



JAEA-Review

2021-019

DOI:10.11484/jaea-review-2021-019

**安全研究・防災支援部門が実施する
今後の安全研究の方向性
(令和3年度版)**

Direction of Future Safety Research to be Conducted
by Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
(FY2021 Edition)

安全研究・防災支援部門 企画調整室

Planning and Co-ordination Office,
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

November 2021

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

安全研究・防災支援部門が実施する今後の安全研究の方向性
(令和3年度版)

日本原子力研究開発機構
安全研究・防災支援部門 企画調整室

(2021年7月26日受理)

第4期中長期目標の指示を受けて日本原子力研究開発機構は第4期中長期計画を新たに策定し、これに従って令和4年度から業務を進めることになる。これを受けて、安全研究・防災支援部門では、「原子力安全の継続的改善及び原子力防災の実効性向上」に貢献する安全研究の戦略の見直しを検討するとともに、これに基づく中長期的な安全研究の進め方を議論した。この際、部門における今後の人材育成及び研究能力維持の観点で、シニア・中堅研究者の有する知識及び技術を若手研究者に継承する方策についても議論した。検討した戦略の見直し案では、①原子力安全に関わる情勢を踏まえた重要度やニーズを意識した課題対応型研究と、今後の規制動向や新技術の導入を見据えた先進・先導的研究の双方を効率的かつ効果的に展開すること、②リスク情報等を活用した合理性の高い安全確保及び規制のための方策を積極的に提案するなど、社会への実装を目指して質の高い研究成果を創出すること、③新たな研究課題への取組を通して安全研究・防災支援分野における人材育成及び技術基盤維持を図ることを柱として掲げている。

本報告書は、中長期的な安全研究の戦略及びこれを受けた研究計画に関する検討の結果についてとりまとめたものである。

Direction of Future Safety Research to be Conducted
by Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
(FY 2021 Edition)

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

(Received July 26, 2021)

In response to the directives of the 4th medium-to-long-term objectives, Japan Atomic Energy Agency will formulate the 4th medium-to-long-term plan and run its operation according to the plan from the fiscal year 2022. Consequently, the Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness has reviewed the strategies of the safety research for contributing to the demand, ‘the continuous improvement of nuclear safety and the effectiveness of nuclear disaster prevention’. It was also discussed how to proceed the safety research over the medium-to-long-term plan period based on the proposed new strategies. From the viewpoint of developing human resources and maintaining research capabilities in the sector, discussion was made on measures to pass on the knowledge and skills of senior and mid-career researchers to young researchers. The main elements of the proposed strategies are: 1) to efficiently and effectively develop both problem-solving research and advanced or leading research, considering the importance and needs on the nuclear safety and corresponding to regulatory trends and introduction of new technologies, 2) to produce research results of high quality for social implementation, including proactive proposal of measures for enhancing rationality of nuclear safety and regulation by utilizing risk information, and 3) to promote development of human resources and maintenance of technological base through challenging new research subjects.

This report summarizes results of the discussion on the medium-to-long-term safety research strategies and the research plans based on the proposed strategies.

Keywords: Nuclear Safety, Safety Research, Emergency Preparedness, Medium-to-long-term Strategy, Future Research Plan, Human Resource Development, Nuclear Regulation, Social Implementation, Utilization of Risk Information

目次

1. はじめに.....	1
2. 基本的考え方.....	3
2.1 組織の使命 (Mission)	3
2.2 組織の将来像 (Vision)	3
2.3 組織の戦略 (Strategy)	4
3. 今後の研究計画の検討.....	6
3.1 リスク情報活用推進のための研究.....	7
3.2 規制・国際情報の分析.....	12
3.3 熱水力安全研究.....	16
3.4 燃料安全研究.....	19
3.5 シビアアクシデント研究.....	24
3.6 リスク評価・防災研究.....	28
3.7 材料評価研究.....	32
3.8 構造健全性評価研究.....	35
3.9 サイクル安全研究.....	39
3.10 廃棄物・環境安全研究.....	43
3.11 臨界安全研究.....	47
3.12 保障措置分析化学研究.....	52
4. まとめ.....	55
参考文献.....	55

Contents

1. Introduction	1
2. Basic concepts	3
2.1 Mission of the sector	3
2.2 Vision of the sector	3
2.3 Strategy of the sector	4
3. Discussion on future research	6
3.1 Research for promotion of risk information applications	7
3.2 Analysis of regulatory and international information	12
3.3 Research on thermohydraulic safety	16
3.4 Research on fuel safety	19
3.5 Research on severe accident analysis	24
3.6 Research on risk analysis and emergency preparedness	28
3.7 Research on material analysis	32
3.8 Research on structural integrity	35
3.9 Research on fuel cycle safety	39
3.10 Research on waste and environmental safety	43
3.11 Research on criticality safety	47
3.12 Research on safeguards analytical chemistry	52
4. Summary	55
References	55

執筆者一覧

章	執筆者
1.	中塚 亨
2.	中塚 亨
3.	中塚 亨、田中 忠夫、山口 徹治
3.1	高田 毅士、丸山 結
3.2	天谷 政樹、飯田 芳久、中塚 亨
3.3	柴本 泰照
3.4	天谷 政樹、宇田川 豊
3.5	杉山 智之
3.6	高原 省五
3.7	勝山 仁哉
3.8	李 銀生、西田 明美
3.9	阿部 仁
3.10	武田 聖司、飯田 芳久
3.11	外池 幸太郎、須山 賢也、郡司 智
3.12	宮本 ユタカ
4.	中塚 亨
全体とりまとめ	中塚 亨

This is a blank page.

1. はじめに

平成 23 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所(以下、1F) 事故は我が国の原子力の平和利用に極めて大きな影響を与えるとともに、事故に対する真摯な反省から原子力施設の安全性の継続的な向上、安全性向上の効果的な実施、運転経験とリスク情報の活用、規制枠組みの強化、安全確保における人的組織的要因の考慮などに係る多くの教訓¹⁾が抽出され、その確実な実践が将来の原子力利用のために不可欠であると強く認識される転機となった。原子力規制に関しては、平成 24 年 9 月に原子力規制委員会が設置され、新たな規制基準の策定に加えて、ひとつの共通要因によって安全機能が一斉に失われぬように深層防護を強化する観点から、地震や津波をはじめ自然現象等の想定と対策レベルの大幅な引き上げ、さらにはシビアアクシデント (SA) の発生防止にとどまらず、万一 SA が発生してしまった場合に事故の拡大を防ぐ対策や影響緩和の対策についても新たに要求がなされることとなった。

このような状況において原子力利用の安全性を確保し向上していくためには、原子力施設の運転を行う事業者ばかりではなく、関連する全ての人々や組織がその実力を高める努力を続け、システム全体のレベルを高めていくことが重要である。現在、新たな規制基準への適合性審査が進められ、一部の施設は再稼働しているが、基準適合がゴールではない。単に現行基準を満足するだけでなく、今後も更なる改善を継続する努力が必要である。これは「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」という認識として、国際的に共通なものとなっている。

以上を背景として国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構) 安全研究・防災支援部門(以下、部門)は、原子力規制委員会を技術的に支援するために、原子力機構が有する特徴的な大型研究施設である大型非定常試験装置(LSTF)、大型格納容器実験装置(CIGMA)、原子炉安全性研究炉(NSRR)、燃料試験施設(RFEF)、燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)などを用いた軽水炉の事故や現象に関する実規模実験に加え、重要な現象に着目した小規模な個別効果実験、これらの成果を踏まえた評価モデルや解析コードの整備などを進めている。特に 1F 事故後は、SA の発生防止、影響緩和及び評価に関する研究、緊急事態への準備と対応に関する研究、事故に係わる放射線影響や放射性廃棄物管理に関する研究、1F の廃止措置時の安全性確保のための研究に重点を置いてきた。また、原子力防災分野では安全研究センターと原子力緊急時支援・研修センター(以下、NEAT)が強く連携し、研究成果を緊急時への備えや実働に反映するための取組を精力的に進めている。

令和 3 年 3 月で 1F 事故から 10 年が経過したが、軽水炉の安全性に関する情勢は変化しており、安全研究で実施する内容は時々のニーズに応じて変化させるべきである。具体的には、原子力規制委員会が行っている審査、検査及び規制基準の見直しに関する活動、あるいは事業者が行っている原子力施設の安全対策の現状及び見込まれる将来の動向を的確に把握した上で安全研究を遂行していくことが必要かつ重要である。その一方で、部門における従来の安全研究の進め方は、1F 事故を踏まえた見直しを行ったものの、基本的には個別の研究分野ごとに、それぞれ解決すべき課題を主体的に設定し、これを中核として長期的かつ継続的に行うことに留まっており、部門として、原子力安全に関する研究の中長期的な方向性を、戦略をもって明確に示すことが求められている。

このような現状を踏まえ、また原子力機構で進行中の令和 4 年度からの第 4 期中長期目標・中長期計画の検討に資するため、「原子力安全の継続的改善及び原子力防災の実効性向上に貢献する」ことを部門の新たな使命(Mission)として、部門が行う安全研究の戦略をあらためて提示するとともに、これに基づく中長期的な研究の進め方を議論した。この中では、部門における今後

の人材育成及び研究能力維持の観点で、シニア・中堅研究者の有する知識及び技術を若手研究者に継承し育成する方策についても議論した。

検討に際しては、原子力機構全体として掲げる将来ビジョン「JAEA 2050+」²⁾、「国際戦略」³⁾、「イノベーション創出戦略 改定版」⁴⁾との整合に留意し、部門が担う部分について具現化するものとなるように心掛けた。

本報告書は、これらを検討した結果をとりまとめたものである。

2. 基本的考え方

部門は、現行の第3期中長期目標期間において、組織の使命（Mission）、組織の将来像（Vision）及びMissionを遂行するための組織の戦略（Strategy）を以下のように定め、安全研究と防災支援を行ってきた。

- Mission： 原子力安全・防災の継続的な改善に貢献する
- Vision： 原子力規制委員会の技術支援機関として、規制や技術の方向性並びに機構の専門性を踏まえた総合的な安全研究と防災支援を推進
- Strategy： 多様な資金を活用した先導的研究と規制課題対応型研究の効果的推進
研究の高度化と機構内外の連携により専門性を深化・拡張させ、重要度に応じた課題対応型研究や先進・先導的研究を効率的かつ効果的に展開
共同研究や研修等を通じた人材の育成・確保

今般、次期中長期計画の検討を見据え、原子力規制委員会が行っている審査、検査及び規制基準の見直しに関する活動、原子力規制庁（以下、規制庁）の示す「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」あるいは事業者が行っている原子力施設の安全性向上対策の現状及び新技術の導入など見込まれる将来の動向、さらには現中長期計画を実施する中で得た教訓や反省を基に、以下のように、部門のMission、Vision及びStrategyの見直し案をとりまとめた。

2.1 組織の使命（Mission）

規制行政に対する技術支援組織として、価値ある科学的・技術的知見を創出し、原子力安全の継続的改善と原子力防災の実効性向上に寄与する。

部門としてのMissionは、原子力安全の継続的改善と原子力防災の実効性向上に資する質の高い研究成果を創出することである。このMissionを遂行するためには、原子力安全に係るニーズ及び課題を的確に把握し、その解決に向けた研究の計画立案及び実施並びに関連する技術開発が必要である。

2.2 組織の将来像（Vision）

中立性及び透明性を確保して原子力安全規制、原子力防災・緊急時対応等に係る社会のニーズに専門家として応え、原子力の安全な利用に貢献し、社会から信頼される組織を目指す。

部門は、原子力安全規制、原子力防災・緊急時対応等に係る社会のニーズに専門家として応える組織であることが求められている。このためには自ら課題を発見、解決する能力の向上を重視し、これを生かした広い意味での能動的な「規制支援」を行うことが必要であり、また、外国を含む産業界の技術動向や規制の枠組みの推移を展望し、将来のニーズを把握することが肝要である。このため、規制庁の他、原子力事業者との情報交換等が不可欠である。推進側である原子力事業者と部門が関わる際には、その関係について第三者から疑念を抱かれないよう、中立性及び透明性に関する明確な考え方を構築し、これらを確保する必要がある。これは、部門が社会からの信頼を得る上で極めて重要である。

2.3 組織の戦略 (Strategy)

- 原子力機構内外との連携を活用して安全に係る課題を俯瞰的に見据え、重要度や時代のニーズを意識した課題対応型研究と先進・先導的研究の双方を効率的かつ効果的に展開する。
- 社会への実装を目指して、質の高い研究成果を創出し、リスク情報等を活用したより合理性の高い安全確保・向上及び規制のための提案を積極的に行う。
- 原子力機構の有する研究施設の特徴を活かし、魅力ある新たな研究の提案と実施を通して国内外の専門家の集うプラットフォーム機能を提供し、安全研究・防災支援分野における人材育成及び技術基盤維持を図る。

規制行政に対する技術支援組織 (TSO) として「価値ある科学的・技術的知見を創出」するためには、その時々々のニーズに沿った課題の設定及びその解決に向けた研究を、計画性をもって実施していくことが必要かつ重要である。また、専門家として安全性に関わる課題を探索、発見し、解決に至るための先進・先導的な研究、さらには情報技術、デジタル技術等の分野や学際分野の研究に取り組むことも必要である。一方で、部門内の研究者の数や予算には限りがある現状において、有用な研究成果を最大限、適時にかつ効果的に得るためには、原子力機構内外との連携や国際協力等も活用して、重要分野に欠けが生じることのないよう、常に内外の安全上の課題と対応を俯瞰し、研究の重要度を意識して、より効率的かつ効果的に研究を進めることが重要である。必要な予算に関しては、外部資金により、課題対応型研究や一部の先進・先導的研究の実施を目指す一方、運営費交付金では、先進・先導的研究や施設・設備の老朽化対策等を実施することを基本とする。

この Strategy を具体的に進めるための方策は以下のとおりである。

- a) 研究の効率的かつ効果的な実施のため、国際的な枠組み等を活用して内外の安全上の課題と対応の把握に努め、規制及び技術の現状及び今後を見据えて研究項目の重要度を適時に分析し、実施計画を策定
- b) 研究課題の継続的な見直し (廃止及び立ち上げ) のための定期的な議論と合意形成
- c) 多様な専門性・創造的能力向上のため、組織内の垣根を越えた分野横断的な研究への積極的な取組
- d) 研究遂行、課題解決のため多様な資金 (委託事業、外部資金等) を獲得、活用
- e) 研究遂行に必要な技術開発、実験施設等の維持及び有効活用を推進
- f) 研究成果に対する客観的なレビューを受け、広く発信するための論文投稿
- g) 効率的な研究遂行のために必要な原子力機構内外の人材を国外も含めて探索し確保・連携

次に、「社会への実装を目指した提案」とは、研究成果の社会への還元、社会実装を念頭に研究を進め、この研究成果を踏まえて、リスク情報等を活用した、より合理性の高い安全確保・向上及び規制のために有効と考える策を部門として外部に発信していく重要性を示したものである。

この Strategy を具体的に進めるための方策は以下のとおりである。

- a) 部門で開発している解析コードの公開、普及等
- b) 研究成果をもとにした科学的・合理的な技術基準類の整備等の支援
- c) 原子力防災関係分野においては住民目線の研究や実効性の在り方が重要となるため、大学等の研究機関に加えて、民間団体等との技術・情報交換等の協定等の活用

「人材育成及び技術基盤維持」については、国内産学官の原子力関係の技術力を維持するための人材育成が急務となっている。部門としても、特に若手研究者の確保及び育成が喫緊の課題となっており、この解決に向けた方策が必要である。このため、部門内の若手研究者に対しては、**On-the-Job Training (OJT)** 等によるシニア及び中堅研究者からの指導を通して研究能力の向上を図る。この指導は、シニア及び中堅研究者からの技術継承の観点でも有効である。また、より長期的な視点から新型炉、新型燃料の研究や基礎技術の研究にも関心を持ち、関連する分野の理解を深め広げることを奨励すべきである。さらに、我が国のみならず国際的な場において活躍できる人材を長期かつ継続的に育成することも重要である。このため、国際原子力機関 (IAEA) や経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA) 等の国際機関への派遣や、それらの下の各種委員会委員の輩出等を進める。国際感覚を養う観点からは、国際共同研究を主催するなど企画・運営に携わることも有効である。

また、現実の課題に即した技術開発を適時に行い人材を効果的に育成しつつ成果を発信していくため、原子力機構が有する様々な研究施設の特徴・強みを活かす共同研究や国際共同プロジェクト等を活用し、国内外の産学官の専門家が集うプラットフォーム機能を提供し、人材育成とともに原子力安全を支える技術基盤を維持・充実させていく必要がある。このことは、試験施設等を活用した魅力ある研究の提案とも密接に関係し、そのような研究の実施によって原子力機構外の若手研究者の関心を誘起する成果を創出し、発信していくことは、将来の部門の研究者確保、ひいては国内人材の確保にも繋がる。

この Strategy を具体的に進めるための方策は以下のとおりである。

- a) 人材育成及び確保のため、大学、産業界、規制庁等との共同研究・研究協力（国際活動を含む）、研修等の実施
- b) 論文執筆等を通じた研究指導
- c) 長期的な視点からの研究、基礎技術の研究の奨励
- d) 原子力機構外研究機関、規制庁等との研究者の相互派遣
- e) 長期的な運用計画に基づく、外部資金等を活用した、実験施設等の研究基盤の整備、維持・管理

3. 今後の研究計画の検討

第2章で述べた「基本的考え方」に加えて、現状に関する分析、及び新検査制度や新技術の導入等に見られる軽水炉の安全性向上に関する最近の動向に基づき今後の研究計画を検討した。これらの計画（戦略や重点課題）は、原子力機構の次期中長期目標期間（令和4年度からの最長7年間）を中心に据えたものである。

部門は、「合理性の高い安全確保及び規制のための提案」については、安全研究センターにおいて継続して安全研究を行う一方、その重要性に鑑みて先行的に令和2年度にリスク情報活用推進室を新設するとともに、規制・国際情報分析室の組織体制を改編した。本報告書では、安全研究センターに加え、両室を中心とした活動方針についても記載している。原子力安全の継続的改善の観点から重点化した研究を効果的に実施するため、リスク情報活用推進室と規制・国際情報分析室の活動を今後も核として、国内外機関との連携強化による成果の最大化を図っていく。さらに、原子力防災の実効性向上の観点からは、内閣府（原子力防災担当）委託事業をはじめ、緊急時モニタリングの体制整備や人材育成に係る規制庁放射線防護グループからの期待に応えるため、特にNEAT 防災研究開発ディビジョンの各グループで行う緊急時対応技術の開発と実用化のための研修・訓練を含めたより幅広い総合的な対応を行う。

本報告書においては詳細には触れていないが、NEAT の取組については、災害発生時の緊急時モニタリングに対する技術支援、「緊急時対応」や詳細マニュアル等の作成に係る国や地方公共団体への技術支援や助言、原子力災害対応要員の育成の高度化・多様化が益々求められる。これらのニーズに対応して、モニタリング技術の高度化、緊急時の被ばく評価手法の開発、住民や防災業務従事者への防護措置の効率化の検討、地方公共団体支援体制の再構築、研修プログラム・教材の開発等を行うとともに、これらを遂行するために原子力機構内外との連携、人材の確保・育成を行う計画である。

なお、本報告書をまとめるにあたっては「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（令和4年度以降の安全研究に向けて）（令和3年7月14日 原子力規制庁⁵⁾等を参照し整合をはかった。また、令和3年度における情勢と体制を前提として作成したものであるがため、令和4年度以降の戦略と計画については情勢の変化や研究の進捗に応じて見直し・改訂を行っている。

3.1 リスク情報活用推進のための研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 1F 事故を踏まえ、我が国では安全規制活動や事業者による自主的かつ継続的な安全性向上活動等に際して、リスク情報が様々な意思決定に活用されつつある。リスク情報を活用する直接的な利点は、原子力施設が有している安全の程度をリスクのレベルに基づいて合理的かつ総合的に把握できることにある。併せて、リスク情報は原子力施設の構築物、系統及び機器 (SSC) や人間の活動に係わる脆弱性の所在を同定する点においても極めて有益である。このような情報は、より頑健な深層防護や安全マネジメントシステムの構築等を通じたリスクの低減 (安全性の向上) を、リソースを適正に配分しつつ効果的に実現するためのベースとなり得ると同時に、様々な意思決定の合理的根拠づけや説明性の向上に寄与する。
- (2) 確率論的リスク評価 (PRA) で代表されるリスク評価に係わる要素技術については、一定の信頼性を有するレベルに至りつつあるが、リスク情報に基づく意思決定という実践的研究や活動については依然十分とは言えず、更なる努力が必要である。また、我が国固有の環境条件として、外的事象に対するリスク評価や管理が重要であり、この分野においては、国内のみならず国外への貢献も大いに期待される場所である。日本原子力学会では、リスク評価や管理の重要性を早くから認識し、PRA の実施に係わる標準類の策定・改定を進めている^{6), 7), 8), 9)}。また、安全上の課題を俯瞰し改善策を探る原子力安全部会に加えて、2018 年には、リスク評価・管理に係わる多様な活動を産官学が一体となって推し進めるべくリスク部会が発足した。安全規制における最近の動向として、新検査制度が 2020 年 4 月から開始され、リスク情報の活用が本格的に進められつつある。事業者においては、2014 年 10 月にリスク研究のためのコア組織として、電力中央研究所内に原子力リスク研究センターを新設し、リスク評価技術の向上とそこから得られるリスク情報を活用した意思決定プロセスの確立を目指している。
- (3) 部門では、各研究グループにおいて、PRA に用いることが可能な個々の技術に関する研究・開発を積極的に進めているものの、これらの技術をリスク情報の取得に応用する実践的な研究・開発が十分であるとは言えない状況であった。本来、安全確保や安全性向上等に向けた意思決定にリスク情報を適切に活用するためには、複数分野の諸活動を束ねた分野横断的な対応が必要である。このような認識に基づいて、2020 年 4 月に、PRA 手法等の整備を行っている研究グループから人材を集め、恒常的かつ円滑な分野横断的連携を図るコア組織として、部門の下にリスク情報活用推進室が設置された。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) 次期中長期目標期間を見据えた部門のミッションは、「2. 基本的考え方」において述べたように、「価値ある科学的・技術的知見を創出し、原子力安全の継続的改善と原子力防災の実効性向上に寄与する」とする方針である。これを踏まえて、リスク情報活用推進室においては、リスク情報の活用に係わる様々な活動の推進コアとして、部門のミッション達成に寄与すべく、主に以下に示す目的を持って活動を進めていく。

- 原子力安全の継続的改善及び原子力防災の実効性向上に係わる意思決定に求められるリスク情報を明確にする。
- リスク情報活用推進室の室員のみならず、部門内の職員等がリスク情報を活用した意思決

定の重要性を認識し、常にリスクの評価や管理を視野に入れて研究・開発を展開する意識を醸成する。

- 部門内の各研究グループが整備している PRA 手法等を応用して、原子力施設のリスク情報を定量的に評価・分析する。
- 取得したリスク情報を部門内で共有し、原子力施設の安全性向上や原子力防災の実効性向上に向けてそれらを活用する方策を検討する。
- PRA 等から得られた知見を部門内の関連する研究グループにフィードバックし、評価技術の改善や新たなニーズの発掘に繋げる。
- リスクの評価や管理が安全研究及び防災支援を標榜する部門における極めて重要な課題の一つであることに鑑み、長期的な視野で人材の育成・確保に努める。

(2) リスク情報活用推進に係わる活動の概要、次期中長期目標期間を含めた活動計画の概要及び大まかなスケジュールを、それぞれ図 1、図 2 及び表 1 に示す。活動の主要な分野は、外部事象を対象としたレベル 1 PRA、レベル 2 PRA、原子力防災を含めたレベル 3 PRA 及び主に再処理施設を対象とした核燃料サイクル施設のリスク評価である。これらの活動を効果的かつ円滑に進めるためには、以下の点を強化することが重要と考えている。

1) リスク評価技術の整備を担う研究グループの支援

外部事象（地震等）、SA、サイト外事故影響評価等に関する研究・開発を進めている部門の研究グループが整備している PRA 手法等を用い、リスク情報（頻度、影響、時間、リスク重要度、不確かさ因子等）を導出する。リスク評価の合理性向上を図りつつ、このような実践的な研究を継続的に進めるためには、PRA 等から得られる原子力施設のリスク情報を参照して PRA 手法等有する技術的課題を明確化し、各研究グループにおける評価技術の改善にフィードバックすることが不可欠である。

2) 原子力機構外機関との協力

現時点ではリスク情報活用推進室において対応できない課題（例えば、PRA における人間信頼性やデジタル計測・制御系の信頼性）や持ち合わせていない情報（実プラントデータ等）がある。この点を含め、リスク情報の活用に係わる多様な課題について、規制庁、電力中央研究所、産業界等との役割分担を念頭に入れつつ、共同研究や緊密な情報交換の実施を模索する。このような活動により、リスク評価や管理に係わる部門における総合的な研究力・技術力の向上を図る。

3) 原子力機構内他部門との横断的連携

リスク情報活用推進室が主導的に PRA、リスク情報活用等に関する原子力機構内横断し連絡会（四半期に 1 回程度）の運営及び取りまとめを担う。この連絡会に参加している高速炉、高温ガス炉（大洗）及び再処理施設（東海）におけるリスク評価担当の研究者や技術者と PRA 手法等に係わる情報、技術的課題やニーズを共有し、本推進室における活動に役立てるとともに、必要に応じて、評価手法等に係わる課題解決に向けて協働する。

【3】特に重点的に取り組む分野

リスクを定量的に評価するためには、高経年化の影響を含む SSC の信頼性評価、外部事象のハザード評価、人間信頼性評価、SA の進展やソースターム評価、緊急時防護措置の効果を考慮した

公衆の健康影響評価等、多種多様な技術が不可欠である。一方で、リスクを顕在化する要因が多岐にわたるため、重要度の高い事象について、優先的にリスク評価を進めることが重要である。IF 事故を経験した我が国においては、外部事象、特に地震やそれに付随する事象（複合事象）に起因するリスク評価の優先度が高いと考えられる。このような点と部門における研究リソースを踏まえて、図 2 に示すように、当面の間、地震を対象とした PRA と原子力防災を活動の柱と位置付ける。次期中長期目標期間における本格的な活動に備えて、現中長期目標期間の残りの期間において、そのための試行を行うこととする。

【4】人材育成に係る現状認識

- (1) リスク情報活用推進室の活動を実効的かつ長期的に進める人材の確保・育成は重要な課題である。PRA 手法等を用いてリスクを適切に評価し、その結果を活用して様々な意思決定を行うためには、PRA に関連する専門分野を掘り下げることができる人材と同時に、俯瞰的視野を持ってリスク評価の結果を分析し、目的に応じたリスク情報を導出する応用力をもつ人材が必要であるが、現時点では、特に応用力を有する人材が不足していると認識している。今後、これまで以上に、このような二面的能力を有する人材の確保・育成に力を入れていくことが不可欠である。
- (2) 個々の研究者の応用力を養うためには、リスク情報活用推進室を含めた部門全体の活動を通じた OJT が重要であることは言うまでもない。合わせて、部門内の各グループ間における情報共有や垣根を超えた協力、研究の方向性に関する価値観の共有や合意形成が重要である。

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) リスク評価の実践等を通じた応用力の向上

PRA 手法等を用いたリスク情報活用に関する活動の実践を通じて経験と知識を積み重ねる。その際には、リスク評価において幅広い技術や知識を要することを踏まえて、原子力機構内外から経験豊富なシニア人材等を登用することも視野に入れる。また、発電用原子炉施設等のリスク評価を担う人材の育成を目的に、人材交流を含めた産業界等との連携強化を模索する。
- (2) 国立研究開発法人連携講座の推進

令和 2 年度から開始された東京大学と原子力機構の国立研究開発法人連携講座「原子力安全マネジメント学講座」の運営に協力する。具体的には、東京大学との共同研究や教育への参画を通じて、リスク情報を活用した意思決定を含む原子力安全マネジメントシステムの構築や運用を担う若手人材の育成を図る。これに加えて、規制庁の令和 2 年度「原子力人材育成等推進事業費補助金（原子力規制人材育成事業）」に採択された、東京大学の「我が国固有の特徴を踏まえた原子力リスクマネジメントの知識基盤構築のための教育プログラム」（令和 6 年度までの 5 年間の予定）に協力する。本教育プログラムは、「原子力安全マネジメント学講座」と連携して進められる。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) 部門内の研究グループが有している様々な技術を応用した PRA の試行、様々な場における成果の発表や議論、原子力機構内外における関連研究の調査等を通じて、リスク評価やその結果として得られるリスク情報の分析に係わる基本的な能力を身に付ける。

- (2) 上記 PRA の試行等に加え、地震を対象とした PRA や原子力防災に係わる本格的な活動を展開し、目的に合致したリスク情報を提案する能力やリスク情報をリスクの効果的な低減策の具体化に活用する能力等の向上を図る。
- (3) 国立研究開発法人連携講座「原子力安全マネジメント学講座」を通じて、学生を含めた原子力機構内外の若手人材を育成すると同時に、原子力機構におけるリスク情報活用推進に係わる研究の魅力を伝え、即戦力となり得る人材の確保に努める。

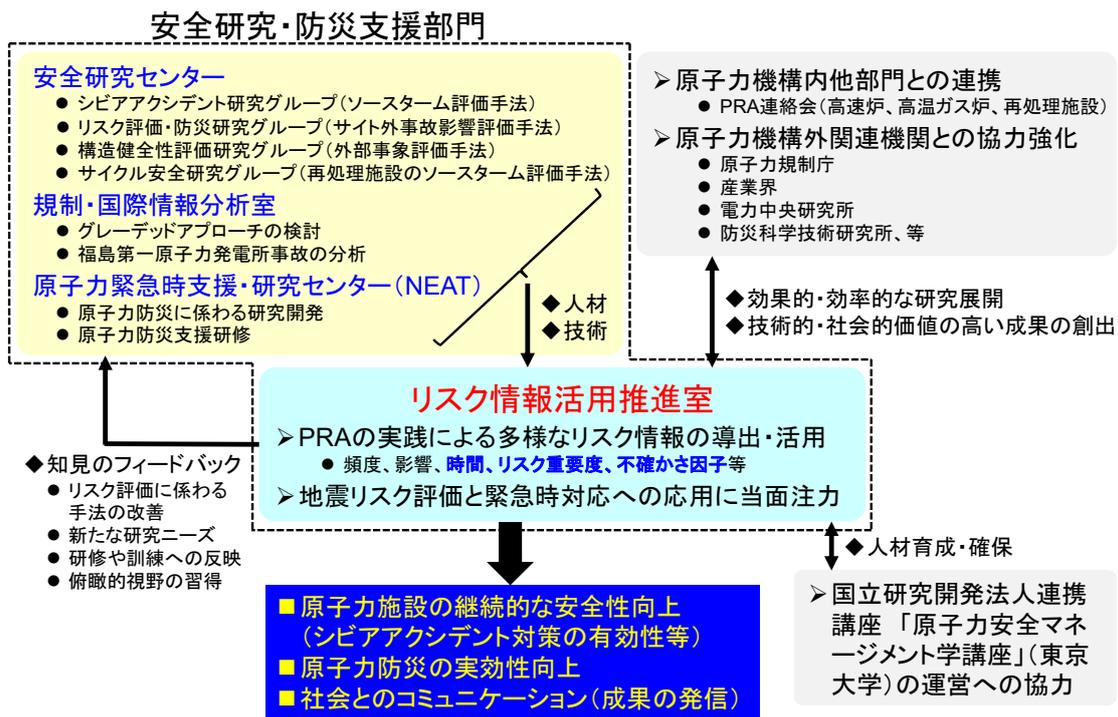


図1 リスク情報活用推進室の活動概要

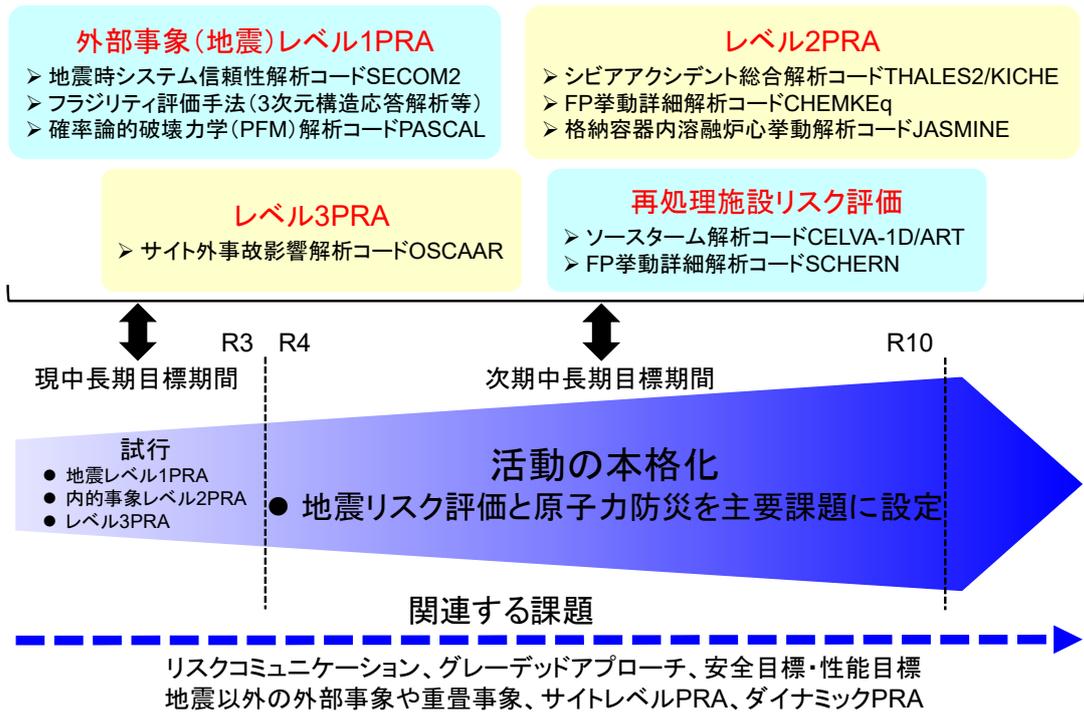


図2 リスク情報活用推進室における活動計画の概略

表1 リスク情報活用推進のための研究のスケジュール案

	現中長期目標期間			次期中長期目標期間							
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10		
当面の活動に向けた試行	内部事象L2PRA			再処理施設PRA	リスク評価手法の改良・検証(各研究グループ)						
	内部事象L3PRA										
	評価手法検討										
	地震L1PRA試解析										
当面の主要な活動(地震PRAと原子力防災)	PRAモデルの整備			地震L1PRA	UA・SA						
			地震L2PRA	UA・SA							
			地震L3PRA	UA・SA							
			地震再処理施設PRA	UA・SA	L3PRA・UA・SA						
分野共通の検討課題及び将来に向けた検討	ステークホルダーに対応したリスク情報活用の検討(リスクコミュニケーション含む)										
	グレーデッドアプローチの実践的な方法の検討										
	安全目標及び性能目標の提案										
	将来に向けた検討(地震以外の外部事象や複合事象、サイトレベル、ダイナミックPRA等)										
国研連携講座等	人材育成・確保										

UA:不確かさ解析 SA:感度解析

3.2 規制・国際情報の分析

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 時宜にかなった安全研究を推進するにあたり、当該分野に係る国内外の最新情報を収集及び分析し、研究及び規制の動向を的確に把握することが必要かつ重要である。
- (2) 上記の情報収集・分析を行うため、
 - IAEA、OECD/NEA 等に登録された事故・故障に関する規制情報の分析、関連する国際連携の調整
 - 原子力防災に関する規制庁や内閣府に対する国際情報分析等の技術的支援を実施してきている。
- (3) 1F 事故等を踏まえた重大事故時の対策や安全評価手法の高度化に関連する技術的知見を取得するため、1F プラント内における核種の移行に関する情報整理、1F プラント内核種移行挙動の把握を目的とした試料分析及び重大事故解析等を部門として実施してきている。この業務に関連し、OECD/NEA の ARC-F プロジェクト¹⁰⁾（「福島第一原子力発電所の原子炉建屋及び格納容器内情報の分析」(Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)) を安全研究センターが運営してきている。
- (4) また、原子力機構原子力科学研究所（以下、原科研）の研究用原子炉 JRR-3 を例として、その関係者とグレーデッドアプローチ（GA）のための技術的検討を行いその成果を部門として発信してきている。また、「グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ」活動として、原科研内の様々な施設の関係者と定期的に会合を開催することにより、GA の観点からの事例検討、問題点の分析等を実施してきている¹¹⁾。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) 安全研究分野に係る国内外の最新情報の収集及び分析に係る業務を遂行するとともに、部門における研究業務に関して国内外の規制機関、研究機関等との協力及び連携の強化を図る。
- (2) 上記に加えて、1F 事故以降部門にて拡充が必要と考えている、(a) 1F 事故分析による安全性向上に関するニーズへの組織横断的な対応、及び(b) 科学的合理性に基づく原子力機構内施設の規制対応への支援及び商用発電炉等の規制における GA の検討及び反映、を目的とした業務を積極的に進める。これらの(a)及び(b)の業務における業務範囲及び方向性については以下の通りである。

A. 1F 事故分析

- 1) 1F 事故関連の研究を効果的に進めるとともに、原子力機構が運営する OECD/NEA プロジェクトの円滑な進展に寄与する。
- 2) 1F 事故等を踏まえた SA 時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得するため、1F プラント内における核種の移行に関する情報整理、及び 1F プラント内核種移行挙動の把握を目的とした試料分析及び SA 解析を実施する。
- 3) 原子力機構内外の機関（原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）、東京電力、原子力機構福島研究開発部門等）との調整を行い 1F 事故に係る継続的な調査・事故分析を実施する。

B. GA 検討

- 1) 原子力機構内の対象施設及び技術支援内容をより広範囲とする。これらの検討及び評価を通して、多種多様な原子力施設の管理、規制等に係る効果的な GA の考え方に関する知見を

蓄積する。得られた知見を踏まえ、商用発電炉等に範囲を広げて工学的な視点からそれらの管理、規制等への GA の活用及び展開について検討を行うとともに、その結果の規制への反映を図る。

上記の各業務に係るスケジュール案を表 2 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

- (1) 安全研究分野に係る国内外の最新情報の収集及び分析については、IAEA、OECD/NEA 等に登録された事故・故障に関する規制情報の分析、部門における研究業務に関する国内外の規制機関、研究機関等との協力及び連携の強化を重点的に進めていく。
- (2) 1F 事故分析については、1F プラント内における核種の移行に関する情報整理、及び 1F プラント内核種移行挙動の把握を目的とした試料分析及び SA 解析を重点的に進めていく。
なお、得られた知見は国内外の関係者会合、学会、国際会議等で報告していく。
- (3) GA 検討については、原子力機構内各施設の工学的評価によるリスク情報取得、費用便益分析、作業従事者の深層防護等を重点的に進めていく。
なお、得られた知見は学会等で報告していく。

【4】人材育成に係る現状認識

各分野に共通して、組織横断組織として兼務制度を活用し、各若手室員の本務での研究分野や実験・解析のスキルを考慮して研究テーマを選定し、規制との関係を意識して業務に取り組ませている。

【5】人材育成に係る今後の戦略

各分野に共通して、各若手室員の研究能力向上に資する業務や研究テーマを割当て、安全研究の遂行に必要な知識やスキルの習得を図る。また、若手室員の指導等を通して中堅室員の指導力向上を図る。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

A. 1F 事故分析

- 1) 原子力規制委員会の 1F 事故分析に係る検討会資料等のレビューを通して、若手室員の教育及び知識獲得、中堅室員の指導力向上を図る。
- 2) 原子力機構が運営する OECD/NEA のプロジェクトに若手及び中堅の室員を積極的に参加させることで、研究成果の国際的な発信力の向上、国際プロジェクトの運営ノウハウの蓄積、等を図る。

B. GA 検討

- 1) 他部門からの兼務者は、関連する原子力機構内の施設について、規制基準、新検査制度や原子力機構内規則等に対応した経験から抽出された問題点の整理、及び必要に応じて解析コード等を用いた工学的検討を行い各施設や作業従事者のリスク特性の明確化を通して、GA の考え方及び施設の許認可対応への展開手法を習得する。
- 2) 部門からの兼務者は、他部門からの兼務者が行う技術的検討に関し専門性を活かした支援を通して、原子力施設への GA の適用方法に係る知見を蓄積する。また、安全規制に携わる若手研究者の指導において、蓄積された知見の活用を図る。

表2 規制・国際情報の分析のスケジュール案 (1/3)

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
IAEA、OECD/NEA等に 登録された事故・故障に 関する(規制)情報の分 析、IAEAにおける安全基 準策定等活動支援	OECD/NEA-IAEAのIRS等からの事故・故障に係る情報収集・整理・分析								
	IAEAにおける安全基準策定活動等への参加・支援								
原子力防災に関する国 際情報分析等の技術的 支援	IAEA及びOECD/NEAにおける原子力防災に係る専門家会議の調査、分析、報告書作成								
	日本の原子力防災に係る対応状況に関する調査、分析、報告書作成								
(参考)IAEA及び OECD/NEAにおける原子 力防災に係る専門家会議	<ul style="list-style-type: none"> ● IAEA原子力防災に係る安全基準委員会 (EPRISC) ○ ← IAEA 原子力防災に係る安全指針文書案DS504技術会議 ○ NEA CRPPHの原子力緊急事態作業部会 (WPNEM) 								

表2 規制・国際情報の分析のスケジュール案 (2/3)

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
1F試料分析	1Fサイト試料の採取／分析								
	(1F事故分析検討会 中間報告書への情報提供)								
重大事故解析	事故進展解析・シナリオ感度解析・個別現象解析・オフサイト解析								
	配管内流動解析 (1F事故分析検討会 中間報告書への情報提供)								
関連情報収集／ データベース作成	東電、IRID、JAEA、エネルギー等による公開情報(分析結果等)の整理、データベース作成								
国際プロジェクト	(ARC-F、他) 国際プロジェクト遂行								
(参考)規制委員会 1F事故分析検討会	中間報告書取りまとめ								
	<ul style="list-style-type: none"> ①耐圧強化ベント(AM対策) ②放射性物質の放出経路 ③原子炉の冷却に関する設計等 								

表2 規制・国際情報の分析のスケジュール案 (3/3)

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間							
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	
原子力機構内施設を具体例としたGA適用方法の検討・応用	JRR-3を対象としたBDBA解析、放射性物質の大気拡散解析 評価、GA適用検討									
	JRR-3を対象とした炉停止失敗事象等の発生頻度推定 研究炉等の故障率データ調査									
	評価、GA適用検討									
	NSRRを対象としたDBA時の従事者被ばく評価 評価、GA適用検討									
			原子力機構内他施設へのGA応用検討・提案							
		原子力機構内施設のGA適用活動支援								
原子力機構内規則等を具体例としたGA適用方法の検討	原科研内規則の課題抽出									
			原子力機構内施設、軽水炉へのGA適用・応用方法検討							
			原子力機構内規則のGA適用活動支援							
(参考) 研究炉等スケジュール	JRR-3運転再開									

表2 注：

BDBA: Beyond-Design Basis Accident、設計基準を超える事故

CRPPH: Committee on Radiation Protection and Public Health、放射線防護公共保健委員会

DBA: Design Basis Accident、設計基準事故

IRID: International Research Institute for Nuclear Decommissioning、技術研究組合国際廃炉研究開発機構

IRS: International Reporting System for Operating Experience、国際運転経験報告システム

3.3 熱水力安全研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

新規制基準で要求されるアクシデントマネジメント（AM）対策やその有効性評価では、従来の熱水力評価手法では想定しない厳しい熱水力条件を含み、評価手法が未整備もしくは不確かさの大きいモデルに対してその高度化がより重要視されることになった^{12), 13)}。これらに対し国際動向を含む近年の新知見を踏まえ（例えば^{14), 15), 16), 17)}など）、規制基準の見直し要否判断を支援する研究の継続が必要である。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) 現行炉の原子炉施設の事故時システム応答及びアクシデントマネジメント策に関して、熱水力現象に関する新たな重要課題を追究すると共に、既知の重要現象のうち理解が不十分な課題を解明するための研究を行う。これにより、熱水力評価モデルの高度化及び開発したモデルの解析コードへの導入を行うことで、規制における評価手法の高度化を支援する。
- (2) 国際動向を踏まえ、不確かさを考慮した最適評価（BEPU）等に代表される不確かさ評価手法の整備・開発や設計基準を超える事故（BDBA）領域への評価手法の拡張の検討、二相流数値流体力学（CFD）等を用いた詳細解析手法の開発、詳細解析と実機解析等のスケールの異なる体系の連携・拡張等、規制に導入すべき手法の開発に資する検討を進める。
- (3) 材料や構造、炉物理等の他分野との連携や、SA 評価や核燃料サイクル分野等との連携を図り、評価手法の高度化や連成解析など、研究対象の拡張を進める。
- (4) 次世代受動安全炉や小型モジュラー炉など新たな炉も視野にいたれた情報収集と課題整理を行う。

スケジュール案を、表 3 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

- (1) 原子炉及び格納容器熱水力現象に関わる課題のうち、特に BDBA 領域における課題の抽出と研究テーマを設定する。
- (2) 世界最大規模の加圧水型原子炉（PWR）熱水力総合効果試験装置として世界的にも実績のある LSTF や 1F 事故後に新たに整備した CIGMA・HIDRA 等の大型装置を用いた実験は、国内の他機関には無い原子力機構の強みであり、これらを中心として小型個別効果装置も含めた実験研究を実施し、システムコード、集中定数（LP）コード、CFD コードによる解析研究の両輪でのアプローチにより課題解決に取り組む。実験設備の維持に関してもその必要性を見極めながら、原子力機構外との委託／共同研究や OECD/NEA 共同実験プロジェクト等の枠組みの活用を検討する。
- (3) BE コード（AMAGI、RELAP 等）、サブチャンネルコード、二相流 CFD コード、または、プールスクラビングや水素燃焼等に係る個別物理現象の評価コード等、評価対象において必要とされる解像度や精度に応じたコードの開発・整備を行う。
- (4) 沸騰遷移後の熱伝達（いわゆるポスト BT）における液膜挙動やプールスクラビングにおける気泡流挙動などの新たな評価手法を検証するために必要な実験技術や計測技術を開発する。
- (5) 連成解析のための異分野との連携強化や従来手法の拡張
 - 1) マルチスケール：システムコードや LP コードと CFD コード等の目的に応じて解像度の異なるコード間の連携を図る。

- 2) マルチフィジックス：熱水力と材料（加圧熱衝撃（PTS）等）、構造（流力振動等）、炉物理（核熱結合）等、分野を横断した物理現象の連成解析に着手する。
- 3) 1F 事故から得られる知見：水素移行・燃焼、プールスクラビング等のソースターム評価手法との連携、スプレイ冷却等の核燃サイクル施設での事故対応にも適用可能な対策を検討し、評価手法を開発する。

【4】人材育成に係る現状認識

- (1) 安全研究成果は規制判断に資することが求められるため、研究の質に加えて、その位置づけを意識することが重要である。このため安全規制に関する幅広い知識や社会の動向を把握することが求められ、規制支援に対する研究員の意識を向上する必要がある。
- (2) このためには、自身の担う研究分野を深掘りする専門性と安全規制を広く把握し実機挙動を理解することが求められる。前者は安全研究に限らない研究者としての基本的な資質であり、各自の探求心や興味を主な駆動力として進められる一方で、後者においては専門性に比して意識が希薄になり実用性との関連が乖離しがちである。
- (3) PWR のシミュレータである LSTF を用いた実験は原子炉システムや事故時熱水力応答の理解に役立つため、OJT として活用する価値がある。

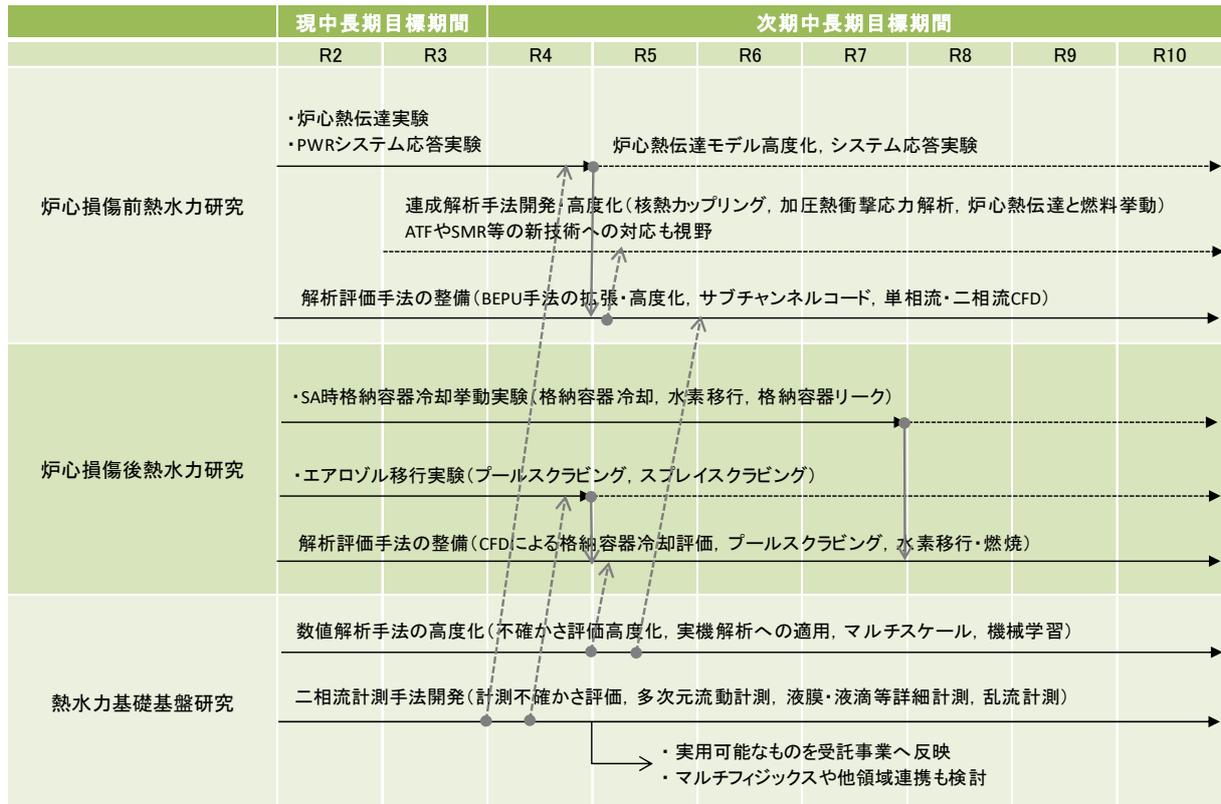
【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) LSTF 実験・BE コード
 - 1) LSTF 装置による実験の立ち合いや実験結果の分析への関与。
 - 2) 国際プロジェクトやベンチマーク解析等への参加による BE コード利用経験の蓄積。
- (2) 1F 事故解析や関連資料のレビュー
 - 1) 1F 事故分析活動への参加を通じた実機システムやシステム応答の理解の促進。1F 事故分析関連資料のレビュー。
- (3) 熱水力安全研究グループでの教育
 - 1) 設置許可申請書や審査書案の分析・検討。他の研究グループとの協力も仰ぎ、規制庁業務経験のある職員による情報共有。
 - 2) 原子力施設見学。
- (4) OECD/NEA 等の国際共同研究プロジェクトやベンチマーク解析への積極的な参加。
- (5) 国際会議や国内学会への積極的な論文投稿と会議での発表による議論と情報収集。
- (6) 学会活動や大学、海外を含めた外部研究機関との共同研究の積極的な推進。
- (7) 米国原子力規制委員会（NRC）や原子力規制委員会等からの規制情報や、日本原子力学会等での標準策定活動から得られる知見の活用。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) 事故時熱水力評価技術開発を実験及び解析分野の両輪で推進。
- (2) SA を含む事故時熱水力挙動に係る研究に関して、大学等外部機関との共同研究並びに国際プロジェクトへの参画及び推進。
- (3) 機械学習やデータ同化等の新たな数値解析、情報処理技術や熱流動に関連する他分野の物理現象と連携した連成解析などの新たな技術導入の検討。
- (4) 国際会議やワークショップへの参加、学会活動や国際プロジェクトへの参加を通じた研究員の経験の蓄積。

表3 熱水力安全研究のスケジュール案



3.4 燃料安全研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 米仏では最新知見に基づく燃料関連の基準見直し及び新設計・新材料を適用した燃料の商用炉導入に係る安全規制について議論が近年活発化してきたなか¹⁸⁾、¹⁹⁾、²⁰⁾、国内ではこれまで産業界から燃料利用高度化や改良型燃料導入等に係る申請の動きが見られない背景もあり、規制側で具体的な検討の動きは無かった。他方、事故時の燃料破損限界及び炉心冷却性に関して、現行基準制定時には考慮されていなかった高燃焼度燃料の挙動が国内外の研究から複数報告されたことを受け、これらの新知見が安全評価に及ぼす影響の把握は、原子力規制委員会の研究方針における短期的課題として設定されている。
- (2) 既設炉の再稼働に時間を要し、新設の見通しが不透明ななか、国内産業界のニーズとして、既設炉のより高効率な利用や使用済燃料発生量低減に資する燃料の運用範囲拡大（運転サイクル長期化、出力向上、混合酸化物（MOX）燃料を含む高燃焼度化）が示されている²¹⁾。「2050年カーボンニュートラル」の政府方針を受け想定される既設炉の利用促進、また MOX 燃料については余剰プルトニウム保有量の増大を背景にプルサーマルが国策として堅持される一方で²²⁾、現状は二酸化ウラン（UO₂）燃料に比べ設計燃焼度が低く設定されている状況、等を考慮すれば、これら申請の動きの具体化も今後想定し、備えるべき状況の一つである。各社が開発してきた改良合金被覆管の申請/導入についても、負荷増大を伴うこれら利用高度化に付随して進む可能性がある。
- (3) 1F 事故以降、軽水炉の SA 下において高い耐酸化性能を発揮し、燃料崩落の回避や水素発生量低減が期待できる事故耐性燃料（ATF）の開発研究が各国で盛んとなっており、先行する米国では商用炉での先行照射が開始されている。国内でも近年、ATF としてコーティングジルカロイ（Zry）材、鉄（Fe）系材、シリコンカーバイド（SiC）被覆管の開発研究が産業界を中心に進められ、一部については研究炉での燃料照射試験も検討が進んでいる。
- (4) 原子力規制庁「今後推進すべき安全研究の分野及び実施方針（令和 4 年度以降の安全研究に向けて）」においても、「事故耐性の向上を目指した新しい燃料に関する知見や、設計基準事故を超える条件での燃料損傷状態の判断基準の検討に資する知見を取得する。」としており、ATF 健全性評価や炉心損傷判定基準の多様化に資する知見取得が新たな中長期的課題として位置付けられている⁵⁾。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) 1F 事故を受け、燃料安全研究グループにおいて、SA の発生防止をより確かなものとする観点から、冷却材喪失事故（LOCA）後の地震発生時を想定した燃料の冷却性評価など、設計基準事故に対する従来の安全評価における不足や想定漏れを検証する研究を展開してきた。他方、燃料分野に関わる事業者の申請や規制対応の見通しが不透明となるなかでも、種々想定される状況に応じて安全評価・規制支援に対応すること、を責務と捉え、必要な技術的基盤を維持、発展させるための取組を堅持している。燃焼進展の影響をはじめとする複雑な燃料挙動をより高い信頼性・外挿性を以て評価可能な手法及びコードの整備と、その裏付けとなる実験、解析研究がこれに当たる。
- (2) 反応度投入事故（RIA）条件下で最近確認され、一般性の確認が規制庁の短期的課題となっている、沸騰水型原子炉（BWR）用添加物燃料のペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）破損や MOX 燃料の高温破裂といったテーマについても、これらの破損現象そのものは必ずしも添加物または MOX といった材料固有のものではなく、燃焼進展に伴い現れる燃料挙動の一

部が材料の特性により助長された可能性として捉えるのが妥当、且つ重要な基本認識である。また、近年研究を本格化した LOCA 時の燃料ペレット細片化、被覆管膨れ部への移動及び破裂部からの放出 (FFRD) については元より、燃焼の進展に直結した現象である。

- (3) 従って、注目されるこれら事故時挙動の評価を行う上では、現象理解や予測の基本となる、燃料の高燃焼度化に伴う挙動（核分裂生成物（FP）ガス移行やスウェリング等）について正しく把握し、モデル化することが重要となる。その上で、材料毎の特性が及ぼす影響を抽出・評価することによってはじめて、得られた知見を必要な安全評価手法の改善に適切に結びつけることができる。燃焼進展に伴う燃料の照射挙動について、評価手法の信頼性、外挿性を向上させることは、上述の燃料利用高度化等、想定される変化に際しても、最も実効性ある備えとなる。
- (4) ATF 導入に際し原子炉の安全性を確保する上では、材料の変更が、SA の他、通常運転時や異常過渡時、設計基準事故時の燃料挙動に及ぼす影響を把握する必要がある。規制庁の研究実施方針も踏まえ、将来の国内での導入が見込まれる ATF 材を対象に、設計基準事故を超える条件までを含む事故条件下の限界性能等、基準検討に資する知見の取得や、ATF の特性に適した基準の在り方の検討に取り組む。
- (5) 高い耐酸化性能をもつ ATF 被覆管材については、15%等価被覆酸化量 (ECR) や 1200°C の温度制限に代表される現行の規制基準の枠組みに囚われない基準検討が重要である。設計基準事故を超える高温条件下での限界性能に関する知見の取得を進め、併せてジルカロイ被覆燃料との挙動の比較、液相形成過程を含むそれぞれの冷却可能形状喪失に係る評価手法の高度化を図ることで、上記検討の科学的根拠を提供すると共に、炉心損傷判定基準の多様化に資することを旨とする。
- (6) ATF の照射試験データについては、今後長期に亘り限定的な状況が見込まれ、その照射挙動評価は、解析コードのモデルを介して陰に、長期間/大規模に照射試験データが蓄積されてきた UO₂/ジルカロイ燃料挙動の知見に依拠することとなる。この観点からも、ATF 材そのものの挙動評価と並行して、UO₂ や MOX 燃料ペレットの照射挙動に係るモデルの妥当性検証や高度化を進めることは不可欠である。
- (7) 以上を踏まえ、燃料破損に直結することから従来研究の中心となってきた被覆管側の挙動に加え、依然としてモデリング上の不確かさが大きい燃料ペレット側の挙動についても取組を重点化する。高燃焼度 MOX 燃料や添加物燃料の事故時挙動に関するデータ、LOCA 時の細片化に係るデータを始め、先行研究において不足している部分を選択的に拡充する。
- (8) これらの研究は、原子炉安全性研究炉 NSRR や燃料試験施設等の照射試験技術基盤無しには成立しない。燃料の破損や溶融を含む過酷な事故条件を模擬可能な NSRR、軽水炉で照射された燃料の受け入れ、加工、広範な試験を実施可能な燃料試験施設は、国内で代替不可能な軽水炉安全研究の最重要のインフラであり、将来予想される ATF 先行照射材等研究ニーズに対応するためにも、その維持が喫緊の課題となる。このために、原子力機構外との委託/共同研究、OECD/NEA 照射試験フレームワーク (FIDES) 等の枠組みを活用する。
- (9) 研究成果は、通常運転時から事故時までをカバーする燃料挙動解析コードとして集約する。オープンソースでの開発整備を継続し、原子力機構内外組織・機関への積極的な展開、開発・検証における協力の拡大を通じて、燃料挙動解析や解析技術開発のプラットフォームとなることを目指す。
- (10) 整備した知見及び解析コードを活用し、燃料安全に関する我が国の現行基準に対するレビュー研究実施を規制庁へ呼びかけ、また、これに必要な評価手法、モデルの整備を優先的に実施する。これにより、国内基準の見直し要否検討を支援する。例えば PCMI 破損しきい

値について、水素吸収モデルと破損予測モデルに基づき、現行基準の保守性や経験的アプローチが暗黙に受け入れている不確かさ及びリスクの定量化を図ることが考えられる。

(11) 以上を踏まえ、実施または具体化を検討すべき取組は下記の通り整理される。

- ATF 及び BDBA 条件下の燃料挙動を対象として、試験の提案及び実施
 - ・ このために必要な、ホット試験施設、研究炉施設の照射後試験機器類の整備、現在よりも広い条件範囲を対象に BDBA 下の燃料挙動模擬試験が可能な実験カプセル等照射試験技術の開発
 - ・ ATF、BDBA 挙動評価に対応する燃料挙動解析技術基盤の整備と展開
- 技術水準の向上（最新知見を踏まえた燃料モデリング・挙動解析技術の高度化）加速
 - ・ 燃料コード FEMAXI の提供等を通じて成立している原子力機構内外組織・機関との連携（原子力機構原子力科学研究部門（以下、原科部門）、原子力機構核燃料サイクル工学研究所、規制庁、大学、燃料メーカー他）体制を活用
 - ・ 規制庁を支援し、中長期の規制支援コード整備計画を策定。「安全解析コードの相互利用に関する協定」¹の見直し、現存コードの仕分け、及び組織間の役割分担について組織・分野間横通しで議論
 - ・ 集合体・炉心スケールでの挙動や核熱挙動評価等を含む原子炉プラントの統合的解析基盤形成に向けた各組織への働きかけ
- 整備した解析基盤を用いて、炉心冷却性や燃料破損リスクの最適評価及び不確かさの定量化を進めることを通じ、基準見直し要否検討、現行の枠組みにとられない基準の検討、性能規定化、新材料の導入や燃料利用高度化への規制対応を支援

スケジュール案を、表 4 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

(1) 上記を踏まえ、今後以下の研究分野に重点をおいて進める。原子力機構外部との連携や大型施設等技術基盤維持に資する取組を優先させる。

- 現行規制基準見直し要否判断に資する知見の取得
- 国際プロジェクト等を活用した RIA 時燃料破損限界評価手法の高度化（米アイダホ国立研究所（INL）と連携）
- 材料の微細組織変化とリンクさせた被覆管破損／破断挙動のモデル化（規制庁と連携）
- BDBA 時の燃料挙動解析評価技術開発（原科部門と連携）
- ATF の安全性に係る研究、及び、解析コード類の ATF への対応・適用（原科部門と連携）
- 燃料の破損／破断現象のモデリング及び解析コードへの反映
- 原科部門等統合コード構築の取組と連携、熱水力コード等との連携に必要な燃料コードの改良、規制庁熱水力コードとのカップリング、LOCA 解析への適用

【4】人材育成に係る現状認識

(1) 燃料安全研究または燃料の研究については、大学等においてこれを専門分野とする研究室が限られ、グループ構成員の殆どは炉物理、材料等別の専門性のみ備える状態から出発するこ

¹ 2003 年に、旧日本原子力研究所（現原子力機構）と旧独立行政法人原子力安全基盤機構（2014 年に原子力規制庁へ統合）の間で締結された。両組織が開発・整備した解析コードの相互利用に係る枠組みを定めた協定。

とになる。このため、人材育成の視点では、燃料研究の内特定の研究テーマについて集中して取組み、燃料分野での専門性を養うことがまずは優先される。

- (2) 他方、燃料の専門家として身に付けておくべき知識は幅が広く、自らの専門性に基づく成果創出の過程でこれらをカバーすることは現実的でない。研究に取り組む一方で、各研究員が積極的に広い知識を吸収する過程、またその切っ掛けとして、分野を取り巻く状況や分野での取組、特に安全評価や規制に関わるもの、に触れる機会も重要となる。
- (3) 人的リソースの縮小は長期的な傾向であり、こうした中では、上述の様な機会を通じて自らの研究領域の外側の取組に触れ、自らの研究能力（技術、スキル）でカバーすることのできる範囲の狭さを認識した上で、グループとして維持、発展させるべき研究能力、グループ内及び原子力機構内外との連携によってカバーすべき研究能力が何であるか、を考えつつ、研究活動のとりまとめや立案にあたる姿勢が求められる。

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) 規制支援及び安全規制そのものへの関心を喚起する取組、並びに原子力機構内外で関連する取組を行っている組織との連携
 - 規制の考え方に関係する学会技術レポート（燃料に関する学会標準委員会技術レポート等）の作成、改訂作業への参画、参加等
 - 規制庁への研究提案及び実施
 - 産業界（電力、プラントメーカー等）から現行の規制基準に対し具体的にどう対応しているかについて情報を収集する技術交流の場の設定及び議論
- (2) より長期的な視点から新型炉、新型燃料の研究や基礎技術の研究に関心を持たせ、技術及び知見を深め広げるための取組
 - 国内、国際会議への参加、研究成果発表及び情報収集
 - 産業界からの参加がある学会委員会活動への出席による情報収集
 - 現有の実験技術及び解析技術の、関係する研究グループ内展開、継承

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) ATF を含む燃料の事故時挙動に係る研究に関して、燃料メーカーとの共同研究及び規制庁との共同研究の実施並びに国際プロジェクトへの参画及び推進
- (2) 事故時燃料挙動評価技術開発（実験及び解析分野ともに。関係する研究グループ外からの技術導入含む）
- (3) ATF 挙動、BDDBA 時の燃料挙動の原子力機構内連携、原科部門統合コード整備提案を契機に、安全研究センター/原子力基礎工学研究センター間、また熱流動、SA、臨界等関連分野間の自律的な連携に向けた施策として、統合コードの開発モデル構築議論開始を働きかけ

表 4 燃料安全研究のスケジュール案

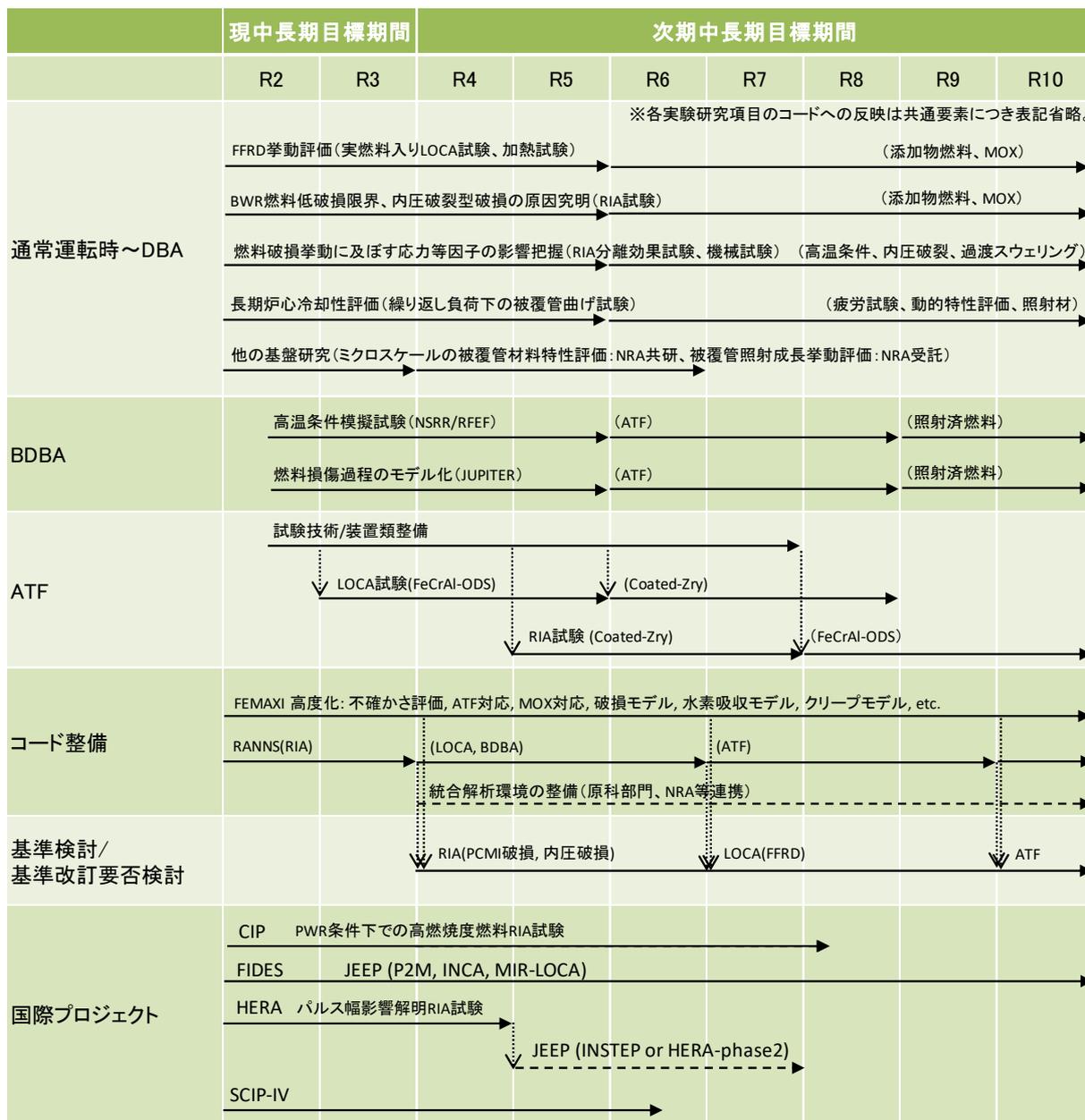


表 4 注 :

ATF: Accident Tolerant Fuel、事故耐性燃料

CIP: Cabri International Program、Cabri 水ループ計画

FEMAXI: 通常時及び異常過渡時燃料挙動解析コード

HERA: 反応度事故模擬試験プログラム

INCA: LVR-15 炉を用いた被覆管クリープ挙動試験

JEEP: Joint ExpErimental Project、合同試験プログラム

MIR-LOCA: MIR 炉を用いた LOCA 試験

P2M: BR2 炉を用いた出力急昇試験

RANNS: 事故時燃料挙動解析コード

SCIP-IV: Studsvik Cladding Integrity Program、スタズビック被覆管健全性プロジェクト

3.5 シビアアクシデント研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 1F 事故の教訓に基づき SA 研究課題が国内外において改めて検討され^{23), 24)}、研究が強化された^{25), 26), 27), 28), 29)}。代表的な研究項目として以下を挙げることができる。
 - SA における重要現象の理解
 - SA 対策（炉心損傷防止、格納容器破損防止、放出抑制等）評価技術の開発
 - SA 総合解析コードの開発・改良（例：米 MELCOR、MAAP、仏 ASTEC、独 ATHLET、露 SOCRAT、日 SAMPSON、THALES2、その他³⁰⁾）
 - 新たな SA 対策や事故耐性燃料の開発
 - 1F 事故の解明や 1F 燃料デブリの特性把握
- (2) 多くの研究がソースターム（放射性核種の環境放出量、形態、タイミング等に関する情報）に関連する現象や技術を対象とする。すなわち、蒸発／凝縮やエアロゾル挙動のような放射性核種の放出や移行に直接関わる現象、放射性核種の除去技術に関わるプールのスクラビング等の現象、さらに、原子炉施設の重要バウンダリである格納容器の脅威となる溶融炉心-コンクリート相互作用（MCCI）、水素燃焼、水蒸気爆発等の現象が含まれる。
- (3) これらを踏まえ、現在シビアアクシデント研究グループでは SA 対策の効果を反映したソースターム評価に必要な知見の取得及び評価手法の開発を目的として、以下の研究課題に重点的に取り組んでいる。
 - 圧力容器破損後の格納容器内における溶融炉心挙動及び冷却性（事前注水による MCCI 防止対策の有効性）の評価手法の開発
 - ソースターム評価すなわちレベル 2 PRA において重要となる原子炉冷却系及び格納容器内における核種の化学的挙動の解明
また、これらの知見を反映した SA 総合解析コード THALES2 により以下を行っている。
 - 1F 事故進展の解明及び放射性核種放出経路の推定

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) 今後の戦略の基本方針はこれまでと同様である。すなわち、原子炉施設及び核燃料サイクル施設の SA 時のソースタームに大きな影響を及ぼす現象を選定し、自ら実施する実験または原子力機構内外との協力により取得する実験データに基づき、現象のモデル化及び SA 総合解析コードへの導入を行う。これによりレベル 2 PRA 技術を高度化する。
- (2) 重点課題を選定するため、OECD/NEA の活動への参加や個別の国際協力、国際会議等を通して主要国の SA 研究及び規制の動向の把握に努める。
- (3) シビアアクシデント研究グループにおいては、グループ設置の経緯から解析的研究が主体であったが、今後は小規模実験装置の整備を段階的に進めてインフラ及び人的リソースを強化し、新たな外部資金研究の獲得を目指す。
- (4) 原子力機構内の他部門、特に原科部門原子力基礎工学研究センターとの連携を強化し、実験データ取得及び評価ツールの開発を効果的に推進する。
- (5) 以上から得られる研究成果により、原子力規制を支援する。

スケジュール案を、表 5 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

- (1) SA 及びソースタームの評価は、重要現象に関する知見や理解度、現象モデル・解析コードの精度、事故シナリオ設定の適切さ等に起因して大きな不確かさを有する。よって、評価結果に対して種々の要因が持つ感度を評価し、不確かさや影響の大きな要因への対処に優先的に研究リソースを配分することでソースターム評価における不確かさの効果的な低減を図る。
- (2) 上記を進めるため、個別の重要現象及び SA 時の総合的な挙動を評価するためのツールを開発する。現在実施中の下記コードの開発を継続し、さらに発展させる。
 - SA 総合解析コード THALES2
 - 格納容器ヨウ素化学解析コード KICHE
 - 汎用化学計算コード CHEMKEq
 - 核分裂生成物移行挙動解析コード ART
 - 熔融炉心・冷却性相互作用解析コード JASMINE
 - 水素挙動解析 CFD ツール
 - 核燃料施設の熱流動・物質移流解析コード CELVA
- (3) これらの解析コードは、研究で取得した知見の反映先であると同時に、それを活用して不確かさ評価・感度解析を行い、次のステップの研究課題を抽出するためのツールでもある。今後は「活用」を強化すると同時に、自分が使うコードから、より多くの外部ユーザ（特に学生を想定）に提供するコードへと位置付けの転換を図る。
- (4) THALES2 コードへの核種化学挙動モデルの導入等によるレベル 2 PRA 技術の高度化を継続し完成度の向上を図るとともに、高度化の対象を環境放出後の核種移行や被ばく影響の評価（すなわちレベル 3 PRA）に拡張し、レベル 2 からレベル 3 まで一貫した評価を行うための手法を整備する。具体的には、リスク評価・防災研究グループが開発する確率論的事故影響評価コード OSCAAR が高度化された THALES2 の出力情報を十分活用できるよう機能拡張の提案を行い、インターフェース整備を含むコード改良に積極的に関与し、THALES2-OSCAAR の連携強化を推進する。
- (5) THALES2 コードの開発では従来 BWR 版に集中的にリソースを投入してきたが、今後は PWR バージョンとのコード共通化を進め、PWR 版の完成度向上を図る。
- (6) 現在進めている熔融炉心挙動実験、物質移動係数測定実験、高温気相化学反応実験等に係る比較的小規模な装置の整備に関して、これらの装置を用いた基礎データの取得を本格化し、コード開発・改良に必要な検証データを拡充するとともに、SA 研究分野における人材育成のプラットフォームとして活用する。

【4】人材育成に係る現状認識

- (1) SA 研究には、特定対象に対する深い理解（専門性）、広い守備範囲（網羅性）及びこれらのバランスが求められる。専門性と網羅性は相反するものであり、組織的には人材の多様性によりこれに対応するが、個々の研究員においてもこれらの両立を目指す意識が重要と考える。これは、特定の分野を究めて知識、経験及び自信を獲得し、それをもって他の分野にも対処し、徐々に自らの専門性を拡大するということであり、「専門外」という言い訳をせずに有限の人的リソースで SA 全般に対応していく上で重要である。また、社会情勢を含む様々な状況の変化にフレキシブルに対応する上でも重要である。加えて、得意分野のみを追求し続けるのではなく、全体を見渡した上で弱い分野や効果の大きな分野にリソースを分配するといったマネージメントも重要である。

- (2) 安全研究の成果は規制判断に用いられることを前提としており、質と信頼性が求められる。これは成果を発信する研究員に対する要求でもあり、安全を論ずる以前に学術的・技術的な資質を備えていることが必要である。
- (3) 安全研究や規制支援研究に必要となる幅広い知識や経験を取得させるため、下記の活動を奨励している。
 - OECD/NEA プロジェクト等の国際活動への参加並びに国際活動の提案及び実施
 - 海外研究機関への若手研究員の派遣・留学及び海外機関からの受入れ
 - 実際の原子力施設に関する知識の獲得を目的とした学協会セミナー等への参加
 - 原子力施設の見学

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) 前項(1)を意識した人材育成を進める。
- (2) 前項(2)に関して、専門誌への論文投稿、国内外学会での発表等を通して研究者としての質を高めるとともに、SA 分野の専門家として広く認知されることを目指す。
- (3) 前項(3)を継続する。
- (4) 安全規制支援に対する研究員の意識を高めるため以下の活動を開始する。
 - 設置許可申請書や審査書の読み合わせ、審査会合の傍聴
 - 規制基準やリスク情報活用状況の国際比較
 - 現在の国内外規制課題の認識及び現状に対する各自の評価
 - 電力事業者との意見交換

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

各項目に対する重み付けは個々の研究者の資質や志向に依存するが、シビアアクシデント研究グループにおいて前述の活動に満遍なく取り組む方針である。

表5 シビアアクシデント研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
ソースターム評価手法の活用	レベル2 PRA → レベル3 PRA 一貫評価、外部事象評価への拡張								
	種々の事故シナリオに対するソースタームデータベースの構築								
ソースターム評価手法の整備	【原子炉施設】 THALES3整備、ART整備、検証		THALES3高度化、検証						
	【再処理施設】 Ru拳動モデル高度化、ART/CELVA-1D整備、実機評価		THALES3の適用						
格納容器等健全性評価手法の整備	MCCIモデル検討		MCCI評価ツール整備						
	JASMINE整備、SAコード(MELCOR or THALES)との連動による実機溶融炉心冷却性評価手法の整備		THALES3のMCCIモデル高度化						
	水素燃焼CFD整備		水素燃焼影響評価、水素対策有効性評価ツールの整備						
							ソースターム評価への反映		

3.6 リスク評価・防災研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

(1) リスク評価・防災研究の範囲

リスク評価・防災研究は現状、基礎的技術を確立するための「リスク基盤研究」と、その応用としての「放射線安全・防災研究」から構成される。

- リスク基盤研究では、放射性物質による人や環境への影響を評価するための「事故影響評価手法の開発」が最も基本的な研究の軸であり、(i) 大気拡散・沈着解析、(ii) 被ばく評価、(iii) 防護措置解析、(iv) 健康影響評価及び (v) 経済影響評価という 5 つの解析・評価のためのモデル開発を実施している。また、これらの 5 つの解析・評価を一括して確率論的に解析するための確率論的事故解析コード OSCAAR の開発を実施している。
- 放射線安全・防災研究では、リスク基盤研究で開発した手法・コードを利用して、緊急期と復旧期における防護戦略の最適化を実施してきた。また、リスク基盤研究及び放射線安全・防災研究を実施する際の基本的な情報として、IAEA や国際放射線防護委員会 (ICRP) 等の国際機関の最新動向の調査を継続的に実施してきている。

(2) リスク評価・防災研究の方向性

原子力防災分野では現在、1F 事故の経験を踏まえ、国内外においてその考え方が著しく更新されているところである。また、1F 事故から 10 年が経過し、事故影響評価に関する様々なモデルについても、この事故をもとにして改良が行われ、その成果を原子力防災対策に反映していく段階となっている。そのため、原子力災害対応に直結する研究は、対応や支援の窓口当たる NEAT と一体で取り組むとともに、その成果は地域防災計画や緊急時モニタリング体制の整備、原子力防災関係要員の育成等へも波及させていくことが必要である。

また、現時点において、リスク基盤研究では 1F 事故の経験を反映して事故影響評価手法に係る (i) ~ (v) に関するモデル開発を進めるとともに、最新動向の調査を通じて、国内外の関連する安全規制・指針類の策定におけるニーズの整理を実施しているところである。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

リスク評価・防災研究の範囲は、従来通り「リスク基盤研究」と「放射線安全・防災研究」から構成されるものとする。

このように設定した範囲の中で、まずはリスク基盤研究の着実な実施に基づく研究の質の維持を第一とし、そのうえで、社会的ニーズを踏まえた放射線安全・防災研究への展開を通じて社会実装を実現することを目指す。その際の方向性は以下とする。

- リスク基盤研究
 - ・ 従来のチェルノブイリ事故の経験に基づくモデルの改良を進め、1F 事故後の経験と知見を踏まえて科学的に最新で我が国の社会や環境に見合ったモデルを開発する。
 - ・ 特に環境動態に係る研究については、原子力基礎工学研究センターや福島研究開発拠点・廃炉環境国際共同研究センター等と連携し、最新のモデルや知見と事故後の現地の環境データを共有・活用しながら研究を進める。
- 放射線安全・防災研究
 - ・ 防災基本計画や原子力災害対策指針のように国からのトップダウン的な策定だけでなく、地域防災計画や広域避難計画のような地方自治体によるボトムアップ的な策定にも直接貢献することも目指す。
 - ・ 国や地方自治体の対応計画等の策定支援に当たっては、OSCAAR コードを活用して

応用研究を進めるとともに、原子力機構プログラム等検索システム PRODAS を通じて外部への提供を展開してユーザーからの要望等を積極的にフィードバックしつつ社会への実装と貢献することを目指す。

- ・ 特に、社会実装に際しては、モニタリング技術の高度化、住民や防災業務従事者への防護措置の効率化の検討、研修プログラム・教材の開発等に取り組んでいる NEAT と連携する。
- 上記の 2 点に加え、リスク基盤研究及び放射線安全・防災研究ともに分野横断的に研究を展開する。特に、放射線リスクだけでなく他のリスクとの比較考量や、住民の理解や行動、社会基盤等の実情をとらえるための社会調査などの視点も取り入れる。

スケジュール案を、表 6 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

- (1) リスク基盤研究では、上記の方向性を踏まえて以下の 2 点に重点的に取り組む。
 - 1F 事故後の経験と国際的な研究の進展を取り込んで、(i) 被ばく評価モデル、(ii) 防護措置モデル、(iii) 健康影響モデル及び (iv) 経済影響モデルの開発
 - また、1F 事故から 10 年を経て開発が完了又は区切りの良いモデルについては、段階的にそれらを組み込んだ解析コードの開発へと移行する。例えば、以下のようなコード開発を実施する：
 - ・ 確率論的事故影響評価コード OSCAAR version 2
 - ・ 確率論的被ばく線量評価コード DPRO
 - ・ 生活圏汚染時の事故影響評価解析コード
- (2) 放射線安全・防災研究では、1F 事故の経験を踏まえて著しく変化する国際的な考え方に対応するために日本の原子力災害対策指針において課題とされている項目について重点的に対応する。例えば、現在の原子力災害対策指針（令和 3 年 7 月 21 日一部改正）では、以下の 3 点が今後、原子力規制委員会で検討を行うべき課題として挙げられている³¹⁾：
 - 運用上の介入レベル（OIL）の初期設定値の変更の在り方や放射線以外の人体への影響も踏まえた総合的な判断に基づく OIL の設定の在り方の検討
 - 緊急時被ばく状況から現存被ばく状況・計画的被ばく状況への移行に関する考え方の検討
 - 透明性を確保し適切な災害対策の計画及び実施を実現するため、住民の理解や信頼を醸成するための情報を定期的に共有する場の設定等

【4】人材育成に係る現状認識

リスク評価・防災研究に従事する研究者は、現状において、過去に開発されたモデルと解析コードの利用者にすぎない。また、各人の専門は原子力・放射線又は工学・理学分野に特化しており、社会科学まで含めた分野横断的な研究を行うための視野はない。

【5】人材育成に係る今後の戦略

一方、今後、本分野において国内外の第一線で活躍する人材を育成していくためには、少なくとも、各研究者が事故影響評価手法に含まれる 5 つの解析・評価の専門家となり、その上で放射線安全・防災研究を通じて社会へと反映することが求められる。このため、以下のような人材育成を行う。

- 専門家となるために：
 - ・ リスク評価・防災研究グループ内における解析・評価の担当を明確化し、個々の研究員が各分野における英文誌へ論文を投稿して専門性を高める。
 - ・ 上記の成果をもって（又は同時進行で）、国内外のプロジェクトや学会、技術会合等へ積極的に参加する。
- 社会実装のために：
 - ・ 原子力規制委員会、内閣府（原子力防災担当）及び各自治体の原子力防災関連の文書を定期的に調査し、国や地域のニーズが何処にあるのか把握する。
 - ・ ICRP 勧告、IAEA 安全基準等、国際的な最新動向を調査するとともに、緊急時対応分野における国際的な枠組みの基礎を身に付ける。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

放射線安全・防災研究は社会や人を対象としているため、前述の通り、分野横断的な研究が求められる。この場合、個々の自己研鑽が求められるものの限界があるので、他の組織との共同研究等の組織的な対応も検討する。

緊急時対応分野では 1F 事故を受けて、国際的な枠組みが目まぐるしく変化を続けており、国内の指針文書等もこれらの動向を追従する形で見直しが行われているところである。したがって、まずはこれらの国際動向を把握することに主眼を置き、IAEA/EPR シリーズの翻訳と研究開発報告書類（JAEA レポート）として公開することで、研究員自身が国際的な枠組みの基礎を習熟するとともに国内での知識の普及促進を目指す。

表6 リスク評価・防災研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
リスク基盤研究	事故影響評価手法の開発		線量評価モデルの開発(福島に基づく線量評価モデル開発)						
			防護措置モデルの開発(屋内退避、避難)						
			経済影響モデルの開発						
			事故進展と統合した事故影響評価(不確かさ解析等含む)						
	コード開発		開発モデルに基づくOSCAAR改良						
			生活圏における住民線量及び防護措置効果評価コードの開発						
			最新知見取入(線量換算係数等、データベース更新(社会・環境データ))						
放射線安全・防災研究	防護戦略の最適化		緊急段階の防護戦略の最適化(屋内退避、避難の組み合わせ等)						
			復旧段階の防護戦略の最適化(除染や移転の最適化、解除のタイミング・基準の検討)						
			ボトムアップ的アプローチによる防災の最適化(住民理解や受容性、リスク等)						
理念枠組み 国際動向調査		放射線防護体系やリスク情報活用に関する研究(放射線防護の倫理的側面、安全目標等)							
		国際機関の動向調査(IAEA/EPRc、ICRP等)							

表6 注：

EPRc: Emergency Preparedness and Response Standard Committee、原子力防災基準委員会

3.7 材料評価研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 国内軽水炉プラントにおいて、運転年数 40 年を超えるものが 4 基あるほか、約半数が運転年数 30 年を超える³²⁾。また、欧米の原子力発電所の多くも高経年化が進んでいることから、安全上重要な機器・構造物の健全性確保が世界的に重要な課題となっている。国内では、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査において、材料劣化を考慮して構造健全性評価や保守管理の技術的妥当性が確認されている。その確認に当たっては、関連する電気技術規程 (JEAC) 等の民間規格や技術基準が最新の科学的・技術的知見に基づき整備されていることが重要である。また、新検査制度や安全性向上評価では、リスク情報の活用が重要とされており³³⁾、確率論的健全性評価の実用化に資する知見やデータの取得が不可欠になっている。
- (2) 国内の原子力発電所では廃止措置が開始されたものもあり、長期間使用された実機材を採取して試験・分析を行うことが可能になりつつある。材料劣化予測の整備や保守管理技術の検証等が加速試験等に基づき行われたものについては、実環境下で劣化した実機材を用いた検証等が必要である。また、実機材を用いた現行手法の保守性等に係る検証は原子力規制委員会においても望まれている³⁴⁾。実機材の活用にあたっては、産業界や他研究機関との協力体制の構築が必要となる。併せて、他部門やホット施設との連携を強化し、規制支援に資する試験環境基盤整備や人材育成を進める必要がある。特に、材料試験炉ホットラボ (JMTR-HL) の廃止に伴うホット試験技術の伝承が大きな課題となっている。
- (3) 原子炉圧力容器に対する照射脆化や構造健全性評価については、民間規格の策定や改定が進められており、今後も技術評価が見込まれる。また、その科学的合理性を高める研究への取組が原子力規制委員会から求められている⁵⁾。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) 主要機器のうち照射に起因した材料劣化事象を考慮すべき機器を中心に、劣化メカニズム評価及び構造健全性評価に関わる研究を実施する。具体的には、原子炉圧力容器 (照射脆化)、ステンレス製炉内構造物 (照射誘起応力腐食割れ、IASCC) 及びステンレス鋳鋼製機器 (熱時効脆化) を対象に、関連する経年劣化について、材料劣化の機構解明に資する微細組織分析、統計解析や構造解析を活用した先端的な研究、現行の構造健全性評価の保守性確認のための大型試験等の試験研究を進める。また、規制庁が、国内で廃止措置中の原子力発電所等から採取される実機材料を活用し、加速試験結果に基づく材料の経年劣化予測評価の実機環境における経年劣化挙動に対する保守性等の検証を要望していること等を踏まえ、実機材の採取時期も鑑み、ホット試験施設への照射後試験装置の整備、ホット材料試験を行うための技術系職員の確保・育成及び技術継承を計画的に推進し、実機材料等を活用した試験研究を確実に進める。
- (2) 以上の安全研究の内、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査に資する安全研究、ホット材料試験のための装置整備等は、外部資金も活用して実施する。安全上重要な機器に対する構造健全性評価の科学的合理性の向上に資する材料劣化の機構解明等の基盤研究やプロアクティブ研究、これらの研究開発に不可欠なホット材料試験等に関わる人材育成は、国内の大学や研究機関との共同研究等を活用して実施する。また今後、新検査制度や安全性向上評価で注目されている確率論的健全性評価手法の実用化に資するため、材料評価研究グループと構造健全性評価研究グループとが連携し、材料劣化等に関わる最新知見やデータの取得を進める。

(3) 研究の範囲を現行の軽水炉に留めず、新たな炉も視野に情報収集及び課題整理を進める。

スケジュール案を、表 7 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

実機材料等を活用した材料劣化の機構解明や現行の構造健全性評価の保守性確認に資する研究を重点的に進めていく。

【4】人材育成に係る現状認識

原子力発電所の高経年化は国際的な共通課題となっていることから、第一線で活躍している国内外の研究者や研究機関とも情報を共有しながら連携して取り組むことが重要である。また、JMTR-HL の廃止に伴い、国内の照射試験やホット試験に関わる人材の確保・育成や技術の継承が重要な課題となっている。

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) 原子力規制委員会の学協会規格に関する技術評価活動、民間規格の策定・改定に関わる委員会等への参加、学協会委員会の活動への参画、国内の大学や研究機関との共同研究による外部との連携を通じて人材育成を図る。
- (2) 照射試験やホット試験に関わる原子力機構内関連部署と連携し、当該試験に関わる人材確保・育成及び技術継承を図る。
- (3) 基盤研究や外部資金による研究を着実に実施することにより、規制支援に資する人材育成を図る。また、国内外の大学や研究機関・規制機関、産業界、部門内外やホット施設との連携強化、学協会委員会活動や共同研究の推進、国内外の学術会議や規格委員会活動、国際プロジェクト等への積極的な参画を通じて、より俯瞰的・総合的に原子力安全に寄与できる人材を育成する。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) 実機材料活用に向けた、ホット試験施設への照射後試験装置の整備、ホット材料試験を行うための人材確保・育成及び技術継承を進める。
- (2) 若手研究者による学協会委員会活動及び共同研究を推進する。
- (3) 論文投稿、国内外の学術会議での発表等、積極的な外部発表を励行する。

表7 材料評価研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
廃炉材を含む実機材等 を活用した研究	廃止措置はプラント毎に進捗しているため、そのスケジュールを鑑み研究計画を立案、試験を実施 本研究は、下記研究テーマ(※)と関連								
原子炉圧力容器 (照射脆化)	照射脆化メカニズム・総合的構造健全性評価手法に関する研究								
	海外炉を活用した照射試験・マイクロ組織分析・ホット試験					高照射量照射材に対する脆化メカニズム解明			
	照射脆化データ等に対する統計解析・手法の高度化								
	構造Grとの連携(ローカルアプローチ・GTN等の手法、溶接残留応力や亀裂評価手法等の高度化、確率論的健全性評価手法の実用化)								
	原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究								
	ホット材料試験環境の整備※			大型試験等を活用した現行評価法の保守性に関する研究			実機材等を活用した現行評価法及び規格改定案の保守性に関する研究※		
ステンレス製機器構造物 (IASCC、熱時効脆化)	材料劣化メカニズム・総合的構造健全性評価手法に関する研究								
	ステンレス鋼のSCC進展メカニズムに関する試験					環境助長割れメカニズムに関する試験・評価手法の開発			
	SCC進展速度評価手法の高度化								
周辺環境	▼ 供用期間50年 ▽ 供用期間40年		高浜1号(PWR) 高浜2号(PWR)				東海第二(BWR)		
	▽ 規格改定(予定)		川内1号(PWR)		高浜3号、4号(PWR)		浜岡3号(BWR)		
	▽ 電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201)の改定		柏崎刈羽1号(BWR)						
			電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性確認方法(JEAC4206)の改定 ▽ フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法(JEAC4216)の改定						

表7 注:

GTN: Gurson-Tvergaard-Needleman モデル

3.8 構造健全性評価研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

A. 経年劣化事象を考慮した構造健全性評価

- (1) 国内原子力発電所の高経年化が進行し、運転年数が40年を超える発電所が4基存在しているほか、約半数の発電所の運転年数は30年を超えている³²⁾。そのため、高経年化評価技術及び構造健全性評価手法の高度化を図ることは重要な課題である。また、新検査制度、運転期間延長に関わる審査や原子炉压力容器の溶接継手の試験程度等に係る新規制要件³⁵⁾等に資する有効な評価手法や意思決定の判断材料を提供することは、特に重要な課題である。
- (2) 原子炉压力容器や一次系配管等を対象に、確率論的破壊力学に基づく健全性評価手法の高度化及び標準化を進めている。新検査制度、安全性向上評価や原子炉压力容器の溶接継手の試験程度に関わる新規制要件等の新たな規制活動でも、確率論的破壊力学の活用が注目されている。欧米等の規制活動では既に確率論的破壊力学が取り入れられており、意思決定における説明性を高めている。国内においても、電気事業者は原子炉压力容器の供用中非破壊検査に関する検討において確率論的破壊力学の活用を表明している。

B. 外部事象に関わる構造健全性評価

- (1) 新規制基準³⁶⁾では、地震等の外部事象の評価の厳格化が求められ、竜巻飛来物や航空機等の飛翔体衝突に関わる規制が新設されている。国内の原子力発電施設に関しては、外部事象を考慮した構造健全性評価手法の高度化は特に重要な意味がある。
- (2) 安全性向上評価に関する運用ガイド³⁷⁾の施行、新検査制度³⁸⁾の運用開始に伴い、リスク評価、リスク情報の活用は実用段階となっており、それに伴う評価技術の高度化及び実用化は喫緊の課題である。
- (3) 地盤・建屋・機器・配管を一貫とした耐震評価に関わる3次元詳細解析手法の整備や標準化を進めている。その一環として、原子力機構施設である高温工学試験研究炉（HTTR）や規制庁との協力の下、大規模地震等観測システムを用いて自然地震と人工波を観測し、観測記録を活用した3次元詳細解析手法の確立を目指している。また、現実的応答及び耐力を考慮した地震フラジリティ評価手法の高度化研究にも取り組んでいる。
- (4) 飛翔体衝突による建屋や建屋内包機器に与える影響に関わる試験データを取得するとともに、影響評価解析手法の整備等を進めている。既に、飛翔体衝突による建屋外壁への影響評価に関して、柔飛翔体や斜め衝突等の現実的な衝突条件を含めた衝突試験を実施し、合理的な局部損傷評価に資する試験データ等を取得している。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

A. 経年劣化事象を考慮した構造健全性評価

- (1) 確率論的破壊力学解析手法の高度化を進め、新知見の反映、活用事例の整備、規制活動に資する技術知見の整備を図る。また、構造健全性評価研究グループにおいて、炉心損傷頻度評価に資する起因事象やその不確かさ等に関わる検討は熱水力安全研究グループ、劣化予測法に関わる最新知見の反映は材料評価研究グループ、非破壊検査評価技術の向上は発電設備技術検査協会、解析コードの検証と妥当性確認（V&V）活動は大学や産業界、NRC、OECD/NEA、欧州原子力共同体（EURATOM）等と連携して進めていく。
- (2) 材料劣化機構から構造健全性評価まで、安全上重要な原子炉機器・配管を対象とした総合的な高経年化評価技術の高度化は、材料評価研究グループ等と連携して進める。例えば、亀裂等が確認された場合の健全性評価手法や中性子照射劣化等の材料劣化を考慮した健全性評

価手法の向上等はその一環である。また、設計上の想定を超える事象やSAにおける構造強度評価手法の整備等は、シビアアクシデント研究グループと連携して進める。その成果を学協会規格に対する技術評価や規制活動に関わる技術知見として提供していく。

B. 外部事象に関わる構造健全性評価

- (1) 耐震安全性評価研究については、引き続き、地盤・建屋・機器・配管を一貫とした耐震評価に関わる3次元詳細解析手法の整備を進め、大規模地震等観測システムによる観測記録を活用した手法の確立を目指す。また、地震を起因とした確率論的リスク評価手法の向上にも取り組むとともに、これらの評価手法を活用した実用化研究を展開していく。これらの成果は新規制基準で厳格化が求められている耐震評価、リスク情報を活用した安全性向上評価等に資する判断材料や技術知見として提供していく。リスク評価に関する研究は、リスク情報活用推進室やリスク評価・防災研究グループ等と連携して進めていく。国際的にはOECD/NEA、IAEA、NRC等との連携を強めていく。
- (2) 飛翔体衝突影響評価研究については、引き続き、試験的知見を蓄積するとともに、試験結果を踏まえた影響評価解析手法の整備に取り組む。その成果を規制に資する判断材料や技術知見として提供していく。本研究は国内外の機関との幅広い連携を模索していく。

スケジュール案を、表8に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

経年劣化事象を考慮した構造健全性評価については、確率論的破壊力学解析手法の実用化を重点的に進めていく。外部事象に関わる構造健全性評価については、3次元詳細解析モデルを用いた耐震評価解析手法の高度化及び大規模地震観測システムを活用した観測記録による耐震評価解析手法の妥当性確認を進めるとともに、飛翔体衝突による原子力建屋や建屋内包機器に与える影響評価に関わる試験データの取得及び評価解析手法の整備を進めていく。

【4】人材育成に係る現状認識

原子力発電所の高経年化は国際的な共通課題である。経年劣化事象を考慮した構造健全性評価については、第一線で活躍している国内外の研究者や研究機関とも情報を共有しながら連携して取り組むことが重要である。一方、耐震安全性評価や飛翔体衝突影響評価等の外部事象に関わる構造健全性評価研究は、現中長期計画期間中に新たに開始した研究分野である。特に個々の研究者に合った人材育成戦略が重要である。また、優れた専門性の育成と原子力安全に関わる総合的知見の養成のバランスも欠かせない視点である。

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) 原子力発電所の高経年化評価技術や外部事象を考慮した健全性評価等の技術分野及び個々の研究者の特徴も考えて、基礎研究やプロアクティブ研究等を通じて、規制支援に資する人材育成を図る。また、国内や国際会議、学協会活動、国際規格委員会活動等を通じて、原子力安全に関わる総合的知見を有する人材育成を図る。
- (2) 原子力安全は国境がない。国内外第一線で活躍している研究者や研究機関との研究連携や共同研究を進め、研究の質の継続的向上を図るとともに、国際的原子力安全に貢献できる人材育成を図る。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

基礎研究やプロアクティブ研究を推進し、個々の研究者の特徴も考えた中長期的な人材育成計画の策定と自律的な成長を促進する環境の整備を図っていく。

表 8 構造健全性評価研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間							
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	
経年劣化事象を考慮した構造健全性評価	確率論的破壊力学解析手法の高度化									
	対象経年事象や対象部位の拡充 手法の高度化: 新知見の反映、リスク情報活用や新しいニーズへの対応									
	実用化研究: 原子炉圧力容器の試験程度に係る新規制要件、新検査制度、安全性向上評価、確率論的健全性評価、リスク情報活用									
	規格基準への貢献									
経年劣化事象を考慮した構造健全性評価	総合的高経年化評価技術の高度化									
	材料Grとの連携、微細組織分析・破壊機構解明を踏まえ、ローカルアプローチ・GTN等の手法、溶接残留応力や亀裂評価手法等の高度化									
	設計上の想定を超える事象や重大事故時の構造強度評価手法の整備									
	高温時評価手法・大規模塑性変形を伴う評価手法									
高度化研究・実用化研究										
外部事象に関わる構造健全性評価	耐震安全性評価									
	観測記録を活用した地震応答解析手法の高度化: 機構施設を活用した地震応答データ取得、3次元詳細評価手法の妥当性確認									
	3次元詳細解析手法の整備・標準化: 新知見の反映、標準的解析要領の確立									
	地盤・建屋・機器・配管を連携した地震時健全性評価手法の構築									
	地震フレンジー評価手法の高度化: 現実的応答及び耐力に基づくフレンジー評価手法の確立、認識論的不確実さの定量化等									
	地震PRA手法の課題抽出、地震PRA手法の高度化・実用化: 課題解決に向けた取り組み、リスク情報の活用検討									
	飛翔体衝突影響評価									
	建屋外壁の局部損傷評価: 試験データの取得、局部損傷性状の把握									
	建屋外壁局部損傷評価手法の整備: 試験結果を活用した影響評価手法の妥当性確認、評価手法の高度化、標準化									
	建屋内包機器への影響評価: 試験データの取得、衝撃波伝播特性の把握等									
建屋内包機器への影響評価手法の整備: 試験結果を活用した影響評価手法の妥当性確認、評価手法の高度化、標準化										
飛翔体衝突に係る総合的影響評価手法の整備、実用的検討										

3.9 サイクル安全研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

六ヶ所再処理施設及びMOX燃料加工施設に対する新規制基準への適合性審査は終了し、今後、定期的な安全性向上評価が実施されることになる³⁹⁾。安全性向上評価では、施設のリスク情報を有効に活用した安全性の継続的な改善に資するべく、PRAの充実及び高度化の観点からデータの拡充を図るとともに、PRAの成熟状況に応じて利用可能なところから積極的に活用することが要求されている。将来的なリスク情報活用に資するため、リスク評価手法の整備を行うとともに、SA等についてより詳細な解析及び試験を実施し、リスク評価を行う上での不確実さを低減させていくことが重要である。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) このような認識のもと、過去の安全審査や安全性レビュー結果等を踏まえ、設計上定める条件より厳しい条件の下において発生するSAを選定し、放射性物質放出・移行・閉じ込めに対して大きな影響を与えるうる要因を抽出・整理する。
- (2) これら要因を分析するために様々な条件との相関を把握するための実験研究を実施してデータを取得する。これらを用いて放射性物質放出挙動、経路内移行挙動、HEPA フィルタ健全性等のモデル化を行うとともに、熱流動・物質移流解析コードCELVAに集約し、総合的な事故事象進展評価手法として整備する。
- (3) 加工施設及び再処理施設に係るリスク評価については、現在、熟成されていない。これらのモデル化及び評価手法を用いて事故事象進展や安全対策の有効性の評価を行い、様々な条件下での事故影響評価の定量性及び精度を向上させリスクの定量化及びリスク評価手法の整備を進める。
- (4) サイクル施設の安全性向上評価には、評価時点での最新の知見を適用することが重要である。施設の安全性に対する脆弱性の把握と新たな安全対策の提案にも寄与できるものとする。
- (5) 他の原子力施設と比較して、危険源が広く工程内に分散し想定される事故が多様であること、事象進展が比較的緩やかであること、工程内での核物質・放射性物質と従事者の距離が比較的近く施設によっては両者間の障壁も弱いことなどがサイクル施設の特徴であると考えられる。この特徴を踏まえた事故時の従事者に対する影響評価にも適用しうるものとする。
- (6) これらを踏まえ、以下の研究を進める。
 - SA時の事故対策が十分機能しなかった場合も含めた事故事象進展を定量的に評価しうる手法の整備
 - 基礎的な化学反応や燃焼機構の解明
- (7) 原子力機構内関連部署や外部組織との連携：
 - ルテニウム (Ru) の挙動に着目した解析的研究を実施しているシビアアクシデント研究グループやPWR条件下での放射性物質移行研究を実施している原子力基礎工学研究センター性能高度化技術開発グループとの連携やフランス放射線防護原子力安全研究所 (IRSN) との研究協力を推進する。また、事業者との情報交換を通じた課題・問題点等のニーズの把握を進める。

スケジュール案を、表9に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

- (1) 再処理施設高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究：
 - 高濃度硝酸条件下における揮発性 Ru 化合物放出、Ru 化合物の凝縮液への吸収に関与する反応の速度論的評価、材料表面での分解速度評価
 - 蒸発乾固事象進展評価モデルの構築、等
- (2) 火災事故研究：
 - グローブボックスパネル材熱分解反応モデルと火災解析コードのカップリングによるグローブボックス火災全体をシミュレートする手法の整備、グローブボックスパネル材燃焼試験結果を用いた評価手法の検証
 - 有機溶媒火災時の HEPA フィルタ目詰まりメカニズムの解明
 - 原子力施設全般について、施設の特徴を踏まえつつ火災事故及びその事故によって二次的に引き起こされる可能性がある事故のリストアップと事象進展評価手法を整備
- (3) 事故事象進展評価手法の整備：
 - 放射性物質放出挙動（放出割合、共存ガス放出、熱流動ソースターム）、経路内移行挙動（放射性物質化合物熱分解、沈降・沈着、エアロゾル化等）、HEPA フィルタ健全性等のモデル化と熱流動・物質移流解析コード CELVA 等への集約による総合的な事故事象進展評価手法の整備
- (4) 臨界事故研究：
 - 動特性解析と放射性物質放出・移行解析のカップリング
 - 他の SA との連鎖の条件を明らかにするための解析的検討
 - 未臨界度評価手法整備

【4】人材育成に係る現状認識

- (1) サイクル施設は研究対象とする施設数が限定されており、研究ニーズを的確に把握し今後の研究を具体化するスキルを有する研究員を育成することが課題である。
- (2) サイクル施設に対するリスク評価手法の整備を進めるための人材を育成することが課題である。

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) 新規規制基準への適合性審査会合の内容をフォローすることで、施設・機器や安全対策の具体的把握を励行していく。これらの情報や事業者との情報交換等を通して把握した情報等を研究員自らの問題意識・観点に基づき再整理し、研究の種となるニーズの把握に取り組みさせる。
- (2) 国際機関活動への積極的な参加や IRSN との定期的な情報交換会議での発表、共同研究計画立案・実施を通して、国際的な観点からの研究スキルの醸成を促す。
- (3) 外部資金事業の提案・折衝、予算・スケジュール管理、研究成果取りまとめや説明等の実務を経験させることにより、課題設定、説明能力、試験計画立案・遂行能力向上を図る。
- (4) 実験データの取得のみならず、モデル化の実施と様々な事故条件に対して事象進展を精度よく解析しうる評価コードの整備を意識させ研究に取り組みさせる。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) 論文作成、国内学会や国際会議での発表等、積極的な外部発表の励行。
- (2) 実験データの取得・整理とこれらを踏まえた現象のモデル化及び事象進展を総合的に解析し得る解析コードの整備。

- (3) サイクル施設の特徴（危険源が広く工程内に分散し想定される事故が多様であること、事象進展が比較的緩やかであること、危険源と従事者の距離が比較的近いこと等）を踏まえたリスク評価手法整備。

表9 サイクル安全研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
高レベル廃液蒸発乾固事故研究	揮発性Ru化合物の放出挙動解明		→						
	揮発性放射性物質の移行挙動解明（化学形同定、熱分解、凝縮液への吸収、壁反応等）		→						
	事故対策時の放射性物質閉じ込め効果確認		→						
	事故事象進展評価解析コードの整備		→						
	事故事象進展評価・事故対策有効性確認・リスクの定量化検討		→						
火災事故研究	グローブボックス火災時の事象進展解析モデル構築		→						
	再処理有機溶媒火災時のHEPAフィルタの急激な目詰まり機構解明		→						
	火災事故時閉じ込め解析コードの整備		→						
	事故事象進展評価・事故対策有効性確認・リスクの定量化検討		→						
臨界事故研究	臨界事故解析的研究（放射性物質放出・移行解析のカップリング、他SAとの連鎖）		→						
	未臨界度評価手法整備（理論的考察、実験的検証）		→						
(参考) サイクル施設スケジュール			● 六ヶ所再処理施設竣工		● MOX燃料加工施設竣工				

3.10 廃棄物・環境安全研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 中深度処分に関する事業許可基準規則等の骨子案がほぼ固まり、今後、中深度処分の各種ガイド（設計プロセス、被ばく線量評価、廃棄物埋設地の地下の配置など）の策定と、審査の妥当性判断のための知見が要求される^{40), 41)}。そのため、現状の研究課題として、ベントナイト系及びセメント系人工バリア材については、長期の間の材料変質に伴う閉じ込め性能変化に係る科学的知見の整備、及びその影響を考慮した性能評価手法の整備を進めている。また、中深度処分において重要な配置要件の検討や天然バリアの性能・安全評価の観点から、海水準変動を伴う隆起・侵食・堆積を考慮した地形変化、その影響を考慮した地下水流動・核種移行の評価手法の整備を実施し、それらの手法を適用した解析事例から審査に向けた知見整備を進めている。
- (2) また、高レベル放射性廃棄物（HLW）地層処分では、資源エネルギー庁による科学的特性マップ⁴²⁾、原子力発電環境整備機構（NUMO）の適切なサイト選定に向けたセーフティケース構築の報告書⁴³⁾が公表され、概要調査地区選定プロセスの開始が考えられる。その時期において、処分場立地に向けた要求事項の策定等が予想され、規制として、段階的なサイト選定における調査情報の詳細度に基づいた、設計プロセスに係る知見整備、性能評価・安全評価の手法の高度化が今後目標となる。
- (3) 廃止措置の終了確認（サイト解放）のための具体的な判断基準や当該判断基準に係る確認方法については整備されておらず、終了時のサイト解放に係る妥当性確認の方法や手順の整備を具体化する必要がある⁴⁴⁾。そのため、サイト解放時の残留放射能濃度分布の評価手法の整備、サイト解放後の被ばく線量評価手法の高度化、1F等のフォールアウトの影響を考慮したバックグラウンド設定方法（1F等の汚染起源の識別）の整備を実施している。また、施設解体に関しては、将来の原子力機構施設解体への応用・実用を目指し、濃度区分に応じた解体廃棄物の発生量と線量の最適化のための評価手法の開発を実施している。また、原子力施設の廃止措置段階の作業進展に伴い減少するインベントリと解体作業中に想定される事故等の事象発生頻度、事象進展の確率などから評価されるリスクに基づいた管理の変更が想定される。
- (4) 1Fの廃炉作業について、今後、燃料デブリの取り出しが進められる。さらに1F敷地内で発生する固体廃棄物については、2021年度を目処に処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しが示される計画である⁴⁵⁾。こうした最新の処理・処分の方策と技術的知見の現状を把握しつつ、将来の1Fの固体廃棄物の処理・処分方法の妥当性確認に資するための研究を進める必要がある。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

A. 廃棄物埋設の研究の範囲、方向性

- (1) 今後の中深度処分に関する研究として、廃棄物埋設地の実際の審査を見据え、審査の妥当性判断に必要な科学的・技術的知見の蓄積のため、現実的な環境条件の不均質性や不確かさ、設計・施工技術の現状を踏まえた人工バリア及び天然バリアに係る性能評価手法、及び安全評価手法の高度化及び審査に向けた知見整備を進める。
- (2) 上記のようなHLW地層処分の動向を鑑み、中深度処分の研究成果を踏まえ、段階的なサイト選定における調査情報の詳細度の違いを踏まえた、HLW地層処分における設計プロセスの妥当性判断のための人工バリア及び天然バリアに係る性能評価及び安全評価の手法の高度化に関する研究を進める。

- (3) 1Fの固体廃棄物については、将来の1Fの固体廃棄物の処理・処分方法の妥当性確認に資するための基盤研究（廃棄体からのソースターム評価や特有な共存物質の人工バリア材への影響評価等に関する研究）を開始する。

B. 廃止措置の研究の範囲・方向性

- (1) 原子炉施設の廃止措置段階の作業進展及び終了確認後における様々な状態の残存汚染に起因したリスク評価に関する評価手法の開発を進める。表層や地下に残存する汚染に起因したリスク評価のために、表層汚染・地下汚染に対する残留放射能濃度の評価方法の整備、地表流・土砂移動による核種移行モデルの構築、及び被ばく線量評価手法の高度化を進める。原子力施設の廃止措置段階の作業進展に伴い変動するリスク評価の妥当性判断のため、各解体作業の工程や条件に応じた、事象発生頻度、老朽化に伴う事象進展確率、影響度の評価に必要なデータ・知見の整備のための研究を新たに開始する。
- (2) 廃止措置段階の作業進展から終了確認までの廃止措置全体プロセスに対し、上記のリスク評価を考慮しつつ、様々な施設解体の作業工程の最適化手法の高度化及びその適用性検討を進める。さらに、廃棄物インベントリ評価等の放射性核種分析の妥当性確認の知見整備のため、放射性核種分析に必要な前処理等様々な最新要素技術に関し、最新の手法による核種分析の信頼性確保に関する研究を行い、最新要素技術における技術的知見の整備を進める。
- (3) 表層や地下に残存する汚染に起因したリスク評価のために整備した手法を1Fオンサイトのサイト解放評価へ適用することも検討する。また、1Fの廃炉作業について、今後進められる燃料デブリの取り出し作業中に想定される事故等を対象とした安全評価に関する研究を進める。

スケジュール案を、表10に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

以上の戦略から、まずは中深度処分において規制の観点から、重要となる以下の研究テーマに対し、研究活動の展開を図る。

- 人工バリア構成材の設計プロセスの妥当性判断のための性能評価手法の高度化
- モニタリング孔、坑道の閉鎖確認に関する研究（中深度処分/HLW 共通課題）
- 隆起・侵食、海水準変動による地形変化、地下水流動変化の評価手法の高度化
- 中深度処分に対する安全評価手法の高度化（サイト条件を踏まえた岩石等への収着分配係数の空間的不確かさの評価、亀裂を有する堆積岩中の地下水流動・核種移行のモデル化、地表の環境媒体（河川、湖沼、灌漑土壌等）における核種移行のモデル改良）

さらに、HLW地層処分に関する以下の研究テーマに対し、重点的な取組を行う。

- HLW人工バリア材の設計プロセスの妥当性判断のための性能評価手法の高度化
- 結晶質岩系を対象とした地下流動場への評価手法の拡張
- 自然事象の外的要因を対象とした影響評価手法
- 段階的なサイト選定に応じた処分場レイアウト評価、性能・安全評価手法の高度化

また、今後の廃止措置の研究テーマとして以下の重点的な取組を検討する。

- 表層汚染・地下汚染に対応した残留放射能分布評価手法の開発、核種移行モデルの構築、

被ばく線量評価手法の高度化

- 解体進捗に応じて変動するリスク評価に関する研究
- 廃止措置プロセスの最適化手法の適用性検討
- 長寿命放射性核種分析の信頼性確保に係る研究

【4】人材育成に係る現状認識

各自が担当している研究テーマにおいて、研究成果の規制への活用を念頭に成果の取りまとめを進めている。また、原子力安全研究協会が規制庁から受託している IAEA 作成中の処分・廃止措置に係るドラフトレポートに対する専門家会合や各外部委員会へ参加している。廃止措置研究の新たな若手研究員の獲得は急務である。処分では、機構内外からの地質や自然事象に関する専門家の拡充は、現在の若手研究員の育成に必要であり、また、こうした専門分野に関する研究グループ内のポテンシャルの底上げのため、新たな若手研究員の獲得が必要である。

【5】人材育成に係る今後の戦略

廃止措置及び地質・自然事象等を専門とする新たな若手研究員の確保に取り組む。外部資金による研究では、特に規制への活用を念頭においた成果の取りまとめに従事させるとともに、国内外の会議発表と論文投稿による積極的な成果公表を行う。さらに、研究成果の活用を念頭においた IAEA 等の専門家会合への参加、IRSN との情報交換、若手研究者の海外留学を進める。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) 研究成果の社会実装を念頭に置き、処分・廃止措置に係る日本原子力学会の標準化委員会等への外部委員として参加を進める。さらに NUMO のセーフティケース構築の報告書等の最新レポートや、低レベル放射性廃棄物 (LLW) 埋設等の審査会合の資料を対象に、規制の観点から不足している情報や重要な研究課題の分析、議論を進め、TSO の一員としての素養を養い、新たな研究課題の立案、研究展開に繋げる。
- (2) 専門性の深化を目指した研究の取組だけでなく、多様な専門性・創造的能力向上のために、外部や原子力機構内の組織との連携を強化した共同研究の推進や、新たな科研費等の獲得を目指す。

表 10 廃棄物・環境安全研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
廃棄物埋設処分に関する研究 * 中深度/HLW共通課題			人工バリア構成材の設計プロセスの妥当性判断のための性能評価手法の高度化				(HLW地層処分の人工バリア材への展開)		
			坑道等の閉鎖確認に関する研究*				(HLW地層処分条件への展開)		
	地形変化及び地下水流動変化の評価手法の高度化*						自然事象の外的要因を対象とした影響評価手法		
	中深度処分等に対する安全評価手法の高度化(収着特性評価手法、生活環境中の核種移行・線量評価手法R3~)*								
							段階的なサイト選定に応じた安全評価手法等の高度化		
廃止措置に関する研究 (廃止措置段階から終了確認まで)			1Fの固体廃棄物の処理・処分方法の妥当性確認に資する基盤研究						
			表層汚染・地下汚染に対応した残留放射能分布評価手法の開発、核種移行モデルの構築、被ばく線量評価手法の高度化				(1Fオンサイトへの展開)		
			解体進捗に応じて変動するリスク評価に関する研究				(様々な施設への展開)		
			廃止措置プロセスの最適化手法の適用性検討				(様々な施設への展開)		
			長寿命放射性核種分析の信頼性確保に係る研究				(最新分析手法への展開)		
		1Fの廃炉作業における事故時安全評価に関する研究							

3.11 臨界安全研究

【1】研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) 臨界安全研究のうち解析技術に係る分野では、国際臨界安全実験データプロジェクト (ICSBEP) ⁴⁶⁾を見れば、中性子増倍率計算の技術は、詳細な幾何形状を有する計算体系に対して中性子の輸送過程を非常に詳細に取り扱える連続エネルギーモンテカルロコードの実用化により、その完成度は既に極めて高い事が理解される。そのため中性子増倍率の計算精度に比べ、臨界安全管理実務におけるプロセス条件の設定によって生じる評価結果の不確かさの方が大きい。通常用いられる未臨界判定値 (0.95 や 0.98 等) はかなり大きな安全裕度を持っていると考えられるため、この分野での新たな取組の余地は小さい。
- (2) 計算コードの完成度がこのように向上した結果、その入力となるデータの信頼性や精度が臨界安全評価結果に対して一層重要かつ直接的な影響を持っている。すなわち、中性子と原子核の相互作用の確率をデータベース化した評価済核データや、実際の評価対象での核燃料物質の存在状況や原子個数密度といった状態のモデル化の改良・改善が臨界安全評価計算の信頼性や精度を決める最も重要な因子であり、それらを不断に改良し最新の知見やデータを遅滞なく使用できるようにすることが臨界安全評価の信頼性向上の鍵である。それらの開発や改良に関する技術開発は継続して行われなければならない。
- (3) 前者の評価済核データについては、我が国では国産の核データである JENDL の改良が進められ、現在では JENDL-4⁴⁷⁾が最新のデータとして使用されて、2021 年度には最新バージョンとして JENDL-5 がリリースされる予定である。欧米でも継続的に核データの開発が進められている。米国は 2018 年に最新ライブラリ ENDF/B-VIII.0⁴⁸⁾をリリースし、欧州では 2017 年に JEFF-3.3⁴⁹⁾をリリースした後も継続して JEFF-4 の開発を進めている。これら最新の核データを遅滞なく使用できるだけでなくその改良に対しても自ら積極的に協力していくことが、臨界安全評価技術の向上にとって重要になる。また、核データの測定や評価がほとんど行われていないまったく新しい組成の核燃料物質を取り扱うようになれば、その都度核データの見直しや核データの不確かさに由来する増倍率計算結果の不確かさを臨界実験等により検証することが必要となる。これは学術的な新たな発案を目指す取組ではないが、工学的なデータ収集として重要である。
- (4) 一方で、核燃料物質のモデル化の分野では、1990 年代から 2010 年前後までは、NEA 原子力科学委員会臨界安全性ワーキングパーティー⁵⁰⁾の活動に色濃く反映されていたように、燃焼した燃料の輸送や貯蔵での臨界安全評価において燃料の燃焼の効果を取り入れる燃焼度クレジットが大きな課題として取り上げられ、我が国を含めた各国で様々な研究開発が活発に行われていた。この燃焼度クレジットについては、1F 事故後の原子力発電を取り巻く状況からそれに対する技術開発のニーズは表面上小さくなっているものの、使用済燃料の貯蔵状況の変化や現在よりも高濃縮度のウランを使用する新型の燃料の利用が計画されれば、再びその重要性が高まる可能性が有る。一方我が国特有の喫緊の課題として特に乱雑な組成分布を持つ 1F 事故の結果生じた燃料デブリの臨界安全評価のためのモデル化が当面の大きな課題である。部門では現在以下の項目に取り組んでいる。
 - ・乱雑組成分布の表現方法
 - ・乱雑組成分布の下での中性子輸送計算の効率化
 - ・乱雑組成分布に由来する増倍率計算結果の揺らぎ (不確かさ) の評価
 - ・これらの計算・評価結果の実験的検証の方法論
- (5) 臨界安全研究のうち事故評価に係る分野では、核的制限値を逸脱するが臨界事故に至らない

事象について、評価の方法論を改めて整理する必要がある。古くから静的な管理手法として逸脱が起きないとされてきた形状管理について、地震等の外的事象に耐える（逸脱しない）ことの要求範囲、及び、耐えられない（逸脱する）が臨界事故に至らなければ現設計を許容する範囲を明確にする必要がある。成果の反映として、臨界安全ハンドブックの改訂、規制基準の整理等が考えられる。

- (6) 臨界事故に至る場合については、再処理施設では SA として臨界事故を想定することが求められているが環境影響は限定的（多くの施設で 5 mSv に至らないとされており、よって、臨界安全機能が安全上重要な要件であるとされていないことが多い）であっても、従業者にとっては致命的である。現在ではリスクの考え方で評価が実践されつつある。特定原子力施設においても、仮に臨界事象に至ったとして遮蔽性能が十分であることを示す必要もあろう。継続的にこれらの評価・審査の方法論を改良・整理することが必要である。
- (7) 臨界安全研究のうち測定技術に係る分野では、未臨界状態において意図しない臨界への近接を測定する試みは、古くから研究・議論されてきたが、臨界安全管理（規制要件を含む）において実用されたことはない。これは、増倍率を直接測定することが困難であり、一方で、未臨界判定値（0.95 や 0.98 等）に相当するプロセス量（形状、体積、質量、濃度等）を制限値とすることで、十分実用になったからである。しかしながら、プロセス量の管理に不確かさが伴う場合、特に、特定原子力施設の場合に、測定技術を併用することは有用になり得る。事業者の提案に対して規制要件として測定を求める場合、その性能基準を明らかにする必要がある。
- (8) 臨界安全研究に関連する原子炉（炉心核特性）評価の分野では、よく管理された炉心で発生する特定の事象における増倍率の計算、出力変化の動特性計算が求められる。最近の計算機性能に照らしてモデル化に大きな課題はないが、利用者のニーズに応じた精度およびコードの機能（使いやすさ、ユーザビリティ）の向上は常に求められる。また、炉心解析のみならずその後段に控える使用済燃料管理も視野に入れ、崩壊熱や内蔵放射能の評価、貯蔵時の臨界評価へ接続をする改良も行われるなど、実機の炉心条件（実際の燃料集合体の燃焼履歴や配置）を考慮しつつ、より実地的な包括的な使用済燃料管理という視点に立った計算・評価が目指されている。安全規制との関係においては、事業者がそういった新しい評価手法やコードを開発して申請に適用する場合は、それらの妥当性確認を行う事が求められる。

【2】研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

安全研究センターにおいて臨界安全研究グループを炉物理とシミュレーション技術をスキルセットとする研究グループに発展させると共に、他グループ、センター、部門とも協力しつつ原子炉（炉心核特性）の評価システムに関わる研究も行う。例えば、核特性評価計算の高精度化と高速化を利用した過渡変化をも視野に入れた原子炉解析システムコード（核熱カップリングコード）の高度化と安全評価への適用や新型燃料の炉物理と安全性が考えられるが、安全研究センターとして実施することが望まれる臨界安全研究へのフィードバックも考えれば以下の 3 つの戦略が重要となる。

- (1) 評価済核データや実際の評価対象での核燃料物質の存在状況や原子個数密度といった状態のモデル化の改良・改善による最新の知見やデータを遅滞なく使用できるようにすること。
- (2) 原子力施設の臨界安全に対して、リスク評価に基づく臨界安全管理の考え方の導入を進めて、外的事象・内的事象がどのような影響を及ぼすか、影響をどこまで防ぐか（核的制限値を維持すべき要件）、核的制限値を逸脱するが臨界事故に至らない範囲の評価・審査の考え方を整

理すること。

- (3) 技術力の向上によって世界的な研究コミュニティにおいてレベルの高い臨界安全性研究の一つの拠点と認識されるようにするために、その観点で国際協力を積極的に利用すること。

スケジュール案を、表 11 に示す。

【3】特に重点的に取り組む分野

国立研究開発機関における臨界安全性に関する専門組織として、核データや計算コードを含む中性子増倍計算に関する最新技術と知見の保持や涵養に努め、臨界安全に関しては以下の項目を重点的に実施する。

- (1) 喫緊の課題である特定原子力施設の燃料デブリ臨界安全管理については、現在行っている取組を継続して STACY を使用した実験で得られるデータを含めたデブリの基礎的な臨界パラメータを評価するとともに、リスク評価に基づく臨界安全管理の考え方により従業者防護の観点から臨界安全の要件を整理する。
- (2) 最新の知見やデータを臨界安全評価に取り入れる観点では、最新の評価済核データの妥当性評価に関与し核データ評価側へのフィードバックを行い、臨界計算のさらなる精度と信頼性の向上に貢献する。
- (3) 臨界安全評価対象の状態やモデル化の観点では、使用済燃料の貯蔵状況の変化や現在よりも高濃縮度のウランを使用する新型の燃料の利用が計画されれば再び燃焼度クレジットの重要性が高まるため、その技術開発に取り組む。
- (4) そのため IRSN との既存研究協力を、解析・計算理論、解析コード・核データ整備、解析手法の臨界実験による妥当性検証など、広範囲に強化する。新型炉に関しては米国（例えば NRC）と新たに協力が有益と考えられる。マルチの国際協力では OECD/NEA の臨界安全性ワーキングパーティーを積極的に利用し、参加によって各国情報を得るだけでなく我が国の有する課題に各国の専門家と共に取り組むための提案を行う。

【4】人材育成に係る現状認識

- (1) 必要とされるスキルセットとして、炉物理に通じていることがあげられるが、臨界安全評価においては、炉物理計算結果をベースに安全論理を構築できることまでが求められる。後者は原子力安全研究者に一般的に期待できるものだが、前者は大学院教育の段階から養成することが必要である。従来はこの考えに従い炉物理を専攻した大学院卒業生の獲得に努めることが大切であるとされ、実際そのように努めてきた。臨界安全というテーマ自体は炉物理の主要な応用分野であるので炉物理を専攻した学生が一定程度確保出来ていれば将来の人材供給に影響は無い。ただし 1F 事故後、我が国においては臨界集合体の運転が長期間にわたって停止していることと高速かつ高精度となった計算機シミュレーション技術を活用した研究が一般的となったことを反映して、炉物理実験を主体的に行える人材が大幅に減少していることには注意すべきである。
- (2) 現在、実務面では原子力の開発や利用の停滞に伴い臨界安全性評価の対象となる新たな施設の設定が減少している。また研究の観点から言えば、1990 年代に課題であった燃焼度クレジットの導入が欧米各国で進んできたこと、そして連続エネルギーモンテカルロコードの実用化が進んで様々な対象に対する臨界計算実施上の困難さが解消されたことから、この分野では全く新規な研究テーマが減少している状態と言える。そのため、純然たる臨界安全を研究テ

ーマとする若手技術者や研究者、そして学生は次第に減少している。

【5】人材育成に係る今後の戦略

- (1) 伝統的なアプローチであるが、臨界安全が炉物理の延長であるのなら、炉物理分野の強化が臨界安全に取り組む人材の強化にもつながるはずである。よって、これまで以上に炉物理コミュニティとの積極的な関係強化を図る。
- (2) 既に述べたように連続エネルギーモンテカルロコードの実用化により臨界安全性評価の高精度化が高いレベルで実現されている状況下においては、核データの重要性が益々大きくなる。従って、核データの評価、処理、利用、妥当性評価に対する知見を有する人材を確保することが臨界安全性研究の進展にとって大切である。その観点から核物理など基礎的な物理分野との交流を通じた人材の発掘を行う。
- (3) さらに、シミュレーション技術に着目するならば、伝統的な炉物理研究コミュニティだけではなく情報技術関連分野の卒業生も人材として有望であるので、そういった研究を実施している大学との共同研究などを通じた交流を図る。

【6】人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) 大学院の炉物理教育への協力を行う。これにより学会発表・学会活動を通じて大学院と交流して臨界安全に興味を持つ新しい人材を見いだす。
- (2) 原子力機構内の核データあるいは炉物理研究部署と協力する。既存の臨界安全研究の枠にとらわれずに炉物理やシミュレーション技術関係の研究にも関与するようにすることで技術レベルの向上を図る。安全研究センターで獲得する外部資金により研究を実施するといった機会を作って協力を促進する。原子力基礎工学研究センターの炉物理関連グループとの勉強会や現場力の高い組織を目指した原子力機構内小集団活動「元気向上プロジェクト」の一環として、原科研の臨界実験装置運転担当課と勉強会を開催する、などにより研究力向上に資する知識・スキルの涵養に努める。
- (3) 国内における炉物理技術交流のために、事業者との情報交換等を実施する。

表 11 臨界安全研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間							
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	
臨界特性評価手法の整備	臨界計算コードSolomonの開発・改良		→							
			SolomonのSTACY実験による検証			→				
			Solomonのシステム化							
			使用済燃料の臨界性評価に資する燃焼計算コードシステムの整備							
			核熱カップリングシミュレーション手法開発(臨界事故評価含む)							
			核データの妥当性評価			積分的手法による核データの評価				→
		臨界安全ハンドブック改訂							→	
臨界特性評価に資する測定試験	STACY更新炉によるデブリ模擬物質核特性測定の前準備と試験実施		→							
			使用済燃料の臨界特性評価に資する燃焼度モニタ開発(プロセス量によらない臨界管理手法検討)							
			全炉心リアルタイム核特性測定技術の開発							
臨界リスク評価手法開発	1Fを対象とした臨界事故シナリオ分析・リスク評価		→							
			輸送及び貯蔵も含めた臨界リスク評価							
STACY	規制庁受託事業	STACY運転再開	1F特定原子力施設規制支援(測定技術開発、臨界管理等)							
	規制ニーズの調査、事前検討		規制支援(新型燃料の核特性測定等)							
国際協力・人材育成	IRSNとの共同研究								IRSNとの共同研究延長	
	OECD/NEA(WPNCS, ICSBEP, IRPhEP)		海外研究機関との共同研究等						→	
			ICNC2023の開催							

表 11 注 :

ICNC: International Conference on Nuclear Criticality Safety、臨界安全国際会議

IRPhEP: International Reactor Physics Experiments Evaluation Project、国際炉物理実験ベンチマーク計画

WPNCs: Working Party on Nuclear Criticality Safety、臨界安全ワーキングパーティー

3.12 保障措置分析化学研究

【1】 研究の範囲、方向性に係る現状認識

- (1) IAEA 保障措置活動の一環である IAEA 保障措置環境試料分析に対して、IAEA が認定した「ネットワーク分析所」の一員として試料の依頼分析を行うことで IAEA の活動に対して技術的側面から支援している。
- (2) 我が国の保障措置制度における独立検認機能を維持するため、環境試料中に含まれる極微量核物質の分析技術の維持および開発を行っている。

【2】 研究の範囲、方向性に係る今後の戦略

- (1) IAEA 保障措置活動の一環である IAEA 保障措置環境試料分析に対して、「ネットワーク分析所」の一員として試料の依頼分析を引き続き行うことで IAEA の活動に対して技術的側面から支援する。
- (2) 我が国の保障措置制度における独立検認機能を維持するため、環境試料中に含まれる極微量核物質の分析技術を維持するとともに、極微量核物質粒子の精密な同位体比分析技術の開発を段階的に進める。
- (3) 定期的に IAEA 本部で開催される専門家会合において、IAEA が要望する技術開発のニーズや他国のネットワーク分析所の技術動向を把握し、極微量分析技術の高度化及び開発を行う。
- (4) IAEA 保障措置環境試料分析において必要性が高く、将来的に環境試料への適用可能な新規極微量分析技術を IAEA や他国のネットワーク分析所などの協力も得て開発する。

スケジュール案を、表 12 に示す。

【3】 特に重点的に取り組む分野

- (1) 高度環境分析研究棟（CLEAR）クリーンルーム内に設置されている超高感度な同位体比分析装置群を活用し、極微量核物質粒子の精密同位体比分析技術の開発を段階的に進める。特に、高感度な質量分析装置を用いて極微量核物質粒子の精密な同位体比分析を可能とする技術を開発する。
- (2) 上記の取組と並列して、同位体比分析だけでは情報が得られない核燃料サイクルにおける精錬、濃縮、転換などのウラン取扱い工程を推定するための技術として、顕微ラマン分光分析法によるウラン粒子の化学形の判別技術の開発を段階的に進める。

【4】 人材育成に係る現状認識

- (1) 研究グループの構成メンバーは、各自が IAEA 保障措置環境試料の分析に係る技術開発項目を受け持ち、IAEA からの依頼分析を行うとともに、関連する分析技術の開発を進めている。分析手法が異なる依頼分析に対して各自が責任を持って実施することで、積極的に分析技術の開発に取り組んでいる。
- (2) 研究グループの構成メンバーの年齢層に偏りがあるため、研究グループを総括できる人材が十分に育成されていない。

【5】 人材育成に係る今後の戦略

- (1) IAEA 保障措置環境試料分析について今後も長期に渡って安定した活動を継続させるため、

若手研究員や中途職員を確保するとともに、研究開発に対する計画の立案や実施方針の策定など、中心となって研究活動を牽引する人材を育成する。研究グループに在籍する職員に対しては、原子力機構内や外部研究機関の研究開発者と積極的に情報交換することを促し、核燃料物質の極微量分析技術に対する専門的知識の習得や自身の分析技能を高めるとともに、交流を深めることで自身の研究開発能力を高める。

- (2) IAEA 本部で開催される専門家会合への参加や、他国のネットワーク分析所研究者との積極的な情報交換を進めることにより、研究を主導的に進める重要な人材を育成する。
- (3) IAEA 分析所や他国ネットワーク分析所への短期的な派遣や、研究員の短期滞在受入などを積極的に行って国際的な感覚を保障措置分析化学研究グループ内で育てる。
- (4) 保障措置環境試料の分析につながる基礎基盤的な極微量分析技術開発や、独創的な極微量核物質の分析技術開発についても、科研費などの外部予算を獲得して若手研究者主導で進めることができるインフラを整える。

【6】 人材育成に係る重点的に取り組む活動

- (1) IAEA 分析所や他国ネットワーク分析所との技術交流をより深めて極微量分析技術の開発を効率的に加速するとともに、研究開発成果を国際学会やインパクトファクタが高い国際論文誌などを通して積極的に発信する。
- (2) 技術開発に係る活動や IAEA 依頼分析を今後も長期に渡って安定して継続していくため、研究開発の中心を担う人材を育成する。

表 12 保障措置分析化学研究のスケジュール案

	現中長期目標期間		次期中長期目標期間						
	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10
極微量核物質粒子分析技術開発		ウラン粒子の精密同位体比分析		プルトニウム粒子の精密同位体比分析			精密同位体比分析の適用化試験		
	濃縮ウラン粒子の精製時期決定法								
極微量核物質の状態分析技術開発		ラマン分光法等によるウラン粒子の化学状態分析の応用研究							
	ラマン分光装置等を用いた微小ウラン粒子の詳細分析技術		性能試験 開発課題抽出		開発課題の解決法検討			環境試料への適用化試験	
IAEAの依頼に基づく保障措置環境分析				保障措置試料分析					

4. まとめ

原子力機構は令和3年度で現行の第3期中長期目標期間を終え、令和4年度から第4期中長期計画に従って業務を進めることになる。これを受けて、部門が行う原子力安全の継続的改善及び原子力防災の実効性向上に貢献するための戦略を検討し、これに基づく中長期的な研究の進め方を議論した。

その過程において、部門の基本的な考え方を新たな Mission、Vision 及び Strategy 案として提示した。すなわち、原子力機構の有する研究施設の特徴・強みを活かす共同研究や国際共同プロジェクト等を活用して、産業界を含む国内外の専門家が集うプラットフォーム機能を提供し、現実の課題に即した技術や人材を効果的に育成しつつ成果を発信して、原子力安全を支える技術基盤の維持・充実に貢献することを目指すこととした。

本報告書は、部門が安全研究の中長期的な方向性に関する考え方を明示的に文書として示し、広く公表する初めての機会となるものである。今後も内外からのフィードバックを得つつ、必要に応じて見直していく所存であり、関係者からの忌憚のないご意見を賜ることができれば幸いである。

参考文献

- 1) OECD/NEA, Five Years after the Fukushima Daiichi Accident: Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt, OECD/NEA, (2016), <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7284-five-years-fukushima.pdf> (2021年5月25日閲覧)。
- 2) 日本原子力研究開発機構, 将来ビジョン JAEA 2050+, (2019), <https://www.jaea.go.jp/JAEA2050/vision.pdf> (2021年5月25日閲覧)。
- 3) 日本原子力研究開発機構, 国際戦略 平成29年3月, (2017), https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/international_strategy/senryaku.pdf (2021年5月25日閲覧)。
- 4) 日本原子力研究開発機構, イノベーション創出戦略 改定版 2020年11月, (2020), https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/innovation/senryaku.pdf (2021年5月25日閲覧)。
- 5) 原子力規制委員会, 「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」の確認結果, 令和3年7月14日, (2021), <https://www.nsr.go.jp/data/000359251.pdf> (2021年7月25日閲覧)。
- 6) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル2 PSA 編):2008, AESJ-SC-P009:2008, (2009).
- 7) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準, 原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2012, AESJ-SC-RK005, (2012).
- 8) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル1 PRA 編):2013, AESJ-SC-P008, (2013).
- 9) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準, 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2014, AESJ-SC-RK007, (2014).
- 10) Nuclear Energy Agency, Analysis of information from Reactor Building and containment Vessel and Water Sampling in Fukushima Daiichi NPS (ARC-F) Project, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_52958/analysis-of-information-from-reactor-building-and-containment-vessel-and-water-sampling-in-fukushima-daiichi-nps-arc-f-project (2021年5月25日閲覧)。

- 11) 与能本泰介ほか, 「グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ」活動状況中間報告 (2019年9月~2020年9月), JAEA-Review 2020-056, (2021), 51p., <https://doi.org/10.11484/jaea-review-2020-056>.
- 12) Nuclear Regulation Authority, Outline of New Regulatory Requirements for Light Water Nuclear Power Plants (Severe Accident Measures) [Internet], (2013), <https://www.nsr.go.jp/data/000067119.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 13) Nishimura, T. et al., Current Research and Development Activities on Fission Products and Hydrogen Risk After the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Nucl. Technol. 47, pp.1-10, (2015).
- 14) SNETP, Report of the SNETP Fukushima Task Group, Identification of Research Areas in Response to the Fukushima Accident, (2013), <https://snetp.eu/wp-content/uploads/2020/05/SNETP-Report-Identification-of-Research-Areas-in-Response-to-the-Fukushima-Accident-January-2013.pdf> (2021年5月24日閲覧) .
- 15) NUGENIA, NUGENEA Global Vision Version April 2015 Revision 1.1, (2015), <https://snetp.eu/wp-content/uploads/2020/10/Global-vision-document-ves-1-april-2015-aa.pdf> (2021年5月24日閲覧) .
- 16) Paladino, D., Outcomes from the EURATOM–ROSATOM ERCOSAM SAMARA projects on containment thermal-hydraulics for severe accident management, Nucl. Eng. Des., 308, pp.103-114, (2016).
- 17) Nuclear Energy Agency, Resolving Complex Safety Relevant Issues Related to Hydrogen Release in Nuclear Power Plant Containments During a Postulated Severe Accident A Summary Report by the Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES) Project on the PANDA and MISTRA Experiments, NEA/CSNI/R (2018)11, (2018), https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_19876/report-on-oecd-hymeres-project-panda-and-mistra-experiments?details=true (2021年5月25日閲覧) .
- 18) U.S. NRC, Pressurized-Water Reactor Control Rod Ejection and Boiling-Water Reactor Control Rod Drop Accidents, RG-1.236, (2020), <https://www.govinfo.gov/content/pkg/FR-2020-06-19/pdf/2020-13254.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 19) U.S. NRC, Establishing analytical limits for zirconium-based alloy cladding, Draft regulatory guide DG-1263, (2014), <https://www.nrc.gov/docs/ML1228/ML12284A323.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 20) Bernaudat, C. et al., UPDATED RIA CRITERIA IN FRANCE, Proc. Topfuel 2018, Prague, Czech Republic, Sep.30-Oct.4, 2018, (2018).
- 21) 燃料プラットフォーム, 2018~2019年度燃料プラットフォーム報告書 軽水炉燃料に関する研究開発の状況と課題 2020年5月, 令和2年度第31回原子力委員会 参考資料第2号, (2020), http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry020/siry031/2_sankou.pdf (2021年5月25日閲覧) .
- 22) 電気事業連合会, 新たなプルサーマル計画について, (2020), https://www.fepc.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2020/12/17/press_20201217_2_1.pdf (2021年5月25日閲覧) .
- 23) Klein-Heßling, W. et al., Conclusions on severe accident research priorities, Annals of Nuclear Energy,

- Vol.74, pp.4-11, (2014).
- 24) Suehiro, S. et al., Development of the source term PIRT based on findings during Fukushima Daiichi NPPs accident, Nucl. Eng. Des., Vol.286, pp.163-174, (2015).
 - 25) Sugimoto, J., Severe Accident Research in Japan after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, Nuclear Technology, Vol.196, No.2, pp.149-160, (2016).
 - 26) 熊谷裕司, 齋藤智之, 原子力関連国際機関の最近の動向と日本からの期待 (第2回) NEA 活動から見る原子力安全の国際動向, 日本原子力学会誌 ATOMO Σ, Vol.62, No.11, pp.669-673, (2020).
 - 27) 梶本光廣, 他, ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み (1) 過酷事故解析とソースターム, 原子力安全部会セッション, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山大学, 2019 年 9 月 11-13 日, (2019).
 - 28) 山本章夫, ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み (2) ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山大学, 2019 年 9 月 11-13 日, (2019).
 - 29) 中村秀夫, ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み (3) ソースタームに関連する安全研究の課題, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山大学, 2019 年 9 月 11-13 日, (2019).
 - 30) OECD/NEA, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project), Phase I Summary Report, March 2015, NEA/CSNI/R(2015)18, (2016), <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/csni-r2015-18.pdf> (2021 年 7 月 25 日閲覧) .
 - 31) 原子力規制委員会, 原子力災害対策指針 令和 3 年 7 月 21 日, (2021), <https://www.nsr.go.jp/data/000359967.pdf> (2021 年 7 月 25 日閲覧) .
 - 32) 経済産業省 資源エネルギー庁, 原子力発電所の現状, https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf (2021 年 5 月 30 日閲覧) .
 - 33) 原子力規制庁, 新たな検査制度 (原子力規制検査) の本格運用について 令和 2 年 4 月 1 日, (2020), <https://www.nsr.go.jp/data/000307173.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .
 - 34) 原子力規制庁, 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究 研究計画 (案), (2019), <https://www.nsr.go.jp/data/000286787.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .
 - 35) 原子力規制委員会, 維持規格の技術評価に係る関係規則の解釈等の整備及びこれらに対する意見募集の結果について (案), 令和元年 6 月 5 日, 第 11 回原子力規制委員会 資料 1, (2019), <https://www.nsr.go.jp/data/000272100.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .
 - 36) 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉に係る新規制基準について一概要一, (2016 年 2 月 17 日更新), <https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .
 - 37) 原子力規制委員会, 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, (2017), <https://www.nsr.go.jp/data/000183879.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .
 - 38) 原子力規制庁, 新たな検査制度 (原子力規制検査) の本格運用について 令和 2 年 4 月 1 日, (2020), <https://www.nsr.go.jp/data/000307173.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .
 - 39) 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, 平成 25 年 11 月 27 日 原管研発第 1311279 号 原子力規制委員会決定, (2013), <https://www.nsr.go.jp/data/000069201.pdf> (2021 年 5 月 25 日閲覧) .

- 40) 原子力規制庁, 中深度処分に係る規制基準等における要求事項について, 令和2年7月15日, 令和2年度第16回原子力規制委員会 資料3, (2020), <https://www.nsr.go.jp/data/000318311.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 41) 原子力規制委員会, 令和3年度安全研究計画, <https://www.nsr.go.jp/data/000349564.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 42) 経済産業省資源エネルギー庁, 科学的特性マップ, (2017), https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/maps/kagakutekitokuseimap.pdf (2021年5月25日閲覧) .
- 43) 原子力発電環境整備機構, 包括的技術報告: わが国における安全な地層処分の実現ー適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築ー, (2021), https://www.numo.or.jp/technology/technical_report/tr180203.html (2021年5月25日閲覧) .
- 44) 原子力規制庁, 原子力施設の廃止措置の終了確認に係る判断基準等に関する検討について 令和3年1月20日, 令和2年度第50回原子力規制委員会 資料2, (2021), <https://www.nsr.go.jp/data/000340194.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 45) 東京電力ホールディングス株式会社, 廃炉中長期実行プラン2021, (2021), <https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/plan/pdf/2021/20210325.pdf> (2021年5月25日閲覧) .
- 46) International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) , https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_24498/international-criticality-safety-benchmark-evaluation-project-icsbep (2021年5月25日閲覧) .
- 47) Shibata, K. et al., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 1, pp.1-30, 2011, <https://www.tandfonline.com/doi/abs/10.1080/18811248.2011.9711675> (2021年5月25日閲覧) .
- 48) Brown, D.A. et al., ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data, Nuclear Data Sheets, Vol. 148, pp. 1-142, 2018, <https://doi.org/10.1016/j.nds.2018.02.001> (2021年5月25日閲覧) .
- 49) Plompen, A.J.M. et al., The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3, Eur. Phys. J. A, Vol. 56, 181, 2020, <https://doi.org/10.1140/epja/s10050-020-00141-9> (2021年5月25日閲覧) .
- 50) Nuclear Energy Agency, Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS), https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_23012/working-party-on-nuclear-criticality-safety-wpncs (2021年5月25日閲覧) .

