、地震規模計算式の検討、三次元地下構造モデルの高精度化及び三次元地震波動伝播解析を実施した。

（3）技術的観点からの評価

「東北地方太平洋沖地震の発生を踏まえ、巨大地震による強震動を評価する方法を開発しており、重要な課題に取り組んでいる。」、「地震動評価のため、強震動生成域の抽出方法やスケーリング則の改良等に着目し、不確かさの評価方法について検討する方向性は適切であると判断できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「強震動の評価に関しては、地震調査推進本部においても様々な検討がなされていると思われるが、本プロジェクトとどのような関係にあるのかが不明瞭である。」、「活断層のモデル化で用いられるような経験式のもつ不確かさの部分をデータの質や適用範囲を含め、どう定量的に評価するかは課題である。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-1 基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 地震調査推進本部との関係を明確にする、解析結果の不確かさを評価できる手法を整備する等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 上記②への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

D06 外部事象に係る構造健全性関連研究（H24-H28）

（1）目的・概要

「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、プラントの安全性向上を評価することを求めており、評価方法の一つとして外部事象に係るPRAが挙げられている。本プロジェクトでは、安全性向上評価の妥当性を確認するため、地震・津波等に関するリスク評価の観点から、施設・設備のフラジリティに係る試験等を行い、評価手法の整備を実施する。

（2）進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、防潮堤の津波波力に対する試験、水密扉の浸水防止機能に係る試験及び斜面崩壊後の土砂・岩塊の転動に係る試験を実施した。

（3）技術的観点からの評価

「防潮堤の検討では、最新の知見を踏まえて水深係数（最大堤体作用波圧と最大浸水深に相当する静水圧との比）に着目し、模型実験を用いて適用範囲の検討を行っている。」、「水密扉の影響検討及び地震時の斜面不安定度の評価においては、それに適した実験装置や条件、計測手法を用いており、また、解析手法も適切であると判断できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「防潮堤の大規模水理試験における波圧の実験結果について、結果解析と比較した際に過小評価になる場合が含まれ、取扱いについて詳細な考察が必要である。」、「新潟県中越沖地震時の妙見での大規模崩壊のように地質構造に起因する大規模崩壊の懸念も考えられることから、低頻度でも甚大な被害が生じる場合の検討も今後必要になる。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-3 地震・津波等に対する構造健全性評価に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。
- ② 以下のとおり、成果が規制に活用されており、特に評価できる。
 - ・ 防潮堤の津波に対する構造健全性を評価するに当たっての津波の波圧特性に関するNRA技術報告「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について」（NTEC-2014-4001）を公表し、審査に活用された。
- ③ 防潮堤の試験及び解析について結果の差異の原因を明らかにする等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。

④ 上記③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。

D07 地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備（H24-H28）

(1) 目的・概要

事業者が実施する安全性向上評価の妥当性を確認するため、本プロジェクトでは、重大事故等対処設備を含む最新の地震・津波 PRA モデルと評価コードを整備する。また、設備の同時損傷の影響評価手法、設備の経年影響事象の影響評価手法、マルチハザード評価手法及びマルチユニット評価手法を考慮した PRA 手法を整備する。

地震・津波以外の外部事象 PRA 手法の整備において、シングルユニットを対象に、竜巻等の外部事象に対するリスク評価の必要性の調査及びリスク評価手法の整備を進める。さらに、地震・津波に関する原子力リスクのコミュニケーション手法の高度化及び原子力防災関連評価技術（災害対策支援ツール）を整備する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは計画どおり、地震・津波に係る PRA 評価手法の高度化を実施した。また、竜巻及び強風による PRA モデルの試作及び試解析を実施した。

(3) 技術的観点からの評価

「全ての蒸気発生器に同時に発生する伝熱管破損事故等の本研究で取り上げている課題は、前例がほとんどなく世界をリードするものと評価できる。」、「解析実施手法は、全体として適切と評価できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「複数欠陥の応力拡大係数の相互作用について、事故時の過大荷重では大規模塑性に至り、弾性解析による予測とは異なる特性を示す可能性に留意が必要である。」、「福島第一原子力発電所 1 号機の水素爆発によって隣接ユニットの電源仮設作業が阻害された例等の事象進展に伴う人間の行動を含む動的な相関、地震起因火災・溢水の考慮、余震のリスク寄与の考慮等が今後の課題である。」、「レベル 3PRA の技術や知見を地震起因事象に対する深層防護の第 4 層及び第 5 層の備えの有効性や改善可能性の検討に活用することが望ましい。」等の今後対応又は検討を必要とする評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-6 共通原因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備」に基づくものと認められる。

- ② 地震起因の火災、溢水等の現在までに考慮していない事象についても今後検討する等、技術的観点からの評価に対応する必要がある。
- ③ 経年に伴うフラジリティの検討については、その成果の反映先を明確にする必要がある。
- ④ 上記②及び③への対応を行った上で、本プロジェクトは継続する。
- ⑤ 技術的観点からの評価で指摘のあった、事象の進展に伴う人間の行動を含む動的な相関の考慮については、「A18 人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映」において対応を検討する。

安全研究に係る平成 26 年度事後評価結果

平成 27 年 7 月

原子力規制庁

A13 原子炉水質管理技術高度化対策事業（H24-H26）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）及び沸騰水型軽水炉（以下「BWR」という。）を対象に、高経年化に係る劣化事象のうち応力腐食割れの防止対策の一つとして、水の放射線分解による水質変化の定量的把握とそれに伴う腐食電位の変化を評価する手法を構築する。

（2）達成状況

本プロジェクトは、放射線場での腐食環境を評価する「電気化学的腐食電位解析コード」の作成を完了し、計画どおり終了した。

（3）技術的観点からの評価

「実験データや解析方法、解析結果には関連する分野において貴重なデータも含まれていると考えられるので、今後の公開も含めて有効活用を期待する。」と肯定的な評価コメントがあった。

一方、「解析モデルについては、一次元ネットワークモデルの構築であるため、コード及び実験データの不確かさや誤差評価を行い、外部から見える形で整備しておく必要がある。」、「データのばらつきが大きく、メカニズムの検討を深めるべきである。」等の留意すべき評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「原子力規制委員会における安全研究について」（平成25年9月25日原子力規制委員会。以下「安全研究について」という。）の「1-6 原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備」に基づいたものだったと認められる。
- ② 現時点での規制への成果の活用は認められないため、適宜活用を図る。
- ③ 解析モデルの不確かさを明確にする等、技術的観点からの評価に今後対応が必要か検討するとともに、学会等において成果を公開する必要がある。

A16 海水腐食評価事業（H24-H26）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、原子力発電所で海水にさらされた機器及び設備の材料（具体的には、炭素鋼、ステンレス合金及びアルミニウム合金）において懸念される腐食事象の発生や進展に係る知見を取得するとともに、アルミニウム合金の腐食評価手法を整備して、特定原子力施設等の検査等の規制への技術的支援を行うことを目的としている。そのために、炭素鋼配管の流水環境での腐食評価試験及びステンレス合金の局部腐食の発生や進展に係る試験等を実施する。

（2）達成状況

本プロジェクトは、原子力発電所で海水にさらされた機器及び設備の材料において懸念される腐食事象の発生や進展に係る知見を取得するとともに、腐食評価手法を整備し、計画どおり終了した。

（3）技術的観点からの評価

「過去の知見がよく調査されており、今回の知見と合わせて総合的な腐食挙動評価がなされている。」、「東京電力福島第一原子力発電所の事故収束には、不可欠な研究課題である。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「炭素鋼の腐食試験における平均腐食進展量観察値と予測式に関して、流水試験の観察値にばらつきが大きいいため、適用法を考える必要がある。」等の留意すべき評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「9-3 技術基盤の確保・維持」に基づいたものだったと認められる。
- ② 現時点での成果の規制への活用は認められないため、適宜活用を図る。
- ③ 炭素鋼の腐食進展モデルについて適用法を検討する等、技術的観点からの評価に今後対応が必要か検討するとともに、学会等において成果を公開する必要がある。

B02 アクシデントマネジメントの知識ベース整備（H15-H26）

（1）目的・概要

本プロジェクトでは、原子炉施設において想定されるシビアアクシデント（以下「SA」という。）現象、SA の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階に対応する対策について、現象に関する知見の集積と評価手法の整備を主目的とし、SA 現象及び対策の有効性に係る国際協力実験を通じ実験的知見を取得する。また、これらを基に重大事故対策の妥当性評価に必要な解析モデルの整備と知見の集積を行う。

（2）達成状況

本プロジェクトは、格納容器内重要現象解析手法、放射性物質の挙動解析手法及び MELCOR コードの高度化整備を完了し、計画どおり終了した。

（3）技術的観点からの評価

「水素リスク評価について、最新の多数の実験データを用いて多面的な検討を行い、さらに格納容器内エアロゾル挙動への影響について知見を得ている点は適切である。」、「溶融デブリの挙動について、現実的な物質を用いた試験により現象の理解が進んだことは評価できる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「現象自体と入力データの不確かさが大きいなかで、多次元多成分の詳細解析が全体の精度向上に寄与するのか確認が必要である。」等の今後留意すべき評価コメントがあった。

（4）政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-1 解析手法、解析コードの整備」及び「1-3 重大事故に係る技術的知見の整備」に基づいたものだったと認められる。
- ② 以下のとおり、成果が規制に活用されており評価できる。
 - ・ PWR プラントの格納容器破損モードを対象に事象進展解析等の結果を取りまとめた NRA 技術報告「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析（PWR）」を公表し、審査に活用された。
- ③ 研究の実施に当たって、米国原子力規制委員会（NRC）との二国間及び経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）などの多国間による国際枠組みを積極的に活用していることは、評価できる。
- ④ 「B01 シビアアクシデント試験と国産解析コード開発」において、評価対象となる現象及びその解析に係る入力データの不確かさを考慮し検討

する等、技術的観点からの評価に今後対応が必要か検討するとともに、学会等において成果を公開する必要がある。

B04 シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究 (H17-H26)

(1) 目的・概要

本プロジェクトでは、SA 時の環境への放射性物質の放出量を評価するため、現実的な格納容器ソースタームの解析モデルを整備する。また、SA が収束した後の期間（SA 晩期）のリスク低減に重要な過剰水素処理、ガス状ヨウ素放出等に関する試験データを取得する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは、格納容器ソースタームの解析モデルの整備、ガス状ヨウ素再放出試験及び過剰水素処理試験を完了し、計画どおり終了した。

(3) 技術的観点からの評価

「水素実験について、規制機関が実用的な処理策を具体的に検討したことは、レビュー能力の向上という意味でも大いに意義があったと考える。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「ソースターム評価に関する国内外の最新知見が集約・整理されるとともに、その知見に基づいて解析評価コードが整備されている。これらの成果が今後の試験研究及び国産解析コード開発に着実に反映・活用されることが期待される。」等の今後留意すべき評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「1-1 解析手法、解析コードの整備」及び「1-3 重大事故に係る技術的知見の整備」に基づいたものだったと認められる。
- ② 現時点での成果の規制への活用は認められないことから、適宜活用できるよう対応する必要がある。
- ③ 「B01 シビアアクシデント試験と国産解析コード開発」において、得られた成果を今後の試験研究及び国産解析コード開発に着実に反映・活用させる等、技術的観点からの評価に今後対応が必要か検討するとともに、成果を学会等で公表する必要がある。

D05 福島第一事故を踏まえた震源極近傍の地震動評価の高度化（H25-H26）

(1) 目的・概要

新規制基準では、内陸地殻内地震における震源が敷地に極めて近い場合の地震動評価に当たって、地表に変位を伴う断層全体を考慮するとともに震源極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえること等が規定されている。

本プロジェクトでは、震源極近傍の地震動及び長大な内陸地殻内地震の地震動の評価手法に関して、動力学的知見を取得する。

(2) 進捗状況

本プロジェクトは、震源極近傍の地震動評価手法及び内陸地殻内地震の地震動評価手法の整備を完了し、計画どおり終了した。

(3) 技術的観点からの評価

「長大な内陸地殻内地震の地震動評価結果と距離減衰式との比較により妥当性を確認しており、その後の考察の妥当性も確認できる。」、「喫緊の課題に対して、順序立てて計画的に検討しており、その成果も明確であると考えられる。」等の肯定的な評価コメントがあった。

一方、「経験式や推定されたパラメータ等に対し、ばらつきや適用範囲を明らかにすることが、最終的な地震動の確度の高い評価につながる。」等の今後留意すべき評価コメントがあった。

(4) 政策的観点からの評価

- ① 本プロジェクトは、「安全研究について」の「3-1 基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備」に基づいたものだったと認められる。
- ② 現時点での成果の規制への活用は認められないことから、適宜活用できるよう対応する必要がある。
- ③ 「D02 地震動評価技術の整備」において、震源極近傍の地震動評価手法の不確かさ及び適用範囲を明確にする等、技術的観点からの評価に対応するとともに、成果を学会等で公表する必要がある。