

# 安全研究に係る事前評価結果

令和7年12月24日  
原子力規制委員会

## 1. 評価の対象

令和8年度から原子力規制庁長官官房技術基盤グループで実施する予定であり、事前評価の対象となるプロジェクトは、以下に示す2件である。

事前評価対象プロジェクト

No.	プロジェクト名	実施期間（年度）
1	デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究	R8 - R11 (2026 - 2029)
2	再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究	R8 - R12 (2026 - 2030)

## 2. 事前評価結果

上記の安全研究プロジェクトについて、原子力規制庁が実施した事前評価結果（別添1及び別添2）は妥当である。

## 安全研究プロジェクトに係る事前評価結果（全体概要）

令和 7 年 1 2 月 2 4 日  
原 子 力 規 制 庁

### 1. 評価対象プロジェクト

今回の事前評価の対象は、令和 8 年度に研究を開始する以下の安全研究プロジェクト 2 件である（参考 3）。

- ① デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究
- ② 再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究

### 2. 評価の方法

事前評価は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針（原規技発第 1607064 号（平成 28 年 7 月 6 日原子力規制委員会決定）」（参考 1）及び「安全研究プロジェクトの評価実施要領（原規技発第 1904162 号（平成 31 年 4 月 16 日原子力規制庁長官制定）」（参考 2）に基づき、安全研究プロジェクトに関する成果目標及び実施計画に関する適切性、研究の進め方に関する技術的適切性並びに知見の活用先の設定に関する適切性を評価した。

なお、研究の進め方に関する技術的適切性の評価に当たっては、客観性を加味する観点から、技術評価検討会を開催し、外部専門家の評価意見及び産業界等の専門的な技術的知見を有する者（専門技術者）の意見を聴取して参考とした（外部専門家及び専門技術者の名簿を参考 4 に示す）。

### 3. 評価結果

安全研究プロジェクトごとの評価結果を別添 2 に示す。各安全研究プロジェクトについて、成果目標、実施計画及び技術的観点からの研究の進め方について適切であると評価できる。そのため、外部専門家等から受けた意見を研究計画に反映した上で、令和 8 年度から各安全研究プロジェクトを開始することとする。

各安全研究プロジェクトに関する評価の概要は、以下のとおりである。

#### 3. 1 デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究（R8-R11）

（1）「成果目標及び実施計画（成果の公表計画を含む。）に関する適切性」について

成果目標及び実施計画が目的及び成果の活用先と整合しており、成果の公表も含めて明確に設定され実現可能性が高い計画となっていることから、適切と判断する。

（2）「研究の進め方に関する技術的適切性」について

技術評価検討会において、国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえており、実施内容及び手法並びに結果の評価手法については適切であり、重大な見落としがないとの

評価を受けていることから、適切と判断する。

また、技術評価検討会での意見を踏まえ、研究対象とするデジタル技術の範囲や想定する実験・解析条件の根拠、評価指標等を研究の各段階で明確にし、他の産業分野や海外の最新動向を多面的に参考にしながら研究を進めていくこととする。

(3)「知見の活用先の設定に関する適切性」について

本研究に関係する二つの課等の長から適切であるとの評価を受けた。

### **3. 2 再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究 (R8-R12)**

(1)「成果目標及び実施計画（成果の公表計画を含む。）に関する適切性」について

成果目標及び実施計画が目的及び成果の活用先と整合しており、成果の公表も含めて明確に設定され実現可能性が高い計画となっていることから、適切と判断する。

(2)「研究の進め方に関する技術的適切性」について

技術評価検討会において、国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえており、実施内容及び手法並びに結果の評価手法については適切であり、重大な見落としがないとの評価を受けていることから、適切と判断する。

また、技術評価検討会での意見を踏まえ、再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究では、同施設の PRA（確率論的リスク評価）が十分に成熟するまで、既存手法である構造重要度評価をベースとした簡易的なリスク評価手法について研究を進めることとし、その際、この手法から得られるリスク情報（設備や機器の重要度など）を、PRA による評価結果の分析にも活用できるように研究を進めていく。再処理施設における冷却機能喪失による蒸発乾固事象に関する研究では、得られた結果を実機解析コードの整備に活用できるよう、実機条件を念頭に試験条件等を設定して研究を進めていくこととする。

(3)「知見の活用先の設定に関する適切性」について

本研究に関係する二つの課等の長から適切であるとの評価を受けた。

## 安全研究プロジェクトに係る事前評価結果（プロジェクトごとの評価）

令和 7 年 1 2 月 2 4 日

原 子 力 規 制 庁

### デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究（R8～R11）

#### 1. プロジェクトの目的

原子力発電所を建て替える際に最新の計装制御装置を全面的に導入する場合に加え、既設の原子力発電所の計装制御装置の更新時にも、それらを構成する機器には最新のデジタル技術が適用されつつあり、今後もこの流れは加速することが想定される。こうした状況に対応するために、計装制御装置の更新等で導入が想定されるデジタル技術の信頼性評価に関する知見、計装制御装置の電磁両立性に関する知見及び安全保護系へのデジタル技術適用状況に関する知見を蓄積することを目的とする。

#### 2. 研究概要

原子力計装制御に適用されるデジタル技術の信頼性評価については、原子力計装制御に用いられ得るデジタル技術のうち、海外において既に適用済み又は適用が検討されている技術を中心に調査を行うとともに、その信頼性評価手段について留意すべき内容を抽出する。

計装制御装置の電磁両立性については、達成すべき性能の水準の考え方を整理する。その際に、実際に装置に生じる影響評価を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて実施する。

安全保護系及び多様化設備へのデジタル技術適用については、諸外国のデジタル安全保護系の想定故障及び多様化設備にデジタル技術を適用している事例を調査する。また、計装制御システムを構成する要素のモデル化を通じてデジタル技術適用における留意点を整理する。

#### 3. 事前評価結果

##### （1）評価項目ごとの評価

##### ① 成果目標及び実施計画（成果の公表計画を含む。）に関する適切性：適

- 研究計画案は、原子力計装制御分野の国内外の動向を踏まえて策定されており、目的や知見の活用先と整合している。また、論文等の公表計画、プロジェクト終了後の成果の取りまとめの方針も適切に設定されている。

##### ② 研究の進め方に関する技術的適切性：適

- 国内外の過去の研究及び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、並びに重大な見落

とし（観点の欠落）がないかの各観点について、技術評価検討会においても適切とする評価を受けていることから、技術的適切性を有していると判断する。

（技術評価検討会における主な意見及びその対応）

- 本プロジェクトは国内外の最新動向を踏まえて計画されており、課題設定や研究の進め方は適切に設定されていると評価された。
- 今後の原子力発電所での安全保護系に適用される技術やデバイスを想定した上で、研究対象とするデジタル機器の範囲や想定する外乱の種類、実験や解析を行う際の根拠、評価指標を研究の各段階で明確化した方が良いとの意見があり、それに対応して対象とする機器の範囲、想定する外乱の種類、実験や解析の根拠、評価指標等を研究の各段階で明確にしながら研究を進めていくこととした。
- 電磁両立性に関して、デバイスの物理的な構造を加味した評価が必要となってくると思われるとの意見があり、それに対応して、デバイスの技術進歩に伴う物理的な構造変化が故障モードにどう関係してくるかも踏まえて研究を進めていくこととした。
- 原子力発電所に限らず、高い信頼性を要求される他の産業分野や海外事例も多面的に参考にするとよいとの意見があり、他の産業分野及び海外における事例についてもその時点の最新の動向を把握しながら多面的に研究を進めていくこととした。
- 詳細は、参考 5－1を参照。

### ③ 知見の活用先の設定に関する適切性：適

- 本プロジェクトで得られる計画となっている計装制御に係る技術情報や試験により蓄積した知見は、関連する民間規格（日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」）の技術評価を行う場合の技術的妥当性の判断根拠や現在産業界で検討されている電磁両立性に係る対策の水準等の技術的妥当性の確認を行う際の判断根拠として活用できることから、知見の活用先の設定は適切である。（適、技術基盤課）
- 本プロジェクトで得られる計画となっている計装制御に係る技術情報や試験により蓄積した知見が基準等により明確になれば、原子力発電所の計装制御に係る検査において活用できることから、知見の活用先の設定は適切である。（適、専門検査部門）

## （２）研究計画案の変更の要否及び変更が必要な場合はその変更内容

- 研究の進め方については、成果目標、実施計画及び技術的観点からいずれも適切であると評価でき、技術評価検討会及び関係する課等から変更を要する意見はなかったため、研究計画案の実施内容の変更は不要とする。

## 再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究（R8～R12）

### 1. プロジェクトの目的

リスク情報を活用して効率的かつ効果的に混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設及び再処理施設（以下「再処理施設等」という。）の原子力規制検査を実施するために、また、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に、再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価に必要な知見である複数事象の重畳に関するリスク評価手法及び簡易的なリスク評価手法に関する技術的知見を蓄積する。また、重大事故等評価に関連する事象として再処理施設における蒸発乾固事象に関する技術的知見のうち、これまでに得られていない知見を蓄積する。

### 2. 研究概要

再処理施設等のリスク評価手法について、現状で同施設の PRA が成熟していない状況を踏まえ、PRA が成熟するまでの適用を目的とした構造重要度※を用いた簡易リスク評価手法について検討し、その特徴等を整理する。また、再処理施設等では様々なリスクが施設内に分散している特徴を踏まえ、複数事象の重畳を念頭に、マルチユニット PRA 等のリスク評価手法について分析し、当該手法を適用する際の留意点・着眼点を整理する。

再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象について、液相への移行や壁面への沈着といった Ru の移行挙動に見られる各現象の複合的・相反的な関係を把握するため、必要な関連データの取得、解析等を実施する。また、揮発性の Cs 及び Tc の移行挙動について、廃液乾固物中の共存物質、気相雰囲気等が及ぼす影響に関するデータを取得する。加えて、蒸発乾固事象の進展過程の定性的な整理や解析的検討により、同事象における放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるための知見を蓄積する。

なお、これらの研究で得られる知見は、研究が完了する前であっても、再処理施設等の現状や竣工等の動向を踏まえ、随時活用していく。

※詳細な施設情報を必要とせず、施設の設備構成を表すフォールトツリー等から簡易的に算出される設備・機器の重要度

### 3. 事前評価結果

#### （1）評価項目ごとの評価

##### ① 成果目標及び実施計画（成果の公表計画を含む。）に関する適切性：適

- リスク評価手法や重大事故評価に関する知見の蓄積を研究目的としており、得られた知見は規制検査や安全性向上評価の確認に活用できることから、規制への活用を見据えた成果目標及び実施計画が策定されていると評価できる。
- 研究計画案では、課題に対する具体的なアプローチ、実施体制、成果の公表時期など、研究プロジェクトの管理計画が明確に記載されていることから、実現可能

性の高い実施計画であると評価できる。

② 研究の進め方に関する技術的適切性：適

- 再処理施設等のリスク評価における課題に対して、背景や現状を踏まえた上で、合理的かつ具体的な技術的アプローチを設定しており、研究の進め方は技術的に適切であると評価できる。

(技術評価検討会における主な意見及びその対応)

- 再処理施設に対する PRA 等のリスク手法の活用については、国内での前例が殆ど無い状況にあり、国内外で得られている知見を整理し、規制検査や安全性向上評価の妥当性確認のための技術基盤を構築するための取組は重要で、特に、放射性物質が分散している燃料サイクル施設においては、重畳事象に関するリスク評価の検討は重要であるとの意見があった。
- 構造重要度を用いた簡易リスク評価について、フォールトツリーをモデル化する際の基事象の詳細度の検討については、シナリオ数に影響することから重要な検討項目の一つと考えるとの意見があった。この意見について、同様の認識をもっており、本研究の「簡易的なリスク評価手法の検討」の中で検討を進めることとしている。
- PRA 成熟後、リスク評価を簡易評価から PRA へ移行する際に、構造重要度を用いた簡易評価手法による結果を参考情報として取り扱うとしたことについて、具体的な活用方法の検討が必要との意見があった。本意見を踏まえ、PRA への移行も念頭においた上で、簡易評価手法の研究を進めていく。
- 蒸発乾固事象に関するこれまでの研究において、Ru の気相への移行挙動については、化学的に貴重な基礎データが着実に充足されつつあり高く評価する。Tc については、比較的低温域での揮発挙動に関する研究データは国内外ともに乏しいことから、本研究プロジェクトにおいて Tc の気相への移行挙動に関する化学的な基礎データが蓄積されることを期待するとの意見があった。
- Tc の挙動については模擬元素 Re が Tc をある程度模擬できることが分かれば試験の自由度が増すことから、海外知見も含めて情報を収集し、模擬元素 Re との比較を行うことが望ましいとの意見があった。Tc の挙動について海外知見を収集し、Re との比較・整理を進めることとする。
- 蒸発乾固事象の実験方法について、Ru の試験で十分な経験を得ていることから妥当と判断するとの意見があった。また、評価のしやすさの観点から、先行研究との違いを明確化することが望ましいとの意見があった。本研究の中間評価の段階で試験体系の違いを示すこととする。
- Ru 沈着物の長期安定性、材質差や共存成分の影響、モデルの妥当性と不確かさ評価について、補足的に検討することが望ましいとの指摘があった。Ru 沈着物の長期安定性等の影響については重要な観点と認識しており、これらを実験的に確認し、モデルの妥当性を既存データとの比較検証で確認するとと

もに、可能な範囲で感度分析やシナリオ分析等を用いた不確かさ評価を検討することとしている。

- 解析コードへの寄与を念頭に試験条件を設定しデータ取得に努めてほしいとの意見があった。また、モデル作成や解析検討を実施するにあたっては、気相への移行挙動がビーカースケールと実規模スケールで異なる可能性についても十分に検討するよう意見があった。試験条件設定で解析コードへの寄与を意識し、スケール効果を考慮したモデル化を進めることとする。
- 詳細は、参考 5－1を参照。

③ 知見の活用先の設定に関する適切性：適

- 本プロジェクトは再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価手法及び重大事故等時の事象進展把握のための物理・化学現象に関する研究であり、原子力規制検査におけるリスク評価の際に活用できる可能性があることから、知見の活用先の設定は適切である。(適、検査監督総括課)
- 本プロジェクトは再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価手法及び重大事故等時の事象進展把握のための物理・化学現象に関する研究であり、事業者が安全性向上評価で採用したリスク評価手法の検証及び評価結果の妥当性を確認する際に活用できる可能性があることから、知見の活用先の設定は適切である。(適、核燃料施設審査部門)

(2) 研究計画案の変更の要否及び変更が必要な場合はその変更内容

- 研究の進め方については、成果目標、実施計画及び技術的観点からいずれも適切であると評価できるため、研究計画案の変更は不要とする。
- なお、技術評価検討会の意見を踏まえ、再処理施設の高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失時の評価について関連する国内外の研究状況を研究計画案に追記する。詳細は、参考 5－2を参照。



## 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

### 1. 安全研究の意義

原子力規制委員会(以下「委員会」という。)は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、その業務を遂行するに当たっては、科学的・技術的な見地から、独立して意思決定を行うこととしている。また、安全を支えるのは知識基盤、人材基盤、施設基盤等の技術基盤であり、特に、深く幅広い視点から物事を捉え、的確な判断ができる高度な科学的・技術的専門性が重要であるとの認識に基づき、原子力規制庁(以下「規制庁」という。)の個々の職員及び組織全体の科学的・技術的専門性を向上させることなどにより、原子力規制等を支える強固な技術基盤を構築し維持していくことが不可欠である。

原子力規制等における課題に対応するための知見を収集し、また、自ら生み出す研究活動は、科学的・技術的能力の向上、強固な技術基盤の構築等を行うための最も効果的な方策の一つである。委員会は、安全研究を通じこれらを実現し又原子力規制等に最大限活用していく。

### 2. 安全研究の基本的な考え方

#### (1) 安全研究の目的

委員会における安全研究の目的は、次のとおりとする。なお、事業者等が行うべき技術開発や信頼性向上を安全研究の目的とはしない。

##### ① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備

委員会が所管する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「原子炉等規制法」という。)及び放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律(以下「RI法」という。)に関する規制制度、規制基準及び解釈・審査ガイド並びに原子力災害対策特別措置法(以下「原災法」という。)に基づく原子力災害対策指針及びその関連規定等の策定又は改正並びに放射線障害防止の技術的基準に関する法律に基づく放射線審議会の所掌事務の遂行に必要となる科学的・技術的知見の収集・整備

##### ② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備

原子炉等規制法、RI法及び原災法に基づく委員会の審査、検査、その他の原子力規制等に係る活動(以下「規制活動」という。)に関し、事業者からの申請又は報告の内容の確認や原子力災害時の判断に必要なデータや情報等の科学的・技術的知見の収集・整備

### ③ 規制活動に必要な手段の整備

安全評価に使用する解析コード、緊急時モニタリング技術等の委員会が規制活動を遂行するに当たり必要となる手段の整備

### ④ 技術基盤の構築・維持

将来の規制活動に役立つ新たな知見の創出、原子力規制等における高度な専門性を有する人材の確保及び育成等の技術基盤の構築・維持

なお、④の技術基盤の構築・維持については、①～③を明確にした上で目的に加える場合があるものとする。

## (2) 安全研究を行う上での留意事項

### ① 内外の研究機関の活用

安全研究の実施に当たっては、研究資源を有する技術支援機関や大学・学会等の国内関係機関との連携が重要であることを踏まえ、これら機関の技術力に応じて広く活用する。また、これら機関の活用に加えて国外の研究機関や国際機関との連携・協力を積極的に取り組む。

### ② 独立性、中立性及び透明性の確保

委員会が実施する安全研究は、委員会の規制活動に必要な科学的・技術的知見の収集・整備、技術基盤の構築・維持等を目的としていることから、その実施に当たっては規制活動と同様に、独立性、中立性及び透明性を確保する。なお、事業者等において行われる安全性向上を目的とする研究開発について、委員会の安全研究の必要性から試験データ等を含む情報交換等を行う場合があり得るが、その際においても独立性、中立性及び透明性を確保する。

### ③ 知見の共有と情報の発信

安全研究を通じて得られる成果は、安全研究の担当部署にとどまらず、委員会全体の科学的・技術的能力の向上、強固な技術基盤の構築等に役立てていく必要があることから、共有に努める。また、安全研究の成果は公共財であるとの認識の下、広く原子力安全に役立てることが望まれることから、対外的な情報の発信に努める。

## 3. 安全研究プロジェクトの企画と評価

### (1) 安全研究プロジェクトの企画

委員会は、次年度以降を対象に「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」(以下「実施方針」という。)を原則として毎年度策定する。

規制庁は、科学的・技術的知見等の安全研究の成果が原子力規制等において確実に反

映・活用されるよう、実施方針に基づき研究テーマの設定及び研究実施内容の策定を行う過程において、規制活動におけるニーズ、内外の最新技術動向等を踏まえ、安全研究の成果及びその活用方策を明確化した上で安全研究プロジェクトを企画する。

なお、事故・トラブル、自然災害及びその他安全に影響する重要課題に対応するため速やかに安全研究が必要となる場合は、実施方針を改定せずとも、関連する安全研究プロジェクトにおける課題の追加又は内容の見直しを行うなどにより、柔軟に対応する。

## (2) 安全研究プロジェクトの評価

委員会は、安全研究の的確な実施及び成果の活用を図るため、各安全研究プロジェクトの開始・終了等の節目において評価を実施する。安全研究プロジェクトの開始時においては事前評価、終了時においては事後評価を行うこととし、期間が長いものについては原則として中間評価を実施する。

委員会が実施する安全研究の目的に関し、得られた科学的・技術的知見の反映先は自らの規制活動であることから、これらの安全研究の評価は基本的に自己評価とする。他方、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性については、評価に客観性を加味する観点から、事前評価、中間評価及び事後評価に際し、外部専門家の評価意見及び産業界等の専門的な技術的知見を有する者(専門技術者)の意見を聴取し参考とする。

### ① 事前評価

実施方針に従って計画された新規の安全研究プロジェクトについて、当該分野の最新動向等を踏まえた成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行う。

### ② 中間評価

研究期間が5年以上の場合は、原則として研究開始から3年ごとに中間評価を行う。当該評価では、実施方針との整合性について確認するとともに、研究の進捗状況や成果、当該分野の最新動向等を踏まえ、改めて成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行う。その上で、当該評価の結果に基づき必要に応じ研究計画の見直しを行う。

### ③ 事後評価

安全研究プロジェクトの終了後、研究成果を確認し、成果目標の達成状況及び成果の活用状況、見通し等について評価を行う。

安全研究の実施状況に関する毎年度の評価については、年度業務計画の管理の一部として、安全研究の担当部署において実施する。

また、安全研究プロジェクトの成果の活用状況等について一定期間後に実施する評価(追跡評価)については、安全研究プロジェクトを分野ごとに束ね、数年分を取りまとめた上で実施し、委員会への報告を求めるものとする。

## 4. 安全研究の実施体制

委員会は、規制庁に安全研究の担当部署として技術基盤グループ及び放射線防護グループを擁し、研究職員が安全研究を自ら手がけており、得られた成果は基準整備など、規制に活用している。

また、国外を含む規制庁内外の研修制度、学会参加、論文等の成果の公表、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。）安全研究センターとの人材交流等により、科学的・技術的能力の向上及び強化に努めている。

安全研究の実施に際しては、安全研究の委託や試験等の請負を大学、民間企業等との契約により実施するとともに、他省庁と共同所管している技術支援機関としてのJAEA及び国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構（以下「QST」という。）と連携するほか、国外の研究機関や国際機関とも連携・協力している。

こうした多様な安全研究の実施体制に関し、技術支援機関の役割及び期待並びに国際機関等との関係は次のとおりである。

### (1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)

技術支援機関としてのJAEAの役割は、原子炉施設、核燃料サイクル施設、廃棄物処理・処分、原子力防災などの分野における先導的・先進的な研究を推進するとともに、単独で又は規制庁の研究職員と共同で行う当該分野の研究を通じ、技術支援に必要な人材の確保及び育成、規制庁職員の人材育成支援、安全研究に必要な試験研究施設等の維持・整備を行うことである。

また、原子力分野における我が国唯一の総合的な研究機関であることを踏まえ、他の研究機関、大学等との協力の中心的役割を担うことを期待する。

### (2) 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(QST)

技術支援機関としてのQSTの役割は、長期間を要する低線量の被ばく等による放射線の人への影響評価を含め、放射線安全・防護及び被ばく医療等に係る分野の研究を推進することである。また、技術支援機関及び防災基本計画等の中核的な指定公共機関として、原子力規制等及び原子力災害時の技術支援に必要な人材の確保及び育成を行うことである。

また、当該分野における国際原子力機関（以下「IAEA」という。）、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)、世界保健機関(WHO)等の国際機関との協力の中心的役割を担うことを期待する。

### (3) 国際機関及び諸外国の規制機関等との連携

原子力安全は国際的に共通の問題であり、国際共同研究等に参加することは、国際的な認識の共有を図るほか、限られた試験施設を活用した貴重な試験データの取得及び最新知見の取得の観点から重要である。

このため、IAEA、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)等の国際機関、米国原子力規制委員会(NRC)、仏国放射線防護原子力安全研究所(IRSN)等の諸外国の規制関係機関との連携を積極的に推進するとともに、これら機関との共同研究に関し、安全研究の国際動向や我が国の課題との共通性等を踏まえた上で、積極的に参加する。

## 5. その他

以下の安全研究の関連文書は廃止する。

- ① 原子力規制委員会における安全研究の推進について（平成25年9月25日原子力規制委員会）
- ② 原子力規制委員会における安全研究について－平成27年度版－（平成27年4月22日原子力規制委員会）

ただし、原子力規制委員会における安全研究について－平成27年度版－のうち「4. 安全研究が必要な研究分野」については、委員会において本文書が決定された後、平成28年度の安全研究の実施の終了をもって廃止する。

## 安全研究プロジェクトの評価実施要領（抜粋）

平成 31 年 4 月 16 日 制定

令和 3 年 8 月 26 日 改正

令和 6 年 12 月 23 日 改正

原子力規制庁

（前略）

### 3. 安全研究プロジェクトの評価

安全研究プロジェクトの評価は、事前評価（3. 1）、中間評価（3. 2）及び事後評価（3. 3）についてそれぞれ行う。この際、これらの評価に連続性と一貫性を持たせるため、以下の視点から一貫した評価を行う。

- ・ 目標・成果の適切性
- ・ 研究の進め方に関する技術的適切性
- ・ 研究の管理の適切性

追跡評価（3. 4）については、安全研究プロジェクト終了後の成果の公表・活用状況の傾向を把握するため、終了から 2 年以上が経過した安全研究プロジェクトを分野ごとに束ね、成果の公表・活用実績について数年分を取りまとめて確認を行う。

#### 3. 1 事前評価

##### （1）事前評価の目的

事前評価は、基本方針に基づき原則として毎年度作成する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（以下「実施方針」という。）に従い計画された新規の安全研究プロジェクト（後継の安全研究プロジェクトも含む。）について、その計画の適切性を評価することを目的とする。

なお、事前評価に先立ち、実施方針策定時に、新規安全研究プロジェクトの概要及び実施の要否を確認し、原子力規制委員会の了承を受けることとする。

##### （2）事前評価結果の活用

事前評価の結果は、安全研究プロジェクトの開始前に策定する研究計画（研究の背景、目的、知見の活用先、研究概要、成果目標、実施計画（成果の公表計画を含む。）等を定めたものをいう。以下同じ。）の案の変更の要否の判断等に活用する。

##### （3）事前評価の実施時期

事前評価は、安全研究プロジェクト開始の前年度の 12 月（次年度の当初予算案の決定）以降に行う。

#### (4) 事前評価の方法

事前評価は、様式 1 による当該安全研究プロジェクトを実施するための研究計画案を作成した上で、以下の評価項目ごとにその適切性を評価する。

① 成果目標及び実施計画（成果の公表計画を含む。）に関する適切性

以下の観点を踏まえて評価する。

- ・ 目的や知見の活用先との整合性（規制上必要な時期に必要な知見が得られる計画となっているかなど）
- ・ 明確性及び実現可能性

② 研究の進め方に関する技術的適切性

③ 知見の活用先の設定に関する適切性

項目②の評価は、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的適切性の評価について客観性を確保するため、技術評価検討会（外部専門家の評価意見及び産業界等の専門的な技術的知見を有する者（専門技術者）の意見を聴取するための公開会合をいう。以下同じ。）<sup>1</sup>での議論を経た上で行うものとする。

#### (5) 事前評価の手続

安全研究プロジェクトを担当する安全技術管理官等（安全技術管理官又はその代理として技術基盤グループ長が指名する者をいう。）（以下「担当安全技術管理官等」という。）は、技術評価検討会での意見等を踏まえ、評価項目（項目③に係るものを除く。）ごとの評価を様式 2（事前評価書）に記載する。項目③については、実施方針における研究の必要性や研究課題に応じて、当該安全研究プロジェクトに関係する課等<sup>2</sup>の長に評価を求める。それらを基に、最終的な研究計画案の変更の要否及び変更が必要な場合はその変更内容を様式 2 に記載して評価案を作成し、それを原子力規制委員会へ諮る。

（後略）

---

<sup>1</sup> 技術評価検討会における外部専門家については、公正性及び中立性確保の観点から、利害関係者が評価に加わらないよう十分に配慮する。なお、評価の視点は、①国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか、②解析実施手法、実験方法が適切か、③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か、並びに④重大な見落とし（観点の欠落）がないかの 4 点とする。

<sup>2</sup> 原子力規制委員会行政文書管理要領第 2 条に規定される「課等」を示す。

研究計画

担当部署		担当責任者	
実施期間		主担当者	

1. プロジェクト名称

2. カテゴリー・研究分野

3. 背景

4. 目的

5. 知見の活用先

6. 安全研究概要

7. 成果目標と実施計画

実施項目	〇〇年度	〇〇年度	〇〇年度
(1) 〇〇〇〇	〇〇 (実施内容)	〇〇 (実施内容)	成果の公表

8. 実施体制

9. 備考



## 事前評価書

### 安全研究プロジェクト名（期間）

#### 1. プロジェクトの目的

#### 2. 研究概要

#### 3. 事前評価結果

##### （１）評価項目ごとの評価

##### ① 成果目標及び実施計画（成果の公表計画を含む。）に関する適切性：適・否

- 担当安全技術管理官等によるコメント  
（目的や知見の活用先との整合性について記載）  
（明確性及び実現可能性について記載）

##### ② 研究の進め方に関する技術的適切性：適・否

- 担当安全技術管理官等によるコメント

（技術評価検討会における主な意見及びその対応）

➤  
➤

##### ③ 知見の活用先の設定に関する適切性：適・否

- 関係する課等の長によるコメント（適・否<sup>6</sup>、〇〇部門）  
（関係する課等の長が複数人の場合には、全ての者による評価を記載）

##### （２）研究計画案の変更の要否及び変更が必要な場合はその変更内容

- 担当安全技術管理官等によるコメント

---

<sup>6</sup> 現時点の具体的な規制ニーズではなく、中長期的観点から実施する安全研究プロジェクトであって、現時点で適否の判断が難しい場合には「－」とし、その理由を含めてコメントを記載する。

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針（令和 8 年度以降  
の安全研究に向けて）（令和 7 年 7 月 16 日原子力規制庁）（抜粋）

参考 3

表 1 令和 7 年度及び令和 8 年度の安全研究プロジェクトの一覧

黄色網掛け：令和 7 年度終了プロジェクト、緑色網掛け：令和 8 年度新規プロジェクト

No.	令和 7 年度 安全研究プロジェクト	No.	令和 8 年度 安全研究プロジェクト
1	地震動評価手法の信頼性向上に関する研究	1	地震動評価手法の信頼性向上に関する研究
2	断層の活動性評価手法に関する研究	2	断層の活動性評価手法に関する研究
3	地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究	3	地殻内地震津波の波源断層のモデル化及び津波堆積物に基づく津波高推定に関する研究
4	火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究	4	火山活動及び火山モニタリング評価に関する調査・研究
5	地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究	5	地震作用に対する原子炉建屋等の構造部材の耐力評価手法の適用性等に関する研究
6	地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究	6	地震荷重を受ける容器・配管溶接部の損傷形態等に関する研究
7	原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究	7	原子力施設の経年劣化等を考慮した火災影響評価手法の整備に関する研究
8	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究	8	原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究
9	重大事故進展を踏まえた水素挙動に関する研究	9	重大事故進展を踏まえた水素挙動に関する研究
10	重大事故時における重要物理化学現象の不確かさ低減に係る実験	-	-
11	改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究	10	改良型燃料炉心核特性評価技術に関する高度化研究
12	次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究	11	次世代炉の事故解析に必要な基盤技術の構築に関する研究
13	事故耐性燃料等の事故時挙動研究	12	事故耐性燃料等の事故時挙動研究
14	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ 2）	13	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（フェーズ 2）
-	-	14	デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究
15	東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究	15	東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ分布の放射線計測に基づく推定方法に関する研究
16	再処理施設及び MOX 燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究	16	再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究
17	第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究	17	第一種廃棄物埋設施設の性能評価及び線量評価に関する研究
18	放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究	18	放射性廃棄物の処分前管理及び施設の廃止措置に係る放射能濃度評価等の信頼性確保に関する研究
19	特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究	-	-
20	放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究	19	放射線防護のための線量及び健康リスク評価の精度向上に関する研究

## 技術評価検討会 名簿

(五十音順)

### 1. 第1回計装制御技術評価検討会（令和7年10月8日開催）

#### 外部専門家

五福 明夫	岡山県立大学 学長
高橋 浩之	東京大学大学院 工学系研究科総合研究機構 教授
西沢 博志	福井工業大学 工学部原子力技術応用工学科 教授

#### 専門技術者

内海 正文	三菱重工業株式会社 原子力セグメント原子力技術部
前田 茂貴	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗原子力工学研究所高速実験炉部 次長
宮崎 禎司	東芝エネルギーシステムズ株式会社 機子エンジニアリングセンター原子力電気システム設計部 電気システム設計第二グループ エキスパート

### 2. 第8回核燃料サイクル技術評価検討会（令和7年10月31日開催）

#### 外部専門家

浅沼 徳子	東海大学 工学部応用化学科 准教授
新井 剛	芝浦工業大学 工学部物質化学課程環境・物質工学コース 教授
桐島 陽	東北大学 多元物質科学研究所 教授

#### 専門技術者

田口 茂郎	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 TRP 廃止措置技術開発部 技術主席 兼 分析課 課長
武部 和巳	日本原燃株式会社 安全・品質本部安全推進部安全推進グループ 課長

デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究  
に対する外部専門家の評価意見及び専門技術者の意見並びに回答

(外部専門家の評価意見及び回答)

No.	評価項目	評価意見	回答
五福 明夫 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	国内の原子力発電所での安全保護系のデジタル化の状況、国内外の主な規格の事前調査に基づいた研究計画となっていると評価されます。なお、調査や研究は多岐にわたる可能性がありますので、実際の調査に当たっては、既に適用されているデジタル機器がある状況においての研究目的や研究目標を明確にして、長期的な計画を立てておく方が良いと考えられます。また、多分令和8年度の研究で行われると想像しますが、今後の原子力発電所での安全保護系に適用される技術やデバイスを想定した上で、研究対象とするデジタル機器の範囲や想定する外乱の種類を明確にすることも、研究成果の応用性の点で重要と考えます。	拝承します。 実際の調査・研究に当たっては具体的な研究目標や対象とする機器の範囲、想定する外乱の種類等を研究の初期段階で明確にしながら研究を進めてまいる予定です。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	文献調査やヒアリング調査により、EMCに関する実験や Simulink によるモデル化を行うデジタルロジック構成を検討されると思いますが、その際どのような調査に基づいて実験やモデル化を行ったかが分かるようにしておくことは、実プラントへの適用性の観点において必要と考えます。	拝承します。 それぞれの実験やモデル化においてその根拠を明確にしながら研究を進めてまいる予定です。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	令和8年度の研究により原子力分野を中心としてデジタル機器の評価手法を調査して、妥当と考えられる手法を選ばれると思いますが、デジタル機器のどのような特性を評価すると良いか（評価指標）を十分にご検討いただきたいと思います。	拝承します。 評価指標については研究の初期段階で評価対象とする特性を明確にしながら研究を進めてまいる予定です。

No.	評価項目	評価意見	回答
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	検討会での質問やコメントに対するご回答を踏まえますと、現状では重大な見落としは無いと思いますが、デジタル機器分野は技術の進展が速いので、常に技術動向を調査しながら観点が十分であるかの検討を行なうことが必要と思います。機器やソフトウェアの設計と実装は、前提となる動作環境や仕様の下で行われますので、それらの超えるような外乱が入った場合の機器やソフトウェアの合理的な耐性範囲についても検討しておくことも必要と考えます。	拝承します。 デジタル機器分野の最新の技術動向を確認することを調査しつつ、どの程度の外乱に対する耐性を確認すべきかといった観点を明確にしながら研究を進めてまいります予定です。
5	その他	本研究は文献調査と実験やシミュレーションと多岐にわたりますので、主要メンバー以外にも協力者や外部委託が必要となると思われます。令和8年度の研究では、明確化した対象とする研究内容を着実に実施する研究体制の整備もご検討下さい。	拝承します。 初年度に研究の実施内容の具体化の中で請負、委託、共同研究等をどう活用しながら進めるかを決めて研究を進めてまいります予定です。
高橋 浩之 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	電気電子分野の技術進歩の速度は速く、高精度のアナログ素子が入手困難になるなか、国内外でデジタル技術の導入が進展している状況を踏まえた上での研究計画となっており、日本電気協会 安全設計分科会の計測制御検討会、OECD/NEA におけるソフトウェア共通要因故障への検討や IAEA における計測制御関係の文書改訂等の動きも睨んだ計画となっている。	御確認ありがとうございました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価においては、高信頼性計装制御に適用されている事例の抽出を行うとともに、原子力発電所の安全保護装置へ適用した場合の重要度と処理の複雑性に応じた観点から課題をとりまとめることとなっている。計装制御装置の電磁両立性評価に関しては、電磁ノイズを	御確認ありがとうございました。

No.	評価項目	評価意見	回答
		入れた際の応答を電磁両立性試験を実施して整理することとしている。デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価については、シミュレーション環境を用いてモデル化を行うこととしている。これらは実際に解析を行って有益なデータが得られることが期待され、適切な計画と考えられる。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	デジタル機器に関する解析結果の評価手法としては、原子力発電所における安全保護装置の重要度と処理の複雑性に鑑み、評価体系を用いて評価することとしている。また、電磁両立性評価においては、装置設置場所におけるノイズレベルを基に評価することとしており、現場の体系を重視したものとなっている。これらは適切と考えられる。なお、ソフトウェア共通要因故障については、海外事例を参考にして、評価を行うものと考えられるが、これについては明示されていない。	初年度に研究の実施内容を具体化してまいります。その中でソフトウェア共通要因故障についての評価の進め方についても整理を進めてまいる予定です。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	本研究計画においては、現状で現場適用されているデバイス、あるいは事例をもとに評価を行うこととしているが、昨今の電子デバイスの進歩は急速であり、FIN FET や GAA など 3 次元構造を有するデバイスの方向に進み、物理的に構造が大きく異なるようなトランジスタの導入が進んでいる。電磁ノイズの影響などは、このような物理的な構造変化に伴い、その影響の方も、また、変化すると考えられるので、今後新規デバイスを扱う上ではデバイスの物理的な構造を加味した評価が必要となってくると思われる。	拝承します。 研究の目的としては、御指摘の電磁ノイズの影響に関しては計装制御ループとしてのノイズ侵入源とその影響を特定・評価することになり、その中で用いられるデバイスの技術進歩に伴う物理的な構造変化が故障モードにどう関係してくるかも踏まえることは御指摘の通り重要な観点ですので、それらを反映して研究の初期段階で評価の具体的な内容を明確にしながら研究を進めてまいる予定です。
5	その他	規制庁としてこのような研究に取り組むことは大変望ましいと考えられる。	御確認ありがとうございました。

西沢 博志 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	過去の経緯・知見や民間規格の動向については、国内状況を中心によく整理されており、課題設定も妥当と考えます。海外事例や、原子力以外の他分野の事例については、現時点ではまだ追加の調査の余地があると見受けられますが、研究計画にも記されているとおり本研究の範疇内で実施される見込みであり、調査が進展することを期待します。特に、他の事例については発電所に限らず、高い信頼性を要求される分野（例えば航空機、鉄道など）も参考にされるのがよいと考えます。	<p>拝承します。</p> <p>高い信頼性の要求される他の産業における事例についても参考にしながら研究を進めてまいる予定です。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	技術調査・課題抽出・評価試験などの研究の手順は問題ないと考えますが、研究(1), (2), (3)のスケジュールが、それぞれの研究の進展とタイミングよく関連することが重要と考えます。例えば、研究(1)ではR8～9年度に「最新デジタル技術の抽出」、R10～11年度に「最新デジタル技術の課題抽出・取りまとめ」の段階となっている一方で、R10年度に「評価用の体系構築」となっており、抽出された課題が評価用体系にうまく反映できるか微妙なスケジュールになっているように見られます。抽出・取りまとめられた課題を、研究(1)の信頼性評価用体系や研究(3)のシミュレーション環境構築に反映するなど、得られた研究成果を逐次反映して進められることを期待します。	<p>拝承します。</p> <p>研究の実施の中で逐次それまでに得られた研究成果を具体的な実施内容に反映しながら研究を進めてまいる予定です。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	評価方法の具体性が現段階ではまだ見えにくいのはやむ得ないと思いますが、研究の進展とともに具体化されていくことを期待します。例えば、シミュレーションで評価できる範囲と、実験で評価できる範囲は、一般的には一致しないケースが多いと思われますが、各々の評価について範囲と目的を都度明確にしていくこ	<p>拝承します。</p> <p>初年度に研究の実施内容を具体化してまいります。その中で電磁両立性の性能の水準についても整理を進めてまいる予定です。</p>

		<p>とが重要と考えます。</p> <p>研究(2)における「達成すべき電磁両立性の性能の水準」については、信頼性を確保するために本来どうあるべきかという点で整理されるべきと考えます。現行の産業規格で定められている水準は、技術的難易度や製造者側の合理性も考慮されたものがあることを念頭に調査を進められるのがよいと考えます。</p>	
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としはないと考えます。	御確認ありがとうございました。
5	その他	特になし。	



(専門技術者の意見及び回答)

No.	評価項目	意見	回答
内海 正文 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	<p>電気協会規程の技術評価や ATENA での議論を踏まえての計画であり、現状の課題を適切に踏まえていると考える。</p> <p>なお、最新知見として国内外の規格類を調査・整理するに際しては、次々と制改定が行われている状況を把握し、最新動向を的確に理解するよう留意すべきである。</p> <p>また、海外規制動向を検討するに際しては、可能な限り検討が途上の内容についても整理し、今後の動向を正しく理解すべきである。</p>	<p>拝承します。</p> <p>最新動向及び海外において検討途上の内容についてもその主立った状況を把握することを意識しながら研究を進めてまいる予定です。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>調査にあたっては、海外の規制当局・事業者・ベンダーなども含めて幅広く確認を行うことが望ましい。また項目によっては原子力分野以外での検討や実績が進んでいるものもあり、このような場合は、原子力分野以外の専門家も対象にした調査が必要になることも考慮すべきである。</p> <p>評価試験の実施やシミュレーションの実施が計画されているが、具体的な方法については今後の検討ということであり、計画的に適切な目標設定や実施方法を検討すべきである。</p>	<p>拝承します。</p> <p>調査対象については幅広く確認を行うとともに、他の分野の専門家の意見等も必要に応じて調査内容に含めて研究を進めてまいる予定です。</p> <p>また、実際の調査・研究に当たっては、具体的な方法については研究の初期段階で明確にしながら研究を進めてまいる予定です。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>調査結果の評価にあたっては、単純に一般産業界の動向や、海外規制動向を機械的に国内に適用する方向での検討だけでは不十分であり、一般産業と原子力業界の類似点と相違点の確認や、海外と国内での規制の在り方の違いや。原子力産業界の状況・実績の違い（輸入を前提とした適用なのか、国内に専業ベンダーがいるか、また国内での継続的な実績の評価など）も含めた多面的な評価が必要であ</p>	<p>拝承します。</p> <p>御指摘の点を意識しながら研究を進めてまいる予定です。</p>

No.	評価項目	意見	回答
		る。 今回、対象としているソフトウェアの信頼性・CCFやEMCなどは、きわめてモデル化や一般化が困難な領域であり、最終的に原子力安全を効果的に向上するために、リスク活用なども考慮して適切な選択が可能かよう考慮すべきである。	
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	詳細な調査検討や評価の実施方法については今後具体化されるものと考えてるので、多面的な観点で見落としや偏りがないように検討されたい。	拝承します。 実際の調査・評価の実施の具体的な方法については研究の初期段階で明確にしながら研究を進めてまいる予定です。
5	その他	EMC については原子力安全の観点で環境条件を安全基準として定量的に設定することは極めて困難であると考えられる。またソフトウェアの信頼性やCCFについては、定量化はもとより、事象のメカニズムそのものを定式化・実証することも極めて困難である。このようにチャレンジングな研究であるため、幅広い知見の集約と、柔軟な評価はきわめて重要であり、4年間ですべての結論が得られることにとらわれず、十分な研究が実施されることを期待する。	拝承します。 研究については予定通りに進めていく計画ではありますが、研究を進める中で調査内容の詳細化が必要な場合には無理に結果をまとめることなく、残された課題を明確にして進めていくようにするなど、御指摘の点を意識しながら研究を進めてまいる予定です。
前田 茂貴 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	国内規格（JEAC 4620、JEAG 4609）と技術基準規則解釈を正面から据え、産業界（ATENA）の対応状況、NEA/IAEA の動向も踏まえている。また、質疑の中で米国NRC 系ガイダンスの内容も踏まえるとのやり取りがあった。適切と考えます。	御確認ありがとうございました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	3 本柱（①新デジタル技術の信頼性、② EMC、③ソフトウェア CCF）に対し、調査→モデル化/試験→体系化が考えられていると考えます。また、質疑の中で検出器から動作装置入力端子まで、検出ループとして、原子力施設における使用環境を想定して検討するとのやり取りがあっ	御確認ありがとうございました。

No.	評価項目	意見	回答
		た。適切と考えます。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	「性能水準の確立」や「確認すべき事項の取りまとめ」は示されているが、信頼性の定量化指標への落とし込みは現段階では不明瞭と感じる。この点については、計画を詳細化する段階において明確化、具体化されるという前提で適切と考えます。	具体的な実施内容については研究の初期段階で明確にしながら研究を進めてまいる予定です。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としはないと評価します。	御確認ありがとうございました。
5	その他	デジタル計装制御の信頼性を評価することで計測制御装置におけるウィークポイントが明確になるとも言える。構成部品の評価がシステムに与える影響に直結するわけではないが、成果の外部発表の際には配慮が必要な可能性があると感じた。	あくまで必要となる対策の水準を定めるための知見の蓄積を行う研究ですので、個々の機器の動作の弱点を明らかにすることは目的ではありませんが、そういったセキュリティ上の観点からの懸念が生じないように公開範囲は留意しつつ、評価の上で重要な技術的観点を抽出できるように研究を進めてまいる予定です。
宮崎 禎司 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	デジタル技術の信頼性評価、計装制御装置の電磁両立性に関する国内外の最新の知見、規格を踏まえ、国内のデジタル安全保護系への適用状況に関する知見を蓄積することを目的とする旨を理解しました。	御確認ありがとうございました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	「デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究事前評価 説明資料」にて説明頂いた研究の手法、進め方について特に問題ないものと考えます。	御確認ありがとうございました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	同上	御確認ありがとうございました。

No.	評価項目	意見	回答
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	現時点で、研究の進め方に重大な見落としがあるとの認識はありません。	御確認ありがとうございました。
5	その他	本研究を通じて、デジタル安全保護系の信頼性評価、電磁両立性に関する規格に則って実際の機器を評価するにあたり、事業者、メーカーが留意すべきポイントについての実効的な適用に関する知見を蓄積、共有していくものと理解しました。	御確認ありがとうございました。

再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究  
に対する外部専門家の評価意見及び専門技術者の意見並びに回答

(外部専門家の評価意見及び回答)

No.	評価項目	評価意見	回答
浅沼 徳子 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	<p>再処理施設に対する PRA 等のリスク手法の活用については、国内での前例が殆ど無い状況にある。国内外で得られている知見を整理し、規制検査や安全性向上評価の妥当性確認のための技術基盤を構築するための取組は重要である。特に、放射性物質が分散している燃料サイクル施設においては、重畳事象に関するリスク評価の検討は重要である。</p> <p>蒸発乾固事象における Ru の挙動については、既往研究により国内知見が相当蓄積されている。Cs や Tc の挙動についても、本研究により有益な情報が得られると期待できる。Tc の挙動については、海外知見も含めて情報を収集し、模擬元素である Re の挙動と合わせて整理できるとなると良い。Re が Tc の挙動をある程度模擬できることが分かれば、試験の自由度が増すうえ、両者の違いも把握できる。</p>	<p>再処理施設等に対するリスク評価手法に関するコメントにつきましては、あらためてその重要性を認識しつつ研究を進めてまいります。</p> <p>蒸発乾固事象に係る研究への評価意見について、拝承します。</p> <p>Ru の挙動に関する既往知見については御意見のとおりであり、Cs 及び Tc の挙動についても、本研究を通じて有益な情報が得られるよう取り組んでまいります。また、Tc については、海外知見を踏まえつつ、模擬元素である Re との比較・整理を進め、両者の差異の把握に努めてまいります。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>蒸発乾固事象に関する研究については、これまで取り組んできている Ru の試験で十分な経験を得ている。Tc の取り扱いやその分析手法については、研究者らが新たにノウハウを取得する必要もあると思うが、実験手法としては問題なく遂行できると判断する。</p>	御確認いただきありがとうございます。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が	<p>蒸発乾固事象について、事象進展を忠実に評価できる解析的手法を整備することは重要である。そのための実験データを取得する取り組みであると考えている。解析</p>	<p>拝承します。</p> <p>本試験の実施に当たっては、モデル化に有効なパラメータの抽出を意識し、解析コードへの寄与を念頭に置いた試験条件の設定とデータ取得に努めてまいります。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
	適切か。	コードへの寄与を念頭に試験条件を設定しデータ取得に努めていただきたい。	す。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	国内の MOX 燃料は長期にわたる保管により壊変生成物が蓄積していることが指摘される。MOX 燃料加工施設に対し、これらが及ぼすリスクについても考察されているのか気になった。	MOX 燃料の長期保管に伴う壊変生成物の蓄積が MOX 燃料加工施設に及ぼすリスクについて、現時点では本研究の直接の対象とはしておりません。 例えば、被ばくや臨界管理の影響が考えられますが、被ばく評価においては壊変生成物の影響を考慮することで適切な評価が可能であり、また、臨界管理においては、壊変生成物は安全側に作用するため、壊変生成物の影響を除外して評価する等、壊変生成物の影響は概ね把握されていると考えており、現時点では研究テーマとして取り上げることは想定しておりませんが、今後の検討に活かしてまいります。
5	その他	特になし。	御確認いただきありがとうございます。
新井 剛 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	本研究は、再処理施設特有のリスク構造を対象とし、国内外の PRA・ISA 研究動向を的確に踏まえて設計されている。特に、仏 IRSN の非炉施設 PRA、米 NRC の ISA 活用、OECD/NEA および IAEA による国際的枠組みを参照し、国内でも日本原燃・JAEA の実績を位置づけている点は評価できる。また、Ru、Cs、Tc 等の揮発性核種の移行挙動については既存研究を基礎としつつ、複合的・相反的反応を考慮した新たなモデル構築を目指す点に独自性が認められる。 総じて、本研究は国際的知見との整合性が高く、最新動向を反映した技術基盤整備として妥当と評価できる。	御確認ありがとうございます。
2	② 解析実手法、実	本研究は、再処理施設のリスク評価において未成熟な PRA 環境を補完するため、	御確認ありがとうございます。

No.	評価項目	評価意見	回答
	試験方法が適切か。	構造重要度を用いた簡易リスク評価手法を導入しており、実務的かつ合理的な手法選定である。また、複数事象の重畳を念頭に、マルチユニット PRA や海外 ISA の適用可能性を検討する計画は、国際的整合性と汎用性の観点から適切であると考える。一方、蒸発乾固事象に関する実験計画は、Ru、Cs、Tc の移行挙動を対象に、試験条件の検討からデータ取得・モデル化・検証に至る工程を段階的に構成しており、再現性・妥当性の観点から適切と評価できる。特に、環境条件変化を考慮した試験設計は、事故進展過程を忠実に反映し得るものとして評価できる。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	本研究は計画段階にあり、現時点で具体的な評価結果は示されていないものの、結果の評価に関する手法設計は概ね適切であると判断される。取得データに基づき段階的にモデルを構築し、既存データとの比較や解析コードへの組み込みによって妥当性を検証する手順が明示されており、再現性と客観性を確保するための体制が整えられている。 また、蒸発乾固事象における放射性物質の移行挙動について、定性的整理と解析的検討を併用する構成は、複雑な物理化学的現象を扱う上で合理的である。今後は、得られた成果をリスク評価モデルや解析コードに反映させ、検証体系の確立が求められる。	現研究でも、取得したデータを基盤としたモデル化を進めており、次年度から開始する本研究においては、既存の知見との比較や解析コードへの組み込みを通じて、モデルの妥当性を検討してまいります。さらに、得られた成果をリスク評価モデルや解析コードに反映させ、シナリオ分析や感度分析を含む検証体系の確立を目指します。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	本研究計画は、再処理施設におけるリスク評価手法の整備と、重大事故時の影響把握の双方を適切に取り上げており、研究目的と手法の整合性が確保されている。主要なリスク要因や技術課題が十分	御確認ありがとうございます。

No.	評価項目	評価意見	回答
		に考慮されており、重大な見落としや観 点の欠落は認められない。	
5	その他	<p>蒸発乾固事象に関する実験計画について は、現状の枠組みは概ね妥当であるが、 より信頼性の高い知見を得るために、以 下の点を補足的に検討することが望まし い。</p> <p>Ru 沈着物の安定性については、沈着後 の化学形態変化や再揮発挙動を含めた長 期的安定性の確認が重要である。また、 材質の違いによる Ru の沈着挙動につい て、貯槽や配管など構成材質の差異が沈 着量や除去挙動に及ぼす影響を系統的に 評価することが求められる。さらに、共 存物質の影響として、亜硝酸、硝酸塩、 Cs などの共存成分が Ru の揮発・沈着挙 動に与える影響を実験的に明確化するこ とが必要である。加えて、これらのデー タを反映して作成するモデルの妥当性につ いては、既存データとの比較検証を通 じて再現性と予測精度を確認し、不確か さ評価を行うことが望ましい。</p>	<p>Ru 沈着物の長期安定性、材質差による沈 着挙動、共存成分（亜硝酸、硝酸塩、Cs 等）の影響については重要な観点と認識 しています。これらを実験的に確認し、 モデルの妥当性を既存データとの比較検 証で確認するとともに、可能な範囲で感 度分析やシナリオ分析等を用いた不確か さ評価を実施する計画です。</p>

桐島 陽 氏

1	① 国内 の過去 の研究、 最新知 見を踏 まえて いるか	<p>課題①については国内外の過去の研究、 最新知見を踏まえているように見えます が、再処理施設の PRA に明るくないため よくわかりません。課題②について、フ ランスやイギリス、米国の再処理工場 では高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失時 の評価研究はどこまで行われているので しょうか？そこを資料で示していただけ ると、評価が可能になります。また、高 レベル廃液のガラス固化研究の一環とし て煅焼プロセスの研究が過去に国内外で 行われたと記憶しています。課題②の反 応プロセスの検討は煅焼プロセスの研究と</p>	<p>課題①につきましては核燃料施設の国内 外のリスク評価に関する技術的知見を事 前に収集しており、これらの知見を踏ま えて本安全研究計画を作成しております。 収集した核燃料施設の国内外のリ スク評価に関する技術的知見につきましては、安全研究計画の参考文献を御参考く ださい。例としてその一部を下に示しま す。</p> <p>再処理施設の PRA に関する技術的知見： 玉内 義一、小路 達郎、武部 和巳、関 根 啓二、松岡 伸吾、田中 太、黒岩 克 也、林 和也、「六ヶ所再処理工場の確</p>
---	---	--	--



No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>共通部分が多くあると思われますので、知見を参考にされることをお勧めします。</p>	<p>率論的安全評価, (I) プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 5, No. 4, p. 334-346 (2006)。</p> <p>核燃料施設に対するリスク評価の実施基準：</p> <p>一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018」、AESJ-SC-P011:2018、2019 年 3 月。</p> <p>構造重要を用いた簡易評価手法に関する技術的知見：</p> <p>Birnbaum, Z. W. “On the Importance of Different Components in a Multicomponent System”, Multivariate Analysis - II. Ed. by Krishnaia, P. R. Academic Press, New York, 1969, p.581-592.</p> <p>マルチユニット PRA に関する技術的知見：</p> <p>三浦弘道、「複数基立地サイトのリスクに対する考察 ―確率論的リスク評価の観点での定性的な分析―」、日本原子力学会誌, Vol. 63, No. 1 (2021)</p> <p>課題②につきましては、仏・英・米国における関連研究の状況は以下のとおりです。</p> <p>仏国：ASNR において、第一原理に基づく解析コードの開発が進められており [1]、Ru 等の移行挙動の評価手法の高度化に資する研究が進展しています [2]。この研究方針の検討にあたっては、日本の実験データ等も活用されています [2]。</p> <p>[1]<a href="https://www.iaea.org/iaea/astec/astec_extensions/astec_extensions_to_additional_types_of_nuclear_facilities">ASTEC extends its functionalities to additional types of nuclear facilities   etson.eu</a> (解析コード</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
			<p>ASTEC の概要)</p> <p>[2]<u>Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities</u>[pp.38-49]</p> <p>米国：例えば、非原子炉を対象とした放射性物質の移行率等が整理されているハンドブック（DOE-HDBK-3010）では、沸騰時の気相移行率に関する実験データ等が整理されているものの、Ru や Cs の揮発に関するデータは含まれていません。また、米国における Ru 等の揮発に特化した研究について、私共が把握している範囲では確認できていません。</p> <p>英国：蒸発乾固事象のソースターム評価に関する Ru 等の揮発に特化した研究は確認できません。</p> <p>Ru の揮発挙動については、特に、仏国及び日本で知見が蓄積されており、揮発後の移行経路に関する試験データは主に日本での取得が進んでおります。解析コードについては、仏国では第一原理計算、JAEA では試験結果に基づくモデル化を採用しています。一方、本研究で着目している Cs 及び Tc については、蒸発乾固事象下で想定される化学反応を踏まえた移行挙動に関するデータはほとんど存在しません。</p> <p>また、ガラス固化技術の開発過程において、国内外で煅焼プロセスに関する研究が広く実施されており、反応プロセスの理解に資する重要な知見が得られています。本プロジェクトの対象となる反応プロセスは、煅焼プロセスと多くの共通点</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
			<p>を有しており、前プロジェクトにおいても Cs の揮発挙動に影響を及ぼす可能性がある Tc について、模擬元素として Re を用いたのは、これらの知見を参考にしたものです。今後も、これらの知見を積極的に活用しながら研究を進めてまいります。</p> <p>再処理施設の高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失時の評価について関連する国内外の研究状況を、研究計画の 1. 背景に追記いたします。</p> <p>（追記した内容を御確認いただき、適切であるとの評価をいただいた。）</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>課題②について、説明して頂いた範囲では妥当な試験の実施を予定しているように感じました。一方で、これまでのプロジェクトで行ってきた試験体系や他の先行研究の試験体系と、本プロジェクトで行う試験体系の違いなどもう少し詳細な説明があれば、より詳細な評価が可能であったと感じます。試験実施後の中間報告などではそのような情報の提供を期待します。</p>	<p>拝承します。</p> <p>本プロジェクトの試験体系は、従来のプロジェクトや他の試験体系で採用されてきた試験体系と大きな違いはありません。ただし、本プロジェクトでは放射性物質を扱うため、試薬の使用量を従来より少なくする試験を計画しています。中間報告では、この点を含めた詳しい情報を提供してまいります。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>解析結果の評価手法、実験結果の評価手法について示されていないため、現時点ではコメントできません。</p>	<p>御確認いただきありがとうございます。</p> <p>現プロジェクトや事前検討で得ている知見や情報をベースとするとともに、今後の研究で得られる知見をフィードバックさせ具体的に決めてまいる予定です。中間評価のときにそれを示しますので、御意見いただければ幸いです。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>Ru について「各現象の複合的・相反的な関係」をテーマに挙げているが、各放射性核種（Ru, Cs, Tc）の挙動は各元素個別に検討するだけでよいのでしょうか？実際の再処理廃液はシンプルな対象核種の硝酸溶液ではなく、高濃度の Na イオンを含む硝酸溶液（2M 程度）であり、U, Fe,</p>	<p>拝承します。</p> <p>説明が不足していた点がありましたが、本プロジェクトでは、高レベル濃縮廃液の成分及び代表的な組成を非放射性の成分により代替した試験溶液を用いて揮発挙動に関する試験を行います。Fe、Ln 及び Mo の共存元素は考慮しております。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>Ln, Mo などマクロ量共存しています。これらの共存元素のなかで、対象核種 (Ru, Cs, Tc) の揮発挙動に与える影響が大きい元素の特定などを検討する必要は無いでしょうか？過去の原子力規制庁や JAEA 安全研究センターの先行研究例を見ると、試験に用いる模擬高レベル廃液には U が含まれていません。周知のとおり、U は高レベル廃液中の金属元素の中で Fe に次ぐ高濃度で存在する元素です。この U の存在が着目核種の揮発挙動に与える影響の有無について評価が必要と感じました。</p>	<p>また、Ru の揮発挙動については、他研究グループにより共存元素が及ぼす影響に関する知見が蓄積されており、これらの情報も参考にします。また、Cs や Tc の揮発挙動については、既知の揮発性化合物の形成挙動を踏まえ、特定元素の影響を把握できるよう努めます。</p> <p>U については、現状の試験計画では含めていませんが、御意見のとおり高濃度で存在する元素であり、影響評価の必要性を認識しています。Ru に関する先行研究の知見を活用しつつ、今後の課題の一つとして検討を進めてまいります。</p>
5	その他	特になし。	御確認いただきありがとうございます。

(専門技術者の意見及び回答)

No.	評価項目	意見	回答
田口 茂郎 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	研究計画(案)は、国内外の論文、日本原子力研究開発機構の委託成果報告書、日本原子力学会のシビアアクシデント研究ワーキンググループ報告書等が参考文献として引用されており、国内外の過去の研究、最新知見を踏まえていると評価する。	御確認ありがとうございます。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>(1) 再処理施設におけるリスク評価手法に関する研究</p> <p>再処理施設は、発電炉とは異なり核燃料物質や放射性物質が施設内に分散して存在している特徴を有していることや複数の重大事故の重畳を考慮し、当該研究計画(案)では、PRA 以外にも幅広く国内外のリスク評価手法の情報を収集し、その適用の適切性を評価する計画としていることから、実施手法として適切であると評価する。</p> <p>(2) 再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究</p> <p>Ru の移行挙動について、亜硝酸の挙動、液相への移行、貯槽や配管等の壁面への沈着挙動等を把握するための試験を実施し、各現象の複合的・相反的な関係を把握することとしている。評価モデルの作成にあたり、複合的・相反的な関係による挙動を反映させることは、モデルの精度向上に寄与し、発生量評価の不確かさの低減に効果的と言える。Tc, Cs の移行挙動について、廃液乾固物中の共存物質、気相雰囲気等の影響下での挙動を把握する試験を実施することとしている。高レベル濃縮廃液は複雑な組成であることか</p>	<p>(1) 再処理施設におけるリスク評価手法に関する研究について、御確認いただきありがとうございます。</p> <p>(2) 再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究について、御確認いただきありがとうございます。</p>

No.	評価項目	意見	回答
		ら、共存物質や気相雰囲気の影響を調べることは重要であると言える。以上のことから、これら試験内容は、成果目標を達成するうえで、必要な計画となっており適切と評価する。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	研究計画(案)は、研究計画に関する内容であり、解析結果、実験結果に関するものではないことから本項目に関して意見等はありません。	御確認いただきありがとうございます。現プロジェクトや事前検討で得ている知見や情報をベースとするとともに、今後の研究で得られる知見をフィードバックさせ具体的に決めてまいる予定です。中間評価のときにそれを示しますので、御意見いただければ幸いです。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落とし（観点の欠落）はないと評価する。	御確認いただきありがとうございます。
5	その他	蒸発乾固事象に関するこれまでの研究において、Ru の気相への移行挙動については、化学的に貴重な基礎データが着実に充足されつつあり高く評価する。Tc については、比較的低温域（～300℃程度）での揮発挙動に関する研究データは国内外ともに乏しいことから、本研究プロジェクトにおいて Tc の気相への移行挙動に関する化学的な基礎データが蓄積されることを期待する。また、今後、モデル作成や解析検討を実施するにあたっては、気相への移行挙動がピーカースケールと実規模スケールで異なる可能性についても十分に検討されるようお願いしたい。	拝承します。蒸発乾固事象において Tc の揮発挙動に関する基礎データが乏しいことを踏まえ、本プロジェクトでは特に着目し、Tc の移行挙動に関するデータ取得を進めてまいります。また、モデル作成や解析検討に際しては、スケール依存性が生じる可能性のある現象の抽出や支配因子の整理を行い、可能な範囲でスケール効果を十分に検討し、モデル化に反映させてまいります。
武部 和巳 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新	リスク評価手法に関する研究に関し、国内外の過去の研究を丁寧に調査すると	御確認いただきありがとうございます。

No.	評価項目	意見	回答
	知見を踏まえているか	もに、これまでの検討成果を踏まえた研究を計画していると評価できます。	
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>リスク評価手法に関する研究に関する検討内容について、検討会において以下のとおり確認し、適切と評価できます。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・簡易的なリスク評価手法の検討に関し、R6年度の安全研究成果報告会で言及されている課題への対応、評価対象事象の選定検討、FTの基事象をモデル化する際の詳細度の検討などを計画している。</li> <li>・国内外におけるリスク評価手法の情報収集として、発電炉におけるマルチユニットPRAの動向（IAEA、電中研など）、発電炉における人間信頼性解析手法の動向を中心に調査を行う。</li> </ul> <p>なお、構造重要度を用いた簡易評価に関し、FTをモデル化する際の基事象の詳細度の検討については、シナリオ数に影響すること等から重要な検討項目の一つと考えます。</p>	<p>構造重要度を用いた簡易評価に関して、御意見いただいたFTをモデル化する際の基事象の詳細度につきましては、私共も課題と認識しており、「簡易的なリスク評価手法の検討」の「簡易評価手法の適用範囲及び重要度の算出方法の整理」の中で検討することとしております。</p> <p>また、適切と評価いただきました項目（簡易的なリスク評価手法に関する課題、評価対象事象の選定、FTの基事象をモデル化の詳細度、マルチユニットPRAの動向、発電炉における人間信頼性解析手法の動向）につきましても、計画どおり研究・調査を進めてまいります。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	リスク評価手法に関する研究に関し、解析結果の評価手法についてはご説明がありませんでしたので、意見等はありません。	御確認いただきありがとうございます。 現プロジェクトや事前検討で得ている知見や情報をベースとするとともに、今後の研究で得られる知見をフィードバックさせ具体的に決めてまいる予定です。中間評価のときにそれを示しますので、御意見いただければ幸いです。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	リスク評価手法に関する研究に関し、重大な見落としはないと判断します。	御確認ありがとうございます。
5	その他	リスク評価手法に関する研究に関し、以下コメントいたします。	・御意見いただいた簡易評価手法とPRAによる重要度が異なる場合があることに

No.	評価項目	意見	回答
		<p>・検討会で意見させていただきましたが、構造重要度を用いた簡易手法による重要度は、PRA による重要度と必ずしも整合しない結果が得られる可能性があることから、評価した重要度については、事業者との意見交換などにより双方の納得感を得た上で運用していくことが重要と考えます。</p> <p>・構造重要度を用いた簡易評価手法について、PRA が成熟した後は PRA に移行し、簡易評価手法による結果は参考情報として扱うとのことでしたが、具体的な活用方法について検討が必要と考えます。</p>	<p>つきましては、私共も認識しております。運用に関しては、頂いた御意見に十分留意しつつ研究成果が得られる時期に、改めて検討する予定です。</p> <p>・PRA への移行も念頭においた上で、簡易評価手法の研究を進めてまいります。</p>



**事前評価対象安全研究プロジェクトの研究計画  
(外部専門家等から受けた意見を踏まえ朱記修正)**

## 研究計画（案）

プロジェクト 名称	デジタル計装制御の信頼性評価に関する研究		
実施期間	令和 8 年度 ～ 令和 11 年度	担当部署	技術基盤グループ 技術基盤課/放射線・廃棄物 研究部門
		担当責任者	酒井 宏隆 安全技術管理官（放射線・廃棄物 担当）
カテゴリー・ 研究分野	【原子炉施設】I) 計装制御	主担当者	酒井 宏隆 安全技術管理官 柚木 彰 主任技術研究調査官 澁谷 憲悟 上席技術研究調査官

### 1. 背景

原子力発電所の計装制御装置には、電気・電子分野の技術が適用されている。電気・電子分野はその技術進歩が非常に速い分野である一方で、用いられる電子部品は同品種の物が大量に製造されることによりその品質が担保される性質を持ち、その技術サイクルは短く、同機能の装置であっても時間の経過とともにその内部の部品構成を当初の装置と同一に維持し続けることは徐々に困難となる。特に高精度・高信頼性のアナログ素子を用いた回路はアナログ素子の改廃により、今後、デジタルによる処理を含んだ回路に置き換えられることとなる。そのため、原子力発電所を建て替える際に最新の計装制御装置を全面的に導入する場合に加え、既設の原子力発電所の運転延長に伴う計装制御装置の更新時にも、それらを構成する機器には最新のデジタル技術が適用されており、今後もこの流れは加速することが想定される。実際に、令和 7 年 9 月時点において、原子力発電所の計装制御装置の中でも特に安全上重要な装置である安全保護系に対して、国内において運転中及び新規制基準適合性審査中の原子力発電所 26 基<sup>(1)</sup>のうち、24 基で全面的又は部分的にデジタル技術が既に適用されており<sup>(2)</sup>、その適合性審査において、安全保護系に適用されるデジタル技術の適切性について確認されている。

こうした中で、日本電気協会電気技術規程 JEAC 4620「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」<sup>(3)</sup>及び日本電気協会電気技術指針 JEAG 4609「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」<sup>(4)</sup>に対して、原子力規制委員会において技術評価が行われ、デジタル安全保護系の対象範囲の明確化及びマイクロプロセッサに代わる論理演算を行い得るプログラマブルデバイス等の新規デジタル技術適用の反映等を取り込む形で、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準規則解釈」という。）<sup>(5)</sup>に引用されている。また、産業界においては、近年海外でも対応が進められているソフトウェア共通要因故障対策への国内での対応を検討した「発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム」での議論及び前述の技術評価を通じて原子力規制委員会が技術評価書<sup>(6)</sup>中で示した要望事項への対応に加え、産業界自主で計装制御装置へのデジタル技術の適用拡大に備えた対応が進められている。さらに、装置又はシステムの存在する環境において、許容できないような電磁妨害をいかなるものに対しても与えず、かつ、その電磁的事象に対して満足に機能するための装置又はシステムの能力として JIS 規格<sup>(7)</sup>において定義される電磁両立性に関する対応として、計装制御装置の信頼性の観点からの議論が産業界において行われている。デジタル技術の進展に伴い、デジタル化された安全保護系がその安全保護機能を喪失した場合においても、安全保護系の代替機能として、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるよう、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動的に、または手動により作動させる設備として設置される多様化設備も含め、デジタル技術の適用先がさらに広がることが避け得ないことから、デジタル計装制御の信頼性確保の方策をどう評価するかに引き続き技術的な課題がある。

これらの課題（新たに導入されつつある又は導入される可能性のあるデジタル技術の信頼性、計装制御装置の電磁両立性対策、デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策）については、日本電気協会 安全設計分科会傘下の計測制御検討会において、今後の規格の改訂のための課題として議論されており、原子力規制庁職員も参画している。また、国際的には OECD/NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)傘下のタスクグループにおいてソフトウェア共通要因故障に対する共通見解書の改訂作業が進められるとともに、計装制御に関する文書の作成・維持のための常設の作業体制の構築に向けた検討が進められている。さらに、IAEA においても、計装制御関係の指針文書である SSG-39「Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants」<sup>(8)</sup>の令和 8 年度からの改訂開始に向けた準備が進められている。

これまで、これらの課題について幅広く海外事例の概要等の技術調査を進めてきたが、アナログ機器の調達が困難になってきたことを受けて産業界のデジタル化の動きが活発になっており、デジタル化に係る許認可申請に備え体系だって知見を整備していく必要が生じている。こうしたことから、「デジタル計装制御技術の信頼性評価に関する研究」を安全研究として高い優先度を持って重点的に取り組んでいく課題とすることが、令和 7 年 7 月の第 20 回原子力規制委員会において決定された「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」において明確化されている。

### 2. 目的

図 1 に示す検出器から動作装置入力端子までの原子力発電所の計装制御の範囲に含まれる計装制御装置に適用されるデジタル技術を対象として、国内の安全保護系へのデジタル技術適用状況に関する知見を蓄積することを目的とする。

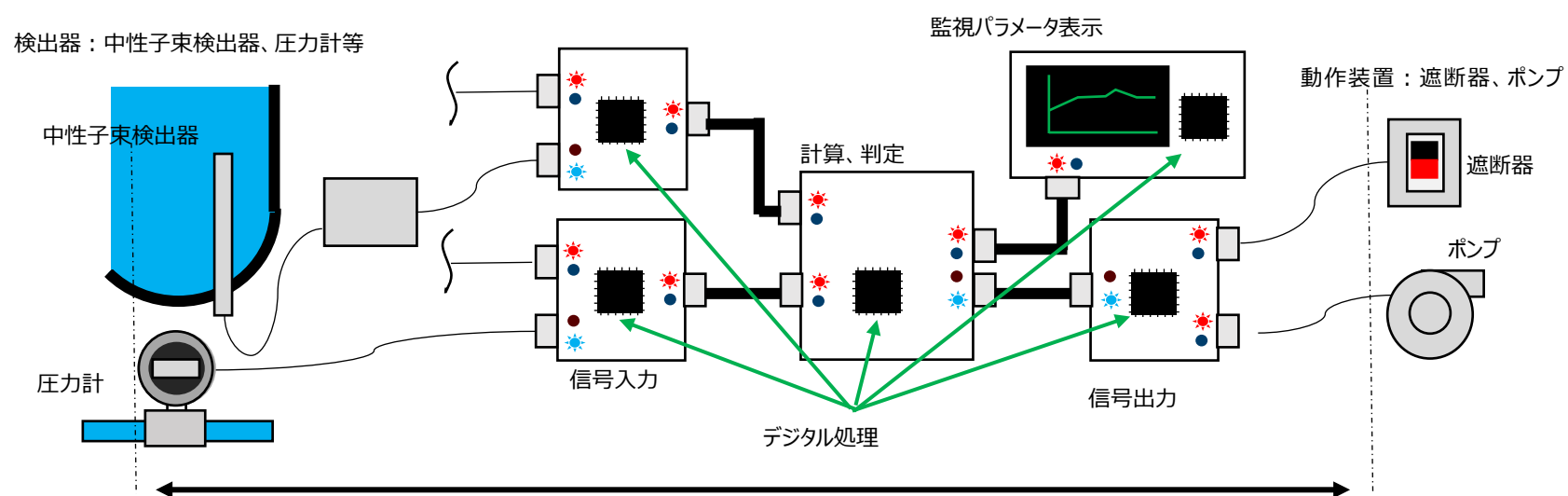


図1 原子力発電所の計装制御の範囲

### 3. 知見の活用先

本研究において得られる技術情報や試験により蓄積した知見は、今後改定が予定されている原子力発電所の安全保護装置に係る民間規格である日本電気協会電気技術規格 JEAC 4620「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規格」<sup>(3)</sup>及び日本電気協会電気技術指針 JEAG 4609「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」<sup>(4)</sup>の技術基準規則解釈<sup>(5)</sup>第35条安全保護装置への引用に向けた技術評価に活用することができる。さらに、技術評価結果が技術基準規則解釈<sup>(5)</sup>に反映されることを通じて実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則<sup>(9)</sup>第23条「計測制御系統施設」、第24条「安全保護回路」及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則<sup>(10)</sup>第34条「計測装置」、第35条「安全保護装置」に関連した原子力発電所の計装制御に係る審査及び検査において活用することができる。

### 4. 安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年5月29日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。

- ① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）
- ② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）

#### （1）原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価【分類①、②】

計装制御装置に適用されるデジタル技術の信頼性評価については、原子力計装制御に用いられ得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含むデジタル技術のうち、海外において既に適用済み又は適用が検討されている技術を中心に調査を行うとともに、その信頼性評価手段について留意すべき内容を抽出する。

#### （2）計装制御装置の電磁両立性評価【分類①、②】

計装制御装置の電磁両立性については、原子力発電所の計装制御装置の電磁両立性の確保に向け、達成すべき性能の水準の考え方を整理する。その際に、実際に装置に生じる影響評価を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて実施する。

#### （3）デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価【分類①、②】

安全保護系及び多様化設備へのデジタル技術適用については、諸外国のデジタル安全保護系の想定故障及び多様化設備にデジタル技術を適用している事例を調査し、どのような形でソフトウェア共通要因故障対策を実施しているかを確認する。また、デジタル安全保護系を模擬した計装制御システムを構成する要素のモデル化を通じてデジタル技術適用における留意点を整理する。

### 5. 成果目標と実施計画

#### （1）原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価【分類①、②】

成果目標：

プログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術に対して、その技術が用いられる装置の重要度と処理の複雑性に応じてどのようなV&Vを含む信頼性確保手段が考えられるかの整理を行う。また、関連する国際動向の調査を行い知見を蓄積する。

実施計画：

【R8年度】

- ・ 原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出を行う。
- ・ 信頼性評価に必要な評価用の体系構築のための基本検討を行い、評価を通じて確認すべき項目及び対象とする技術

を明確化する。

- ・ デジタル技術全般の動向調査を行う。

【R9 年度】

- ・ 原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出を行う。
- ・ 信頼性評価用の体系構築のための詳細検討を行う。
- ・ デジタル技術全般の動向調査を行う。

【R10 年度】

- ・ 原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出結果を基に原子力発電所の安全保護装置へ適用した場合の重要度と処理の複雑さに応じた課題の抽出を行う。
- ・ 信頼性評価用の体系を構築する。
- ・ デジタル技術全般の動向調査を行う。

【R11 年度】

- ・ 原子力発電所の計装制御に適用され得るプログラマブルデバイス及びスマートデバイスを含む最新のデジタル技術について、他の種類の発電所を含む高信頼性計装制御に適用されている技術の抽出結果を基に原子力発電所の安全保護装置へ適用した場合の重要度と処理の複雑性に応じた観点から課題を取りまとめる。
- ・ 構築した評価用の体系による評価を行う。
- ・ デジタル技術全般の動向調査を行い、過年度の結果とあわせて取りまとめる。

（２）計装制御装置の電磁両立性評価【分類①、②】

成果目標：

計装制御装置を模擬した電子回路に電磁ノイズを入れたときの応答評価を電磁両立性試験を通じて行い、どのような影響が生じるかについて知見を整理して、装置の発する電磁ノイズの許容量、装置の設置場所に置いて想定される周辺電磁ノイズの量及びそうしたノイズ環境下で装置が維持すべき動作といった電磁両立性に関して達成すべき性能の水準がどのように計装制御装置に対して確立されるべきかを明確にする。さらに、関連する電磁両立性に関する知見を蓄積する。

実施計画：

【R8 年度】

- ・ 過去の検討結果を整理し、ノイズに対する影響を受けやすい装置・条件を特定するとともに実施する電磁両立性試験の種類を特定する。
- ・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて蓄積する。

【R9 年度】

- ・ ノイズに対する影響を受けやすい装置・条件を評価するための試験体系を立案し、（１）の信頼性評価用の体系の詳細検討に立案結果を反映する。
- 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて蓄積する。

【R10 年度】

- ・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を蓄積する。

【R11 年度】

- ・ 電磁両立性試験を前述の（１）の評価用の体系を用いて行い、これまでの検討結果も含め知見を取りまとめる。
- ・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見を電磁ノイズの放出・耐性試験、文献調査等を通じて蓄積する。

（３）デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価【分類①、②】

成果目標：

デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策において、想定故障の設定も含めた必要な多様性の確保の考え方について、シミュレーション環境によるモデル化及び海外事例調査を行い、多様化設備にデジタル技術が適用される場合も含めて確認すべき事項を取りまとめる。

実施計画：

【R8 年度】

- ・ ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境構築を行う。
- ・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例を調査する。

【R9 年度】

- ・ ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境構築を行う。
- ・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例を調査する。

【R10 年度】

- ・ シミュレーション環境を用いたソフトウェア共通要因故障のモデル化を行う。

- ・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例を調査する。

【R11 年度】

- ・ シミュレーション環境によりモデル化したソフトウェア共通要因故障の評価及び結果を取りまとめる。
- ・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例の調査を行うとともに過年度の結果も含めて調査結果を取りまとめる。

行程表				
	令和 8 年度	令和 9 年度	令和 10 年度	令和 11 年度
( 1 ) 原子力計装制御に適用される新デジタル技術の信頼性評価		JEAC 4620/JEAG4609の改訂審議への参画		
			▽学会発表	論文投稿▽
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高信頼性計装制御に適用されている最新のデジタル技術の抽出</li> <li>・ 評価用の体系構築のための基本検討</li> <li>・ デジタル技術全般の動向調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高信頼性計装制御に適用されている最新のデジタル技術の抽出</li> <li>・ 評価用の体系構築のための詳細検討</li> <li>・ デジタル技術全般の動向調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最新のデジタル技術の高信頼性計装制御への適用時の重要度と処理の複雑さに応じた課題の抽出</li> <li>・ 評価用の体系構築</li> <li>・ デジタル技術全般の動向調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最新のデジタル技術の高信頼性計装制御への適用時の重要度と処理の複雑さに応じた課題の取りまとめ</li> <li>・ 評価体系による評価試験の実施</li> <li>・ デジタル技術全般の動向調査の取りまとめ</li> </ul>
( 2 ) 計装制御装置の電磁両立性評価				学会発表▽
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実施する電磁両立性試験の種類の特定制</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実施する電磁両立性試験体系の立案と ( 1 ) の評価体系への反映</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電磁両立性関係の試験結果の取りまとめ</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 達成すべき電磁両立性の性能の水準の確立に関する知見の蓄積及び結果の取りまとめ</li> </ul>
( 3 ) デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障対策評価			▽学会発表	論文投稿▽
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境の構築</li> <li>・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ソフトウェア共通要因故障をモデル化するためのシミュレーション環境の構築</li> <li>・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ シミュレーション環境を用いたソフトウェア共通要因故障のモデル化の実施。</li> <li>・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ シミュレーション環境によりモデル化したソフトウェア共通要因故障の評価及び結果の取りまとめ</li> <li>・ ソフトウェア共通要因故障に関する海外事例調査及び結果の取りまとめ</li> </ul>

6. 実施体制

【放射線・廃棄物研究部門/技術基盤課における実施者（実施項目ごとに主担当者には○を記載）】

放射線廃棄物研究部門：

○酒井 宏隆 安全技術管理官（放射線・廃棄物担当）（実施項目（1）、（2）、（3）関係）

○柚木 彰 主任技術研究調査官（実施項目（2）関係）

○澁谷 憲悟 上席技術調査官（実施項目（1）関係）

（開始時までにはメンバーは追加予定）

【委託研究先】

未定

【共同研究先】

未定

7. 備考

なし

## 参考文献

- (1) 原子力規制委員会 「新規制基準適合性審査の進捗状況等について（発電用原子炉関係） 令和 7 年 7 月 2 日版」、令和 7 年  
<https://www.nra.go.jp/data/000475739.pdf>（令和 7 年 9 月 25 日確認）
- (2) 原子力エネルギー協議会（ATENA） 「デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障への対応にかかる各原子力事業者の安全対策の実施状況について（2024 年度下期）」、令和 7 年  
<https://www.atena-j.jp/news/docs/d261acfa208e56e964b8e576bf96e32a3924ae5a.pdf>（令和 7 年 9 月 25 日確認）
- (3) 一般社団法人 日本電気協会、電気技術規格 JEAC 4620-2020「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」、令和 2 年
- (4) 一般社団法人 日本電気協会、電気技術指針 JEAG 4609-2020「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針」、令和 2 年
- (5) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」原規技発第 2310116 号 原子力規制委員会決定、令和 5 年
- (6) 原子力規制委員会 「日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC 4620-2020）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認（V&V）に関する指針（JEAG 4609-2020）」に関する技術評価書」、令和 5 年  
<https://www.nra.go.jp/data/000456185.pdf>（令和 7 年 9 月 25 日確認）
- (7) 日本産業規格 JIS C 0161:1997「EMC に関する IEV 用語」、平成 9 年
- (8) IAEA, Safety Standards Series No. SSG-39 “Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants”, 2016
- (9) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、平成二十五年原子力規制委員会規則第五号
- (10) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」平成二十五年原子力規制委員会規則第六号



研究計画（案）

プロジェクト 名称	再処理施設等における重大事故等のリスク評価に関する研究		
実施期間	令和８年度 ～ 令和１２年度	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	森 憲治 上席技術研究調査官
カテゴリー・ 研究分野	【核燃料サイクル・廃棄物】K-1）加工施設・再処理施設関連	主担当者	横塚 宗之 副主任技術研究調査官 山口 晃範 副主任技術研究調査官

1. 背景

（１）規制課題

① 原子力規制検査

原子力規制検査（原子炉等規制法<sup>(1)</sup>第 61 条の 2 の 2）の実施に当たり策定された原子力規制検査等実施要領<sup>(2)</sup>では、「検査の実施方針の設定」において、合理的な範囲でリスク情報<sup>\*</sup> <sup>(2)～(4)</sup>を活用し、効率的かつ効果的な検査の実施に努めるとされている。混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設及び再処理施設（以下「再処理施設等」という。）では、検査対象となる設備・機器が多数に上ることから、リスク情報を用いて検査の優先順位を設けることが上記の効率的かつ効果的な検査を行う上での有効な手段<sup>\*\*</sup>の一つである。このようなリスク情報として、リスク評価から得られる検査対象設備・機器の重要度などが挙げられる。このため、再処理施設等におけるリスク評価手法に関する知見が必要である。

\* : リスク評価による結果及びその過程で得られる情報であり、設備・機器の重要度を含む。

\*\* : 優先順位は、検査にかかる時間等の検査への関与の程度を決める<sup>(5)</sup>ことに活用できる。

② 安全性向上評価

加工施設及び再処理施設の安全性の向上のための評価（原子炉等規制法第 22 条の 7 の 2 第 4 項及び第 50 条の 4 の 2 第 4 項）では、事業者自らが施設の安全性を評価し、安全性の向上を図ることが求められている。さらに、重大事故の発生に至る可能性がある場合には、発生し得る事象の調査、分析及び評価が求められている（加工規則<sup>(6)</sup>第 9 条の 3 の 5 第 2 号及び再処理規則<sup>(7)</sup>第 19 条の 3 の 5 第 2 号）。再処理施設等に対しては、安全性の向上のための評価として確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が運用ガイドに例示されており（加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド<sup>(8)</sup>、第 2 章）、PRA 等による適切なリスク評価が求められている。また、原子力規制委員会は、事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠の確認（以下「安全性向上評価における確認」という。）を行うこととされている（同ガイド<sup>(8)</sup>、第 3 章）。これらの確認のため、再処理施設等におけるリスク評価手法に関する知見が必要である。

（２）技術課題

再処理施設等の PRA については、現在、その手法が必ずしも成熟していない（上記ガイド<sup>(8)</sup>、第 1 章）とされており、国内での評価実績<sup>(9)～(11)</sup>は数例のみであり発電炉と比較して少ない。また、発電用原子炉施設に対する PRA 手法を参考として国内で策定された核燃料施設<sup>\*</sup>に対するリスク評価の実施基準<sup>(12)</sup>においても、複数事象の重畳、人間信頼性解析手法等の課題が挙げられている。このような状況の下、リスク情報を活用した原子力規制検査の実施及び安全性向上評価における確認のためには、再処理施設等の PRA に関する技術的知見及び PRA 以外に活用が想定されるリスク評価手法に関する技術的知見が必要であるが、これらは必ずしも十分に得られていないため、これらの技術的知見を蓄積することが課題である。また、リスク評価では、事故の発生頻度の他、放射性物質の放出量や被ばく線量といった影響の大きさをを用いてリスクを算出するため、リスクの大きさを明確にするためには、発生頻度及び影響の大きさについて不確かさ<sup>\*\*</sup>を低減させた精度の高い評価を行うことが求められる。再処理施設等では様々な事故が想定されており、評価にあたっては事故事象全般を対象とする必要があるが、特に重大事故はその頻度は小さいものの、影響が大きいため、上記不確かさを低減させた精度の高い評価が必要である。このような評価では、事故の進展に関する網羅的で詳細な技術的知見が必要であるが、重大事故についてこれらの知見は必ずしも十分に得られておらず、試験等を実施して蓄積することが課題である。

\* : MOX 燃料加工施設及び再処理施設が含まれる。

\*\* : 影響の大きさに係る不確かさについては、評価に必要となる放射性物質の発生量や放射性物質の環境への移行割合などに含まれる。

なお、再処理施設等における重大事故としては様々な事象が想定されている。核燃料物質の加工の事業に関する規則<sup>(6)</sup>では「臨界事故」及び「核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失」が挙げられており、原子力規制庁では、MOX 燃料加工施設の重大事故として、閉じ込め機能の喪失に至る恐れがあり、一般公衆の被ばく影響の観点から重要と考えたグローブボックス火災について研究を実施した<sup>(13)</sup>。一方、使用済燃料の再処理の事業に関する規則<sup>(7)</sup>では「臨界事故」、「冷却機能の喪失による蒸発乾固」、「放射線分解により発生する水素による爆発」、「有機溶媒等による火災又は爆発」、「使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備」（ここでは使用済燃料貯蔵槽に貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故の発生を想定するとしている。）及び「放射性物質の漏えい」が挙げられている。リスク評価の観点から、いずれの事象も、その進展に係る技術的知見が必要であるが、原子力規制庁では高レベル廃液貯蔵の「冷却機能の喪失による蒸発乾固」に関する研究を優先して実施している<sup>(13)</sup>（（３）②参照）。



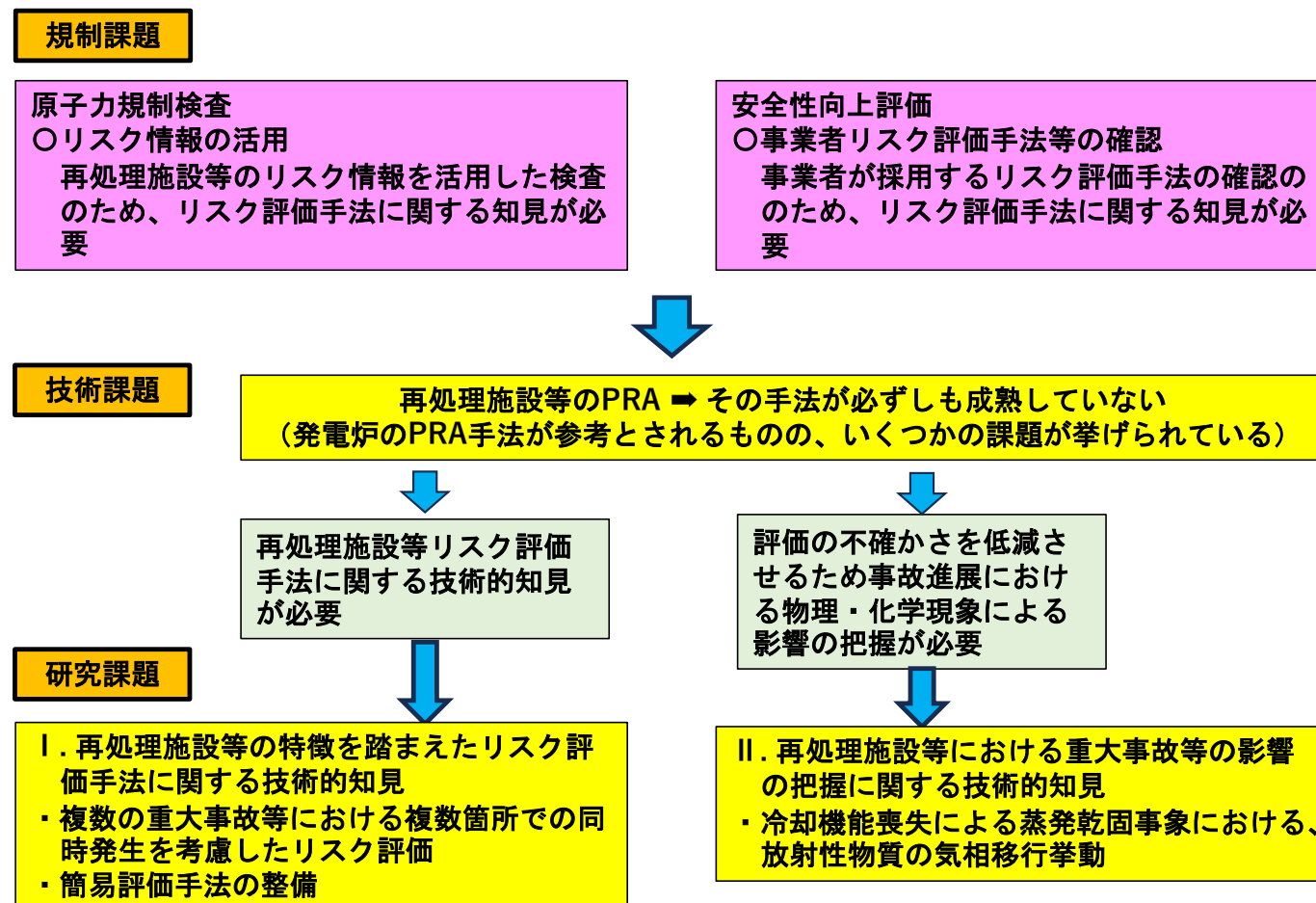


図1 規制課題・技術課題・研究課題の関係

### (3) 研究課題

上記(2)技術課題を踏まえ、再処理施設等における将来的なリスク情報の活用に備えて次の二つの技術的知見の取得に関する研究が必要である。図1に規制課題・技術課題とこれらの研究課題との関係を示す。なお、これらの研究で得られる知見は、研究が完了する前であっても、再処理施設等の現状や竣工等の動向を踏まえ、随時活用していくことを想定する必要がある。

#### ① 再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価手法に関する技術的知見

再処理施設等では、施設全体にわたり様々な性状の核燃料物質や放射性物質が施設内に分散しているという特徴から、複数の重大事故等が複数箇所と同時に発生する可能性が考えられ、「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」<sup>(14)</sup>の第3章第28条第1項において、重大事故の発生防止及び拡大防止の有効性評価の際に複数事象の重畳に関する評価が求められている。しかしながら、複数事象の重畳を適切に評価できるリスク評価手法に関して技術的知見が不足しており、事業者が実施する評価の妥当性を確認するためには、その技術的知見の蓄積が必要である。これは、上記(2)技術課題で示す核燃料施設に対するリスク評価の実施基準<sup>(12)</sup>に挙げられている課題の一つである。他のリスク評価手法として人間信頼性解析手法等も挙げられるが、「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」の要求を踏まえ、本研究では、複数事象の重畳に関するリスク評価手法の技術的知見の拡充を優先する。また、原子力規制検査に活用するリスク評価手法については、詳細な施設情報が必要となるが、事業者によるリスク評価が進捗中である場合や未実施の場合、検査に活用するリスク情報を取得できるまでには時間を要するものと考えられる。このような状況を想定する場合、簡易的で負荷が低く、詳細な施設情報を必要としない評価手法(以下「簡易評価手法」という。)の整備を行うことは有効である<sup>(15)(16)</sup>。このような簡易評価手法は、グレーデッドアプローチ(安全上の重要度に応じた規制上の取扱い)<sup>(17)</sup>の考え方を踏まえ、潜在的なリスクが小さい原子力施設への適用も可能と考えられる。これらの簡易評価手法については、事前に構造重要度\*<sup>(18)(19)</sup>を用いた簡易評価手法について簡単な調査・検討をしているが<sup>(20)~(22)</sup>、今後、その結果を踏まえて本手法の特徴、適用範囲及び重要度の算出方法について整理する必要がある。

\* : 施設の設備構成を表すフォールトツリー等から簡易的に算出される設備・機器の重要度

なお、核燃料施設におけるリスク評価は、国外では仏国において定期安全レビューの一環としてPRAが実施されており<sup>(23)</sup>、米国の安全審査及び検査<sup>(24)(25)</sup>、並びにスペインの定期安全レビュー<sup>(26)</sup>においては、リスク評価の一種である総合安全解析(ISA: Integrated Safety Analysis)による評価結果が活用されている。一方、国内では、これまで適合性審査や検査において定量的なリスク評価結果が活用された実績はほとんどないが、現在、再処理施設等の安全性向上評価に向けて事業者によるリスク評価が進められている<sup>(27)</sup>。また、再処理施設等を含む核燃料施設のリスク評価手法に関しては、国内外で様々な研究や情報交換が行われている<sup>(28)~(35)</sup>。このように、技術的知見の拡充においては、国内外のリスク評価に関する動向を注視し、得られた情報を分析して新たな技術課題として特定された場合には、その適用に関する検討を行う必要がある。

#### ② 再処理施設等における重大事故等の影響の把握に関する技術的知見

リスク情報の活用においては、不確かさを低減させた精度の高いリスク評価が求められ、その評価のためには事故進展に関する網羅的で詳細な知見が必要である。このような知見は、事故事象全般の進展について必要であるが、その中でも特に重大事故については、頻度は小さいものの、影響が大きいことが想定されることから、不確かさの低減が求められており、網羅的で詳細な知見が必要である。再処理施設における重大事故の一つとして挙げられている冷却機能の喪失による蒸発乾

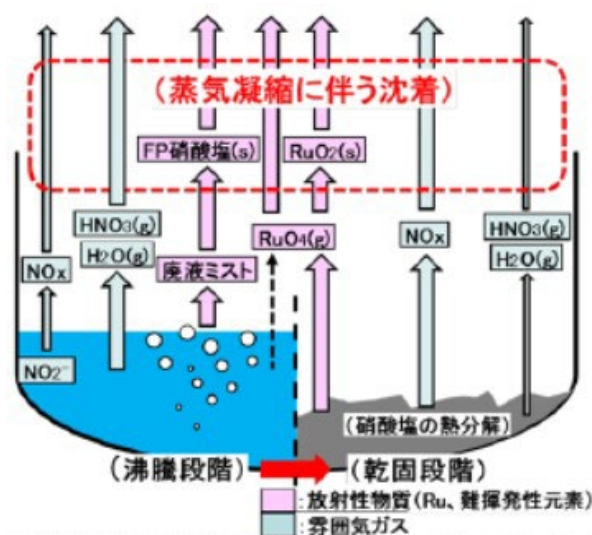


図2 蒸発乾固時の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図<sup>(43)</sup>

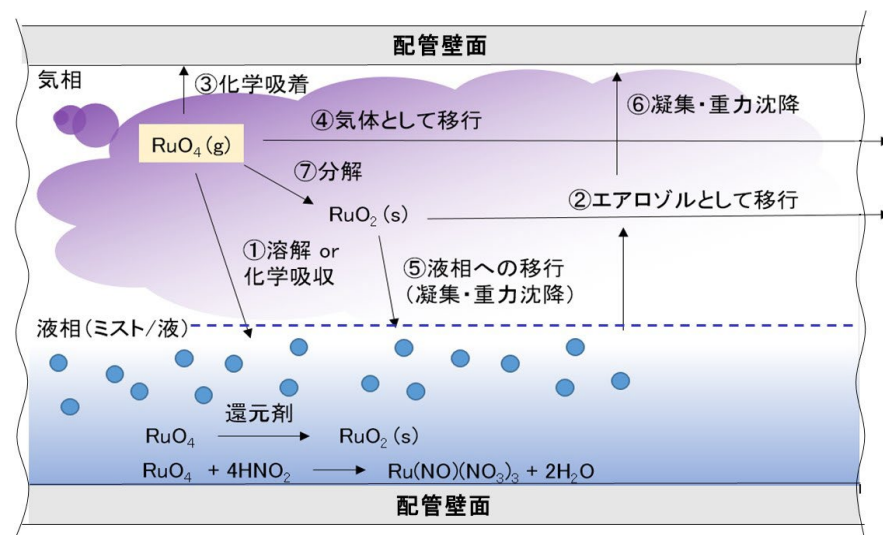


図3 気体状Ruで想定される移行挙動の概念図<sup>(40)</sup>

固事象は、事象進展の過程において揮発性の放射性物質が生成される恐れがあり、特に重要であると考えられる。その中で、比較的低温（約120℃）で揮発するルテニウム（Ru）の移行挙動や、それに影響を及ぼす施設内の環境変化（図2及び図3を参照。）については、国内外で研究が進められており、知見が蓄積されている<sup>(36)～(54)</sup>。さらに、これらの知見を反映した評価モデルの整備も進められており、それらのモデルを組み込む解析コードでは、施設内の環境の変化を踏まえ、気相へ移行したRuの物理的・化学的挙動を取り扱うことが可能である<sup>(55), (56)</sup>。日本原子力学会の再処理・リサイクル部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ報告書によれば、気相へ移行したRuの施設内での移行はある程度評価が可能であるとされている<sup>(57)</sup>。

しかしながら、現状のRu評価モデルは各挙動の個別の要素データに基づいており、各挙動間の複合的・相反的な関係までは十分に考慮されていない。また、Ru以外にも揮発性を示す元素として、Ruと同様に比較的低温から揮発する可能性があるテクネチウム（Tc）、より高温で揮発する可能性があるセシウム（Cs）等が考えられる<sup>(38)</sup>。Csはインベントリ量の観点からも重要な元素である。これらの元素の移行挙動を把握するためには、より高温域における知見が求められる。

以上のことから、事象進展に伴う環境の変化、様々な物理的・化学的挙動、放出される放射性物質の種類や移行挙動が複雑であるため、放射性物質の移行挙動に関する現状の知見は十分とはいえず、放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるためには網羅的で詳細な知見が必要である。

これまでに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門（現 原子力安全・防災研究所） 安全研究センター（以下「JAEA安全センター」という。）への委託研究事業により、高レベル廃液貯槽の冷却機能が喪失した後の事象進展に応じて変化する廃液の状態や貯槽内の環境変化に留意しつつ、Ruに着目し、その揮発挙動への亜硝酸の影響、気体状Ruの移行経路上からの除去挙動（気相での分解反応、液相への移行、壁面への沈着）等についてデータを取得するとともに、得られたデータをもとに各現象をモデル化してきた<sup>(39)～(46)</sup>。また、Csについて、揮発挙動及び気体状Csの移行挙動の把握に着手するとともに、移行挙動に影響を及ぼす乾固物の温度挙動について知見を取得してきた<sup>(43)～(46)</sup>。さらに、原子力規制庁では、これらの委託成果をもとに、蒸発乾固の事象進展過程に応じた放射性物質の移行挙動を定性的に整理<sup>(50), (51)</sup>してきたが、網羅的で詳細な知見の取得の観点から、Ruについては、これまでの研究で示唆された各現象の複合的・相反的な関係を把握すること、また、Ru以外に揮発する可能性があるCs及びTcについては、関連するデータの拡充及び新規取得を進める必要がある。さらに、当該事象における放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるため、事象進展過程の整理と解析的検討を実施し、将来的な解析コードの整備に向けた準備を行うことが必要である。

なお、蒸発乾固事象下で想定されるRuの揮発挙動については、主に仏国<sup>(58)</sup>及び日本で知見が蓄積されており、特に日本では揮発後の移行経路に関する試験データが取得されている。一方、米国や英国では、Ruの揮発に特化した研究は見当たらない。例えば、DOE-HDBK-3010<sup>(59)</sup>において沸騰時の気相移行率に関するデータは整理されているものの、Ruに関する情報は含まれていない。さらに、本研究で着目しているCs及びTcについては、蒸発乾固事象下で想定される化学反応を踏まえた移行挙動に関するデータは、現状ほとんど存在していない。解析コードについては、仏国では第一原理に基づく解析コードの開発が進められている<sup>(60)</sup>、一方、日本（JAEA安全研究センター）では試験結果に基づく開発が進められている<sup>(55)</sup>。

## 2. 目的

リスク情報を活用して効率的かつ効果的に再処理施設等の原子力規制検査を実施するために、また、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に、再処理施設等の特徴を踏まえたリスク評価に必要な知見である複数事象の重畳に関するリスク評価手法及び簡易的なリスク評価手法に関する技術的知見を蓄積する。また、重大事故等評価に関連する事象として再処理施設における蒸発乾固事象に関する技術的知見のうち、これまでに得られていない知見を蓄積する。

## 3. 知見の活用先

本プロジェクトで得られた知見は、

- 再処理施設等におけるリスク情報を活用した原子力規制検査を実施する際の技術基盤として活用する。



- 事業者が実施する再処理施設等の安全性向上評価において、事業者が採用した評価手法及びその技術的根拠を原子力規制委員会が確認する際の技術基盤として活用する。

#### 4. 安全研究概要

本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年５月２９日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。

- ②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）
- ④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）

##### （１）再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究

再処理施設等のリスク情報を活用した検査及び安全性向上評価における確認のため、以下の a. 及び b. を原子力規制庁が実施する。【分類②④】

###### a. 簡易的なリスク評価手法の検討

PRA によるリスク評価による結果を得るまでに時間を要する施設や潜在的なリスクが小さい施設を対象に、構造重要度を用いた簡易評価手法について検討し、本手法の特徴、適用範囲及び重要度の算出方法について整理する。

###### b. 再処理施設等の特徴を踏まえたリスクの評価手法の検討

再処理施設等では、施設全体にわたり様々な性状の核燃料物質や放射性物質が施設内に分散しているという特徴から、複数事象の重畳を念頭に、発電炉を対象に検討が進められているマルチユニット PRA<sup>(61) (62)</sup> を初めとする国内外におけるリスク評価手法の情報を収集し、その手法の特徴の分析や再処理施設等に適用する場合の適切性を検討する。検討結果は、当該手法を適用する際の留意点・着眼点として整理する。なお、国内の情報収集については、国内事業者におけるリスク評価の動向にも注視する。

##### （２）再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究【分類②④】

本研究の実施概要は以下のとおりである。なお、a. 及び b. については委託して実施し、c. については原子力規制庁が実施する予定である。

###### a. Ru の移行挙動の詳細な把握

Ru の移行挙動について、これまでの研究で示唆された各現象の複合的・相反的な関係として、液相への移行と壁面への沈着の同時発生である気体状 Ru の気相からの除去挙動等を把握するために、必要な関連データを取得するとともに、複合的・相反的な関係を考慮した評価モデルを作成する。作成したモデルの妥当性を確認するため、当該モデルを解析コードに組み込み、Ru の移行挙動解析を実施し、挙動把握に資する情報を取得する。

###### b. Cs 及び Tc の移行挙動の把握

事象進展過程において揮発する可能性が考えられる Cs 及び Tc の移行挙動について、廃液乾固物中の共存物質、気相雰囲気等が及ぼす影響を把握するため、関連するデータを取得する。

###### c. 事象進展過程の整理及び解析的検討

これまでに得られた研究成果等を踏まえた上で、事象進展過程を定性的に整理するとともに、解析的検討を行うことで、冷却機能の喪失による蒸発乾固事象における放射性物質の移行挙動の全体像を捉えるための知見を蓄積する。

#### 5. 成果目標と実施計画

##### （１）再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究

###### a. 簡易的なリスク評価手法の検討

成果目標：リスク情報を活用した検査への活用のため、簡易的なリスク評価手法について、その特徴、適用範囲及び算出方法について整理する。

実施計画：令和 10 年度末までに簡易的なリスク評価手法について検討し、論文にまとめ投稿する。

###### b. 再処理施設等の特徴を踏まえたリスクの評価手法の検討

成果目標：リスク情報を活用した検査及び安全性向上評価における確認への活用のため、再処理施設等に適用するリスク評価手法について、その特徴や同施設に適用する際の留意点・着眼点を検討・整理する。

実施計画：令和 12 年度末まで国内外におけるリスク評価手法の情報収集を実施する。収集した情報について、令和 12 年度末までその手法の特徴の分析や再処理施設等に適用する際の適切性について検討する。検討に際しては必要に応じ試解析を実施する。令和 12 年度末までに、これらの手法の特徴や再処理施設等に適用する際の留意点・着眼点を整理する。国内事業者におけるリスク評価の動向把握について、令和 12 年度末まで継続して実施する。

##### （２）再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究

成果目標：リスク情報を活用した検査及び安全性向上評価における確認への活用のため、これまで整理してきた蒸発乾固事象の進展過程における放射性物質の移行挙動をもとに、今回得られる新たな成果を反映して当該整理の高度化を図る。加えて、解析的検討を行い、当該事象における放射性物質の移行挙動について、全体像を捉えるための知見を蓄積する。

実施計画：

###### a. Ru の移行挙動の詳細な把握

令和 9 年度までに、Ru の揮発挙動に影響を及ぼす亜硝酸の挙動、液相への移行、貯槽や配管等の壁面への沈着挙動等

を把握するためのより広範な試験条件を検討するとともに、予備試験を実施する。

令和12年度までに、上記検討結果を含めた、それまでの研究成果を踏まえ、亜硝酸の挙動、液相への移行、貯槽や配管等の壁面への沈着挙動等を把握するための試験を実施し、関連するデータを拡充する。また、これらの複合的・相反的な関係を考慮した評価モデルを作成する。当該モデルの妥当性は、既存データとの比較や解析コードに組み込み得られた結果により検証し、必要に応じて追加データを取得の上、併せて確認する。

b. Cs及びTcの移行挙動の把握

令和9年度までに、気相雰囲気等の影響下でのCs及びTcの移行挙動を把握するための試験条件を検討するとともに、予備試験を実施する。

令和12年度までに、上記検討結果を含めたそれまでの研究成果を踏まえ、Cs及びTcの移行挙動を把握するための試験を実施し、関連するデータを取得する。

c. 事象進展過程の整理及び解析的検討

令和12年度までに、これまでに得られた研究成果等を踏まえ、事象進展過程を段階的に分類し、各段階における放射性物質の移行挙動を定性的に整理する。また、a.の解析コード等による検証結果をもとに、結果の傾向や課題を分析し、必要に応じてパラメータ解析等の実施による解析的検討を行う。これらにより、蒸発乾固事象における放射性物質の移行挙動について、全体像を捉えるための知見を蓄積する。

行程表

	R 8 年度	R 9 年度	R 1 0 年度	R 1 1 年度	R 1 2 年度
(1)再処理施設等におけるリスク評価手法に関する研究	a. 簡易的なリスク評価手法の検討				
	評価手法特徴、適用範囲及び算出方法の整理		論文投稿△		
	b. 再処理施設等の特徴を踏まえたリスクの評価手法の検討				
	国内外におけるリスク評価手法の情報収集				
		リスク評価手法の特徴の分析及び施設への適用性検討			
(2)再処理施設における冷却機能の喪失による蒸発乾固事象に関する研究		国内事業者によるリスク評価の動向把握			
				留意点・着眼点の整理	
	a. Ruの移行挙動の把握				
	試験装置の設計、一部予備試験の実施	予備試験の実施、試験条件の検討	関連データの取得	関連データの取得、取得したデータを踏まえたモデル作成	作成したモデルの妥当性の検証（必要に応じて検証に必要なデータの取得）
	b. Cs及びTcの移行挙動の把握				
	試験装置の設計、一部予備試験の実施	予備試験の実施、試験条件の検討	関連データの取得	関連データの取得、取得したデータを踏まえたモデル作成	作成したモデルの妥当性の検証（必要に応じて検証に必要なデータの取得）
			c. 事象進展過程の整理及び解析的検討		論文等投稿△
			定性的な整理の実施	定性的な整理の実施、解析的検討の実施	定性的な整理の実施、解析的検討の実施

6. 実施体制

【システム安全研究部門における実施者（実施項目ごとに主担当者に○を記載）】

森 憲治 上席技術研究調査官（実施項目（1）、（2）関係）  
○横塚 宗之 副主任技術研究調査官（実施項目（1）、（2）関係）  
○山口 晃範 副主任技術研究調査官（実施項目（1）、（2）関係）  
片山 二郎 技術研究調査官（実施項目（2）関係）  
野島 康夫 技術参与（実施項目（2）関係）

【委託研究先】

実施項目（1） なし

実施項目（２） 未定

【共同研究先】

なし

7. 備考

なし

参考文献

- (1) 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、昭和 32 年法律第 166 号
- (2) 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、最終改正：令和 6 年 6 月 12 日  
[https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide\\_index.html](https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html)（2025 年 9 月 26 日確認）
- (3) 一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2014」、AESJ-SC-RK003:2014、2014 年 10 月
- (4) U. S. NRC, “Glossary of Risk-Related Terms in Support of Risk- Informed Decisionmaking”, NUREG-2122, November 2013. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr2122/index.html>（2025 年 9 月 26 日確認）
- (5) 原子力規制庁原子力規制部検査監督総括課、「共通事項に係る検査運用ガイド」、GI0001\_r6  
[https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide\\_index.html](https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html)（2025 年 9 月 26 日確認）
- (6) 「核燃料物質の加工の事業に関する規則」、昭和四十一年総理府令第三十七号  
<https://laws.e-gov.go.jp/law/341M50000002037/>（2025 年 9 月 26 日確認）
- (7) 「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」、昭和四十六年総理府令第十号  
<https://laws.e-gov.go.jp/law/346M50000002010/>（2025 年 9 月 26 日確認）
- (8) 原子力規制委員会、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 2303291 号原子力規制委員会決定、令和 5 年 3 月 29 日  
[https://www.nra.go.jp/law\\_kijyun/law/saishori\\_kisoku.html](https://www.nra.go.jp/law_kijyun/law/saishori_kisoku.html)（2025 年 9 月 26 日確認）
- (9) 玉内 義一、小路 達郎、武部 和巳、関根 啓二、松岡 伸吾、田中 太、黒岩 克也、林 和也、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (I) プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 5, No. 4, p. 334-346 (2006). doi:10.3327/taesj.2002.5.334
- (10) 宮田 敬士、武部 和巳、玉内 義一、中野 正直、林 芳昭、関根 啓二、松岡 伸吾、田中 太、黒岩 克也、黒須 勝也、林 和也、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (II) 高レベル濃縮廃液沸とう事故の発生頻度評価(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 7, No. 2, p. 85-98 (2008). doi:10.3327/taesj.J06.075
- (11) 玉内 義一、瀬川 智史、林 芳昭、松岡 伸吾、黒須 勝也、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (III) セル内有機溶媒火災(内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 10, No. 3, p. 170-184 (2011). doi:10.3327/taesj.J10.007
- (12) 一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018」、AESJ-SC-P011:2018、2019 年 3 月
- (13) 原子力規制委員会、令和 7 年度安全研究計画、p. 131～p. 138  
<https://www.nra.go.jp/data/000477562.pdf>（2025 年 9 月 29 日確認）
- (14) 原子力規制委員会、「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」、原規技発第 2403133 号 原子力規制委員会決定、令和 6 年 3 月 13 日  
[https://www.nra.go.jp/law\\_kijyun/law/saishori\\_kisoku.html](https://www.nra.go.jp/law_kijyun/law/saishori_kisoku.html)（2025 年 9 月 26 日確認）
- (15) 森 憲治、「核燃料施設における地震リスク評価のための簡易ハイブリッド法の改良」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 18, No. 4, p. 199-209 (2019). doi:10.3327/taesj.J18.037
- (16) Kubo, K., Mori, K., Muramatsu, K., “A Simplified Quantification Method for Seismic Risk Assessment of Nuclear Fuel Cycle Facilities Using Clark Approximation”, Nuclear Engineering and Design 442 (2025) 114176. doi:10.1016/j.nucengdes.2025.114176
- (17) 原子力規制委員会、「第 2 期中期目標」、令和 2 年 2 月制定、令和 5 年 1 月改正、p. 1  
<https://www.nra.go.jp/data/000423154.pdf>（2025 年 9 月 26 日確認）
- (18) Birnbaum, Z. W. “On the Importance of Different Components in a Multicomponent System”, Multivariate Analysis - II. Ed. by Krishnaia, P. R. Academic Press, New York, 1969, p. 581-592.
- (19) 田村信幸、「システムの信頼性評価技法」、電子情報通信学会「知識ベース」、1 群-12 編-2 章 (ver. 1/2010. 8. 10)  
[https://www.ieice-hbkb.org/files/01/01gun\\_12hen\\_02.pdf](https://www.ieice-hbkb.org/files/01/01gun_12hen_02.pdf)（2025 年 9 月 26 日確認）
- (20) 森 憲治、横塚 宗之、寺垣 俊男、「再処理施設等における構造重要度を用いた設置機器の簡易重要度評価手法の検討 (1) 簡易重要度評価手法検討の概要」、日本原子力学会 2024 年春の年会予稿 2D05、2024 年 3 月 27 日
- (21) 横塚 宗之、森 憲治、寺垣 俊男、「再処理施設等における構造重要度を用いた設置機器の簡易重要度評価手法の検討 (2) 簡易重要度評価手法による試解析」、日本原子力学会 2024 年春の年会予稿 2D06、2024 年 3 月 27 日
- (22) 横塚 宗之、森 憲治、「再処理施設等における構造重要度を用いた設置機器の簡易重要度評価手法の検討」、令和 6 年度 JAEA-NRA 安全研究成果報告会、令和 6 年 11 月 14 日  
[https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r06/gaiyo\\_13.pdf](https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r06/gaiyo_13.pdf)（2025 年 9 月 26 日確認）

- (23) Luciani, A., Georgescu, G., “Intended IRSN Probabilistic Study Developments for Nuclear Non-power Installations”, Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities, Appendix 3 – Conference papers, NEA/CSNI/R(2021)5, January 2025.  
[https://cms.oecd-nea.org/jcms/pl\\_94936/proceedings-of-the-international-workshop-on-developments-in-safety-assessment-approaches-and-safety-management-practices-of-fuel-cycle-facilities?details=true](https://cms.oecd-nea.org/jcms/pl_94936/proceedings-of-the-international-workshop-on-developments-in-safety-assessment-approaches-and-safety-management-practices-of-fuel-cycle-facilities?details=true) (2025年9月26日確認)
- (24) U.S.NRC, 10CFR Part 70, “Domestic Licensing of Special Nuclear Material; Possession of a Critical Mass of Special Nuclear Material”, FEDERAL REGISTER, 09/18/2000.  
<https://www.federalregister.gov/documents/2000/09/18/00-23354/domestic-licensing-of-special-nuclear-material-possession-of-a-critical-mass-of-special-nuclear#page-56226> (2025年9月26日確認)
- (25) U.S.NRC, “Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications, Final Report”, NUREG-1520, Rev. 2, June 2015.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1517/ML15176A258.pdf> (2025年9月26日確認)
- (26) Alejano, G., García, A., Vázquez, T., “Integration of Deterministic and Probabilistic Approaches to the Safety Assessment of the JUZBADO Fuel Fabrication”, Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities, Appendix 3 – Conference papers, NEA/CSNI/R(2021)5, January 2025.  
[https://cms.oecd-nea.org/jcms/pl\\_94936/proceedings-of-the-international-workshop-on-developments-in-safety-assessment-approaches-and-safety-management-practices-of-fuel-cycle-facilities?details=true](https://cms.oecd-nea.org/jcms/pl_94936/proceedings-of-the-international-workshop-on-developments-in-safety-assessment-approaches-and-safety-management-practices-of-fuel-cycle-facilities?details=true) (2025年9月26日確認)
- (27) 日本原燃株式会社、「再処理施設および MOX 燃料加工施設における安全性向上評価の取組みについて」資料 1、2025 年 5 月 27 日  
<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100010520> (2025年9月26日確認)
- (28) 森 憲治、瀧澤 真、久保田 和雄、「安全研究成果報告 加工施設のリスク評価に係る研究」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ核燃料廃棄物研究部門, RREP-2018-3002、平成 3 年 11 月  
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253092.pdf> (2025年9月26日確認)
- (29) 横塚 宗之、山口 晃範、高梨 光博、久保田 和雄、「安全研究成果報告 再処理施設のリスク評価に係る研究」、原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ核燃料廃棄物研究部門, RREP-2018-3003、平成 30 年 11 月  
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253093.pdf> (2025年9月26日確認)
- (30) 森 憲治、横塚 宗之、山口 晃範、瀧澤 真、古田 昌代、櫻井 智明、寺垣 俊男、久保田 和雄、野島 康夫、「安全研究成果報告 加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究」、RREP-2021-3003、令和 3 年 6 月  
<https://www.nra.go.jp/data/000355424.pdf> (2025年9月26日確認)
- (31) 山本 将寛、武部 和巳、小玉 貴司、田中 太、川崎 亜星、永田 英隆、本郷 功、高橋 信、「六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備 (5) 3 貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討」、日本原子力学会 2025 年春の年会予稿 3F03、2025 年 3 月 12 日～14 日
- (32) Yamamoto, M., Takebe, K., Kodama, T., Tanaka, F., Hongo, I., “Development of Methods for Evaluating the Frequency of Accidents Related to Multiple storage Tanks and Multiple Events at the Rokkasho Reprocessing Plant”, PSAM17&ASRAM2024, Sendai International Center, Sendai, Miyagi, Japan, 7-11 October 2024.  
<https://iapsam.org/PSAM17/program/Papers/PSAM17&ASRAM2024-1050.pdf> (2025年9月26日確認)
- (33) Wang, R., Zhang, J., Li, G., Zhuang, D., Yang, Y., Feng, Z., Jia, L., Wang, N., Liang, B., “Study of Probabilistic Safety Assessment for a Reprocessing plant”, IOP Conf. Series: Earth and Environmental Science 467 (2020) 012078. doi:10.1088/1755-1315/467/1/012078.
- (34) Wang, W., Liu, X., He, Q., Wang, X., “Hazard Identification on the Process of High-Level Liquid Waste Concentration and Denigration in Spent Fuel Reprocessing by HAZOP”, Proceedings of the 23rd Pacific Basin Nuclear Conference, PBNC 2022, SPPHY 283, pp. 367-380, 2023. doi:10.1007/978-981-99-1023-6\_33.
- (35) IAEA, “Technical Meeting on Probabilistic Safety Assessment for Non-Reactor Nuclear Facilities”.  
<https://www.iaea.org/events/evt2303841> (2025年9月26日確認)
- (36) ASNR, “The ASTEC Software System”.  
<https://en.irsnn.fr/research/astec-software-system> (2025年9月26日確認)
- (37) Nerisson, P., Barrachin, M., Cantrel, L., Philippe, M., “Volatilization and Trapping of Ruthenium Under a Loss of Cooling Accident on High Level Liquid Waste (HLLW) Storage Tank in Reprocessing Plants”, GLOBAL2019-International Nuclear Fuel Cycle Conference and TOPFUEL 2019 Light Water Reactor Fuel Performance Conference, American Nuclear Society, Sep 2019, Seattle, United States, pp.659-667, irsn-04113171.  
<https://asn.hal.science/irsnn-04113171v1> (2025年9月26日確認)
- (38) 再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究運営管理グループ、「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書」平成 26 年 2 月

- (39) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業 事業報告書」、平成 28 年 3 月
- (40) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業 事業報告書」、平成 29 年 3 月
- (41) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等」、平成 30 年 3 月
- (42) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等」、平成 31 年 3 月
- (43) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等」、令和 2 年 3 月
- (44) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等」、令和 4 年 3 月
- (45) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等」、令和 5 年 3 月
- (46) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 年度度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等」、令和 6 年 3 月
- (47) Yoshida, N., Ohno, T., Yoshida, R., Amano, Y., Abe, H., “Decomposition Behavior of Gaseous Ruthenium Tetroxide under Atmospheric Conditions Assuming Evaporation to Dryness Accident of High-level Liquid Waste”, J. Nucl. Sci. Technol., 2020, Vol.57, No.11, p.1256-1264. doi:10.1080/00223131.2020.1780991
- (48) Yoshida, R., Amano, Y., Yoshida, N., Abe, H., “Restraint Effect of Coexisting Nitrite Ion in Simulated High Level Liquid Waste on Releasing Volatile Ruthenium under Boiling condition”, J. Nucl. Sci. Technol., 2021, Vol.58, No.2, p.145-150. doi:10.1080/00223131.2020.1825235.
- (49) Yoshida, N., Ohno, T., Amano, Y., Yoshida, R., Abe, H., Yamane, Y., “Release Behavior of Gaseous Ruthenium Tetroxide During Heating of High-Level Liquid Waste Simulant During Simulated Accident Conditions”, Nucl. Technol., Vol. 210, 2024, No.10, P.1999-2007. doi:10.1080/00295450.2024.2306688.
- (50) 山口 晃範、横塚 宗之、古田 昌代、久保田 和雄、藤根 幸雄、森 憲治、吉田 尚生、天野 祐希、阿部 仁、「再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.21、No.4、p.173-182 (2022)
- (51) 山口 晃範、「再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理」、令和 5 年度原子力機構安全研究・防災支援部門-原子力規制庁技術基盤グループ合同研究成果報告会  
[https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r05/oral\\_06.pdf](https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r05/oral_06.pdf) (2025 年 9 月 26 日確認)
- (52) Kato, T., Usami, T., Tsukada, T., Shibata, Y., Kodama, T., “Study on volatilization mechanism of ruthenium tetroxide from nitrosyl ruthenium nitrate by using mass spectrometer”, Nucl. Materials., Vol. 479, 2016, P.123-129.  
<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2016.06.052> (2025 年 9 月 30 日確認)
- (53) Kumagai, M., Suzuki, K., Hayashi, I., Matsuoka, S., Kinuhata, H., Shibata, Y., Kodama, T., “Boiling and Drying Accident of High-Level Liquid Waste in a Reprocessing Plant: Measurement of the Liquid-Phase Mass Transfer Coefficients of NO<sub>2</sub> and RuO<sub>4</sub> to the Condensate”, Nucl. Technology., 2024. doi:10.1080/00295450.2025.2462474.
- (54) Kodama, T., Kinuhata, H., Kumagai, M., Suzuki, K., Hayashi, I., Matsuoka, S., “Boiling and Drying Accident of High-Level Liquid Waste in a Reprocessing Plant: Examination of the Time-Dependent Temperature Increase of the Waste and of the Generation Rates of the Individual Components Released into the Gas Phase”, Nucl. Technology., 2024. doi:10.1080/00295450.2023.2273550
- (55) 吉田一雄、玉置等史、 桧山美奈、「再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故のソースターム解析手法の整備」、JAEA-Research、2023;2023-001:1-26
- (56) 藤原大資、京久合、 白井浩嗣、小玉 貴司、玉内 義一、佐藤 直弥、「再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化(D-9)PIRT に基づく FATE コード開発計画の現状と展望」、日本原子力学会 年会・大会予稿集 vol.2023F、2B15 (2023)
- (57) 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ フェーズⅢ報告書「再処理施設において想定される事故のシナリオと影響評価の例」、令和 6 年 3 月 19 日
- (58) Lucie, DE, Almeida., Philippe, Nerisson., Marc, Barrachin., Laurent, Cantrel., Christian, Mun., Laurent, Ricciard., Marc Phillippe., “R&D PROGRAMME ON VOLATILIZATION AND TRANSPORT BEHAVIOUR OF RUTHENIUM UNDER A LOSS OF COOLING ACCIDENT ON HIGH LEVEL LIQUID WASTE (HLLW) STORAGE TANKS IN REPROCESSING PLANTS AND MITIGATION STRATEGIES”, Proceedings of the International Workshop on Developments in Safety Assessment Approaches and Safety Management Practices of Fuel Cycle Facilities, Appendix 3 – Conference papers, NEA/CSNI/R(2021)5, February 2024.  
<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2021/csni-r2021-5.pdf> (2025 年 11 月 13 日確認)
- (59) U.S. Department of Energy., “DOE-HDBK-3010-94: Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions

for Nonreactor Nuclear Facilities”, Volume I - Analysis of Experimental Data. DOE Handbook, Washington, D.C., 1994.

[https://www.energy.gov/sites/prod/files/migrated/nnsa/2017/11/f43/346\\_DOE%201994%20Airborne%20Release%20Fr%20actions%20HDBK.pdf](https://www.energy.gov/sites/prod/files/migrated/nnsa/2017/11/f43/346_DOE%201994%20Airborne%20Release%20Fr%20actions%20HDBK.pdf) (2025 年 11 月 13 日確認)

- (60) ASTEC extends its functionalities to additional types of nuclear facilities | etson.eu.

<https://www.etsn.eu/node/379> (2025 年 11 月 13 日確認)

- (61) 三浦弘道、「複数基立地サイトのリスクに対する考察 —確率論的リスク評価の観点での定性的な分析—」、日本原子力学会誌, Vol. 63, No. 1 (2021)

- (62) Zhou, T., Modarres, M., Droguett, E.L., “Multi-unit Nuclear Power Plant Probabilistic Risk Assessment: A Comprehensive Survey”, Reliability Engineering and System Safety 213 (2021) 107782. doi:10.1016/j.ress.2021.107782.