

# 安全研究に係る中間評価結果

令和元年 6 月 1 2 日  
原子力規制委員会

## 1. 中間評価の進め方

### 1.1 評価の対象

長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトのうち、中間評価の対象となるプロジェクトは表 1 に示す 3 件である。

表 1 中間評価対象プロジェクト

	プロジェクト名	実施期間
1	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	H26 - R3 (2014 - 2021)
2	重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究	H29 - R3 (2017 - 2021)
3	規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究	H29 - R3 (2017 - 2021)

### 1.2 評価方法

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成 28 年 7 月 6 日原子力規制委員会決定。以下「基本方針」という。）、「今後の研究評価の進め方について」（平成 30 年 11 月 21 日 原子力規制委員会報告）等に基づき実施した。評価に当たり、技術評価検討会の委員及び専門技術者（参考 1）の意見を聴取した。

## 2. 中間評価結果

中間評価の対象となる 3 件の安全研究プロジェクトは、いずれも計画どおりに行うことが適切であると評価された。

「規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」では、外部事象に係る PRA 手法の整備について、地震・津波研究部門との連携強化の必要性が確認されたが、研究の実施状況についてはおおむね適切に管理されていることなどを確認した。残りの 2 件の安全研究プロジェクトについては、適切に管理され、研究が行われていることを確認した。

当初計画の適切性及び研究の実施状況に対する評価結果の概要は表 2 のとおりである。各プロジェクトの中間評価結果は、別紙 1-1～1-3 のとおり。

表 2 中間評価結果

評価項目		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	重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究	規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究	
当初計画の適切性		計画どおりに行うことが適切である	計画どおりに行うことが適切である	計画どおりに行うことが適切である	
研究の実施状況	項目別評価	①研究の進め方に対する技術的適切性	A(3)	A(3)	A(3)
		②研究マネジメントの適切性	A(3)	A(3)	B(2)
		③業務管理の適切性	A(3)	A(3)	A(3)
	総合評価	項目別評価結果の総合点	9	9	8
		項目別評価結果の平均点	3.0	3.0	2.7
		評価結果(全体評語)	A	A	B

※ 項目別評価に示す括弧内の数字は、SABCによる項目別評価結果を数字に換算（Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点）したものを示す。

※ 総合評価の評価結果は、項目別評価結果の平均点が3.3点以上をS、3.0点以上～3.3点未満をA、2.0点以上～3.0点未満をB、2.0点未満をCとする。

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（H26～R3（2014～2021））中間評価結果

## 1. 研究プロジェクトの目的

- 東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリは現在未臨界状態で安定しており、今後の取り出し作業においても、臨界状態となる可能性は低いと推定される。しかしながら、通常想定し得る範囲を超えた条件までを考慮すると、臨界となる可能性を完全には排除し切れない。本安全研究プロジェクトは、燃料デブリ取り出しに係る様々な局面で事業者が行う臨界管理に関して、安全性を確認するために活用できる基礎データを解析及び実験により取得することを目的とする。

## 2. 研究概要

- 様々な性状を持つ燃料デブリに対する臨界制限量の評価に必要な基礎データを、臨界評価解析コードを用いて取得する。また、臨界実験装置 STACY を用いた燃料デブリ模擬臨界実験を実施し、臨界評価解析コードの妥当性を確認する。（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究）
- 燃料デブリの性状分布を予測するための炉心損傷・溶融進展解析コードの開発を行う。
- 臨界超過時の放射性物質の生成や移行、放射線放出挙動を評価するコードの開発、当該評価コードの検証を行う。（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究）

## 3. 現状の研究成果

- 燃料デブリ性状のパラメータ（燃料デブリの組成（燃焼度を含む。）、ウラン含有率、水分含有率、不均一性、形状等）について網羅的な臨界計算を行い、その結果をデータベース化した。
- 臨界実験装置 STACY を改造し、デブリ模擬体を用いた反応度測定や、燃料デブリを構成する材料（鉄・コンクリート等）の棒を多数用いた臨界実験を実施するために、減速不足から減速過剰まで様々な中性子スペクトル条件の実験炉心構成が可能となるよう実験炉心の設計を行った。これと並行して、デブリ模擬体調整・分析設備、水位計等、周辺設備の設計・製作・据付・試験を実施した。
- BWR 用 3 次元炉心損傷・溶融進展解析コードを改良し、より現実的な炉心損傷・溶融進展解析に基づく燃料デブリの性状分布の予測が可能となるよう詳細幾何形状モデルを新たに開発するとともに、その適用性について検証を実施した。
- 温度変化が臨界特性に与える影響（反応度フィードバック）をより精緻に評価できるように動特性解析コードを改良し、濃縮ウラン溶液で発生した最大規模の臨界事故について検証計算を行った。

#### 4. プラント安全技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 燃料デブリ臨界性を評価するために選定したパラメータ（可燃性毒物、燃料燃焼度、コンクリート体積割合、減速材対燃料体積比）は適切と考えられるとの評価を受けた。
- 民間でも同様な検討が進められているため、今後さらに民間と情報共有できるよう、公開できるものは積極的に公開していただきたいとの意見があった。得られた成果に関する情報公開を報告書や学術論文を通じて積極的に行っていく。
- 臨界リスク基礎データベースの形で結果を整理するよりも、数値的な組合せ、形状、物質等の組合せのバリエーションごとに計算し、結果を視覚的に表示した方がよいのではないかととの意見があったことから、表示方法の改善を検討する。

#### 5. 中間評価結果

##### (1) 当初計画の適切性（研究の必要性）： 計画どおりに行うことが適切である

- 燃料デブリの取り出し計画及び臨界管理の必要性に関する情勢に変化はない。
- 今後、東京電力ホールディングス株式会社において実施予定の燃料デブリの取出し作業時に予測される中性子環境や高 $\gamma$ 線環境での線源の振る舞いの予見性向上や作業時における安全規制に必要な知見の高度化に資する研究であると考えられる。実施計画審査においては、一定量を超える燃料デブリ取出し時など、燃料デブリの組成に応じた臨界可能性や保管時の未臨界確保に必要な条件の明確化、環境への影響評価をする必要があり、本安全研究において得られる成果は、安全性の審査においても重要な知見となり得ると考える。なお、実験施設を用いた実験的知見も重要であるが、一定の保守性を踏まえた上で、解析的に事象を理解・予測することも重要であるため、解析コードの開発等にも先行して取り組んでいることは評価できる。

##### (2) 項目別評価

###### ① 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 燃料デブリの臨界条件に関するデータを得るために適切な評価手法の選択及びパラメータの設定を行い、また適した施設及び人材を活用し内外の既存情報を踏まえるなど、技術的適切性をもって研究が進められている。

###### ② 研究マネジメントの適切性： A

- 委託先を含め適切な研究体制を作り、研究の進捗に応じ研究スケジュールを随時見直すなど、目標達成に向けて研究を柔軟に進捗させていることから、研究マネジメントが適切に行われていると判断した。

###### ③ 事業管理の適切性： A

- 予算執行、進捗管理及び検収を含めた契約業務を、法令等を遵守し行っており、適切に事業管理が行われていると判断した。

### (3) 総合評価

- 評価結果： A
- 評価コメント：

委託先を含め適切な研究体制の下、燃料デブリに対する臨界制限量評価のための基礎データ取得などの研究を進捗させている。研究マネジメント及び事業管理も適切に行われており、情勢にも変化がないことから、計画どおりに行うことが適切である。

### 6. 評価結果の今後の活用

- 技術評価検討会で頂いた意見や外部の情勢や情報を十分に考慮しつつ、目標の達成に努める。

### 重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究 (H29～R3 (2017～2021))

#### 中間評価結果

#### 1. 研究プロジェクトの目的

- 重大事故時の格納容器の構造不連続部の局部破損及び電気ペネトレーション・機械接合部等からの漏えいに対する終局的耐力評価手法の整備及び限界条件の把握を行うことを目的とする。

#### 2. 研究概要

- 格納容器用鋼板の切欠付試験片の引張試験等を実施し、格納容器の機能喪失を招く格納容器本体部の局部破損に係る基礎データを取得する。
- 格納容器の構造不連続部を想定した要素試験体の破損試験を実施し、評価手法の妥当性を確認する。
- 大ひずみ域の格納容器本体の構造挙動の再現性を評価するために、過去に実施された大型試験体の弾塑性構造解析を実施する。また局部挙動を分析するために損傷力学解析コードを整備する。
- 電気ペネトレーションの漏えい限界試験を実施する。
- 事故シナリオの検討を含めて格納容器内の局所温度負荷の評価手法を整備し、重大事故時の局所的な過温現象を評価する。

#### 3. 現状の研究成果

- 材料の大ひずみ域の応力・ひずみ特性、破損ひずみ等を取得するために、切欠試験片を用いた試験方法の有効性を確認した。
- 局部破損は内部破壊が先行すると考えていたが、試験により、表面から進行する破損形態があることが分かった。局部破損の破損クライテリアは、両方の破損形態を扱えるものを整備する必要があることが分かった。
- 切欠付平板試験片の試験により、応力三軸度が高い場合には、延性亀裂がぜい性亀裂に遷移する場合があることが分かった。
- 損傷力学解析コードを試作し、局部破損に伴うボイド形成を扱う応力制御型のガルソンモデルの有効性を示唆する解析結果を得た（査読付論文として公開）。
- 局所温度負荷に対して、BWR-5型を対象に試解析を実施し、熱流動解析における課題等の知見を得た。

#### 4. 材料技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 「原子力安全に直接つながる重要な安全研究であり順調に進んでいる。」「丸棒、平板、構造物試験と段階を踏んだ試験計画は適切である。」との評価を受けた。
- 局部破損の試験・解析では最新の手法・モデルを取り入れるべきとの意見があり、塑性加工分野等の最新知見も考慮して研究を進める。

- せん断、脆性破壊等について従来研究と一致しない知見や用語使いがあるため、詳細な分析と正確な表現が望まれるとの意見があり、学会発表、論文投稿等を通じて外部識者との議論の機会を得てデータの妥当性確認や適正な用語使いを行う。
- ライナの解析では、コンクリートとライナアンカ・プレートとの相互作用(付着特性)のモデル化方法およびその影響程度は注意すべきとの意見があり、この点について慎重にモデル化を実施する。

## 5. 中間評価結果

### (1) 当初計画の適切性 (研究の必要性): 計画どおりに行うことが適切である

- 海外の規制機関や国内の学会等において、格納容器の重大事故時の終局的耐力評価のための指針や標準が整備されつつある。これらの指針・標準では、弾性構造解析に基づく建設時の設計解析法とは異なり、非線形構造解析により大ひずみ域の構造挙動を予測するとともに、局部的な破損モードを考慮した評価手法が導入されている。こういった内外の動向を考慮すれば、重大事故時の格納容器の健全性評価に関する知見を充実させる必要性が引き続きあることから、計画どおりに行うことが適切である。
- 審査等の規制で直ちに参照する見込みはないが、原子炉格納容器の耐力評価に係る技術的知見の蓄積につながるものとする。

### (2) 項目別評価

#### ① 研究の進め方に対する技術的適切性: A

- 重大事故時の格納容器健全性に関し、様々な観点から課題を抽出し、材料、構造、熱等の観点で最適と判断した試験手法を用いて研究を進めている。以上のことから、技術的な適切性をもって研究が進められていると判断する。

#### ② 研究マネジメントの適切性: A

- 3研究部門(システム安全研究部門、シビアアクシデント研究部門及び地震・津波研究部門)が協力する実施体制を作っており取り組んでいる。また、それまでに得られた試験結果を考慮して、試験内容の適正化を随時行っている。さらに、得た成果を随時発表しており、研究マネジメントが適切になされていると判断した。

#### ③ 事業管理の適切性: A

- 予算執行、進捗管理や検収を含めた契約業務を、法令等を遵守し行っており、適切に事業管理が行われたと判断した。

### (3) 総合評価

- 評価結果: A
- 評価コメント:

3 研究部門が協力するプロジェクトとして適切にマネジメントがなされ、既に研究論文を発表し成果の公表にも努めている。研究の進め方に対する技術的適切性も確認できたことから、当初の計画どおりに研究を進めることが適切である。

6. 評価結果の今後の活用

- 技術評価検討会で頂いた意見等を参考に、計画どおりに研究を進め、目標の達成に努める。



### 規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究 (H29～R3 (2017～2021))

#### 中間評価結果

#### 1. 研究プロジェクトの目的

- 新たな監視・評価制度（以下「新検査制度」という。）において、保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するための技術基盤及び最新知見を踏まえたリスク評価技術を整備することを目的とする。

#### 2. 研究概要

- 保安活動の監視・評価にリスク情報を活用するために、重要度決定プロセス（以下「SDP」という。）評価手法の整備、簡易リスク評価ツールの開発を行う。また、最新知見を踏まえた内部事象（内部火災、内部溢水）及び外部事象（地震、津波、多数基立地の地震など）に対する PRA 評価手法を整備する。（PRA 評価手法のうちダイナミック PRA については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究）

#### 3. 現状の研究成果

- 新検査制度におけるリスク情報の活用のため、火災時 SDP 評価手法、検査官が SDP 評価を行う際に使用する簡易リスク評価ツールの構築等を進めた。
- 最新知見を踏まえたリスク評価手法の整備に向けて、ダイナミック PRA（解析ツール設計）、新たな人間信頼性解析手法（調査及び検討）を進めるとともに、内部火災 PRA（火災実験解析）、内部溢水 PRA（熱流動解析）、地震 PRA（蒸気発生器伝熱管破損事象の評価手法検討）及び津波 PRA（解析ツール開発）の評価手法等の検討を進めた。

#### 4. シビアアクシデント技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 国内外の既往の研究、評価手法等に関する最新の知見をレビューした結果が踏まえられており、最新技術を取り込んだ評価手法の整備が検討されているとの意見があった。引き続き、国内外の動向を注視しつつ、国際協力を積極的に活用した研究開発を進めていく。
- 火山、竜巻等の PRA 手法の整備は、喫緊の課題として研究を進めることが必要ではないかとの意見があった。火山、竜巻等の外的事象に対する PRA の研究は、令和 2 年度（2020 年度）以降に実施していく。

#### 5. 中間評価結果

##### (1) 当初計画の適切性（研究の必要性）： 計画どおりに行うことが適切である

- リスク情報を活用した新検査制度が令和 2 年（2020 年）4 月に本格運用される。新検査制度で活用される PRA 評価技術は、順次整備していくことが必要であるこ

とから、当初計画どおり継続的に研究していく必要がある。

- 外部事象に係る PRA 評価手法の整備（地震 PRA 炉心損傷直結事象に関する手法開発等）にあたり、地震・津波研究部門と連携を強化した上で、継続して研究していく必要がある。
- 新検査制度へのリスク情報の活用に関して、①簡易リスク評価ツールについては PRA コードによる評価との比較、制約及び精度等を整理した上で整備し、②事業者の PRA モデルの適切性確認については検査の分野で使用するための判断基準等を明確化し、また、③溢水、火災時の評価手法については米国の手法との比較検討を踏まえて適用性を確認し、各々現計画を進めていく必要がある。

## （2）項目別評価

### ① 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 国内外の動向を踏まえ PRA の最新知見を反映したダイナミック PRA 手法、人間信頼性解析ツール等の検討が進められているとともに、リスク情報を活用した新検査制度の実運用に向けた安全研究が進めていることから、技術的適切性を踏まえて研究が進められている。

### ② 研究マネジメントの適切性： B

- 令和 2 年（2020 年）4 月の新検査制度の本格運用開始に向けて、研究計画を立案し、研究体制を確保しつつ研究を推進している。また、新検査制度に向けて必要となる研究を優先的に行ったため強風等の外部事象 PRA の整備に係る研究計画を遅らせているが、おおむね適切に研究マネジメントされている。
- 外部事象に係る PRA 手法の整備では、炉心損傷直結事象に関する評価手法の整備において地震・津波研究部門との連携に不十分なところがあった。

### ③ 事業管理の適切性： A

- 予算執行、進捗管理や検収を含めた契約業務を、法令等を遵守し行っており、適切に事業管理が行われたと判断した。

## （3）総合評価

- 評価結果： B
- 評価コメント：

国内外の動向を踏まえ PRA の最新知見を取り入れて研究を進めるとともに、新検査制度の実運用に受けて適切に管理され、研究が行われている。外部事象に係る PRA 手法の整備では、他部門との連携を強化して実施する必要がある。

## 6. 評価結果の今後の活用

- PRA の精度向上に向けた取組に向けて、関係部門と連携しつつ、着実に研究を進め、目標の達成に努める。特に、炉心損傷直結事象に関する評価手法の整備では、地震・津波研究部門と定期的に研究の進め方について調整していく。

## プラント安全技術評価検討会 名簿

(五十音順)

### 委員

- |       |                              |
|-------|------------------------------|
| 北田 孝典 | 大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授   |
| 五福 明夫 | 岡山大学大学院ヘルスシステム統合科学研究科教授      |
| 山路 哲史 | 早稲田大学理工学術院先進理工学研究科共同原子力専攻准教授 |

### 専門技術者

- |       |   |
|-------|---|
| 新井 健司 | 東芝エネルギーシステムズ株式会社磯子エンジニアリングセンター原子力安全システム設計部担当部長    |
| 梅澤 成光 | MHI NSエンジニアリング株式会社技師長                             |
| 溝上 伸也 | 東京電力ホールディングス株式会社福島第一廃炉推進カンパニープロジェクト計画部安全・解析グループ課長 |

# 材料技術評価検討会 名簿

(五十音順)

## 委員

- |       |                             |
|-------|-----------------------------|
| 笠原 直人 | 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻教授      |
| 兼松 学  | 東京理科大学理工学部建築学科教授            |
| 松本 聡  | 芝浦工業大学大学院理工学研究科電気電子情報工学専攻教授 |
| 望月 正人 | 大阪大学大学院工学研究科マテリアル生産科学専攻教授   |

## 専門技術者

- |       |                           |
|-------|---------------------------|
| 新井 拓  | 一般財団法人電力中央研究所材料科学研究所副研究参事 |
| 岡本 達希 | 関東学院大学工学総合研究所研究員          |

# シビアアクシデント技術評価検討会 名簿

(五十音順)

## 委員

- |       |                             |
|-------|-----------------------------|
| 糸井 達哉 | 東京大学大学院工学系研究科建築学専攻准教授       |
| 牟田 仁  | 東京都市大学大学院総合理工学研究科共同原子力専攻准教授 |
| 守田 幸路 | 九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門教授   |

## 専門技術者

- |       |  |
|-------|--|
| 倉本 孝弘 | 株式会社原子力エンジニアリング解析サービス本部リスク評価グループ担当部長                     |
| 高橋 浩道 | 三菱重工業株式会社原子力事業部炉心・安全技術部主幹プロジェクト統括                        |
| 田原 美香 | 東芝エネルギーシステムズ株式会社磯子エンジニアリングセンター原子力安全システム設計部安全システム技術第二担当主幹 |
| 宮田 浩一 | 原子力エネルギー協議会部長  |