

原子力事業者の研究開発について

2024年2月26日
原子力エネルギー協議会

	項目	スライドNo
1	はじめに	2
2	技術課題への対応	3
3	事業者が行う主な研究開発分野	4
4	最近の研究開発のテーマ	5
5	具体的な事例	6-17
6	意見交換テーマについて	18
7	まとめ	19

1. はじめに

- エネルギー資源に乏しい我が国において、電力の安定供給と脱炭素化を両立していくためには、安全確保を大前提に、原子力を持続的に活用していくことが必要不可欠。
- 「GX実現に向けた基本方針」においても、再生可能エネルギー、原子力などのエネルギー安全保障に寄与し、脱炭素効果の高い電源を最大限活用するとしているところ。
- 上記を踏まえ、事業者としては、原子力利用に向け、国内外の最新技術・知見を取り入れた安全性向上に資する取組み、原子燃料サイクルの確立等の広範な領域において研究開発を推進。

2. 技術課題への対応

- 事業者は、技術分野に応じて電力中央研究所等と連携し、技術課題の効果的かつ効率的な解決に向けた検討および対策を実施。
- 技術課題の解決のため、必要に応じ研究開発を実施。その際、研究内容に応じてプラントメーカー、燃料メーカー、ゼネコン、研究機関等、多様なステークホルダーと連携し、研究課題（ニーズ）の抽出、具体的な研究計画を立案した上で研究を実施。
- 研究成果は各社に共有し、事業運営に活用する他、必要に応じ規格基準等へ反映。

3. 事業者が行う主な研究開発分野

- 原子力の最大限活用に向けた研究開発
 - 世界最高水準の安全性・信頼性の追求
 - 効率的なプラント運営

- 原子燃料サイクル確立に向けた研究開発
 - 再処理、国内MOX燃料加工の事業化
 - 使用済燃料等貯蔵技術の高度化

- 次世代革新炉実用化に向けた研究開発
 - 革新軽水炉の実用化
 - 高速炉サイクルの実用化

- 廃止措置に関する研究開発
 - 放射性廃棄物の安全かつ合理的な処理処分

4. 最近の研究開発のテーマ

技術分野	主要テーマ	実施内容
軽水炉安全技術	プラント運営技術	プラントライフマネジメント（経年劣化、材料、検査技術 等）
	安全設計技術	安全性の高度化、リスク評価手法、耐震・耐津波評価、環境影響評価、シビアアクシデント対策（水素処理技術など）
	原子燃料技術	高燃焼度燃料、事故耐性燃料、照射挙動
	プラント設計技術	革新軽水炉
	放射線管理技術	放射線防護、線量率低減（水化学高度化）
原子燃料サイクル技術	再処理技術	六ヶ所再処理施設関連、マイナーアクチノイド回収、使用済MOX
	MOX燃料加工技術	MOX燃料加工
	その他	使用済燃料等貯蔵技術
高速炉	実用化研究開発	高速炉システムの実用化に向けた研究開発
バックエンド方策	放射性廃棄物処理処分	低レベル放射性廃棄物、高レベル放射性廃棄物、廃棄物輸送容器

5. 具体的な事例【プラント運営技術】

【経年劣化】（SCC）

研究課題の概要

- ① SCC対策材としていた82合金の亀裂進展速度線図が策定・公知化されたが、従来材に対して有意な優位性がないことが判明したことから、その対応が必要となっている。（BWR）
- ② 近年PWR一次系環境下において大飯3号機の加圧器スプレイ配管や、フランスの複数のプラントの安全注入系配管等でオーステナイト系ステンレス鋼製配管に割れが認められており、IGSCC発生に係る知見拡充やIGSCC進展を想定した健全性評価手法の整備が必要となっている。（PWR）

現在の取組

- ① 国内外のPWR及び米国のBWRでSCC対策材として実績のあるよりSCC耐性の高い52合金の適用（補修時材料に採用）、82合金健全性評価手法の高度化の可能性等の検討を行っている。（BWR）
- ② ATENA-WGにてIGSCC発生メカニズムに係る知見拡充及び亀裂有健全性評価に必要なIGSCC進展データの拡充・規格化に向けた進展速度式の整備や構造健全性評価手法の確立に向けた取り組みを進めている。併せて、電共研において高硬度部位のSCC発生データの拡充を進めると共に亀裂有健全性評価の実機配管への適用に向けて溶接熱影響部の硬さ・残留応力分布を把握する取り組みを進めている。（PWR）

今後の予定

- ① 電共研を立ち上げ52合金での補修方法を確立していく。82合金の健全性評価手法の高度化の目途が得られれば電共研を立ち上げ検討を行っていく。（BWR）
- ① ATENA-WGにおける現在の取り組みを継続すると共に、亀裂進展速度式についてJSME維持規格 事例規格として規格化する。これら取り組みの成果を踏まえて検査程度の見直しの必要性を検討する。（PWR）

5. 具体的な事例【プラント運営技術】

【経年劣化】（熱時効等）

研究課題の概要

- ① BWRにおけるステンレス鋳鋼機器の熱時効評価における破壊評価には、大きな保守性が含まれるため、合理的な評価法の検討が必要である（BWR）
- ② マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効評価に関してIGALLと国内PLM評価との間に差異があると抽出されているが、十分な知見がないことから国内弁棒に対する評価手法が確立されていないため、評価手法の検討が必要となっている。（BWR）
- ③ 確率論的破壊力学（PFM）の活用は原子炉圧力容器のみならず、配管や炉内構造物においても合理的な健全性評価や検査頻度の観点から現状の規格基準の妥当性評価が望まれてるがそのためには信頼性及び説明性の高いPFM評価に資するインプットデータの整備が必要となっている。（PB共通）

現在の取組

- ① ステンレス鋳鋼のデータベースの利用環境の整備・保守を電中研研究にて行っている。（BWR）
- ② 試験研究では熱時効によるSCC発生感受性の増大やSCC進展速度の増加が報告されていることから、電中研研究にてSUS630の機械特性・SCC進展特性に及ぼす熱時効影響の定量化、熱時効によるミクロ組織変化の把握を行っている。（BWR）
- ③ PFMに基づく配管健全性評価のためのインプットデータ拡充、解析手法の高度化を電中研研究にて行っている。（PB共通）

今後の予定

- ① 研究成果を踏まえてステンレス鋳鋼機器の熱時効評価手法の高度化を図っていく。（BWR）
- ② 研究成果を踏まえてマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効評価における予測手法の確立、健全性評価手法の確立を行っていく。（BWR）
- ③ 確率論的破壊力学評価法を確立し、配管の健全性評価・検査頻度の策定に活用していく。（PB共通）

5. 具体的な事例【プラント運営技術】

【経年劣化】（照射脆化）

研究課題の概要

- ① 60年超運転に向けて、適切な頻度で監視試験を実施するために、試験片の再装荷・再生や小型試験片適用等、個々のプラントの監視試験計画の最適化が必要となっている。一方、JEAC4206-2016／4216-2015の技術評価において、Mini-C(T)試験に関して“圧延材／溶接金属／照射材の破壊靱性データの拡充”の必要性が指摘事項の1つとして挙げられ、エンドースが見送られている。
- ② JEAC4201に規定される関連温度評価式については、JEAC4201-2007[2013追補版]技術評価時の指摘事項に対して、着実に対応をすすめるとともに、またリードファクタの大きい一部のPWRプラントでは60年を大幅に上回る高照射量の監視試験結果が得られる見込みであることから、このような照射量にも対応できるよう脆化評価手法の見直しが必要となっている。
- ③ 加圧熱衝撃事象（PTS）評価については、最新のJEAC4206-2016が技術評価の結果、未エンドースとなっており、指摘事項についての検討が必要となっている。また更なる評価手法の高度化として、破壊靱性試験片と原子炉容器に想定する亀裂先端の拘束度の違いによる裕度を定量化するなど、より精緻化した評価手法の適用や、PFM評価の導入を着実に進める必要がある。

現在の取組

- ① 圧延材および溶接金属を対象にした非照射材および照射材によるMini-C(T)試験片を用いた破壊靱性試験結果を整理した破壊靱性データベースの構築を図り、実機原子炉圧力容器脆化評価への適用性評価を実施する。
- ② 監視試験データの蓄積及び整備を継続しデータベースを拡充すると共に、照射脆化に及ぼす化学組成、照射温度、照射条件等の影響を調査し最新のデータも活用してJEAC4201の次期改訂に向け脆化評価式の高度化を図る。
- ③ JEAC4206-2016技術評価時の指摘事項を踏まえて、クラッドを考慮したPTS評価手法についてデータ拡充等の研究を実施中。また、破壊靱性試験片と原子炉容器に想定する亀裂先端の拘束度の違い（拘束効果）を考慮したPTS評価手法の研究や、PFM評価の導入に向けた検討に関する研究など、評価手法の高度化に向けた研究を実施中。

今後の予定

- ① Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ法の実機適用に向け、規格への反映を行い、技術評価を受ける。
- ② 脆化評価式の高度化を行い、規格への反映を行い、技術評価を受ける。
- ③ PTS評価手法の高度化を行い、規格への反映を行い、技術評価を受ける。

5. 具体的な事例【プラント運営技術】

【経年劣化】（検査）

研究課題の概要

- ① 超音波探傷検査は軽水炉機器の健全性確認に広く用いられているが、ステンレス鋼鋳鋼部位等、超音波の透過性が悪く探傷技術の改良が望ましい範囲が存在する。継続的な改善に向けた取り組みとして、超音波探傷技術の改良、評価手法の開発を行う。
- ② 米国PWRの炉心槽溶接部で亀裂が発見された事象を鑑み、今後当該部を詳細に検査するケースが想定される。マイナーな亀裂が発見された場合、維持規格に炉心槽の健全性評価手法が規定されておらず、亀裂その他の欠陥の解釈（原子力規制委員会）にて、個別に基準適合性を判断する、とされていることから、健全性確認に長い時間を要すると考えられる。このため、炉心槽健全性評価手法の確立が必要である。
- ③ 海外で導入されている確率論・リスク情報を活用した供用期間中検査について国内への導入検討を行う。検査範囲の最適化を図ることで、信頼性確保と合理化の両立を目指す。

現在の取組

- ① ステンレス鋼鋳鋼部位に対して、鋳鋼部位の音響異方性を把握し探傷条件の最適化を図ることや、溶接金属を透過する探傷に対して、溶接金属の結晶組織の超音波伝播特性をシミュレーション解析によって明らかにし、探傷条件の最適化を行うことで、超音波探傷技術の精度や信頼性を高めることを目指す。
- ② 炉心槽の詳細検査を実施した結果、マイナーな傷が確認された場合の発電支障を防止するため、米国においてNRCにエンドースされている手法を参考として、炉心槽健全性評価手法の検討を実施中。併せて詳細検査を行う装置開発にも着手。
- ③ 原子炉容器の供用期間中検査は溶接部の100%が求められることになったため、従来に比して検査物量と被ばく量が増大している。確率論的破壊力学（PFM）の考えを導入することで、信頼性を確保しつつ検査程度の合理化を検討する。配管溶接部の供用期間中検査は、海外ではリスク情報を活用した対象箇所の見直しを行い、配管破断による重大事故に至る可能性の高い部位に重点を置いた検査にシフト（結果として対象箇所の低減）している。日本でも同様の考え方を導入して信頼性確保と合理化を検討する。

今後の予定

- ① 実用可能と判断できるレベルに至れば、供用期間中検査他の探傷に展開を目指す。
- ② 炉心槽健全性評価手法を策定し、維持規格を改訂の上、早期に原子力規制委員会の技術評価を受ける。
- ③ 調査、検討を進めた後、JSMEと連携して維持規格への反映を目指す。

5. 具体的な事例【安全設計技術】

【PRA】

研究課題の概要

事業者は、原子力発電における自主的な安全性向上を図るため、従来の決定論的な安全評価に加え、確率論的なリスク評価（PRA）を組み合わせたリスク情報を活用した意思決定（RIDM）の導入を進めている。これにより、重要な問題に対して資源を集中する等の重要度に応じたリスク管理を行い、より一層、安全性が向上するとともに、効果的かつ効率的な発電所運営が可能となる。そのために、PRAによるリスクの定量化が重要な役割を果たすことから、PRA手法の研究開発を進めている。

現在の取組

- 全ハザードPRAの基盤となる内的事象PRA手法について、モデルの高度化（海外専門家レビューによるパイロットプロジェクト研究、ピアレビュー体制の構築検討、信頼性パラメータ整備等）を行っている。
- 外的事象PRA評価手法について、特に我が国で影響の大きい地震、津波に対して、モデルプラントによる地震PRA、津波PRAの手法高度化を行っている。
- 海外でも主要なハザード源とされている内部火災や内部溢水に対して、実践的な内部火災PRA・内部溢水PRA手法確立のため、実施ガイド、火災・溢水発生頻度データ等の技術基盤を整備している。
- PRAでの人間信頼性解析（Human Reliability Analysis：HRA）を現実に即したものにするため高度化を行っている。また、国際研究「ハルデンHTO（Human-Technology-Organization）プロジェクト」に参画し、知見をHRA手法開発に反映している。
- 発電所（サイト）の全放射線源（複数の原子炉、使用済燃料プール等）からのリスクを捉えるため、マルチユニットPRA手法の開発を行っている。

今後の予定

リスク及びその評価における不確かさを定量的に把握し、保守性を排除した現実的なPRAの実現に向け、今後も電中研リスク研究センターと連携して国内外の最新知見を反映しつつ、高度化したPRAモデルをベースに、PRAのスコープ拡大、発電所運営への早期実践活用を目指して研究活動を推進する。

5. 具体的な事例【安全設計技術】

【シビアアクシデント他】

研究課題の概要

事業者は、シビアアクシデント時の事故進展、核分裂生成物（FP）の移行挙動、建屋内水素挙動に関する知見拡充や評価手法の開発、放射性物質放出リスク評価手法等の研究開発を進めている。

現在の取組

- BWR事業者は、福島第一原子力発電所3号機の水素爆発を調査・分析し、水素防護対策に取り組んでおり、シビアアクシデント時に原子炉格納容器のアクセスハッチ等から水素が漏れて下層階に流出し滞留する可能性を考慮し、下層階中の水素の滞留・拡散挙動に係る研究を行っている。
- シビアアクシデント時の放射線水分解に関する知見の拡充としてG値に関する研究を行っている。
- サイト内の建屋群や地形の影響を考慮した局所的な濃度分布を再現可能な数値流体力学をベースとし、大気安定度の変化による拡散促進または抑制などの効果を重畳的に扱うことの出来る数値モデルを研究開発している。
- シビアアクシデント時の格納容器機能喪失頻度と機能喪失個所に関する情報、FP移行挙動に関する最新知見を反映した評価手法及びレベル2PRAの研究開発を行っている。また、日本のサイト立地条件等の実状を踏まえたレベル3PRAの研究開発を行っている。

今後の予定

- シビアアクシデント時に想定されるBWR原子炉建屋内の下層階に漏洩した水素の滞留・拡散挙動を評価し、再稼働後の自主的安全性向上の取り組みにおいて効果的な水素防護対策を実施していく。
- 放射線水分解によって生成される水素・酸素発生量評価モデルを構築していく。
- 多様な放出形態、局所的な濃度分布を再現可能な数値モデルによる線量評価手法を整備していく。
- シビアアクシデント時の格納容器破損確率と破損部位に関する情報、FP移行挙動に関する最新知見を反映した評価手法及びレベル2PRAにより、リスク評価や公衆被ばく予測の精度向上を図っていく。また、環境影響を踏まえたシビアアクシデントの評価により、発電所のリスクの全体象を把握していく。

5. 具体的な事例【安全設計技術】

【自然外部事象（地震、津波等）】

研究課題の概要

巨大な地震、津波などの自然外部事象といった、非常に低い頻度であっても発生した際に甚大な被害をもたらし得る事象の発生メカニズムの解明、評価手法開発等の研究開発を進めている。

現在の取組

- 地震、津波等に関するハザード評価、フラジリティ評価に関して、最新知見に基づく基礎的研究から評価手法の構築、解析技術の高度化、不確かさの低減等の課題に取り組んでいる
- 不確かさが大きいと言われる地震、津波の確率論的ハザード評価における不確かさの定量化に取り組んでいる。

ハザード評価

フラジリティ評価

地震	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 断層破碎性状に基づく活動性評価手法の開発 ✓ 活断層の震源断層評価手法の合理化 ✓ 地表地震断層の分布特性と性状調査 ✓ 震源を特定せず策定する地震動/敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 ✓ 地震ハザード評価の高度化 etc. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 地盤の耐震安全性評価手法の高度化 ✓ 土木構造物評価（三次元構造物地震応答評価等） ✓ 機器・配管系耐震設計法の合理化 ✓ 機器・配管系フラジリティ評価の高度化 etc.
津波	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 津波ハザード評価の高度化 etc. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 津波フラジリティ評価の高度化 etc.
強風	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 強風等極端気象ハザード評価 etc. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 強風等極端気象フラジリティ評価 etc.
火山	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 降灰ハザード評価 etc. 	

今後の予定

- 現在取り組んでいる研究から得られる知見・高度化手法等は安全審査・安全性向上評価に適用するとともに、自主的な継続的な安全性確保策の検討に活用していく。
- 能登半島地震についても、事業者として体制を組み、知見整理・分析を開始している。

5. 具体的な事例【原子燃料技術】

【事故耐性燃料】

研究課題の概要

事故時の事象進展を遅らせるなど安全性向上に寄与する“事故耐性燃料”の開発が世界中で進められており、日本としても国の補助を受けながら燃料開発を進めている。

現在の取組

メーカーを主体として、クロムコーティングジルカロイ、FeCrAl、SiCの**要素技術開発を進めており**、開発が最も進んでいるクロムコーティングに対しては、未照射でのデータ取得を進め、米国の照射試験炉を使用した照射試験を開始した。ここでは、**10GWd/tまでの照射が完了し**、漏えい等の不具合は見られていない。

日本の事故耐性燃料の開発の他にも、**FIDES-II**など**国際プログラム**を活用し、照射挙動を確認するなど情報収集を行っている。



米国の照射試験炉で照射中のクロムコーティングジルカロイ被覆管の試験体

今後の予定

未照射でのデータを取得しつつ、照射炉を用いた照射試験を進め、**照射後試験で照射データを取得**する。また、製造についての成立性も確認する。

5. 具体的な事例【プラント設計技術】

【革新軽水炉】

研究課題の概要

革新軽水炉の導入に向けたプラント設計検討や要素技術開発を推進。

現在の取組

<プラント設計検討>

国内PWR4電力と三菱重工業がSRZ-1200の共同開発を推進。2022年9月に基本設計を進めていくことを公表。

<安全性向上に資する要素技術開発>

①先進建設工法の開発（PWR）

一般建築で広く採用されている先進的な建設工法を原子力施設の建屋建設に適用するための技術開発・実証。

②シビアアクシデント時に発生する水素・水蒸気処理技術の開発（BWR）

格納容器内に放射性希ガスを閉じ込めたまま水素と水蒸気を選択的に放出し、格納容器の健全性維持と被ばく低減を両立する技術の開発。

今後の予定

現在の取り組みを継続する。

5. 具体的な事例【放射線管理技術】

【放射線防護】

研究課題の概要

最適な放射線防護体系の構築、被ばく線量の低減に向けた調査研究を推進。

現在の取組

① 最適な放射線防護体系の構築

ICRP、IAEA等における国際的議論の動向・情報を分析するとともに、規制の側面を踏まえた科学的検討や放射線影響の動物実験等を行い、科学的根拠に基づき国際的議論に参画し意見発信することで、最適な放射線防護体制の構築に資する。

② 被ばく線量の低減等（水化学高度化）

定期検査時等の作業員の被ばく線量低減のためには水化学管理を最適化することが有効であり、炉型に応じて、線源強度低減機構（配管等への線源付着メカニズム）の解明等を行うことで、水化学技術の最適化、高度化を目指す。

今後の予定

現在の取り組みを継続する。

5. 具体的な事例【原子燃料サイクル技術】

【再処理技術】

研究課題の概要

使用済MOX燃料の再処理技術の早期確立。

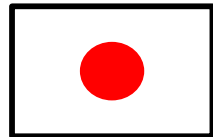
現在の取組

使用済MOX燃料再処理の実用化に向け、プルトニウムの溶解挙動など使用済MOX燃料の性状等の技術的知見の獲得および国内原子力発電所で使用しているMOX燃料が商業用プラントで再処理可能であることの実証を目的とし、仏国の商業用再処理プラントにおける再処理実証研究の準備を進めている。

今後の予定

必要な準備を進め、2020年代後半に再処理実証に供する使用済MOX燃料および使用済ウラン燃料を仏国に輸送し、2030年代初頭に再処理実証研究を行う。

<実施体制>

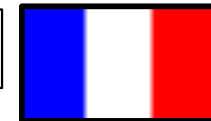


《研究》

原子力事業者【実施主体】
日本原燃・日本原子力研究開発機構
【原子力事業者より委託を受け、オラノ社に再委託】

研究委託

オラノ社



《再処理等》

使用済燃料再処理機構
【オラノ社等に委託】

再処理等委託※

※ 再処理、MOX燃料加工等

5. 具体的な事例【バックエンド】

【放射性廃棄物処理処分】

研究課題の概要

基準※に適合した将来のL1、L2埋設施設の設計に向けた更なる安全性向上。

現在の取組

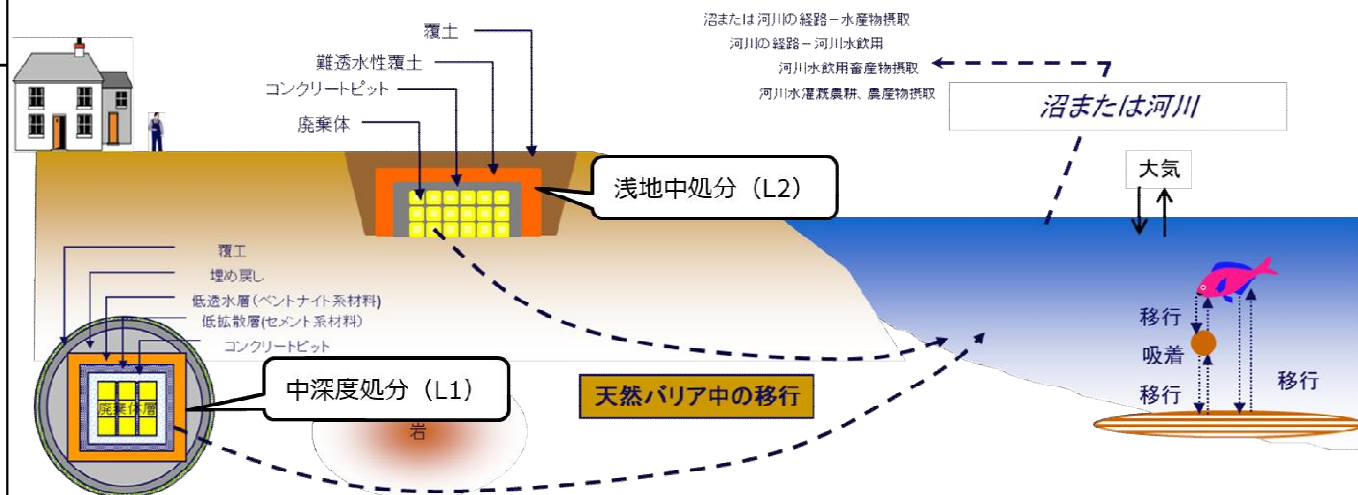
L1、L2埋設施設の更なる安全性向上を図るための知見・データの拡充を実施。

- ✓ 廃棄物の種類・性状及び廃棄体の製作方法
- ✓ 天然・人工のバリアシステムの長期信頼性

今後の予定

現在の取り組みを継続する。

※第二種廃棄物の位置、構造及び設備の基準に関する規則



廃棄物の種類・性状
 ・含有核種・放射能濃度
 ・核種の化学形態
 ・分配係数管理
 廃棄体の製作方法
 ・廃棄体の腐食挙動
 ・廃棄体の核種移行抑制機能

埋設設備 (人工バリア)
 ・設計・施工 (初期欠陥抑制)
 ・維持管理
 ・覆土前初期状態
 ・覆土後の長期状態設定
 ・各種影響要因を考慮した核種移行抑制機能
 ・分配係数管理
 ・定期的評価

天然バリア
 ・長期状態設定 (隆起侵食等)
 ・事象評価 (地震動、火山、微生物等)
 ・地盤安定性 (断層等)
 ・地下水流動核種移行評価パラメータ
 ・定期的評価
 ・気象、社会環境等

安全評価
 ・核種移行モデル (希釈等)
 ・各施設の割当線量最適化検討
 ・施設設計の最適化 (ALARA, BAT提示)
 ・埋設成立性、廃止措置全体プロセスを見据えた合理化 (廃棄体大型化等)

6. 意見交換テーマについて

- 事業者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全を最優先に、規制基準への適合にとどまらない自律的な安全性向上に努め、引き続き必要な研究開発を実施していく。
- さらに原子力技術を発展させ、原子力を最大限活用していくためには、海外で既に実機適用されている様々な新技術を国内で実用化していくことが課題と認識。これらの課題に係る研究についてNRAと意見交換を実施することは、それぞれのリソースの有効活用に繋げていくことで有益な取組になると考える。
- 事業者としては、RIDMの導入、安全な長期利用のための基盤整備といった早期に実用化を目指す技術分野、そして事故耐性燃料、次期炉研究等の中長期的な技術分野のいずれも研究を推進していくことは重要。その上で、事業者が喫緊の課題として取り組んでいる分野を、意見交換する研究テーマとして優先したい。

7. まとめ

- 事業者の研究開発について、主な研究開発分野、現在実施している研究テーマの事例について紹介した。
- 原子力の健全な発展に向け、技術的な観点から事業者と規制側の双方で意見交換を行うことは有意義だと考えており、事業者としては、喫緊の課題として取り組んでいる分野を、意見交換を実施する研究テーマとして優先したい。

(参考) 略語一覧

略語	正式名称	説明
SCC	Stress Corrosion Cracking	応力腐食割れ
IGSCC	Intergranular SCC	粒界応力腐食割れ
IGALL	International Generic Ageing Lessons Learned programme	IAEAの経年劣化に係る国際プロジェクト
PFM	Probabilistic Fracture Mechanics	確率論的破壊力学
JSME	The Japan Society of Mechanical Engineers	日本機械学会
JEAC4201	—	電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」
JEAC4206	—	電気技術規程「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」
JEAC4216	—	電気技術規程「フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 の決定のための試験方法」
Mini-C(T)	Miniature Compact Tension	ミニチュアコンパクトテンション試験片 (C(T)試験片 (コンパクトテンション試験片) を小型化した試験片)
PTS	Pressurized Thermal Shock	加圧熱衝撃
RIDM	Risk Informed Decision-Making	リスク情報を活用した意思決定
FP	Fission Products	核分裂生成物
G値	G-value	吸収エネルギー 1 0 0 e Vあたりの分子変化または生成分子数
FeCrAl	—	鉄-クロム-アルミニウム合金
SiC	—	炭化ケイ素
FIDES-II	Second Framework for Irradiation ExperimentS	経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA) が構築した第2次照射試験フレームワーク
ALARA	As Low As Reasonably Achievable	合理的に達成できる限り低く被ばく線量を制限すること
BAT	Best Available Technique	利用可能な最良の技術