

平成25年9月25日

原子力規制委員会における安全研究について

原子力規制委員会

1. はじめに

原子力規制委員会が、その業務を的確に実施していくためには、原子力安全を継続的に改善していくための課題に対応した安全研究を実施し、科学的知見を蓄積していくことが不可欠である。

このため、原子力規制委員会が実施すべき安全研究の目的をより明確に意識し、課題の解決につながる成果が得られるようにするとともに、蓄積された科学的知見が原子力安全規制等に的確に反映され、継続的な改善につながるよう、安全研究を実施していく必要がある。

2. 安全研究の基本的な考え方

原子力安全規制等を的確に実施するため、規制基準の整備とその適用に必要な技術的知見の取得、個別の技術的判断の根拠となる知見の取得等を目的として、原子力規制委員会における安全研究を実施する。また、原子力安全規制等における課題に直接対応することに加え、科学的知見の蓄積を通じて新たな課題が明らかとなる場合もあることを踏まえ、先見的・横断的な安全研究も実施する。

安全研究は、国内における学協会、産業界等の動向及び国際的な規制動向を注視しつつ、効率的に推進していく必要がある。このため、その実施に際しては、海外規制関係機関等における課題に我が国のそれと共通するものが存在すること、限られた資金・人材で最大の効果を目指すことを踏まえ、2国間及び国際機関を含む多国間での国際的枠組みを積極的に活用していくことが必要である。さらに、研究資源の効率的活用の観点からは、原子力安全規制の独立性、研究実施過程の透明性を確保しつつ民間研究機関等と連携して研究を実施することを排除するものではない。

原子力規制委員会における安全研究としては、以下に示すものを対象とし、国際原子力機関(IAEA)等の国際機関や海外規制関係機関等の最新動向等に係る調査、原子力規制委員会がその実務として実施する規制基準や審査ガイドの作成のための調査といった新たな実験、解析及び分析等を伴わないものについては、ここで整理する安全研究には含めていない。

- ① 規制基準・制度、具体的判断基準等の整備に資する研究
規制基準や制度、審査・検査等に用いる具体的判断基準、技術マニュアル、解析コードの開発・整備・検証等を目的とする研究
- ② 原子力安全規制等を実施する際の判断に必要な技術的知見の取得
審査、検査、施設健全性評価、その他の事業者に対する指導等を行う際、その検証の精度を上げるために必要なデータ取得を目的とする研究
- ③ 技術基盤の維持・構築
将来にわたって原子力規制委員会の業務を的確に実施していくために必要な技術基盤の維持あるいは構築を目指す研究

3. 安全研究が必要な研究分野

今後の安全研究の計画立案に資するため、現状における実施すべき研究分野を以下の9カテゴリーに分類¹して抽出した²。抽出にあたっては、短期的な課題だけでなく、将来の規制基準・制度のあり方も視野に入れ、中長期的に取り組む必要があるものも対象としている。

抽出した研究分野の一覧を表1に、各研究分野の概要を添付1に示す。

(1) 原子炉施設

原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓や最新の技術的知見、IAEA等の国際機関の定める安全基準を含む海外の規制動向を踏まえ、原子炉施設における新規制基準を策定した。この新規制基準においては、深層防護の考え方の徹底、共通要因故障を引き起こす事象への対策の強化等、従来 of 規制要求である設計基準の強化や重大事故(シビアアクシデント)対策に係る基準を新設している。

これを踏まえ、新規制基準に基づく審査等の規制活動を実施していく上で必要となる知見の一層の拡充に取り組む必要がある。

・安全解析手法、解析コードの整備

¹ カテゴリーの分類は、「原子力安全・保安部会原子力安全基盤小委員会安全基盤研究ワーキンググループ報告～原子力の安全基盤研究の効果的な実施について～」(平成22年3月)を参考にして行った。同書では、①発電炉設計審査分野、②発電炉運転管理分野、③核燃料サイクル分野、④バックエンド分野、⑤原子力防災分野、⑥技術基盤分野に分類されている。

² 平成25年度で終了予定の研究課題についても、現状での課題として取り上げている。

従来安全研究として実施されている解析手法や解析コードの整備に加え、東京電力福島第一原子力発電所事故で得られた教訓・知見等を踏まえ、従来の解析コードのさらなる改良が必要な重大事故解析コード等に関して、新たな構成式、モデルの組み込み及びその適用可能性の確認等を行う。また、重大事故シーケンスと対策の有効性の評価等に際して必要となる炉心損傷から周辺公衆の健康影響までを対象とする確率論的リスク評価コードへの解析モデルの追加・改造、保守等を行う。さらに、実験等で得られた新知見の解析コードへの継続的な反映や必要に応じた国産解析コードの開発と検証を行う。

・軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備

事故時の熱流動現象を適切に評価する最適評価コードや CFD(数値流体力学)コードの適用に必要な事故時の熱流動現象に係る技術的知見を拡充することを目的とし、熱流動現象の把握や原子炉内の精密なデータを取得できる計測機器の開発・整備等を目的とする実験を実施する。

また、熱流動現象における実験装置規模と実機規模でのスケールの違いによる影響を解明し、必要に応じて規制要求事項を整理する。

・重大事故に係る技術的知見の整備

審査ガイドに反映するための技術的知見の拡充を目的として、海水・ホウ酸の注入時における除熱特性、格納容器内の気体混合や温度分布挙動、圧力抑制室への蒸気放出や格納容器外面冷却に関するデータ、スクラビングによる放射性物質除去等、重大事故発生時に想定される事象をより精度よく把握するための研究を実施する。

・燃料の規制基準に係る技術的知見の整備

通常運転時及び異常な過渡変化時における燃料の健全性に関して、燃焼度が高くなると被覆管の水素吸収量が加速度的に増加し、その延性低下により機械的健全性に係る基準に対する余裕が減少すること等の課題がある。また、事故時の燃料に係る課題として、反応度事故(RIA)及び冷却材喪失事故(LOCA)に対する規制基準(燃料破損しきい値等)の妥当性の確認、LOCA 時の燃料の冷却性等があり、これらに関する技術的知見を取得するための研究を実施する。

・運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備

運転期間延長の可否判断にあたっては、劣化状況の把握のための点検(特別点検)等の実施を要件としている。運転期間延長及び高経年化対策の審査において必要となる点検・評価対象設備・機器や構築物に想定される経年劣化事象の発生、

進展及び影響に係る評価手法の高度化に向けた研究を実施し、技術的知見を拡充する。

・原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備

炉内の水環境を評価する技術の妥当性や水質管理の変更が機器の健全性に与える影響等を確認するための試験を実施し、水質管理に係る保安規定変更申請の審査等に際して必要となる技術的知見を拡充する。

(2) 特定原子力施設

「特定原子力施設」に指定した東京電力福島第一原子力発電所について、「措置を講ずべき事項」に基づく実施計画の妥当性を審査し、検査等により、その実施状況を確認する必要がある。さらに、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けては、燃料デブリ、放射能レベルの高い廃棄物、汚染廃水の取扱い等、数多くの課題がある。

今後の廃炉に向けた活動・工程を注視し、見出された規制上の課題の解決に向け、規制当局として必要な研究を実施する。

・特定原子力施設における放射性廃棄物・廃液の管理に係る技術的知見の整備

現在、東京電力福島第一原子力発電所においては、放射能レベルの高い廃棄物及び廃液の保管・管理が大きな課題となっている。このため、放射性廃棄物・廃液の管理に係る安全性の確認に必要な技術的知見を整備する。

・燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備

東京電力福島第一原子力発電所1～3号機では、炉心が損傷・熔融し、多量の燃料デブリが生じている。燃料デブリの管理、取出作業、取出後の収納・輸送・保管について、規制機関としての安全性の確認に際して必要となる、性状の不確かさを考慮した臨界評価基準作成のための技術的知見の取得及び燃料デブリの臨界リスクを評価する手法を整備する。

・破損燃料輸送に係る技術的知見の整備

東京電力福島第一原子力発電所では、4号機使用済燃料プールから順次、貯蔵されている燃料の取り出しが計画されている。これらの燃料には機械的な破損が生じている可能性がある。これまで、大きく損傷した燃料の輸送が行われた実績のないことを踏まえ、破損燃料の輸送に係る安全性の審査に向け、その特性や輸送形態を考慮した安全評価手法を整備する。

(3) 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、原子炉施設における新規規制基準においては、自然現象等による共通要因故障に対する防護対策に係る規制要求が強化されたことを踏まえ、これらに係る審査のための技術的知見を拡充する。

また、原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府報告書において、確率論的リスク評価(PRA)の効果的利用方法を検討する必要があるとしていることを踏まえ、これらの事象に対するPRAを実施するための技術基盤を整備する。

・基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備

東北地方太平洋沖地震等の調査・分析で得られた新しい知見を反映し、火山灰、断層内物質の物性や深部地下構造のデータの蓄積等による断層の活動評価手法の拡充等、震源断層の活動性評価や、震源を特定せず策定する地震動の地震動レベルの評価に必要なデータ等の地震動評価等に係る技術的知見を拡充する。

・基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見の整備

津波に係る新規規制基準に基づく安全審査に向けて、東日本大震災等における津波の調査・分析で得られた新しい知見を踏まえ、防波堤及び防潮堤並びに建屋、屋外施設・設備等に作用する津波波力についての評価に係るデータ等の基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見を拡充する。

・地震・津波等に対する構造健全性評価に係る技術的知見の整備

ガイド類の基礎となる地震・津波に対する施設・設備等の構造健全性に係る技術的知見を試験等により拡充する。また、その成果を踏まえ、耐震・耐津波設計における構造健全性評価、経年化評価等の妥当性を確認する手法を整備する。

・火山影響に係る審査のための技術的知見の整備

火山影響評価の審査のためのガイドの基礎となる噴火規模及び影響範囲の推定等に係る技術的知見を拡充する。

・火災防護に係る審査のための技術的知見の整備

火災影響を定量的に評価する手法等の基礎となる3次元シミュレーションによる火災影響評価手法等に係る技術的知見を拡充する。

・共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備

地震、津波、火災等、様々な事象に対する確率論的評価手法の成熟に併せ、その規制における活用が世界の規制機関で進められている。新規規制基準においてもP

RAを踏まえた重大事故対策を要求しており、今後、さらに PRA を規制に活用していくための技術的知見を拡充する。

(4)核燃料サイクル

原子炉施設と同様に、核燃料サイクル施設に対する新規規制基準に係る研究分野に取り組む必要がある。

・放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備

使用済燃料を安全に輸送・貯蔵するために必要な容器の技術基準の整備、安全設計の妥当性確認に必要なデータを取得する。特に、今後導入が予想されるコンクリートキャスクに係る技術的知見を整備する。

また、輸送物の構造に関する審査の実効性を向上するため、諸外国で採用されている輸送物の落下や衝撃事象に対する歪み解析による構造評価に関する技術的知見及び審査に必要な技術的知見を整備する。

・再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備

再処理事業者は、事業を開始した日以降20年を経過するまでに再処理施設に係る経年劣化の技術的な評価を行い、その結果に基づいて、長期保全計画を策定することが求められている。また、この評価及び計画策定は、10年を超えない期間ごとに再評価を行わなければならない。この審査に必要な再処理施設における経年劣化事象に係る技術的知見を整備する。

(5)バックエンド

原子炉施設の廃止措置については、廃止措置終了確認における規制基準の整備、対象物の性状が様々であることに対応したクリアランスのための放射能濃度測定と検認、今後予定されている発電炉の解体に伴う廃棄物やウラン廃棄物の埋設、新たな仕様の廃棄物の埋設に対応した規制基準等の整備が必要である。

また、廃止措置制度の導入から約10年を経過し、今後、廃止措置段階に移行する原子炉施設の増加が見込まれることから、海外主要国の規制動向、IAEAの安全基準等の最新の知見を踏まえた規制基準等の見直しが必要である。このため、廃止措置の技術的知見や、これらの施設におけるクリアランスに係る認可基準、確認検査基準及びフォールアウトの影響を考慮した具体的な制度運用方法に係る知見の整備が必要である。

・クリアランス確認のための技術的知見の整備

クリアランス対象物には種々の性状があり、それらに対応した放射能濃度測定方

法が検討されている。特に、核燃料サイクル施設等から発生するウラン廃棄物については、測定方法の整備が必要である。このため、クリアランス対象物に対する放射能濃度測定の高度化及び測定方法に対応したクリアランス検認方法に係る技術的知見を整備する。

・廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備

廃棄物埋設については、これまで発電炉の運転に伴い発生する廃棄物の埋設に対応した解析手法や解析コード等の整備を行ってきた。今後、発電炉の解体に伴い発生する廃棄物(金属等)及びウラン廃棄物の埋設、新たな仕様(角型容器等)の廃棄物の埋設が計画されていることから、これらに対応した規制基準の検討に必要な技術的知見を整備するとともに、それを踏まえて解析手法や解析コードを改良・整備する。

(6)原子力防災

東京電力福島第一原子力発電所事故では、我が国の原子力防災体制の脆弱性が明らかになった。このため、原子力災害対策指針において、原子力災害事前対策、緊急事態応急対策及び原子力災害中長期対策の基本的な考え方が示され、今後、その具体化を進める必要がある。また、より実効的な原子力災害対策の立案、防災訓練、避難の実施にそれぞれ活用できるシステム等の構築も継続していくことが必要である。さらに、原子力災害対策指針の継続的な改訂として、複合災害対策等も視野に入れて、原子力防災システムの構築・高度化を図る必要がある。

現時点では、当該カテゴリーにおける課題のうち、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、技術基盤の確保・維持に努める必要がある。

(7)核物質防護

核物質防護については、IAEAの新勧告を取り入れた国際的に遜色のない枠組みを早急に確立する必要がある。世界の先進的な核物質防護システムを国内に確立するためには、諸外国における取り組みの動向とその防護措置に係る技術的知見の収集等を継続していくことが必要である。

現時点では、当該カテゴリーにおける課題のうち、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、技術基盤の確保・維持に努める必要がある。

(8)放射線計測・放射線防護

電離放射線による人と環境の防護、環境モニタリングにおいては、放射線を適切に測定し、線量の評価を行うことが重要である。また、低線量域の被ばくや自然放射性物質のリスク評価、環境中の放射性物質の生物移行等、放射線による人と環境への

影響に係る知見の収集・蓄積等を継続するとともに、放射性同位元素等の安全な取扱に必要な技術的知見の収集等に継続して取り組む必要がある。また、これらの取り組みを通じて、IAEAの安全基準や国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告等の策定に参画する人材の育成、維持を図ることも重要である。

現時点では、当該カテゴリーにおける課題のうち、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、技術基盤の確保・維持に努める必要がある。

(9)横断的課題

横断的課題に係る取り組みとしては、人的・組織的要因に係る技術的知見の整備、使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価、技術基盤の確保・維持がある。

・人的・組織的要因に係る技術的知見の整備

原子力発電施設等の安全性・信頼性を構築していくためには、設備・機器等のハード面と、人間や組織等のソフト面の双方の対応を充実させる必要があり、ソフト面の対応に関して、安全性・信頼性の向上のために必要な技術的知見の整備を行う。

・使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価に必要な技術的知見の整備

使用済燃料の臨界安全評価における未臨界の判断条件は、臨界ハンドブックに基づいて設定されており、その不確実性を考慮して基準を定める必要がある。また、使用済燃料プールや貯蔵・輸送キャスクにおける臨界安全評価には、燃焼度クレジットを適用していない。このため、使用済燃料の臨界防止に係る基準の整備、燃焼度クレジットを適用した貯蔵・輸送キャスクの審査に向けた技術的知見を整備する。

・技術基盤の確保・維持

安全研究を、原子力安全を継続的に改善していくための課題に対応したものとすることにより、課題に直接対応しない研究分野への資源配分を大きく低下させることは、将来発生するかもしれない課題への柔軟な対応能力の喪失につながるおそれがある。このため、原子力規制委員会がその活動を的確かつ効果的に実施していくために必要な、技術水準、人的資源、研究施設を確保、維持する。

以上、原子力規制委員会において実施すべき研究分野として22分野を抽出した。

これらのうち、東京電力福島第一原子力発電所事故の事故検証解析において、実験結果等から得られた技術的知見を踏まえて確認された解析コード等の重要性が改めて認識されたことを踏まえ、重大事故に関連する以下の3つの研究分野は重要性

が高いと考えられる。

- ・安全解析手法・解析コードの整備
- ・軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備
- ・重大事故に係る技術的知見の整備

表 1 : 安全研究が必要な研究分野 (1 / 2)

カテゴリー	番号	研究分野	時期
1. 原子炉施設	<u>1-1</u>	<u>安全解析手法、解析コードの整備</u>	短期～ 長期
	<u>1-2</u>	<u>軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備</u>	短期～ 長期
	<u>1-3</u>	<u>重大事故に係る技術的知見の整備</u>	短期～ 長期
	1-4	燃料の規制基準に係る技術的知見の整備	中期～ 長期
	1-5	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備	中期
	1-6	原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備	中期
2. 特定原子力施設	2-1	特定原子力施設における放射性廃棄物・廃液の管理に係る技術的知見の整備	短期
	2-2	燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備	長期
	2-3	破損燃料輸送に係る技術的知見の整備	短期
3. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象	3-1	基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備	短期
	3-2	基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見の整備	短期
	3-3	地震・津波等に対する構造健全性評価に係る技術的知見の整備	短期
	3-4	火山影響に係る審査のための技術的知見の整備	短期
	3-5	火災防護に係る審査のための技術的知見の整備	短期
	3-6	共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備	中期
4. 核燃料サイクル	4-1	放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備	中期
	4-2	再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備	長期
5. バックエンド	5-1	クリアランス確認のための技術的知見の整備	短期
	5-2	廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備	中期

- ・ 下線は、重要性が高いと考えられる研究分野
- ・ 時期：研究分野における成果が必要な時期

表 1 : 安全研究が必要な研究分野 (2 / 2)

カテゴリー	番号	研究分野	時期
6. 原子力防災		現時点では、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、継続的に技術基盤の確保・維持に努める必要がある。	
7. 核物質防護		現時点では、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、継続的に技術基盤の確保・維持に努める必要がある。	
8. 放射線計測・放射線防護		現時点では、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、継続的に技術基盤の確保・維持に努める必要がある。	
9. 横断的課題	9-1	人的・組織的要因に係る技術的知見の整備	短期
	9-2	使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価に必要な技術的知見の整備	中期
	9-3	技術基盤の確保・維持	短期～ 長期

・ 時期 : 研究分野における成果が必要な時期

4. まとめ

安全研究が必要な研究分野について整理を行い、その実施が必要な研究分野として22分野を抽出し、その中の3分野を重要性が高いものとした。

安全研究を、より効果的に研究を実施するため、原子力安全規制等における課題に対応し、その重要度を踏まえたものとなるよう、また、必要な技術基盤の維持に資するよう、関係する独立行政法人と調整していくこととする。また、その他の機関においても、必要に応じて、ここで示した研究分野に対応した研究が実施されることを期待する。

安全研究が必要な研究分野については、新たな事故・トラブル情報や技術的知見により生じる原子力安全規制等における課題の変化に柔軟に対応していくため、継続的に見直していくこととする。

資料 2-3

添付 1

研究分野の概要

目次

1. 原子炉施設	1
2. 特定原子力施設	8
3. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象	12
4. 核燃料サイクル	19
5. バックエンド	22
6. 原子力防災	25
7. 核物質防護	26
8. 放射線計測・放射線防護	27
9. 横断的課題	28

別添1：研究分野における成果が必要な時期

別添2：当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

1. 原子炉施設

1-1	安全解析手法・解析コードの整備	2
1-2	軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備	3
1-3	重大事故に係る技術的知見の整備	4
1-4	燃料の規制基準に係る技術的知見の整備	5
1-5	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備	6
1-6	原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備	7

研究分野	安全解析手法・解析コードの整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設の安全審査においては、事業者による解析結果の検証を行うため、これまでに解析コード^{※1}の開発・導入、改良整備、関連データの収集を行ってきた。 ・これらの解析コードは、 <ol style="list-style-type: none"> ① 安全評価・事故時の現象解明等を実施するために必要な機能や解析手法の保持 ② 従来の保守的な評価とは異なる、最適評価(Best Estimate)を志向する国際的動向を踏まえた精度の確保 <p>が重要であり、これらに対応できるように、解析手法・解析コードの整備を行い、安全審査や事故検証解析に備える必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・新たな技術的知見等のソースコードへの反映、その過程を通じた人材育成の観点から、国産化も視野に入れた解析コードの整備が求められている。 <p>※1 解析コード：モデル等により構成する計算手順</p>
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・新規規制基準で要求されることとなった対策等に関して従来の解析コードのさらなる改良が必要なものに係る新たな構成式、モデル^{※2}の組み込み及びその適応可能性の確認 ・実験等で得られた新知見の解析コードへの反映、必要に応じた国産解析コードの開発と適応可能性の確認 ・解析コード単体及び解析コード群の不確かさの要因となるパラメータやその影響の大きさに係る実験等による把握・確認及び新知見の反映等による継続的な精度向上 ・現行の解析コードから国産解析コードへ移行するプロセスの検討 <p>※2 モデル：特定の物理現象を記述する数式またはこれを計算するためのアルゴリズム</p> <p>当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧を別添2に示す。</p>
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・解析コード開発・数値解析手法のノウハウ ・解析コードの性能検証のノウハウと検証用実験データ ・GUI(Graphical User Interface)に関するノウハウ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・安全審査、解析評価業務
成果が必要な時期	短期～長期

1-2

研究分野	軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none">・ 既往の研究では、実機プラントを模擬した多くの実験等が実施されているが、実験室規模と実機規模との相似則による影響評価は十分に行われていない。・ また、CFD（数値流体力学）コードの整備のための模擬実験における原子炉内の詳細な計測データが十分に得られていない。
課題	<ul style="list-style-type: none">・ スケーリング効果等の影響の検討・ 相似則におけるスケール効果等の影響の把握や評価等を的確に行うための原子炉内の詳細なデータを取得するための計測機器の開発、整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none">・ 実験装置と実機の規模や特性の違いを十分に考慮した原子炉機器の模擬実験データ・ 模擬実験における原子炉内の詳細計測データ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none">・ 安全評価、重大事故対策の有効性評価等に用いる熱流動解析コード等への反映
成果が必要な時期	短期

1-3

研究分野	重大事故に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準では重大事故対策が規制対象に位置付けられた。今後、新規制基準に基づき、事業者の行う重大事故対策について、その有効性評価の妥当性を審査する。 ・新規制基準の施行にあわせて重大事故に係る審査ガイド類が整備された。 ・東京電力福島第一原子力発電所事故を十分に分析し、知見を蓄積するとともに、得られた教訓を規制に反映していく必要がある。 ・実験等により得られた重大事故に関する最新知見を規制に反映し、継続的な安全性向上を図っていく必要がある。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故対策に係る知見の拡充、体系的整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・水素分布や温度分布に関連し、基礎的熱流動現象（噴流挙動、密度成層、自然循環等）に関する実験データ ・海水、ホウ酸注入時の除熱特性等に関する実験データ ・格納容器内の気体混合や温度分布の挙動に係る気相部熱流動実験データ ・圧力抑制室への蒸気放出や格納容器外面冷却に関する実験データ ・放射性物質のスクラビングによる除去や粒子に対する自然循環の影響に関する実験データ 等
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価、重大事故対策の有効性評価に用いる解析コード等への反映
成果が必要な時期	短期

研究分野	燃料の規制基準に係る技術的知見の整備
背景	<p>○通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度が高くなると被覆管の水素吸収量が加速度的に増加し、被覆管の外表面から亀裂が発生する外面割れや、被覆管の延性低下により機械的健全性に係る基準（被覆管 1%塑性歪）に対する余裕が少なくなる等の知見が得られている。 ・ 混合酸化物（MOX）燃料では、燃料棒温度や内圧の評価に影響する核分裂生成ガス（FP ガス）放出や熱伝導率の燃焼度依存性等がウラン燃料と異なることを示唆する知見が得られている。 <p>○事故時の燃料の規制基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 現行の冷却材喪失事故（LOCA）基準に対し、米国 NRC は被覆管水素吸収量が被覆管最高温度（PCT）及び酸化量（ECR）に対する基準値に与える影響の考慮及び被覆管の材質等の変更のたびに腐食量を確認する LOCA 模擬酸化試験を要求する改訂案を提示している。 ・ 従来の規格を超えて合金成分を変更した新合金被覆管や結晶組織等を変更したペレットを採用した改良型燃料に関し、反応度事故（RIA）時及び LOCA 時の燃料挙動に関する十分な技術的知見が整備されていない。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常運転時及び異常な過渡変化時の燃料健全性に係る技術的判断根拠の整備 ・ 事故時の燃料の規制基準に係る技術的判断根拠の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管単体試験で得られた外面割れに関する実験データ ・ 加速度的に増加した水素吸収量が被覆管の機械的強度特性に及ぼす影響に関する実験データ ・ 燃料健全性上重要な因子である、MOX 燃料における燃料棒の温度や内圧に関する実験データ ・ LOCA 時の燃料ペレット片の移動・放出及び PCT 基準（1200℃）より低温での酸化加速現象等による燃料冷却性への影響に関する実験データ ・ LOCA 後の燃料の長期冷却性に関する実験データ ・ 改良型燃料の事故(RIA、LOCA)時の挙動に関する実験データ ・ 被覆管合金の照射挙動に関する実験データ
知見の活用先	・ 燃料に関する技術基準の整備・評価指針の見直し
成果が必要な時期	現行燃料について：中期／改良型燃料について：長期

1-5

研究分野	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会は、運転期間延長認可制度の導入と高経年化対策制度の見直しを行った。 ・運転期間延長の可否判断にあたっては、劣化状況の把握のための点検(特別点検)等を実施させることとしている。 ・特別点検では、原子炉圧力容器の母材部の点検、コンクリート構造物のコアサンプリングによる強度確認等を求めることとしている。 ・高経年化対策制度の見直しにおいては、新規制基準を踏まえ、新たに劣化評価の対象となる設備を追加すること、冷温停止状態を前提とした評価を追加して行うこと、大規模地震等で被災したプラントについては被災影響を反映した評価を行うことを新たに求めるとしている。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度において点検・評価の対象となる設備・機器、構築物に想定される経年劣化事象の発生及び進展に係る技術的知見の拡充
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器の照射脆化予測手法に関する知見 ・重大事故環境下における劣化ケーブル・計装設備の健全性に関する知見 ・コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に関する知見 等
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・運転期間延長認可及び高経年化対策に係る技術的妥当性に係る判断基準
成果が必要な時期	中期

1-6

研究分野	原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none">高経年化に伴い PWR 一次系ニッケル基合金の PWSCC（一次系環境下応力腐食割れ）が国内外で顕在化しており、耐腐食性材料への変更等のハード面の対策だけでなく、水質管理による環境対策（溶存水素濃度の最適化による発生、進展の緩和）も、事業者において検討されている。
課題	<ul style="list-style-type: none">現在の保安規定下限値を下回る値が、炉水中の溶存水素（DH）濃度の最適化の最終目標とされていることを踏まえた保安規定変更申請に対する妥当性判断のための知見の拡充
必要な知見	<ul style="list-style-type: none">水質管理実験データ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none">保安規定審査内規
成果が必要な時期	中期

2. 特定原子力施設

2-1	特定原子力施設における放射性廃棄物・廃液の管理に係る技術的知見の整備	9
2-2	燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備	10
2-3	破損燃料輸送に係る技術的知見の整備	11

2-1

研究分野	特定原子力施設における放射性廃棄物・廃液の管理に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い発生した放射性廃棄物及び放射性廃液の分類・保管・管理、汚染地下水の処理が大きな課題となっている。 ・今後も、廃炉に向けた作業において、多くの放射性廃棄物、放射性廃液が発生することが想定される。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・今後の廃炉に向けた取組みの中における廃棄物及び廃液の適切な管理・保管、汚染拡大防止に係る安全規制に資するための放射性廃棄物の分類・保管・管理に係る技術的知見、放射性廃液の保管・管理に係る技術的知見及び汚染地下水に係る技術的知見の拡充
必要な知見	—
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・廃炉に向けて、規制当局として安全規制を行う上での判断材料
成果が必要な時期	短期

2-2

研究分野	燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・ 東京電力福島第一原子力発電所 1～3 号機では、炉心が損傷・溶融し、多量の燃料デブリが発生している。 ・ 燃料デブリは、その溶融過程において局所的に多様な性状(燃焼度、密度、鉄・コンクリート等との混合、温度等)を有していると考えられる。 ・ 今後の取出作業、取出後の収納・輸送・保管に至るまでの間において、その性状の不確かさを考慮した燃料デブリの臨界管理が必要である。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料デブリの未臨界確保のための臨界評価基準の策定 ・ 燃料デブリの取出作業における加工(掘削・破碎) にあたって必要となる、その体積及び性状を踏まえた臨界条件及び臨界により外部・作業者に影響が生じる条件等の系統的な評価と、それらをデータベース化した臨界マップの整備 ・ 燃料デブリの臨界リスクを迅速に評価する手法の整備 ・ 臨界実験装置を用いた臨界マップの妥当性の検証
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料デブリの組成のバリエーションを考慮したデブリ模擬体の反応度価値測定データ ・ 実燃料デブリ試料の分析データ ・ 臨界マップの検証データ
知見の活用先	・ 廃炉に向けて、規制当局として安全規制を行う上での判断材料
成果が必要な時期	長期

2-3

研究分野	破損燃料輸送に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・ 東京電力福島第一原子力発電所の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料には機械的な破損が生じている可能性がある。 ・ 使用済燃料プールに貯蔵中の燃料は4号機から順次取り出されることが計画されているが、これまで大きく破損した燃料の輸送についての審査実績はない。 ・ 破損燃料の輸送に係る審査には、破損燃料の特性や輸送形態を考慮した安全評価手法を整備する必要がある。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ 破損している燃料の特性や推定される輸送形態を考慮した安全評価に必要となる項目の抽出、安全評価手法の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プールから取り出された燃料の破損状況分析データ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・ 破損燃料の輸送に係る技術基準・評価ガイドの整備
成果が必要な時期	短期

3. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象

3-1	基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備	13
3-2	基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見の整備	14
3-3	地震・津波等に対する構造健全性等評価に係る技術的知見の整備	15
3-4	火山影響に係る審査のための技術的知見の整備	16
3-5	火災防護に係る審査のための技術的知見の整備	17
3-6	共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備	18

研究分野	基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会では、東北地方太平洋沖地震・津波の調査及び分析から得られた知見等を踏まえ、新規制基準、審査ガイドを策定した。 審査を行うにあたり、震源断層の活動性評価や地震動評価に関する知見を拡充する必要がある。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ○震源断層の活動性評価に係る課題 <ul style="list-style-type: none"> 断層や破碎帯の活動時期や活動性及び地震発生頻度に係る評価手法の整備 地震ハザード評価手法（巨大地震後の余震、誘発地震等に対するもの）の整備 ○地震動評価に係る課題 <ul style="list-style-type: none"> 震源特性や地震動伝播特性等の不確かさの評価手法の整備 三次元地下構造調査及びモデル化の妥当性確認手法の整備 震源近傍における地盤の永久変位及び断層変位ハザード評価手法の整備 震源を特定せず策定する地震動の地震動レベル評価手法の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ○震源断層の活動性評価 <ul style="list-style-type: none"> 断層の活動性評価手法の拡充に向けた、火山灰の同定手法、火山灰の特徴を示すデータの蓄積、断層内物質の物性等に係るデータ 巨大地震後の余震・誘発地震と本震のハザードの比較評価に係るデータ ○地震動評価 <ul style="list-style-type: none"> 不確かさの評価における重要な要因の選択方法や組合せ方法等、プラント共通ルール策定のためのデータ（特に、短周期領域の地震動に影響が大きくなる要因（破壊伝播速度、応力降下量等）に着目した、パラメータ間の関連性の精査） 速度構造及び減衰構造の不整形性に着目した調査及びモデル化等に係るデータ 震源近傍における地盤の永久変位及び断層変位ハザード評価手法（経験的手法、解析的手法）に係るデータ 地表に断層が無く、震源断層を特定できない地震の観測記録の解析データ 確率論的な手法から震源を特定せず策定する地震動の地震動レベルの評価に必要なデータ
知見の活用先	・新規制基準に基づく審査ガイド
成果が必要な時期	短期

3-2

研究分野	基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会では、東北地方太平洋沖地震・津波の調査・分析から得られた知見等を踏まえて新規制基準並びに「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」及び「耐津波設計に係る工認審査ガイド」を策定した。 ・審査を行うにあたり、津波に対する構造物の健全性等の知見の拡充が必要である。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波及び基準津波を超える津波の策定手法の整備 ・構造物に作用する津波波力を評価する手法の整備 ・津波堆積物から波源を推定する手法の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・確率論的津波ハザード評価等に基づく、基準津波及び津波リスク評価のための基準津波を超える津波の策定に係るデータ ・防波堤及び防潮堤並びに建屋、屋外施設・設備等に作用する津波波力についての評価に係るデータ ・津波堆積物の調査から得られる情報を用いた津波波源推定に係るデータ ・地すべり及び海底地すべりに伴う津波における、地すべりの継続時間、移動体の体積等の不確定性による津波波形の変化に係るデータ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準に基づく審査ガイド
成果が必要な時期	短期

研究分野	地震・津波等に対する構造健全性評価に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会では、東北地方太平洋沖地震・津波の知見等を踏まえて、新規制基準（地震・津波）を作成し、これを補うための「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」、「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」、「耐震設計に係る工認審査ガイド」、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」を策定した。 ・また、ガイドを取りまとめるにあたり、今後解決すべき技術的な課題が明確にされた。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・防護施設、浸水防止設備を含めた施設、設備の構造健全性評価・経年化評価手法の高度化
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・津波評価手法及び評価コードの検証に必要な津波防護施設、設備の津波に対する耐性に係る試験データ ・評価手法や評価コードの妥当性確認のためのデータ ・津波防護施設、浸水防止設備（水密扉、止水処理を施した貫通部等）の経年劣化等を含めた構造健全性評価手法や施設内への浸水挙動を確認する手法等に係るデータ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震・耐津設計、構造健全性評価、経年化評価等の審査ガイド
成果が必要な時期	短期

研究分野	火山影響に係る審査のための技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準の自然現象に対する設計上の考慮において、予想される自然現象として「火山の影響」が明記され、これを受けて、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」を策定した。 ・将来の大規模噴火の可能性及び噴火による様々な現象が原子力施設に及ぼす影響を把握する必要があることがガイド作成に際して明らかとなった。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・事業者が実施する評価の妥当性を確認するための科学的知見及び手法の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・火山活動の可能性：火山活動の可能性を客観的に評価し得る手法を確立するためのデータ ・噴火規模の推定：大規模噴火を起こした火山噴出物の詳細分析データ及び噴火規模の評価手法を確立するためのデータ ・火山モニタリング：大規模噴火の前兆評価を含めた火山事象の影響の回避または緩和のための対応に必要なモニタリング手法を評価するためのデータ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準に基づく審査ガイド
成果が必要な時期	短期

3-5

研究分野	火災防護に係る審査のための技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用軽水型原子炉の火災防護対策について「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定」が取りまとめられた。 ・ 火災防護規定では、火災影響評価の実施を要求しており、評価手法の一つとして「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を策定した。 ・ 東北地方太平洋沖地震により、東北電力 女川原子力発電所での高圧電源盤アーク火災が発生し、隣接する電源盤に延焼するという事象が発生した。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災防護対策の有効性を定量的に評価する手法の確立 ・ 東北電力（株）女川原子力発電所で発生した電源盤の火災の延焼メカニズムの解明
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・ 3次元シミュレーションによる火災影響評価手法及びその評価に必要な対象可燃物の発熱速度、放射熱、想定火災シナリオに基づく周囲影響温度、輻射熱等のデータ ・ 東北電力 女川原子力発電所で発生したような電源盤の火災の延焼メカニズム及び火災現象データ
知見の活用先	・ 新規制基準に基づく審査ガイド
成果が必要な時期	短期

3-6

研究分野	共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準では、従来の規制に加えて、重大事故対策を規制対象としている。 ・既往の研究成果では、内部・外部事象 PRA（確率論的リスク評価）については、一定の知見の蓄積がある。 ・内部事象に対して、再処理施設の PRA 実施手順及び加工施設の総合安全解析（ISA: Integrated Safety Analysis）実施手順がまとめられている。 ・マルチハザード（地震・津波等の重畳）、複数ユニット・サイトに対する確率論的リスク評価手法等の整備が必要である。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・火災、内部溢水、地震、津波等に係る PRA 手法の高度化 ・再処理施設の PRA 実施手順及び加工施設の ISA 実施手順の高度化 ・マルチハザード、複数ユニット・サイトに係る PRA 手法の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・火災 PRA に必要となる火災の進展と影響に係るデータ ・内部溢水 PRA に必要となるデータ ・設計基準を超える地震・津波及び地盤変位による、重大事故対策に係る設備、津波防護等施設・設備の安全機能への影響を評価するためのデータ ・外部事象に対する再処理施設の PRA 及び加工施設の ISA の実施に必要なデータ ・マルチハザード、複数ユニット・サイトに係る複数設備共通原因による損傷等を考慮した PRA のためのデータ
知見の活用先	・安全審査
成果が必要な時期	中期

4. 核燃料サイクル

4-1	放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備	20
4-2	再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備	21

研究分野	放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現在、青森県むつ市に、我が国初の使用済燃料貯蔵施設（リサイクル燃料備蓄センター）の建設が進められている。本施設に対して適切な安全規制を実施するため、海外規制や国内学協会規格等の動向を常に把握し、必要に応じて安全規制に反映させている。 ・ 放射性物質の事業所外輸送については、IAEA の輸送規則の技術要件を国内法に取り入れ規制を実施している。 ・ 国内でのコンクリートキャスクの使用実績はないが、今後導入される可能性がある。 ・ 諸外国では、輸送物の落下や衝撃事象に対し、歪み解析による構造評価が行われている。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ コンクリートキャスクに適用する規制基準のための技術的知見の整備 ・ 高燃焼度燃料の貯蔵及び輸送時の健全性や長期貯蔵に係る技術的知見の整備 ・ 輸送物の落下や衝撃事象に対する歪み解析による構造評価に関する技術的知見の整備及び審査に必要な技術的知見の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・ コンクリートキャスクに対する基準類の整備に必要なデータ ・ キャスク内燃料収納容器の長期健全性に係るデータ ・ 歪み解析による構造評価に係るデータ ・ 歪み解析による構造評価に係る審査基準の整備に必要なデータ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料貯蔵施設等の基準・審査ガイド等 ・ 使用済燃料の輸送に係る基準・審査ガイド等
成果が必要な時期	中期

4-2

研究分野	再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> 再処理事業者は、「使用済燃料の再処理の事業に係る規則」に基づき、事業を開始した日より 20 年を経過するまでに再処理施設に係る経年劣化の技術的な評価を行い、その結果に基づいて長期保全計画を策定することが求められている。また、この評価及び計画策定は、10 年を超えない期間ごとに再評価を行うことが求められている。
課題	<ul style="list-style-type: none"> 評価対象施設において工学的に想定される経年劣化事象のメカニズム及び劣化の発生又は進展に影響する因子に係る技術的知見の整備
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> デポジット腐食（ステンレス鋼）に関するデータ 応力腐食割れ（ジルコニウム）に関するデータ 水素吸収脆化割れ（ジルコニウム/タンタル/ステンレス鋼）に関するデータ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設における運転期間延長及び高経年化対策に係る技術的妥当性の判断基準
成果が必要な時期	長期

5. バックエンド

5-1	クリアランス確認のための技術的知見の整備	23
5-2	廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備	24

研究分野	クリアランス確認のための技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・クリアランス*1：平成 19 年に日本原子力発電（株）東海発電所において国内初のクリアランス対象物が搬出された。現在は原子炉施設、研究施設、ウラン使用施設及びウラン加工施設においてクリアランスの計画が進められている。 ・クリアランス対象物には種々の性状があり、それらに対応した放射能濃度測定方法が検討されている。特に、核燃料サイクル施設等から発生するウラン廃棄物については、測定方法を整備する必要がある。 <p>*1：放射性物質の放射能濃度がきわめて低いことから、放射性物質として扱わないこと。</p>
課題	・クリアランス対象物に対する放射能濃度測定の高度化及び測定方法に対応したクリアランス検認方法の策定
必要な知見	・クリアランス検認方法の適用性確認(ウラン濃縮施設から出てくる金属等、新規対象物への応用を含む)のための模擬線源等を用いた測定方法の適用性、性能の妥当性に係るデータ
知見の活用先	・クリアランス認可及び確認の申請における技術的妥当性の判断基準
成果が必要な時期	短期

5-2

研究分野	廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備
課題に至る現在までの状況	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第二種廃棄物埋設については、今後発電炉の解体に伴い発生する廃棄物(金属等)の埋設や新たな仕様(角型容器等)の廃棄体による埋設の計画が進められている。この中で、有害物質の取扱いについても検討が進められている。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ 今後発生する廃棄物の埋設や新たな仕様の廃棄体による埋設の計画に備えた現行の基準では対応できない項目の抽出
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型の角型容器による埋設における長半減期核種の安全評価に係るデータ ・ 有害物質の溶出特性等の安全評価に係るデータ ・ モニタリング・サーベイランスに係る設計等に関するデータ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物埋設事業許可申請等に係る技術的妥当性の評価基準
成果が必要な時期	中期

6. 原子力防災

東京電力福島第一原子力発電所事故では、我が国の原子力防災体制の脆弱性が明らかになった。このため、原子力災害対策指針において、原子力災害事前対策、緊急事態応急対策及び原子力災害中長期対策の基本的な考え方が示され、今後、その具体化を進める必要がある。また、より実効的な原子力災害対策の立案、防災訓練、避難の実施にそれぞれ活用できるシステム等の構築も継続していくことが必要である。さらに、原子力災害対策指針の継続的な改訂として、複合災害対策等も視野に入れて、原子力防災システムの構築・高度化を図る必要がある。

現時点では、当該カテゴリーにおける課題のうち、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、技術基盤の確保・維持に努める必要がある。

7. 核物質防護

核物質防護については、I A E Aの新勧告を取り入れた国際的に遜色のない枠組みを早急に確立する必要がある。世界の先進的な核物質防護システムを国内に確立するためには、諸外国における取り組みの動向とその防護措置に係る技術的知見の収集等を継続していくことが必要である。

現時点では、当該カテゴリーにおける課題のうち、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、技術基盤の確保・維持に努める必要がある。

8. 放射線計測・放射線防護

電離放射線による人と環境の防護、環境モニタリングにおいては、放射線を適切に測定し、線量の評価を行うことが重要である。また、低線量域の被ばくや自然放射性物質のリスク評価、環境中の放射性物質の生物移行等、放射線による人と環境への影響に係る知見の収集・蓄積等を継続する必要がある。また、放射性同位元素等の安全な取扱いに必要な技術的知見の収集等に継続して取り組む必要がある。さらに、これらの取組みを通じて I A E A の安全基準や国際放射線防護委員会（I C R P）の勧告等の策定に参画する人材の育成、維持を図ることも重要である。

現時点では、当該カテゴリーにおける課題のうち、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、技術基盤の確保・維持に努める必要がある。

9. 横断的課題

9-1	人的・組織的要因に係る技術的知見の整備	29
9-2	使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価に必要な技術的知見の整備	30
9-3	技術基盤の確保・維持	31

研究分野	人的・組織的要因に係る技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電施設等の安全性・信頼性を構築していくためには、設備・機器等のハード面と、人間や組織等のソフト面の双方の対応が必要である。 ・東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓として、事業者、規制当局、関係団体等すべての原子力関係者の安全文化の再構築が求められている。
課題	<p>原子力発電施設等の安全性・信頼性を構築するためのソフト面における対応に係る以下の事項</p> <ul style="list-style-type: none"> ①事故・トラブル情報等の分析手法及び事業者の分析結果の評価プロセスの高度化 ②人と組織、体制を含めたシステム安全の構築 ③人・組織・技術の相互作用の全体バランスを考慮した人・組織の役割の整理
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・人間・組織に関する事故・トラブル情報 ・海外における成功事例の分析結果 ・マネジメント組織等の分析に関するノウハウ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・人的・組織的要因に関するガイドラインの改訂 ・根本原因分析結果の評価ガイド案の作成
成果が必要な時期	短期

研究分野	使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価に必要な技術的知見の整備
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・我が国では、臨界安全評価における未臨界の判断条件は、臨界ハンドブック等に基づき設定され、不確実性を考慮した基準となっている。 ・事業者の設定する未臨界判断基準は、新燃料を用いた臨界実験とのベンチマーク解析から得られた計算誤差に基づいている。 ・使用済燃料プールやキャスクの臨界安全評価において、燃焼度クレジット*1は取り入れられていない。 ・燃焼度クレジットを取り入れた臨界安全評価では、燃料に対する臨界防止の裕度及び計算誤差の定量的な評価を踏まえる必要がある。 ・将来、事業者から燃焼度クレジットを適用した貯蔵・輸送キャスク等が申請されることが予想される。 ・米国では、既に使用済燃料プールやキャスクの臨界評価に燃焼度クレジットが取り入れられており、米国 NRC は、燃焼度クレジットを考慮した場合の計算コードの妥当性の確認において、使用済み PWR 燃料に対する高燃焼度臨界実験 (HTC 実験) データを用いた解析を推奨している。 <p>*1：燃焼による燃料中の核種組成の変化を考慮すること</p>
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度クレジットを適用した輸送キャスク等の臨界防止余裕及び計算誤差の定量的な評価
必要な知見	<ul style="list-style-type: none"> ・高燃焼度燃料の臨界実験データ ・核データ及び核計算コードと使用済燃料の臨界評価の精度との関係に係る検証データ
知見の活用先	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料の臨界防止に係る技術基準の整備 ・燃焼度クレジットを適用した貯蔵・輸送キャスクに対する審査基準
成果が必要な時期	中期

研究分野	技術基盤の確保・維持
背景	<ul style="list-style-type: none"> ・規制機関が規制活動を的確かつ効果的に実施していくためには、規制に必要な技術分野において適正な技術水準を維持する必要がある。 ・このため、研究分野に空白が生じないよう一定水準の資源配分を維持することが必要である。
課題	<ul style="list-style-type: none"> ・規制機関及び規制支援機関の技術水準、人的資源、安全規制研究の実施に必要な研究施設の確保・維持。 ・安全研究のうち、研究人材、研究施設を含む一定の技術基盤の維持が必要なもの、将来において規制課題となる可能性がある分野に先見性をもって取り組むもの、原子力安全規制に活用する技術的知見等を整理するもの等の実施。
必要な知見等	<ul style="list-style-type: none"> ・炉物理、熱流動、放射線遮へい、構造強度、材料、地震、津波、火山、火災、土木・建築等の多岐にわたる専門分野において、原子力施設（軽水炉施設、軽水炉以外の原子炉施設、核燃料サイクル施設及び使用済燃料中間貯蔵施設）の安全設計、検査・運転管理、高経年化対策等に係る基準策定、審査及び検査に必要となる技術基盤 ・地質・岩盤、熱流動、化学、土木・建築等の専門分野で構成される廃棄物処理・処分、及び廃止措置に係る技術基盤 ・原子力防災対策の実効性向上、緊急時における情報収集・対応等の原子力防災に必要な技術基盤 ・サイバーテロ等の新たな脅威も含む核物質防護に係る技術基盤 ・環境中の放射性核種の移行評価、放射線計測、線量評価、生体影響評価等、放射線による人と環境への影響を計測、評価し、その防護を行うための技術基盤 ・人間・組織等に係る技術、リスク情報活用等、横断的な分野における技術基盤 等
知見等の活用先	・規制活動への支援
成果が必要な時期	短期～長期

表 研究分野における成果が必要な時期

	短期	中期	長期
研究 分 野	1-1 安全解析手法、解析コードの整備 (中・長期にわたる研究あり)	1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備 (現行の燃料に対する研究)	1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備 (改良型燃料に対する研究)
	1-2 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る 技術的知見の整備(中・長期にわた る研究あり)	1-5 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制 度に係る技術的知見の整備	2-2 燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知 見の整備
	1-3 重大事故に係る技術的知見の整備 (中・長期にわたる研究あり)	1-6 原子炉水質管理技術に係る技術的知見の 整備	4-1 放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のた めの技術的知見の整備
	2-1 特定原子力施設における放射性廃棄 物・廃液の管理に係る技術的知見の 整備	3-6 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 のリスク評価に係る技術的知見の整備	4-2 再処理施設における高経年化対策の妥当性 評価に係る技術的知見の整備
	2-3 破損燃料輸送に係る技術的知見の整 備	5-2 廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の 整備	
	3-1 基準地震動策定及び地震動・地盤評 価に係る技術的知見の整備	9-2 使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価 に必要な技術的知見の整備	
	3-2 基準津波策定及び津波評価に係る技 術的知見の整備		
	3-3 地震・津波等に対する構造健全性評 価に係る技術的知見の整備		
	3-4 火山影響に係る審査のための技術的 知見の整備		
	3-5 火災防護に係る審査のための技術的 知見の整備		
	5-1 クリアランス確認のための技術的知 見の整備		
	9-1 人的・組織的要因に係る技術的知見 の整備		
	9-3 技術基盤の確保・維持(短期～長期 にわたる課題)		

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
DBA 解析				
添付八	燃料機械設計	FEMAXI	燃料熱機械特性解析	燃料照射挙動に関する最新知見の反映
	炉心核特性/炉心性能計算	CASMO/SIMULATE	燃料集合体解析/炉心性能計算	精度改良
	安定性	LAPURO5-J SKETCH-INS/TRACE	周波数領域安定性解析 時間領域安定性解析	保守（将来、国産コードに切り替え） 保守（将来、国産コードに切り替え）
添付九	平常時被ばく	ANDOSE-JINS	平常運転時の被ばく解析コード	日本原子力学会標準に示された風洞実験に代わる有効放出高さ評価の数値モデル（大気安定度中立に適用）の導入
添付十	運転時の異常な過渡変化	RELAP5/MOD3 COBRA-IV TOODEE2 SKETCH-INS/TRACE	プラント全体挙動(PB) DNBR 評価(P) 燃料棒温度評価(P) 統計的安全評価(PB)	保守（将来、国産コードに切り替え） 保守（将来、国産コードに切り替え） 保守（将来、国産コードに切り替え） 感度係数/不確かさ評価機能の導入（将来、国産コードに切り替え）
	事故 LOCA,MSLB	TRACE	LBLOCA(PB)	保守（将来、国産コードに切り替え）
	事故 RIA	SKETCH-INS/TRACE	RIA 解析に適用 RIA 時燃料挙動評価 高燃焼度燃料過渡挙動評価	保守（将来、国産コードに切り替え） DNB 後の熱伝達モデルの改良（将来、国産コードに切り替え） 高燃焼度燃料・改良型燃料の挙動に関する最新知見の反映（過渡伝熱、破損限界、FP ガス放出等）（将来、国産コードに切り替え）
		FEMAXI/TRACE		
		RANNS		
	事故 格納容器挙動	CONTEMPT-LT	格納容器内熱流動解析	格納容器流動解析機能の強化と TRACE との結合（将来、国産コードに切り替え）
		HOBAC	可燃性ガス発生及び濃度解析	保守（将来、国産コードに切り替え）
	事故時被ばく	EEDCDQ	DBA 時の被ばく解析コード	保守
		ANISN / QAD / G33 / DORT/MCNP	事故時における原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量評価コード群	保守
		RAMS/HYPACT	気流/拡散解析コード	日本原子力学会標準に示された風洞実験に代わる有効放出高さ評価の数値モデル（大気安定度中立に適用）の導入
SA 解析				
炉心損傷防止 (BWR)	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 LOCA 時注水機能喪失	RELAP5 (TRACE)	多重故障時のプラント全体挙動解析	格納容器解析機能の強化（将来、国産コードに切り替え）
	原子炉停止機能喪失	SKETCH-INS/TRACE	三次元核熱結合の ATWS 解析	核計算機能の強化（将来、国産コードに切り替え）
	格納容器バイパス (ISLOCA)	MELCOR	格納容器バイパス	保守（将来、国産コードに切り替え）

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
炉心損傷防止 (PWR)	2次系からの除熱機能喪失 全交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失	RELAP5 (TRACE)	多重故障時のプラント全体挙動解析	格納容器解析機能の強化 再冠水時熱伝達モデルの改良 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器除熱機能喪失	MELCOR	格納容器除熱機能喪失	多次元性の考慮 (将来、国産コードに切り替え)
	原子炉停止機能喪失	SKETCH-INS/TRACE	三次元核熱結合の ATWS 解析	核計算機能の強化 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器バイパス (ISLOCA/SGTR)	MELCOR	格納容器バイパス	保守 (将来、国産コードに切り替え)
	ECCS再循環機能喪失	RELAP5 (TRACE) MELCOR	格納容器を含むプラント全体の多重故障時の挙動解析	保守 (将来、国産コードに切り替え)
格納容器破損防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷	MELCOR	雰囲気圧力・温度による静的負荷時の平均的挙動解析	格納容器貫通部、フランジなどの健全性評価手法の拡充 多次元性の考慮 海水・ホウ酸注入による影響評価モデルの導入 FLUENT、FINASによる詳細挙動解析手法の開発 (将来、国産コードに切り替え)
	高温溶融物放出/格納容器 雰囲気直接過熱	MELCOR FLUENT	PCVをコンパートメント分割し、デブリ液滴と雰囲気、構造間の熱伝達、化学反応を考慮しており、格納容器直接過熱の扱いが可能。多次元性に関してはPWRについてFLUENTの実績あり	CFD(数値流体力学)解析コードの整備 多次元性を考慮したBWRに関する評価 実験によるコードの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器内の溶融燃料・冷却材相互作用	MELCOR JASMINE AUTODYN	JASMINEによる解析結果に基づき統計的な衝撃荷重を評価 格納容器への荷重はAUTODYNにより評価	実験によるコードの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	水素燃焼	MELCOR FLUENT AUTODYN	FLUENTによる水素分布評価及び爆轟が考えられる場合にはAUTODYNによる衝撃荷重評価、構造強度評価を実施	実験によるコードの妥当性確認 爆燃・爆轟遷移: DDTに関する手法調査 事故により生成された水素処理モデルの導入 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器直接接触	MELCOR	格納容器直接接触解析	多次元性、温度依存物性変化、冷却、気体発生などを考慮した溶融炉心の拡がりに関するモデルの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	溶融炉心・コンクリート相互作用	MELCOR COCO	COCOによる解析結果に基づき、多次元性を考慮したコンクリート侵食評価	OECD/MCCI計画などの国際実験プロジェクトに基づくMCCIに関するコードの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	ソースターム評価	MELCOR	最新版ではモリブデン酸セシウムを考慮	減圧沸騰時のブルスクラッピング、ヨウ素挙動モデル、エアロゾル移行挙動モデルの導入 高燃焼度の燃料でのRu放出量評価 (将来、国産コードに切り替え)

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
FP 放出抑制	被ばく	シビアアクシデント時の被ばく評価コード	－（新規開発）	放射性物質の地表面濃度、被ばく線量の評価
PRA				
レベル 1 PRA	起因事象頻度	WinBUGS	マルコフ連鎖モンテカルロ法によるベイズ更新	保守
	イベントツリー及びフォールトツリー解析	WinNUPRA	小 ET・大 FT 手法	保守
		地震 PSA 解析支援システム	外的事象 PRA（地震 PRA、津波 PRA、地震随件事象 PRA 等）	保守
	人間信頼性解析	THERP-Cal	THERP 手法を用いた人的過誤確率	保守
成功基準解析 余裕時間解析	APROS	プラント挙動解析	保守（将来、国産コードに切り替え）	
レベル 2 PRA	事故進展解析	MELCOR FLUENT JASMINE AUTODYN	SA 解析の分野と同じ	SA 解析の分野と同じ（将来、国産コードに切り替え）
	SA 時の総合評価	THALES2	レベル 2PSA コード	AM 対策(フィルターベント、水素除去等)解析モデル) の追加・改造（将来、国産コードに切り替え）
		KICHE	SA 時格納容器内ヨウ素化学解析コード	有機ヨウ素の生成やヨウ素の壁面沈着・反応モデルの追加・改造（将来、国産コードに切り替え）
	PCV イベントツリー解析	CET 解析コード	格納容器イベントツリーによる格納容器機能喪失頻度の計算	保守
	不確実さ解析	PREP (LHS) /SPOP	ラテン格子サンプリング及び PRA 不確実さ伝播解析コード	保守
レベル 3 PRA	炉心内臓量	ORIGEN-2	燃料内 FP 蓄積量の計算	
	大気拡散・線量、リスク	MACCS2	レベル 3PSA コード 多数基立地リスク評価モデルを整備	保守
		OSCAAR	レベル 3PRA コード	地形を考慮した放射性物質環境中移行モデル、最新人体モデルをベースとした内部被ばくモデルの導入
	不確実さ解析	PREP (LHS) /SPOP	ラテン格子サンプリング及び PRA 不確実さ伝播解析コード(レベル 2PRA と同じ)	保守
サンプル				
総合評価	サンプル閉塞評価	SANSUI	ポンプ有効 NPSH 評価	保守
燃料デブリ				
燃料デブリ	臨界リスク評価	MVP	臨界性評価	保守

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
SFP				
使用済燃料貯蔵プール	SFP 冷却材喪失事故解析	RELAP (TRACE)	燃料温度評価	スプレー冷却効果の解析機能の追加 (将来、国産コードに切り替え)
	臨界計算	MVP SCALE CASMO	臨界性評価	保守
	臨界事故解析	SKETCH-INS/TRACE (SFP)	LOCA 時の臨界過渡解析	SFP 解析用に改良 (将来、国産コードに切り替え)
	遮へい計算	MCNP	放射線輸送計算コード (LOCA 時の空間線量評価)	保守 (必要に応じて国産化)
	崩壊熱、燃料内 FP 蓄積量	SNF ORIGEN-2	全炉心崩壊熱、燃料内 FP 蓄積量の計算	保守
制御室居住性				
居住性評価	被ばく	EEDCDQ	DBA 時の制御室居住性に係る被ばく評価コード (旧 NISA 内規対応)	保守
		ANISN / QAD / G33 / DORT / MCNP	事故時における原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量評価コード群	保守
	制御室・緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価コード	- (新規開発)	BDBA 時の制御室・緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価コードの整備	
	有毒ガス	制御室・緊急時対策所の居住性に係る有毒ガス評価コード	- (新規開発)	DBA 及び BDBA 時の制御室・緊急時対策所の居住性に係る有毒ガス評価コードの整備
遮へい				
遮へい	遮へい計算	MCNP	放射線輸送計算コード	保守 (必要に応じて国産化)
火災				
火災ハザード解析	火災影響解析	CFAST	1次元ネットワーク解析	(米国 NIST が開発継続)
		FDS	3次元ネットワーク解析	(米国 NIST が開発継続)
		SYLVIA	1次元ネットワーク解析	(仏国 IRSN が開発継続)
核データ				
核データベース	汎用炉心核特性計算	JENDL-4.0	JENDL 汎用炉心核特性計算ファイル	MA、FP 核種のデータ、誤差データの充実
	原子力施設の廃止措置	JENDL/A-96	原子炉材料の中性子による放射化量推定用断面積	中・長半減期核種生成反応の追加 入射粒子エネルギー範囲の拡張
	崩壊熱計算	JENDL/FPD-2011 JENDL/FPY-2011	核分裂生成物の崩壊データ 核分裂収率データ	保守
	輸送容器 (キャスク)	JENDL/AN-2005	α 粒子入射核反応による中性子生成断面積	対象核種の充実 (検討中)

表 研究分野における成果が必要な時期

	短期	中期	長期
研究 分野	1-1 安全解析手法、解析コードの整備 (中・長期にわたる研究あり)	1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備 (現行の燃料に対する研究)	1-4 燃料の規制基準に係る技術的知見の整備 (改良型燃料に対する研究)
	1-2 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る 技術的知見の整備(中・長期にわた る研究あり)	1-5 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制 度に係る技術的知見の整備	2-2 燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知 見の整備
	1-3 重大事故に係る技術的知見の整備 (中・長期にわたる研究あり)	1-6 原子炉水質管理技術に係る技術的知見の 整備	4-1 放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のた めの技術的知見の整備
	2-1 特定原子力施設における放射性廃棄 物・廃液の管理に係る技術的知見の 整備	3-6 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象 のリスク評価に係る技術的知見の整備	4-2 再処理施設における高経年化対策の妥当性 評価に係る技術的知見の整備
	2-3 破損燃料輸送に係る技術的知見の整 備	5-2 廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の 整備	
	3-1 基準地震動策定及び地震動・地盤評 価に係る技術的知見の整備	9-2 使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価 に必要な技術的知見の整備	
	3-2 基準津波策定及び津波評価に係る技 術的知見の整備		
	3-3 地震・津波等に対する構造健全性評 価に係る技術的知見の整備		
	3-4 火山影響に係る審査のための技術的 知見の整備		
	3-5 火災防護に係る審査のための技術的 知見の整備		
	5-1 クリアランス確認のための技術的知 見の整備		
	9-1 人的・組織的要因に係る技術的知見 の整備		
	9-3 技術基盤の確保・維持(短期～長期 にわたる課題)		

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
DBA 解析				
添付八	燃料機械設計	FEMAXI	燃料熱機械特性解析	燃料照射挙動に関する最新知見の反映
	炉心核特性/炉心性能計算	CASMO/SIMULATE	燃料集合体解析/炉心性能計算	精度改良
	安定性	LAPURO5-J SKETCH-INS/TRACE	周波数領域安定性解析 時間領域安定性解析	保守（将来、国産コードに切り替え） 保守（将来、国産コードに切り替え）
添付九	平常時被ばく	ANDOSE-JINS	平常運転時の被ばく解析コード	日本原子力学会標準に示された風洞実験に代わる有効放出高さ評価の数値モデル（大気安定度中立に適用）の導入
添付十	運転時の異常な過渡変化	RELAP5/MOD3 COBRA-IV TOODEE2 SKETCH-INS/TRACE	プラント全体挙動(PB) DNBR 評価(P) 燃料棒温度評価(P) 統計的安全評価(PB)	保守（将来、国産コードに切り替え） 保守（将来、国産コードに切り替え） 保守（将来、国産コードに切り替え） 感度係数/不確かさ評価機能の導入（将来、国産コードに切り替え）
	事故 LOCA,MSLB	TRACE	LBLOCA(PB)	保守（将来、国産コードに切り替え）
	事故 RIA	SKETCH-INS/TRACE	RIA 解析に適用 RIA 時燃料挙動評価 高燃焼度燃料過渡挙動評価	保守（将来、国産コードに切り替え） DNB 後の熱伝達モデルの改良（将来、国産コードに切り替え） 高燃焼度燃料・改良型燃料の挙動に関する最新知見の反映（過渡伝熱、破損限界、FP ガス放出等） （将来、国産コードに切り替え）
		FEMAXI/TRACE		
		RANNS		
	事故 格納容器挙動	CONTEMPT-LT	格納容器内熱流動解析	格納容器流動解析機能の強化と TRACE との結合（将来、国産コードに切り替え）
		HOBAC	可燃性ガス発生及び濃度解析	保守（将来、国産コードに切り替え）
	事故時被ばく	EEDCDQ	DBA 時の被ばく解析コード	保守
		ANISN / QAD / G33 / DORT/MCNP	事故時における原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量評価コード群	保守
		RAMS/HYPACT	気流/拡散解析コード	日本原子力学会標準に示された風洞実験に代わる有効放出高さ評価の数値モデル（大気安定度中立に適用）の導入
SA 解析				
炉心損傷防止 (BWR)	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 LOCA 時注水機能喪失	RELAP5 (TRACE)	多重故障時のプラント全体挙動解析	格納容器解析機能の強化（将来、国産コードに切り替え）
	原子炉停止機能喪失	SKETCH-INS/TRACE	三次元核熱結合の ATWS 解析	核計算機能の強化（将来、国産コードに切り替え）
	格納容器バイパス (ISLOCA)	MELCOR	格納容器バイパス	保守（将来、国産コードに切り替え）

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
炉心損傷防止 (PWR)	2次系からの除熱機能喪失 全交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失	RELAP5 (TRACE)	多重故障時のプラント全体挙動解析	格納容器解析機能の強化 再冠水時熱伝達モデルの改良 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器除熱機能喪失	MELCOR	格納容器除熱機能喪失	多次元性の考慮 (将来、国産コードに切り替え)
	原子炉停止機能喪失	SKETCH-INS/TRACE	三次元核熱結合の ATWS 解析	核計算機能の強化 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器バイパス (ISLOCA/SGTR)	MELCOR	格納容器バイパス	保守 (将来、国産コードに切り替え)
	ECCS再循環機能喪失	RELAP5 (TRACE) MELCOR	格納容器を含むプラント全体の多重故障時の挙動解析	保守 (将来、国産コードに切り替え)
格納容器破損防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷	MELCOR	雰囲気圧力・温度による静的負荷時の平均的挙動解析	格納容器貫通部、フランジなどの健全性評価手法の拡充 多次元性の考慮 海水・ホウ酸注入による影響評価モデルの導入 FLUENT、FINASによる詳細挙動解析手法の開発 (将来、国産コードに切り替え)
	高温溶融物放出/格納容器 雰囲気直接過熱	MELCOR FLUENT	PCVをコンパートメント分割し、デブリ液滴と雰囲気、構造間の熱伝達、化学反応を考慮しており、格納容器直接過熱の扱いが可能。多次元性に関してはPWRについてFLUENTの実績あり	CFD(数値流体力学)解析コードの整備 多次元性を考慮したBWRに関する評価 実験によるコードの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器内の溶融燃料・冷却材相互作用	MELCOR JASMINE AUTODYN	JASMINEによる解析結果に基づき統計的な衝撃荷重を評価 格納容器への荷重はAUTODYNにより評価	実験によるコードの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	水素燃焼	MELCOR FLUENT AUTODYN	FLUENTによる水素分布評価及び爆轟が考えられる場合にはAUTODYNによる衝撃荷重評価、構造強度評価を実施	実験によるコードの妥当性確認 爆燃・爆轟遷移: DDTに関する手法調査 事故により生成された水素処理モデルの導入 (将来、国産コードに切り替え)
	格納容器直接接触	MELCOR	格納容器直接接触解析	多次元性、温度依存物性変化、冷却、気体発生などを考慮した溶融炉心の拡がりに関するモデルの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	溶融炉心・コンクリート相互作用	MELCOR COCO	COCOによる解析結果に基づき、多次元性を考慮したコンクリート侵食評価	OECD/MCCI計画などの国際実験プロジェクトに基づくMCCIに関するコードの妥当性確認 (将来、国産コードに切り替え)
	ソースターム評価	MELCOR	最新版ではモリブデン酸セシウムを考慮	減圧沸騰時のブルスクラッピング、ヨウ素挙動モデル、エアロゾル移行挙動モデルの導入 高燃焼度の燃料でのRu放出量評価 (将来、国産コードに切り替え)

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
FP 放出抑制	被ばく	シビアアクシデント時の被ばく評価コード	－（新規開発）	放射性物質の地表面濃度、被ばく線量の評価
PRA				
レベル 1 PRA	起因事象頻度	WinBUGS	マルコフ連鎖モンテカルロ法によるベイズ更新	保守
	イベントツリー及びフォールトツリー解析	WinNUPRA	小 ET・大 FT 手法	保守
		地震 PSA 解析支援システム	外的事象 PRA（地震 PRA、津波 PRA、地震随件事象 PRA 等）	保守
	人間信頼性解析	THERP-Cal	THERP 手法を用いた人的過誤確率	保守
成功基準解析 余裕時間解析	APROS	プラント挙動解析	保守（将来、国産コードに切り替え）	
レベル 2 PRA	事故進展解析	MELCOR FLUENT JASMINE AUTODYN	SA 解析の分野と同じ	SA 解析の分野と同じ（将来、国産コードに切り替え）
	SA 時の総合評価	THALES2	レベル 2PSA コード	AM 対策(フィルターベント、水素除去等)解析モデル) の追加・改造（将来、国産コードに切り替え）
		KICHE	SA 時格納容器内ヨウ素化学解析コード	有機ヨウ素の生成やヨウ素の壁面沈着・反応モデルの追加・改造（将来、国産コードに切り替え）
	PCV イベントツリー解析	CET 解析コード	格納容器イベントツリーによる格納容器機能喪失頻度の計算	保守
	不確実さ解析	PREP (LHS) /SPOP	ラテン格子サンプリング及び PRA 不確実さ伝播解析コード	保守
レベル 3 PRA	炉心内臓量	ORIGEN-2	燃料内 FP 蓄積量の計算	
	大気拡散・線量、リスク	MACCS2	レベル 3PSA コード 多数基立地リスク評価モデルを整備	保守
		OSCAAR	レベル 3PRA コード	地形を考慮した放射性物質環境中移行モデル、最新人体モデルをベースとした内部被ばくモデルの導入
	不確実さ解析	PREP (LHS) /SPOP	ラテン格子サンプリング及び PRA 不確実さ伝播解析コード(レベル 2PRA と同じ)	保守
サンブ				
総合評価	サンブ閉塞評価	SANSUI	ポンプ有効 NPSH 評価	保守
燃料デブリ				
燃料デブリ	臨界リスク評価	MVP	臨界性評価	保守

当面整備が必要な原子炉施設の解析コード例一覧

分野	評価対象	解析コード	現状の機能	今後の機能拡張・改良
SFP				
使用済燃料貯蔵プール	SFP 冷却材喪失事故解析	RELAP (TRACE)	燃料温度評価	スプレイ冷却効果の解析機能の追加 (将来、国産コードに切り替え)
	臨界計算	MVP SCALE CASMO	臨界性評価	保守
	臨界事故解析	SKETCH-INS/TRACE (SFP)	LOCA 時の臨界過渡解析	SFP 解析用に改良 (将来、国産コードに切り替え)
	遮へい計算	MCNP	放射線輸送計算コード (LOCA 時の空間線量評価)	保守 (必要に応じて国産化)
	崩壊熱、燃料内 FP 蓄積量	SNF ORIGEN-2	全炉心崩壊熱、燃料内 FP 蓄積量の計算	保守
制御室居住性				
居住性評価	被ばく	EEDCDQ	DBA 時の制御室居住性に係る被ばく評価コード (旧 NISA 内規対応)	保守
		ANISN / QAD / G33 / DORT / MCNP	事故時における原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量評価コード群	保守
	制御室・緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価コード	- (新規開発)	BDBA 時の制御室・緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価コードの整備	
	有毒ガス	制御室・緊急時対策所の居住性に係る有毒ガス評価コード	- (新規開発)	DBA 及び BDBA 時の制御室・緊急時対策所の居住性に係る有毒ガス評価コードの整備
遮へい				
遮へい	遮へい計算	MCNP	放射線輸送計算コード	保守 (必要に応じて国産化)
火災				
火災ハザード解析	火災影響解析	CFAST	1次元ネットワーク解析	(米国 NIST が開発継続)
		FDS	3次元ネットワーク解析	(米国 NIST が開発継続)
		SYLVIA	1次元ネットワーク解析	(仏国 IRSN が開発継続)
核データ				
核データベース	汎用炉心核特性計算	JENDL-4.0	JENDL 汎用炉心核特性計算ファイル	MA、FP 核種のデータ、誤差データの充実
	原子力施設の廃止措置	JENDL/A-96	原子炉材料の中性子による放射化量推定用断面積	中・長半減期核種生成反応の追加 入射粒子エネルギー範囲の拡張
	崩壊熱計算	JENDL/FPD-2011 JENDL/FPY-2011	核分裂生成物の崩壊データ 核分裂収率データ	保守
	輸送容器 (キャスク)	JENDL/AN-2005	α 粒子入射核反応による中性子生成断面積	対象核種の充実 (検討中)