

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

燃料プラットフォーム

目次

1. はじめに	1
2. 活動の概要	1
3. 国内の研究開発の状況	1
3. 1. 原子力規制庁	2
3. 2. 原子力機構	2
3. 3. 電中研	3
3. 4. 電力会社・メーカー	3
3. 5. 大学	4
3. 6. 経済産業省	4
3. 7. 文部科学省	5
4. 世界の研究開発の状況	5
4. 1. IAEA の活動状況	5
4. 2. OECD/NEA の活動状況	6
4. 3. 欧州 NUGENIA の活動状況	11
4. 4. 国際会議における発表論文の動向	13
5. 研究開発課題の抽出と評価	15
6. まとめと今後の予定	22

添付資料1 「燃料プラットフォーム」委員名簿

添付資料2 燃料に関する IAEA の報告書(2009 年以降)

添付資料3 燃料に関する OECD/NEA の報告書(2009 年以降)

1. はじめに

原子力委員会は、「原子力利用の基本的考え方」(平成 29 年 7 月 20 日原子力委員会)および「原子力利用の基本的考え方」のフォローアップ～原子力関係組織の連携・協働の立上げ～(第 14 回原子力委員会資料第 2-1 号、平成 30 年 4 月 11 日原子力委員会)のなかで、原子力関係事業者と研究開発機関の連携・協働の推進を提言した。これを受けて、軽水炉の長期利用の取り組みにおける燃料の研究開発の分野において、原子力関係事業者と研究開発機関の連携や協働を行う場を構築し、科学的知見や知識の収集・体系化・共有による厚い知識基盤の構築を進めることを目的として、「燃料プラットフォーム」を(一財)電力中央研究所(以下、電中研)原子力技術研究所に 2018 年 10 月に設置した。

2. 活動の概要

燃料プラットフォームの委員は、電力会社や燃料製造事業者等の原子力関係事業者および日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構または JAEA)や電中研等の研究開発機関から選任され、後述の調査、整理、検討を分担して実施した。原子力関係事業者および研究開発機関に加えて、内閣府原子力政策担当室、経済産業省資源エネルギー庁、電気事業連合会他の関係者がオブザーバとして参加し、関連情報や検討結果を共有した。委員リストを添付資料 1 に示す。

燃料プラットフォームにおける当面の活動は、軽水炉燃料の設計と製造、燃料と被覆管の照射挙動、過渡時／事故時の燃料挙動、輸送・貯蔵、モデリング・アンド・シミュレーションを含む軽水炉燃料の研究開発の分野(熱水力、原子炉物理、高速炉燃料等との関連にも留意した)において、原子力関係事業者のニーズ、国内外で利用可能な研究開発設備、世界の研究開発動向などを調査・整理し、これらの結果を踏まえて、研究開発課題の抽出と整理、各課題の解決方策の検討、各課題解決に必要な基盤技術と研究開発設備等の明確化を行い、これらの情報や検討結果を共有することとした。これらのうち 2018～2019 年度は、国内で利用可能な研究開発設備と国内外の研究開発動向の調査・整理、および研究開発課題の抽出と産業界の立場からの重要度評価などを実施した。さらに 2020 年度以降の燃料プラットフォームの活動の進め方について検討した。本報告書は、燃料プラットフォームの 2018～2019 年度の活動の成果をとりまとめたものである。

3. 国内の研究開発の状況

我が国における燃料関連の研究開発は、原子力規制庁、原子力機構、電中研、電力会社、燃料メーカーおよび大学において実施されており、一部には経済産業省および文部科学省からの委託事業あるいは補助事業として進められているものもある。これらの 2018 年度

時点における実施状況は次のとおりである。原子力機構と電中研における研究開発に使用されている設備については【 】内に示している。なお、以下に列挙した研究開発および使用設備は代表的なものであって、網羅的なリストではない。

3. 1. 原子力規制庁(2018 年度安全研究計画より)

(1) 事故時等の熱流動評価に係る実験的研究(平成 24～30 年度)

- ・低圧時サブクール沸騰と気泡挙動に関する実験的知見の取得(電通大および電中研へ一部委託)
- ・液膜ドライアウトおよびドライアウト後の熱流動現象に関する実験的知見の取得(原子力機構および電中研へ一部委託)
- ・気液二相流 3 次元挙動に関する実験的知見の取得(原子力機構へ一部委託)
- ・多重故障事故におけるプラント挙動に関する実験的知見の取得(原子力機構へ一部委託)

(2) 燃料健全性に関する規制高度化研究(平成 19～33 年度)

- ・外面割れ破損限界に関する技術的知見の拡充
- ・燃料被覆管の機械的健全性に関する技術的知見の拡充
- ・改良合金被覆管(M5)の照射成長試験(原子力機構へ一部委託)

(3) 事故時燃料安全性に関する規制高度化研究(平成 18～30 年度)

- ・改良燃料についての RIA 時模擬試験および解析(原子力機構へ一部委託)
- ・LOCA 模擬試験(原子力機構へ一部委託)

3. 2. 原子力機構(【 】内は研究開発に使用されている設備)

(1) 軽水炉燃料安全性に関する研究

- ・RIA 模擬試験【Nuclear Safety Research Reactor (NSRR)】
- ・LOCA 模擬急冷破断試験・酸化速度評価試験
- ・燃料挙動解析コード開発【FEMAXI コード(通常運転時・異常な過渡変化時)】【RANNS コード(事故時)】
- ・窒素含有雰囲気下での被覆管高温酸化試験
- ・燃料溶融進展試験【Nuclear Safety Research Reactor (NSRR)】
- ・燃料照射後試験【Reactor Fuel Examination Facility (RFEF)】

(2) 軽水炉安全性向上

- ・二相流解析コード開発【二相流ループ実験棟】
- ・事故耐性燃料開発: 改良ステンレス鋼(BWR)、SiC/SiC 複合材(BWR, PWR)
- ・格納容器内溶融燃料挙動解析

・FP 化学挙動評価【FP 放出移行再現実験装置 TeRRa】【解析コード CHASER】

(3) 燃料基礎研究

・MA 核変換燃料(窒化物)研究、溶融燃料性状把握【U 等分析・加工設備群(第4研究棟)】【TRU 高温化学試験設備 (NUCEFF)】

(4) 高速炉燃料(酸化物燃料)開発

・高速炉燃料確証照射試験、溶融限界線出力試験、MA 含有燃料照射試験【高速実験炉「常陽」】【燃料材料試験施設 (FMF, AGF, MMF)】

・酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼被覆管の開発

・照射挙動解析コード開発【CEDAR コード(燃料ピン)】【BANBOO コード(燃料集合体)】

・MOX 燃料の物性測定・物性研究【プルトニウム燃料第一開発室 (PFDF)】

・MOX 燃料製造技術開発(簡素化ペレット法、乾式リサイクル技術等)【プルトニウム燃料第一開発室 (PFDF)】

・燃料・材料照射後試験(高エネルギー X 線 CT 非破壊試験、照射燃料物性試験、照射材料強度試験等)【燃料材料試験施設 (FMF, AGF, MMF)】

3. 3. 電中研(【 】内は研究開発に使用されている設備)

(1) 軽水炉燃料頑健性向上

・照射済被覆管の微細構造解明【三次元アトムプローブ、CS-TEM 等(材料分析棟)】

・二次水素化メカニズム解明

(2) 軽水炉 SA 時の燃料破損・溶融挙動の理解

・燃料棒・制御棒破損溶融試験【燃料棒・制御棒破損溶融試験装置 DEGREE】

・事故時燃料挙動解析【マルチフィジクス粒子法解析コード】

・事故耐性を備えた新型制御棒開発

(3) 燃料集合体熱流動現象の解明

・高温高圧水-蒸気二相流の可視化試験【X 線 CT、高圧二相流ループ(熱流動実験棟)】

(4) 高速炉燃料(金属燃料)開発

・常陽照射試験準備(試験燃料の設計・U-Pu-Zr 合金調製・燃料棒製作)

・MA 含有金属燃料照射後試験 (METAPHIX)

3. 4. 電力会社・燃料メーカー(例)

(1) 改良被覆管開発

・腐食/水素吸収メカニズムの解明(炉外試験、照射試験、照射後試験)

・耐食性/耐水素吸収性の改善(炉外試験、照射試験、照射後試験)

・事故耐性燃料用の新型被覆管開発(ODS 鋼、SiC など)

- (2) 改良燃料ペレット開発
 - ・添加物による耐 PCI 性能等の改善など
- (3) 燃料集合体の設計改良
 - ・高性能異物フィルタ開発
 - ・流力振動の抑制や入口圧損の適正化など

3. 5. 大学

- (1) 大阪大学
 - ・静電浮遊法による U-Zr-Fe-O 系高温融体の物性測定
 - ・バルク Zr 水素化物の作成と特性評価
 - ・ウランシリサイドの熱的・機械的物性値測定
- (2) 福井大学
 - ・燃料デブリ物性値の空隙率の影響評価
 - ・SiC 被覆管の高温酸化試験
 - ・マイクロカプセルセラミック燃料の物性評価手法開発
- (3) 京都大学
 - ・Zr 合金表面酸化物層内の水素の拡散係数の測定
 - ・燃料デブリからのアクチノイドや FP の浸出挙動の研究
 - ・酸化物分散強化型鋼の開発 (ATF、Gen-IV, 核融合炉用)
 - ・ATF 用 SiC 複合材の製造技術および耐食性研究
- (4) 東京大学
 - ・LWR 用燃料被覆管材料の開発
 - ・照射後試験技術の研究

3. 6. 経済産業省 (2018 年度実施中の公募事業)

- (1) 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業
 - ・シビアアクシデント時の燃料破損・熔融過程解析手法の高度化 (原子力機構に委託)
 - ・燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発 (日立 GE(株)・電中研に委託)
 - ・安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備 (原子力機構に委託)
- (2) 原子力の安全性向上に資する技術開発費補助事業
 - ・炭化ケイ素を使用した新型炉心材料の製造技術開発 (東芝 ES(株)、イビデン(株)、原子燃料工業(株))

3. 7. 文部科学省(2018年度実施中の公募事業)

(1) 原子力システム研究開発事業

- ・安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発(原子力機構)
- ・柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発(電中研)
- ・高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発(東工大)
- ・早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発(東北大)
- ・環境負荷低減型軽水炉を使った核燃料サイクル概念の構築(東芝 ES(株))

(2) 英知を結集した原子力技術・人材育成推進事業

- ・高速パルス通電加熱による超高温核燃料物性測定技術の開発(原子力機構)
- ・炉心溶融物の粘性及び表面張力同時測定技術の開発(大阪大学)

4. 世界の研究開発の状況

世界の核燃料関連の研究開発状況を把握するため、国際原子力機関 IAEA、経済協力開発機構原子力局 OECD/NEA、および欧州の原子力研究プラットフォーム NUGINEA における軽水炉燃料分野の活動状況を調査した。さらに、軽水炉燃料に関する国際会議における発表論文の動向を調査した。これらの調査結果は次のとおりである。

4. 1. IAEA の活動状況

IAEA の燃料関連の研究開発は、燃料の性能と技術に関するワーキンググループ(TWGFPT: Technical Working Group on Fuel Performance and Technology)に報告される。TWGFPT の活動状況と IAEA から発刊された燃料関連の報告書の概要は次のとおりである。

(1) 燃料の性能と技術に関するワーキンググループ TWGFPT

TWGFPT は、核燃料工学の分野における IAEA の技術プログラムに対して助言と支援を行う専門家グループで、燃料・材料の研究開発、燃料設計、製造と利用、冷却材の化学、燃料挙動解析、品質保証等を含む核燃料の性能と技術を対象範囲とする。委員は原則として 1 ヶ国につき 1 名で、アルゼンチン、ベルギー、ブラジル、ブルガリア、カナダ、ドイツ、フィンランド、フランス、ハンガリー、日本、韓国、オランダ、ルーマニア、ロシア、スウェーデン、スイス、イギリス、アメリカ他約 20 ヶ国からの委員が参加している。会合は毎年 1 回 4 月頃に IAEA 本部(ウィーン)で開催され、各国の燃料関連分野の状況報告に加えて、IAEA が主催する

研究協力プロジェクト(Coordinated Research Project: CRP)、諮問会議(Consultancy Meeting: CM)、技術会合(Technical Meeting: TM)の状況、報告書の発刊状況、IAEA が共催する国際会議の概要が報告され、議論される。2019 年4月の TWGFPT 会合で紹介された研究協力プロジェクト、諮問会議、技術会合、報告書の発刊、共催会議の 2019 年の計画を表1に示す。これらの対象範囲は次のとおりである。

- ・PCI/SCC に関する実験とモデリング
- ・事故時燃料挙動のモデリング
- ・軽水炉燃料破損のレビュー
- ・重水炉用先進燃料の信頼性
- ・VVER 燃料の照射挙動とモデリング
- ・事故耐性燃料の研究開発
- ・5%超濃縮度ウラン燃料の見通しと課題
- ・軽水炉用燃料製造技術の課題と進展
- ・燃料サイクル施設の経年劣化の課題
- ・照射効果の加速器シミュレーションとモデリング
- ・先進的原子力システムの構造材料
- ・高速炉用燃料・材料

(2) IAEA の燃料関連の報告書

2009 年以降に IAEA から発刊された核燃料関連の報告書 28 件の概要を添付資料2に示す。これらの報告書の主な対象は次のとおりである。この中では、使用済燃料の貯蔵に関する報告書が比較的多い。

- ・高燃焼度燃料に関する照射挙動モデリング・水化学・貯蔵
- ・燃料破損メカニズム
- ・損傷燃料の管理
- ・使用済燃料貯蔵・管理における遅れ水素化割れ等の技術的知見・安全性・経験・経済性・課題
- ・事故耐性燃料の研究開発状況
- ・リサイクルウランの利用・管理・課題
- ・燃料製造施設の安全性
- ・高速炉燃料・加速器ターゲット

4. 2. OECD/NEA の活動状況

OECD/NEA の燃料関連の研究開発活動は、原子力施設安全委員会(CSNI: Committee on the Safety of Nuclear Installations)および原子力科学委員会(NSC: Nuclear Science

表1 IAEA における燃料関連の研究協力プロジェクト、諮問会議、技術会合、報告書の発刊、
共催会議の計画(2019年)

研究協力プロジェクト CRP

- FUEL Modelling in Accident Conditions (FUMAC)(2014～2018) :TECDOC 発行手続中
- Analysis of Options and Experimental Examination of Fuels with Increased Accident Tolerance (ACTOF)(2015～2018) :TECDOC 準備中
- Reliability of High Power, Extended Burnup and Advanced PHWR Fuels(2013～2018) :IAEA-TECDOC-1865 を2019年3月に発行
- Accelerator Simulation and Theoretical Modelling of Radiation Effects (SMoRE-2)(2016～2019)
- Fuel Materials for Fast Reactors: 契約手続中、8月～10月に第1回RCM予定
- Testing and Simulation of Advanced Technology Fuels (ATF-TS) (2020-2023): 計画中、第1回CMを2019年後半に計画中

諮問会議 CM および技術会合 TM

- CM to Finalize the Final Report of the CRP ACTOF was held on February 28 – March 1, 2019 in Vienna;
- CM to Develop the Draft Technical Report (TECDOC) on LWR Fuel Enrichment beyond the 5% Enrichment Limit: Perspectives and Challenges, to be held on 20-23 May 2019 in Vienna;
- CM on Technical Challenges and Advances in Fuel Fabrication for Water Reactors, to be held on 17-19 June 2019 in Vienna;
- CM to develop a CRP proposal on ATF-TS is planned to be held in Q3-4, 2019.
- TM on Progress on PCI/SCC experiments, modelling and application methodologies to support flexible operation in NPPs, to be held on 8-11 October 2019, Aix-en-Provence, France;
- TM on the Control and Monitoring of Coolant Chemistry and Related Issues on Fuel Reliability in PHWRs, to be held on 25-28 November 2019, Toronto, Canada;
- TM on Ageing Issues of Nuclear Fuel Cycle Facilities, November 26-December 1, 2019, in Vienna (joint event with NSNI);
- TM on Modelling of Fuel Behaviour in Design Basis Accidents and Design Extension Conditions, to be held on May 13-16, 2019 in Shenzhen, China (CNPRI).

報告書の発刊

- NE Series Report: Review of Fuel Failures in Water-Cooled Power Reactors in 2006-2015.: 公刊準備中
- TECDOC series: FUEL MODELLING IN ACCIDENT CONDITIONS (FUMAC). Final Report of a Coordinated Research Project CRP T12028 (2014-2018): 公刊準備中
- TECDOC series: Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications, IAEA-TECDOC-1864: 公刊済
- TECDOC series: Reliability of Advanced High Power, Extended Burnup Pressurized Heavy Water Reactor Fuels, IAEA-TECDOC-1865.: 公刊済

共催会議

- 2019 Accident Tolerant Fuel International Topical Meeting (Shenzhen, China) May 16-17.
- NEA Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS) (Kyoto, Japan) July 8-11.
- International Conference on CANDU Fuel (Mississauga, Canada) July 21-24.
- HotLab-2019 (Chennai, India) Sept. 8-12.
- 13th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support (Nessebar, Bulgaria) Sept. 16-20.
- 25th International QUENCH Workshop (Karlsruhe, Germany) October 22-2

Committee) の下の作業部会 (Working Group または Working Party)、専門家会合 (Expert Group) および共同研究 (Joint Project) で進められている。これらの活動の状況と OECD/NEA から発刊された燃料関連の報告書の概要は以下のとおりである。

(1) 原子力施設安全委員会 CSNI

燃料安全ワーキンググループ (WGFS: Working Group on Fuel Safety) のミッションは、燃料安全に関する課題への理解と対応の推進であり、次のような活動を進めている。

- ・ペレット-被覆管相互作用 (PCI: Pellet-Cladding Interaction) に関するワークショップの開催 (2016 年)
- ・冷却材喪失事故 (LOCA) 条件における燃料挙動に関する報告書 (NEA6846(2009)) の改訂
- ・反応度事故 (RIA) 条件における燃料挙動に関する報告書 (NEA6847(2010)) の改訂
- ・RIA 条件における燃料挙動のベンチマーク解析
- ・使用済燃料プールの冷却材喪失事故に関する PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) (2017 年)

CSNI の下で活動している燃料関連の共同研究として、ハルデン炉プロジェクト (HRP: Halden Reactor Project)、スタズビック被覆管健全性プロジェクト (SCIP: Studsvik Cladding Integrity Project)、燃料デブリの解析に関する予備研究 (PreADES: Preparatory Study on Analysis of Fuel Debris) などがある。HRP では、ノルウェーのハルデン炉を用いて、クロミア添加ペレットの照射試験、燃料ペレットの照射誘起クリープ測定、LOCA 時の燃料挙動観察、事故耐性燃料の照射試験など、定常時および事故時条件における多様な照射試験が実施されてきた。しかし、2018 年にハルデン炉の閉鎖が決定されたため、以降の照射試験は不可能となった。そのため、OECD/NEA では、後述のように、HRP に代わる国際照射試験の枠組み FIDES を検討している。SCIP-3 (2014~2019 年) では LOCA 時の燃料破損・粉砕挙動解明のための照射燃料の炉外加熱試験などが実施された。後継の SCIP-4 (2019~2024 年) ではペレット-被覆管相互作用の解明に向けた炉外試験や長期乾式貯蔵時の被覆管健全性評価などが実施される計画である。

(2) 原子力科学委員会 NSC

燃料サイクルの科学的課題に関する作業部会 (WPFC: Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle) では、燃料サイクルのシナリオ、燃料サイクルのための化学、革新的な燃料と構造材料、液体金属技術などに関する検討を実施している。WPFC の下に設置されている革新燃料専門家会合 (EGIF: Expert Group on Innovative Fuels) においては、MA 含有高速炉燃料 (酸化物燃料および金属燃料) の照射挙動のベンチマーク解析、高速炉用酸化物燃料および金属燃料の物性値調査などが進められている。

原子炉システムの科学的課題に関する作業部会 (WPRS: Working Party on Scientific

Issues of Reactor Systems)では、原子炉物理、放射線輸送と遮へい、燃料性能、モデリングにおける不確かさなどに関する検討を実施している。WPRS の下に設置されている燃料性能に関する専門家会合(EGRFP: Expert Group on Reactor Fuel Performance)においては、ペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI: Pellet-Cladding Mechanical Interaction)に関する国際ベンチマーク解析、燃料挙動解析コードのモデリングの観点から実験データへの要求をまとめたレポート“Experimental Data Requirements for Fuel Performance Modelling”の作成、国際燃料挙動実験データベース International Fuel Performance Experiments (IFPE)の整備などが進められている。

燃料と構造材料のマルチスケールモデリングに関する作業部会(WPMM: Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems)の燃料関連の活動としては、燃料溶融に至る余裕(ペレット熱伝導率)、FP ガス放出、ペレット-被覆管相互作用、ペレット組織変化などに関する物理モデルの検討や予測手法の改良が進められている。

上記の外、NSC における燃料関連の活動として、事故耐性燃料に関する専門家会合(EGATFL: Expert Group on Accident Tolerant Fuels for LWRs)、先進的燃料の熱力学に関する国際データベース(TAF-ID: Thermodynamics of Advanced Fuels - International Database)、福島第一原発のシビアアクシデント進展シナリオ解析に基づく燃料デブリと FP の熱力学的特性評価(TCOFF: Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products Based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station)が挙げられる。EGATFL では、世界の各機関における事故耐性燃料開発に関する取組みの現状をNEAの報告書にとりまとめて2018年に終了した。TAF-IDでは、軽水炉および高速炉の燃料挙動、事故時の溶融、被覆管との相互作用、FPの挙動など、燃料の照射挙動に関する多様なシステムについて、状態図計算手法(CALPHAD法)を用いた熱力学データベースの開発を進めており、2013~2017年のフェーズ1に続いて2018~2021年のフェーズ2を進めているところである。TCOFFは、原子力機構が主導して設置した共同研究で、①福島第一原子力発電所事故の事故進展解析結果に基づいて、燃料デブリやFPの分布に関する熱力学解析を実施し、現状知見で予想されるデブリやFPの化学形態を予測すること、②現状得られている知見に基づいて、熱力学データベースを拡充すること、③将来のデブリ取出しにおける化学形態の同定に貢献できる知見および国際的な安全基盤研究における燃料デブリ分析に関するニーズをとりまとめること、を目的としている。

(3) OECD/NEAの燃料関連の報告書

2009年以降にOECD/NEAから発刊された核燃料関連の報告書24件の概要を添付資料3に示す。これらの報告書の主な対象は次のとおりである。

- ・ペレット-被覆管相互作用(PCI)に関する実験と解析
- ・反応度事故(RIA)時および冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動と解析

- ・使用済燃料プールの冷却材喪失事故に関する検討
- ・漏えい燃料の影響と現状
- ・事故耐性燃料の研究開発
- ・長期貯蔵施設の安全性
- ・福島第一原子力発電所事故後の安全研究
- ・LOCA 基準の根拠と試験手法
- ・燃料安全基準の技術レビュー
- ・炉心の長期冷却性
- ・MA 含有燃料および MA 核変換

これらの殆ど(24 件中 21 件)は CSNI の活動の中で発刊されたもので、中でも RIA および LOCA 時の燃料挙動と解析に関する報告書が多い。

(4) 国際共同照射試験の枠組み FIDES の準備状況

OECD/NEA のハルデン炉プロジェクト HRP では、世界各国から多数の機関が参加し、定常時および事故時条件における多様な照射試験が実施され、多くの貴重な照射試験データを得てきた。しかし、2018 年にハルデン炉の閉鎖が決定され、以降の照射試験が不可能となった。そこで、OECD/NEA では HRP に代わる国際照射試験の枠組み FIDES (Framework for Irradiation Experiments) の構想を提案し、現在、2021 年開始に向けて準備を進めている。FIDES は次のような構想となっている。

FIDES は全体の枠組みであり、その下で個別の共同試験計画(JEEP: Joint Experimental Program)が実施される。各 JEEP の成果は FIDES 参加機関で共有される。FIDES 全体の運営は FIDES 総括委員会が行い、予算展開や分担金の規模を決定する。個別の JEEP は、各々の実施機関が実施し、運営は共同提案者から構成される JEEP 運営委員会が行う。最初の FIDES の期間は 2021～2023 年の 3 年間とし、FIDES 合意文書、参加国の分担金の決定方法、FIDES 総括委員会での合意方法は従来の HRP と同様となる見通しである。各 JEEP の予算の 30～50%を実施機関が負担し、残りは FIDES 予算(実施機関を含む)から支払われる。現在、次の 3 件の JEEP 提案が有力となっている。

- ① 過渡時における被覆管荷重の定量化(P2M) (実施機関:EdF、CEA、SCK/CEN)
- ② MIR-M1 炉における LOCA 模擬試験(LOCA-MIR) (実施機関:RIAR)
- ③ ATF 被覆管の炉内クリープ測定(INCA) (実施機関:チェコ CVR 他)

これらの他、NSRR を用いた RIA 模擬試験(原子力機構)や HFR を用いた試験(NRG)等の JEEP 提案も検討されている。

4. 3. 欧州 NUGENIA の活動状況

NUGENIA (NUclear GENeration II and III Association) は、第 2・第 3 世代の原子力システムにおける産業界、研究機関、大学等との研究開発協力の計画のための統合的な枠組みとなることを主なミッションとして 2011 年に設立された国際的な非営利組織で、欧州および世界の第 2・第 3 世代の原子力プラントの安全性、信頼性および競争力の向上を目的としている。NUGENIA は、持続可能な原子力技術プラットフォーム (SNETP: Sustainable Nuclear Energy Technology Platform) の 3 本柱: 既存技術とその進展 (第 2・第 3 世代)、将来技術 (第 4 世代、高速炉)、熱電併給のひとつと位置付けられており、第 2・第 3 世代の分野における研究開発について、ロードマップの明示と優先順位付け、実行計画立案の促進、資金源の同定、国際協力の推進などを実行することとされている。NUGENIA が取り扱う研究開発課題は次の 8 つの技術分野 (TA: Technical Area) に分けられている。

TA1: プラントの安全性とリスク評価 (Plant safety and risk assessment)

TA2: シビアアクシデント (Severe accidents)

TA3: 原子炉運用の改良 (Improved reactor operation)

TA4: システム・構造・機器の健全性評価 (Integrity assessment of systems, structures and components)

TA5: 燃料開発、廃棄物と使用済燃料の管理、廃止措置 (Fuel development, waste and spent fuel management and decommissioning)

TA6: 革新的軽水炉の設計と技術 (Innovative LWR design and technology)

TA7: 調整 (Harmonization)

TA8: 共用中検査と非破壊検査 (In-service inspection and non-destructive examination)

核燃料に関する研究開発課題は上記のうち主に TA5 に含まれており、TA3 にも関連事項がある。これらは次のとおりである。

TA5: 燃料開発、廃棄物と使用済燃料の管理、廃止措置

5-A 燃料開発、解析コード、使用済燃料管理

5-A1 従来型、新型、革新型燃料設計の開発

5-A1.1 事故耐性燃料

5-A1.2 通常運転中の燃料の安全性と信頼性の向上

PCI に対する裕度向上、結晶粒サイズ調整を含む FP ガス保持の向上、被覆管の耐腐食性向上、クラッド形成の抑制、燃料集合体と制御棒の頑健性向上、グリッド-燃料棒間でのフレットイングの抑制、燃料集合体計装の改良、燃料製造の安全性向上、被覆管と集合体部材の放射化抑制

5-A1.3 燃料の経済性向上

高出力密度燃料、高燃焼度燃料、経済性の高い燃料集合体設計、先進的な

可燃性吸収材、先進的な UO_2 製造、高濃縮度燃料

5-A1.4 リサイクル燃料

回収ウラン燃料、先進的 MOX 燃料、先進的 MOX 製造、事故耐性 Pu 燃料、
イナートマトリクス燃料、MA 含有燃料

5-A1.5 軽水炉用トリウム燃料

5-A1.6 革新的軽水炉および SMR 用燃料

5-A2 燃料挙動のメカニズムと解析コード

5-A2.1 燃料ペレットの挙動

5-A2.2 被覆管の挙動

5-A2.3 燃料集合体の挙動

5-A2.4 安全上の課題: 事故条件における燃料挙動

5-A2.5 統合的な試験設備

5-A2.6 シミュレーション(工学的なコード、マルチスケールアプローチ)

5-A3 燃料の取扱い、輸送、中間貯蔵(使用済燃料管理)

5-A3.1 バックエンド問題の考慮

経済性と環境への影響、セキュリティ、安全性と環境面からの要求、過去の燃料
および非軽水炉燃料、新型燃料(事故耐性燃料、SMR 用燃料など)

5-A3.2 湿式貯蔵

燃料集合体の経年変化、燃料健全性の監視と破損検知、損傷燃料の処置と
貯蔵、使用済燃料貯蔵プールの設計とインフラストラクチャ、シビアアクシデン
ト

5-A3.3 乾式貯蔵

現行軽水炉の乾式貯蔵計画(補完的作業計画の明確化)、試験期間と貯蔵
期間との不整合に関する対処

5-A3.4 燃料の乾燥

同伴水分の許容量、破損燃料の検知、燃料・被覆管・集合体に及ぼす乾燥
の影響

5-A3.5 輸送(通常の輸送と貯蔵後の輸送)

貯蔵後の燃料輸送、キャスクの輸送、貯蔵後の輸送が燃料健全性に与える
影響

5-A3.6 燃料リサイクル

TA3: 原子炉運用の改良

3.1 運用の経済性とプラントの柔軟性の改良

原子力プラントの柔軟性、プラントの停止と保守の最適化、システムの保守と
寿命に対する先進的かつ統合的アプローチ

3.4 炉心運用

炉心計算と数値モデリングの精度向上、炉心の監視と計装の改良、不確かさの現実性と精度の向上、多数サイクル時の炉心再装荷の最適化・装荷パターンと新燃料プロファイリングの最適化、最適化プロセスの信頼性向上

3.5 水化学と低レベル放射性廃棄物管理

バリアによる防護(隙間腐食を含む)、有機物・無機物の沈着の低減、新技術による環境防護・放射線防護

4. 4. 国際会議における発表論文の動向

国際会議 TopFuel/WRFPM は軽水炉燃料に関する最大の国際会議で、アジア、欧州、北米の持ち回りで毎年開催されている。アジアで開催される際には WRFPM と呼ばれ、欧州と北米で開催される際には TopFuel と呼ばれる。国際会議 TopFuel/WRFPM における発表論文の動向を分析することで、軽水炉燃料の研究開発の動向の推移が把握できると考えられる。そこで、2009 年～2018 年の会議のプロシーディングをもとに、発表件数、発表種別、発表者地域別割合、発表者所属機関、対象炉型、対象部位、研究対象、研究内容を分析し、各年毎の分析項目の特徴および推移から、軽水炉燃料研究開発の動向を調査した。ただし、調査を担当した電中研においてプロシーディングを入手できていなかった 2010 年、2011 年、2013 年の会議については、発表論文のタイトルから内容を推定した。各年の発表論文の傾向の要約を表2に示す。調査の結果は次のようにまとめられる。

- ・開催国により発表者地域別割合に変動が見られるものの、福島第一原子力発電所(1F) 事故後も総発表件数(120～160 件)に大きな変化は見られていない。
- ・直近 10 年間で、日本の発表者割合は不変か微減の傾向が見られる。
- ・世界的レベルで燃料ペレットに関する研究割合が減少し、被覆管と燃料棒の割合が増加する傾向が伺われる。一方で、米国では U_3Si_2 燃料開発が燃料ペレット研究の減少に歯止めをかけている傾向が伺われる。
- ・シビアアクシデント研究は、2013 年頃より報告され始めるが近年では減少傾向にあり、海外の関心は事故耐性燃料や 11×11 型燃料集合体、耐食性を向上させた構造材等の経済性向上に繋がる研究にシフトしている傾向が見られる。
- ・事故耐性燃料(ATF:コーティング Zr 合金被覆管、FeCrAl 合金被覆管、SiC 被覆管、及び改良燃料ペレット等)の開発は、一部において商用炉先行照射が開始されるなど、欧米を中心に実用化段階の研究開発が継続しており、発表件数が高止まりしている。
- ・設計基準事故時の燃料挙動は、継続課題として各国が取り組んでいるものの、ハルデン炉の閉鎖に伴う国際共同照射場の行方が議論されている。
- ・被覆管開発(耐酸化、耐水素吸収、耐フレットング摩耗等)やバックエンド研究(乾式中間貯蔵、輸送等)が継続的に実施されている。

表2 軽水炉燃料に関する国際会議 TopFuel/WRFPM での各年の発表論文の傾向

年	特徴
2009	<ul style="list-style-type: none"> •LOCA や RIA に対する研究が多い。 •フレッティング対策およびデブリ除去に関する研究がある。 •SA に関しては 1~2 件である。
2010	<ul style="list-style-type: none"> •高燃焼度燃料がメインテーマに挙げられ、10x10、15x15 燃料に関する報告が多い。 •M5 や J-Alloy などの改良被覆管開発に関する報告がある。 •規制側からは、水素化時や LOCA 時の被覆管機械特性に関する報告がある。
2011	<ul style="list-style-type: none"> •被覆管フレッティングの評価研究が多く見られる。 •中国で開発された集合体デザインに関する研究が多く発表される。 •燃料照射挙動解析コード等の妥当性確認に関する研究が多数みられる。
2012	<ul style="list-style-type: none"> •DBA や被覆管の水素挙動、酸化挙動に関する発表が多く見られる。 •ATF 関連研究、地震応答研究、マルチフィジクス研究が出始める。 •1F 関連の SA 研究の発表はまだない。
2013	<ul style="list-style-type: none"> •M5 や ZIRLO といった被覆管材料に関する高燃焼度化に資する研究がある。 •例年に比べて、シビアアクシデント研究が見受けられる。
2014	<ul style="list-style-type: none"> •日本開催のため国内からの発表が多い。 •1F 事故後の燃料開発をテーマとしたシビアアクシデントに関する口頭発表が各国より 20 件程度(全体の 2 割強)と他年よりも多い。 •ATF 被覆管については基礎特性や開発コンセプトが報告される。 •通常運転時、DBA 時の挙動解析、照射後試験など従来研究も例年通り報告される。
2015	<ul style="list-style-type: none"> •ATF の実用化に向けた評価、解析に関する研究が増加している。 •LOCA を対象とした試験および燃料挙動解析の研究が多数見られる。 •1F 関連のシビアアクシデント研究に関する発表は多くない。
2016	<ul style="list-style-type: none"> •ATF 関連研究が活況(製造、物理化学特性、照射挙動、モデル)である。 •1F 関連のシビアアクシデント研究は、日本から 3 件、海外ゼロ。海外の関心低下が伺われる。
2017	<ul style="list-style-type: none"> •韓国開催のため韓国・中国からの発表が多い。日本からの発表は 11 件と隣国開催にしては少ない。 •ATF 関連研究が多数報告された。特にコーティング被覆管に関する報告が研究機関、メーカーなどから多数報告された。SiC 関連は少し減っている。 •乾式中間貯蔵、輸送などのバックエンド研究の報告も実験・解析両方で多く発表される。 •ハルデン炉以外の実験炉を用いた照射実験も幾つか報告される。
2018	<ul style="list-style-type: none"> •ATF のセッションがあり、開発・実験的及び解析的性能評価に関する発表が多数ある。 •ATF 以外の燃料材料開発に関する発表は少ない。 •DBA については各国(規制機関などから)から発表がある。 •乾式中間貯蔵、輸送等のバックエンドに関する複数の発表がある。 •モデル・コード開発は感度解析も含めて着実に進められている。

- ・先進技術を適用したモデル・コード開発や製造技術開発 (Additive Manufacturing 等) が進められている。

5. 研究開発課題の抽出と評価

上述の国内外における核燃料に関する研究開発状況や国際会議等における発表論文の動向等を踏まえて、

- ・既設炉・新設炉における燃料高効率利用(経済性向上)
- ・既設炉・新設炉における継続的な安全性・信頼性の向上
- ・新型炉における燃料高効率利用(経済性向上)
- ・使用済燃料の長期乾式貯蔵への備え(効率的貯蔵と安全性向上)
- ・共通事項

の区分における研究開発課題を抽出した。各々の研究開発課題について、産業界の立場から評価した重要度・緊急性・分担案、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究機関からの提案を整理したものを表3に示す。これらの課題の系統的な整理や開発ロードマップ等については、

- ・日本原子力学会「軽水炉燃料の高度化に必要な技術検討」特別専門委員会 平成19年度報告書(平成20年3月)
- ・日本原子力学会 標準委員会 技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書第1分冊:炉心及び燃料の安全設計」(2015年10月)
- ・経済産業省 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」(平成29年3月改訂)
- ・日本原子力学会 核燃料部会「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討ワーキンググループ」活動報告書(平成30年12月)

などに記載がある。

表3において産業界の立場から重要度が高いと評価された課題について、本格的な研究開発の着手が望まれる時期によって整理した結果を表4に示す。表において研究開発の重要性が高いと考えられる課題(表3の分担案に研究開発機関 R を含むもの)には◎を付けている。本格的な研究開発の着手が5～10年後とされる長期的な取り組みが必要な課題は研究開発の重要性が高いと考えられている傾向がある。

表4に挙げた課題については、表3に示したように既に何らかの取り組みがあるが、今後はこれらの課題について次のような検討が望まれる。

- ・既存の国内外の取り組みの充足性(解決目標とのギャップなど)の分析
- ・新たに実施すべき研究開発項目の抽出とロードマップの検討
- ・国内外の関係機関との協力を含む効率的・効果的な研究開発計画案の検討

表3 軽水炉燃料に関する研究開発課題の評価（産業界の立場から評価した重要度・緊急性・分担案、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究機関からの提案）

重：重要度 H：高、M：中、L：低
 緊：緊急性 H：5年以内、M：10年程度以内、L：10年以上後に本格的な研究開発に着手
 分：分担案 E：電力、M：メーカー、R：研究開発機関

研究開発課題	重	緊	分	産業界の取組の現状とコメント	研究の現状	海外の取り組み	研究機関からの提案(例)
○既設炉・新設炉での高効率利用（経済性向上）							
・燃料設計の最適化	—	—	M	・重要度、緊急性については、電力会社のニーズ（どのような、あるいはどの程度の高効率を求めるか）に依るため、空欄とした。	・BWR燃料メーカーは10x10燃料の開発はほぼ完了	・BWRでは11×11燃料が実用化済	・バンドル体系でのPost-BT研究
・運転サイクル長期化への対応	H	H	EM	・16ヶ月運転(PWR)、19ヶ月運転(BWR)までの運転サイクル長期化については、課題は解決済。 ・更なる運転サイクル長期化による燃料の運転裕度向上、燃料経済性の改善等についてはニーズあり。 ・一方、運転サイクル長期化により、出力分布悪化（径方向および軸方向出力分布の歪み）対策、ホウ酸濃度の増加(PWR)、制御棒、核計装の取替体数増加(BWR)が必要となる場合があるため、プラント側と連携した対応が必要である。 ・プラント側の検討としては、機器・配管等のオンラインメンテナンス技術確立が必要	・日本を含む各国の状況の再調査を開始（電中研）	・運転サイクル長期化に対するオンライン計測技術の適用とそれによる定期検査日数の低減（米国）	燃料インベントリをなるべく減らさず、Gdのインベントリをなるべく増やさず、余剰反応度を増やさず長期サイクル運転を可能とする手段の追求には意味がある。MOX利用などが候補か？
・出力向上への対応	H	H	EM	・欧米では、出力向上の取り組みが進められている。手法は、計測精度の向上、燃料の運転裕度を考慮した変更であり、最大120%の出力向上を行っているプラントもある。 ・一方、大幅な出力向上については、発電機、変圧器等の設備取替の工事が必要であるため、プラント側と連携した対応が必要である。	・MU型出力向上：流量計測技術の開発（メーカ、大学） ・E型出力向上：BEPU手法構築、BEコードのトピカルレポート申請準備、SRV・蒸気タービン入口部等の容量増（メーカ） ・集合体端部の組成の計算値とPIE結果ではまだ誤差が出る、すなわち燃焼度、出力評価に誤差はある。 ・日本を含む各国の状況の再調査を開始（電中研）	・日本を除くほぼすべての原子炉で出力向上を実施済み ・多くのPWR・BWR炉で測定精度改善型(~2%)、ストレッチ型(~7%)、設備拡張型(~20%)による出力向上を実施（米国）	・トピカルレポート制度に基づくBEコード認証の審査開始後、データ拡充試験の依頼の可能性あり。（事前に知見が不足している具体的な研究を提案しにくい） ・核-熱水力連成計算の高度化で燃料温度制限の限界を引き上げる可能性はまだ残っているのでは？
・負荷追従運転への対応	—	—	—	・負荷追従運転に関する課題はない。 ・不可追従運転に類するものとして、過去に国内電力でコストダウン運転の実績もあり。	・日本を含む各国の状況の再調査を開始（電中研） ・国際プロジェクトでのPCI挙動に関する情報収集（電中研）	・近年、再生可能エネルギーの増加に伴い、原子力発電の負荷追従運転の要望が増加。（欧州） ・30年前より2/3の炉で周波数制御および負荷追従モードでの運転を実施（フランス） ・ELPO(Extended Low Power Operation)の導入検討（仏国）	・負荷追従時の燃料挙動の把握（特に低出力運転後の出力上昇時） ・PCI/SCCIによる燃料破損発生防止のための運転条件再確認 ・負荷追従時の炉心特性は主にXe振動で決まるが、この評価精度を測定で確認していくべきで、どのような測定手順が有効かは検討対象となる。 ・100%出力運転に比べ一般に水密度が増えるので核種組成分析でPu生成量、Cm生成量の確認を行ったほうがよい。 ・PWRでは従来炉心にほとんど挿入しない制御棒を日常的に出し入れすることになるので、燃焼による中性子吸収能力の変化、照射脆化を考慮した設計、材料の確認は価値がある。（例えば、低中性子吸収制御棒=Gray-Rodの導入検討等）
・高燃焼度化（ウラン燃料・MOX燃料）への対応	H	M	EM	・高燃焼度化により燃料取替体数を減少でき、使用済燃料発生量の低減の観点から重要なニーズである。電事連ポジションペーパー「使用済燃料貯蔵対策の取組強化について」（2018.11.20）にも直接的に合致。 ・PWRでは、最高燃焼度55GWd/t燃料の導入拡大や更に最高燃焼度を高めた燃料の研究を進める予定。 ・BWRの10×10燃料では、取出平均燃焼度を45GWd/t→50GWd/tに増加するなどの改良に向けた燃料設計を検討する予定。 ・なお、MOX燃料については、ウラン燃料に比べて設計燃焼度が低いため、燃料設計の最適化を行い高燃焼度化したい。（設計最適化の例：被覆管の開発、など）	・日本を含む各国の状況の再調査を開始（電中研） ・高燃焼組織形成のメカニズム解明、MOXのFPガス放出挙動の解明を実施（電中研）	・PWRではUO2燃料で集合体平均65GWd/t(ドイツ)などが許可されている。 ・MOXは仏ではUO2と同等の集合体平均52GWd/tが許可されている。	・MOXの集合体平均燃焼度の55GWd/t化に向けた課題抽出
燃料ペレットの改良（ガス放出抑制等）	H	M	MR	・燃料ペレットに求められる性能（FPガス閉じ込め等）は、燃料棒設計の改良等（自由体積増加等）でも対応しうる。	・国際プロジェクトでの情報収集（電中研）	・添加物(Al2O3+SiO2, CrO2, 等)による大粒径燃料の開発（欧米） ・MOX製造法の改良	
被覆管材料の改良	H	M	MR	・PWRでは、今後、更なる燃焼度の向上(55GWd/t超え)に向けて、水素吸収等も踏まえて燃料健全性を確保すべく研究を進めているところである。 ・BWRでは、高燃焼度領域での水素吸収を抑制する材料を開発済みであり、10×10燃料から採用する予定。 ・高燃焼度化を実現するためには、耐食性・水素吸収特性を改良した被覆管が必要であるため、重要度をHとした。	・照射材のTEM/APT観察による添加元素の水素吸収抑制機構解明（電中研） ・高燃焼度改良型燃料の水素吸収量とDBA試験結果の比較（JAEA）	・Zr-Nb合金の酸化膜特性評価と水素抑制効果のモデリング（米DOEプロジェクト、CEA、大学などが実施） ・Zr-Nb-Cu合金の開発（中国）	・Zr合金系被覆管の飛躍的な性能向上の余地は少ないと考えられる。新設炉の設計（超高燃焼度や高い事故耐性）が求められる被覆管材の検討が重要。

表3 軽水炉燃料に関する研究開発課題の評価（産業界の立場から評価した重要度・緊急性・分担案、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究機関からの提案）

重：重要度 H：高、M：中、L：低
 緊：緊急性 H：5年以内、M：10年程度以内、L：10年以上後に本格的な研究開発に着手
 分：分担案 E：電力、M：メーカー、R：研究開発機関

研究開発課題	重	緊	分	産業界の取組の現状とコメント	研究の現状	海外の取り組み	研究機関からの提案(例)
バーナブルポイズンの改良	L	L	M	・バーナブルポイズンのGdについては、十分な使用実績がある。 ・既設炉（PWR, BWR）で想定される高燃焼度化の場合、現行のバーナブルポイズンでも炉心設計が可能と考えられるため、重要度はLとした。	・国際プロジェクトでの情報収集（電中研）	集合体内でのGdの配置は集合体内冷却材分布の含めた検討例あり	
5%超濃縮度燃料の製造・照射挙動評価	H	L	MR	・今後の燃料開発にあたり、濃縮度の上限が上がることは、検討の幅が広がることとなり電力ニーズは高い。 ・ただし、既設炉においては現行の濃縮度(5%以下)に基づく燃料を製造することで、炉心設計は十分可能であることに加え、国内加工施設の上限見直し対応も必要となることから、緊急性は低い。 ・既設炉・新設炉（PWR, BWR）で想定される高燃焼度化の場合、現行の濃縮度（5%以下）でも炉心設計が可能と考えられる。 ・濃縮度上限の制約が緩和される方向は好ましいが、長期的な課題である。		・IAEAの技術会合	
高密度燃料など	L	L	MR	・BWRのウラン燃料ペットの焼結密度は、約97%T.D.である。 ・PWRのウラン燃料ペットの焼結密度は、約97%T.D.である。 ・既設炉（PWR, BWR）で想定される高燃焼度化の場合、現行のウラン密度（二酸化ウラン燃料、ペレット密度は理論密度の97%）でも炉心設計が可能と考えられるため、重要度はLとした。	・ATFへの適用を目指したシリサイド燃料やマイクロカプセル燃料の開発（KAERI他）		
高燃焼度燃料の挙動評価（PIEデータ拡充）	H	L	MR	・PWRとしては、更なる高燃焼度化燃料を採用する場合、評価手法の検証データ拡充が必要。 ・高燃焼度燃料を採用する場合、評価手法の検証データ拡充が必要。	・高燃焼度燃料を対象とした各種PIEデータ取得（JAEA、NFD、他） ・国際プロジェクト（ハルデン炉プロジェクト、SCIP、等）での情報収集（電中研） ・PIEデータを利用した、燃料挙動解析コード及び燃料設計コード用モデル検証（JAEA、国内燃料メーカー、等）	・OECD/NEAプロジェクト等に各国の規制機関・事業者・メーカーが参加し、共同で情報収集を行う。	・材料学的PIEだけでなく、核種組成のPIEもあるべき。 ・燃料挙動モデルの構築、改良に必要なペレットや被覆管の物性及び照射に伴う変化、燃料棒としての挙動評価検証に必要なデータ（寸法変化等）の取得拡充
・炉心運用の最適化							
炉心解析手法の高精度化	L	L	M	・運転実績と照らして炉心解析手法の精度を確認している。 ・炉心解析手法の精度向上は、解析コードを所有するメーカーが主体的に進めていくものである。 ・特にニーズを感じられないことから、重要度はLとした。	メーカーだけでなく、大学でもより精緻・高速の中性子輸送計算法(名大)、燃焼計算法(北大)開発すすむ。研究機関では炉心解析手法の参照手法として連続エネルギーモンテカルロ法の開発すすむ(JAEAのMVPコード、電中研の動特性パラメータ計算法など)	決定論コードの拡散合成加速手法のcomodity化がすすむ。燃焼解析では指数行列法にかわるCRAM法などが開発されている。参照解コードとして連続エネルギーモンテカルロ法の高度化が続けられている。今後は核熱水力連成が強化の方向	全炉心燃焼計算ベンチマークの整備など。 SA対策で時事刻々のインベントリ、崩壊熱、未臨界性評価を出来る仕組みは用意したほうがよい CRAM法による国産燃焼計算システムの検証
炉心計装の高度化	L	L	M	・特にニーズを感じられないことから、重要度はLとした。 ←高燃焼度化、長期サイクル化、出力向上を推進する場合、炉内出力分布（半径方向・軸方向）の悪化が避けられず、PWRでも常時3次元出力モニタリングの重要性が増すのではないか？（炉内外計装の概念設計は燃料・炉心側の検討事項）		スウェーデン等で炉計装信号のノイズ分析(FFT等)からコアパレル変動を評価する例あり	長期停止炉心の臨界安全確保では高感度中性子計装が有用。福島事故で水位検知が不能になったことからSA対策の計装強化は要望
・再処理回収ウランの利用	—	—	—	・回収ウランの利用技術は確立している。 ・既に実機に導入済みのため、重要度はLとした。			
○既設炉・新設炉での継続的安全性・信頼性向上							
・燃料頑健性向上（被覆管耐食性向上等）	H	M	MR	・「被覆管材料の改良」の項目と同じ	・「被覆管材料の改良」の項目と同じ	・「被覆管材料の改良」の項目と同じ	・「被覆管材料の改良」の項目と同じ
・過渡時・事故時の燃料挙動説明	H	H	MR				
LOCA時燃料挙動の解明（FFRDなど）				・プラント全体の安全性の観点から、電力/プラントメーカーニーズに応じて適切に対応する方針。	・炉外高燃焼度燃料LOCA試験（JAEA） ・国際プロジェクト（HRP、SCIPなど）への参加（電中研） ・炉外LOCA模擬試験装置（DEGREE）による挙動説明（電中研）	・REBEKA試験、OECD RBHT、SCIP ・高燃焼度改良燃料の炉外LOCA試験 ・OECD/NEAプロジェクト等に各国の規制機関・事業者・メーカーが参加し、共同で情報収集を行う。 ・高燃焼燃料に対するLOCA基準を策定中（米国）	・炉内LOCA試験（POSTハルデン炉）
RIA時燃料挙動の解明				・プラント全体の安全性の観点から、電力/プラントメーカーニーズに応じて適切に対応する方針。	・NSRR試験（JAEA） ・国際プロジェクト（HRP）への参加（電中研）	・EATF候補被覆管・燃料や照射材データ拡充のためのRIA試験 ・RIA時燃料挙動解析コードのベンチマーク解析	高燃焼度MOXや新型燃料(ATF等)のRIA時燃料挙動

表3 軽水炉燃料に関する研究開発課題の評価（産業界の立場から評価した重要度・緊急性・分担案、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究機関からの提案）

重：重要度 H：高、M：中、L：低
 緊：緊急性 H：5年以内、M：10年程度以内、L：10年以上後に本格的な研究開発に着手
 分：分担案 E：電力、M：メーカー、R：研究開発機関

研究開発課題	重	緊	分	産業界の取組の現状とコメント	研究の現状	海外の取り組み	研究機関からの提案(例)
・燃料設計裕度の定量化							
燃料・被覆管照射挙動評価技術の改良	M	M	MR	・ハルデン炉で得られた照射データから、照射による燃料ペレットの熱伝導率挙動等を反映した燃料棒の熱機械設計コードを改良しており、新型燃料に採用する予定。 ・高燃焼度化燃料、新型燃料等における照射挙動のモデリング等は、解析コードを有するメーカー又は研究開発機関のニーズと認識。	・FEMAXI8/RANNSの開発 (JAEA) ・FRAPCON/FRAPTRANIによるSFP-LOCA時挙動解析 (電中研)	・FUMACプロジェクト(IAEA) ・専門家会合(OECD/NEA)	・国際プロジェクトへの参加と情報収集
照射挙動のモデリング・シミュレーション	M	M	MR				
・熱水力設計評価技術の高度化・不確かさの定量評価	H	H	EM	[BWR] ・過渡解析コードは従来1点炉で実施してきたが、炉心を3次元にした最適評価コードと統計的評価手法を組み合わせたBEPU(Best Estimate Plus Uncertainty)手法を適用する。 ・BEPUにおいては、不確かさの評価が重要であり、電共研にて研究を行い、その成果を原子力学会で発表している。 ・高度化/不確かさ定量評価は適切に実施していくのが好ましい。	・高温高圧二相流ループを用いた二相流計測技術の高度化 (電中研, JAEA)	・OECD: BEMUSE, SMAP, SM2A, UAM, SAPIUM, PASSYS, RBHT ・BEPU国際会議	・Post-BT試験 ・DNB試験 ・核熱結合によるATWS, RIA解析の高度化による不確かさの定量評価 ・沸騰現象 (BT, DNB) が良く理解できていない現状において、設計で何とかやりくりできている状況は理解するが、現象解明を踏まえた設計により安全裕度を合理的に圧縮できれば、その分を他に回ることができる (安全解析における裕度に回す等) ので、継続的な検討・研究が必要ではないか? ・核計算の入力となるデータの不確かさの整理 (国産核データ処理システムの検証) ・核データ起因の核設計予測誤差評価のため、核データ各項目の共分散データの評価の拡充。
・核設計評価技術の高度化・不確かさの定量評価	H	H	EM	[PWR] ・熱水力設計及び核設計の高度化・不確かさの定量評価に対する新たなニーズはない。将来的には、過渡解析における出力分布解析に熱的なフィードバックを考慮した核熱結合手法を安全解析に適用するが、既に開発済みのため、新たなニーズなし。	・過渡、事故時の核熱結合解析技術の高度化 (電中研, GNF-J, NFI, 日立GE, 東芝, MHI) ・ランダムサンプリング法などの確立 (名古屋大学など) ・複数パラメータの不確かさ起因の炉心特性不確かさ評価でROMなどの検討が進む (名古屋大学、北海道大学) ・MVPコード改良、高度化 (JAEA, 電中研)	核データ評価の不確かさの炉特性評価値への影響分析がすすむ。全炉心初装荷~2サイクル照射炉心のベンチマークデータが整備されている。	
・使用済燃料貯蔵プールにおける事故時燃料挙動評価 ・事故時燃料挙動評価 (炉内、使用済み燃料プール)	L	L	MR	・使用済燃料貯蔵プールの大規模破損時の対応として崩壊熱の高い燃料を分散配置する運用を、PWRは行っており、BWRも行う予定である。 ・事故時燃料挙動評価については、海外評価との比較する観点及びメカニズム究明の観点から研究機関のニーズと認識。 ・SFP水抜け事象への対処 (スプレー、消防ポンプによる対応等) については新規性基準対応で考慮済み。対処失敗を想定する事象の取り扱いに対する重要度付けは電力の意見を踏まえる必要がある。	・SFPにおける集合体冷却試験 (スプレー試験等) (電中研, JAEA, NFI, MHI) ・被覆管高温酸化に及ぼす空気割合の影響 (JAEA) ・空気雰囲気中の被覆管酸化モデル (JAEA)	・ANL SFP試験 ・CEA DENOPI ・空気または窒素雰囲気中の被覆管高温酸化腐食挙動 (KIT, PSI, ANL, IRSN他) ・SFP臨界性については過去に航空機衝突によるラック変形解析例、福島事故以降で沸騰などの影響の解析例あり。	・ジルコニウム基金合金被覆管の空気を含む高温雰囲気中での酸化腐食モデル ・空気を含む雰囲気下での被覆管破裂、FP放出、燃料微細片放出挙動
・事故耐性燃料の開発	H	M	EMR	・事故時に水素を発生しない燃料は、1F事故のイメージを拭払する観点から、重要な研究テーマ。 ・現状の燃料開発には、照射、確認、改良と時間をかけており、事故耐性燃料も商業炉に装荷するにはそれなりの時間がかかると認識。 ・メーカーでは、国プロでフィージビリティスタディから対応中であり、長期的な開発テーマ。	・METI事業によるFeCrAl-ODS鋼、SiC複合材等の開発 (JAEA, メーカー、大学)	・コーテッドジルカロイ、FeCrAl、SiC複合材等 (被覆管材) ・Cr203添加UO2、U3Si2等 (燃料) 米、フランス、ロシア、韓国、OECD/NEA専門家会合	・従来のDBA想定を超える温度条件等での挙動 ・炉内燃料照射試験による性能確認 ・燃料挙動解析コードの整備 (ATF用モデル化) ・新型燃料の開発 ・被覆管耐食性評価
・新型制御棒開発 (事故耐性 and/or 反応度値向上)	M	L	EMR	・事故耐性制御棒の開発は、継続的な安全性向上の観点からも重要度は高いが、開発優先度はATF開発に次ぐ。中長期的な開発テーマと考える。 ・制御棒の廃棄物低減の観点から、長寿命化が必要。 ・BWRでは、Hf制御棒の不具合により、代替制御棒はWSEのCR99が候補。 ・PWRは、反応度制御バリエーションが増える方向となることは有益であるが、優先順位は低い。 ・事故耐性制御棒は特にニーズがないと考えられる一方、高性能制御棒やグレイ等、反応度制御バリエーションが増える方向となるため、重要度は高いと考えられる。	RE203、RE203-HfO2/ZrO2 (電中研)、TiB2、ZrB2、HfB2 (大学、メーカー)	HfC+Sm203-HfO2 (FRAMATOME)	長期サイクル運転や不可追従運転の本格導入に際しては、出力制御・反応度制御の観点から複数種類の制御棒導入が有効となる可能性もある。各種候補材を用いた共通条件による高温 (蒸気) 試験、燃料共存性試験、照射試験の実施が考えられる。日本ではIASCCに関する意識に欠けた設計が原因でHf制御棒に破損が出たが、国外導入事例があるので、適切な再設計は考えられないか?
・地震時の燃料集合体の健全性	H	M	EMR	・高燃焼度領域で水素脆化した被覆管、スペーサの耐震性評価についてニーズがある。 ・使用済燃料貯蔵プールでは、水の抵抗によりラックへの衝撃力は低下するが、乾式キャスクでは水の抵抗はない。	・計算解析コードによる評価 (メーカー)	・地震時の評価は行われていない ・乾式キャスク輸送時の衝撃影響	・高燃焼度を模擬した被覆管及び集合体部材 (腐食、水素吸収等を模擬) の耐震試験 ・燃料集合体としての耐震試験
・燃料集合体の構造強化	H	M	MR		・チャンネルボックス肉厚増加	・EPR用燃料集合体の設計 (フランス) ・湾曲抑制設計、測定システムの開発 (韓国、スペイン)	
・反応度制御の革新技術	L	-	-	・エルビア燃料等を想定したものと見做す。濃縮度5wt%未満であればLでよいと考える。	メーカーでスペクトルシフト運転等は折にふれ再検討されている。	Gd、Er以外の希土類ではEu、Dy、またホウ素系の有機化合物の検討例、さらにそうした物質の減速条件の設計、あるいは集合体内での配置の検討例はあり	負荷追従などで仏国で用いられているGrey control rodは他にも適切な特性の材料があるかもしれない。スペクトルシフトを意識した制御棒の開発もありえる。また、後備停止系として濃縮10Bの利用はポンプ流量を下げてよいということの意味がある。

表3 軽水炉燃料に関する研究開発課題の評価（産業界の立場から評価した重要度・緊急性・分担案、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究機関からの提案）

重：重要度 H：高、M：中、L：低
 緊：緊急性 H：5年以内、M：10年程度以内、L：10年以上後に本格的な研究開発に着手
 分：分担案 E：電力、M：メーカー、R：研究開発機関

研究開発課題	重	緊	分	産業界の取組の現状とコメント	研究の現状	海外の取り組み	研究機関からの提案(例)
・クラッド付着の低減	L	L	M	<ul style="list-style-type: none"> ・BWRでは、給復水系のフィルターの改良により、復水系からの鉄の持ち込みが低減し、クラッド付着の低減のニーズはない。 ・PWRでは、1次冷却材水質管理によりクラッド付着は僅かであることから、現状は低減ニーズは無いものの、将来的に熱出力向上及び長サイクル運転(18か月以上)等の炉心運用の高度化が図られるのであれば、クラッド付着抑制に関する検討ニーズ有り。 ・電力の水化学運用方針による 		米国CASLプロジェクトでは増出力運転の化学影響評価のため化学反応速度計算と熱水力、さらにその結果としての炉心出力分布変化のシミュレーション技術開発がすすめられている。	<ul style="list-style-type: none"> ・シャドーコロージョンなどのシミュレーション ・SFP事故やキャスク事故時のスカイシャイン線量評価では、低放射能ながら上端部のクラッド付着放射化が影響するので、付着放射能調査は意味がある。 ・クラッド付着に伴うAOAの影響評価
・安全審査の効率化	H	H	EM	<ul style="list-style-type: none"> ・米国等のトピカルレポート制度活用による審査効率化状況を参考に、早期に制度設計をして欲しい。 ←NISA時代にトビレポ制度は運用されていたが、当該制度はNRAには引き継がれていない。学協会とも連携してその運用復活を主張していくべき。 ・安全審査の効率化は産業界ニーズとしてはあるものと考え。 		米国等でのトピカルレポート制度の取り組みはある。	
○新型炉での高効率利用				新型炉については電力の直接的なニーズはない。			
・SMR用燃料開発	L	L	MR	<ul style="list-style-type: none"> ・SMRについてはエネルギー安全保障に関する国の方針、あるいは電力会社による商用ニーズ（分散電源化など）に応じて重要度、緊急度は異なるため不定とした。 			燃料等開発に関する情報収集
・高転換炉用燃料開発	L	L	MR	<ul style="list-style-type: none"> ・特にニーズを感じられないことから、重要度はLとした。 			燃料等開発に関する情報収集
・トリウム燃料開発	L	L	MR	<ul style="list-style-type: none"> ・特にニーズを感じられないことから、重要度はLとした。 	大学で溶融塩および固体燃料の研究	中国で溶融塩特性試験を計画	燃料等開発に関する情報収集
○長期乾式貯蔵への備え（効率的貯蔵と安全性向上）				全体に、電力の乾式貯蔵の運用方針を踏まえた上で、重要度分類することが適当			
・燃料長期健全性実証	H	L	EMR	<ul style="list-style-type: none"> ・BWRの50GWd/t型の乾式貯蔵キャスクの許認可において、長期健全性が審査されている。 ・PWRの48GWd/t燃料の先行貯蔵試験による燃料の健全性確認を実施中。 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国アイダホ国立研究所で乾式貯蔵されている金属キャスクのカバーガス分析による貯蔵燃料健全性評価（電中研） ・国外の乾式貯蔵関係試験状況の調査（電中研） ・PWR使用済燃料（45MWd/tおよび55GWd/t）の乾式先行貯蔵（電力・規制庁） 	<ul style="list-style-type: none"> ・EPRI主催の長期貯蔵に関する国際プロジェクト(ESCP) ・ESCPで2017年から開始された高燃焼度燃料(PWR)を対象とした乾式貯蔵実証試験 	<ul style="list-style-type: none"> ・ジルコニウム基合金被覆管の中間貯蔵中の機械特性変化等に関する評価(水素配向の影響、腐食進行等)
・臨界管理の合理化（燃焼度クレジット導入）	H	L	EMR	<ul style="list-style-type: none"> ・BWRでは、ガドリウムクレジットを採用しており、早期に燃焼度クレジットを導入するニーズはない。 ・PWRにおいては、必要に応じて導入を検討する予定。 	日本では六ヶ所再処理工場の燃焼度クレジット測定装置に関する学会標準が出来て以降は大きな進展なし。	米国ではGdクレジットを超えた条件でのBWRへの更なるBUC導入のための技術情報の整備や、測定を要しないBUC導入のためのガイドの整備が行われている。	燃焼度・未臨界度・残留濃縮度の直接測定法や、これらと崩壊熱の同時評価手法の開発。 燃焼度/ホウ素クレジット運用ロジック検討
・高燃焼度MOX燃料貯蔵	H	L	EMR	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済ウラン燃料と同様に電力ニーズは高い。 ・ウラン燃料の乾式貯蔵が優先でMOX燃料はその次。 	<ul style="list-style-type: none"> ・国外のMOX乾式貯蔵状況の調査（電中研） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ドイツは乾式貯蔵実績を有する。 	崩壊熱、He脆性、中性子線量観点でMA生成量評価の高精度化は必要 ・He生成量増加に伴う健全性への影響評価が必要
・漏えい燃料の管理	H	L	EMR	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理施設受入れの許認可取得については、電力ニーズがある。 ・漏えい燃料は多くなく、優先順位は低い。 			<ul style="list-style-type: none"> ・輸送、中間貯蔵に係る課題の抽出(情報収集含む) ・貯蔵中の漏えい燃料からのFP放出挙動、漏えい燃料被覆管の機械強度や耐震性評価、等
・モニタリング・漏えい検知技術	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・中間貯蔵施設でのキャスクの漏洩検知についての課題は無い。 	<ul style="list-style-type: none"> ・キャニスタSCC評価試験（電中研） ・温度測定や放射線測定によるキャニスタ内燃料破損技術の検討（電中研） 	<ul style="list-style-type: none"> ・実貯蔵キャニスタの検査(キャニスタ表面の付着物の採取・分析、温度計測、カメラによる目視観察等) 	
・キャスク構造材料の劣化評価技術	H	M	EMR	<ul style="list-style-type: none"> ・電共研及び電中研研究にてバスケット用アルミニウム合金に係る研究を行っている。 ・電中研研究にて蓋部ガスケットの長期密封性能の確認を実施している。 			<ul style="list-style-type: none"> ・劣化等を考慮した上での設計の妥当性確認
・コンクリートキャスク導入	H	L	EMR	<ul style="list-style-type: none"> ・電中研研究にてキャニスタの経年劣化評価技術の研究を行っている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・キャニスタSCC評価試験・溶接残留応力低減試験（電中研） 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国、欧州でコンクリートキャスクの導入事例あり ・SCC評価のためキャニスタ溶接部の残留応力測定 ・SCCの発生・進展評価、検知、防止・修復技術等の開発 ・経年劣化管理手法の開発 	現行金属キャスクが40~60年で許認可されているので、100年超を考えると「詰替」が課題となる。 世界的にHe潤滑が問題になっているので、崩壊熱に応じた冷媒の入れ替えの検討は必要。(不活性ガスではNeがHeの1/3~1/4程度の熱伝導率)

表3 軽水炉燃料に関する研究開発課題の評価（産業界の立場から評価した重要度・緊急性・分担案、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究機関からの提案）

重：重要度 H：高、M：中、L：低
 緊：緊急性 H：5年以内、M：10年程度以内、L：10年以上後に本格的な研究開発に着手
 分：分担案 E：電力、M：メーカー、R：研究開発機関

研究開発課題	重	緊	分	産業界の取組の現状とコメント	研究の現状	海外の取り組み	研究機関からの提案(例)
○共通事項							
・モデリング技術・解析コードの高度化	H	H	EMR	・解析コードに組み込まれているモデルについては、物理事象を説明する上で、実験データとの整合が問われる。	・例えば、現在、BWRでは、電共研及び電中研研究により以下の実験及びモデルの開発を行っている。 ①RIA時の沸騰遷移に関する研究 ②ATWS事象における沸騰遷移挙動に関する要素試験研究 ③ほう酸溶液の拡散試験 (PWRにおいては特に開発中のものはない)	・OECDやIAEAにおける燃料挙動解析コードBenchmark活動 ・OECD CFD Benchmark GEMIX ・OECD 3DSYS-TH ・CFD4NRS ・SWINTH 新型炉開発/既存炉の運転条件拡張のためのVirtual Reactor開発の一環としてのCASLプロジェクトなどで核特性と熱水力特性、燃料挙動、化学反応の連成解析のためのプラットフォームが作られている。	・燃料挙動モデリング技術開発 ・機構論的限界熱流束の評価技術開発 ・多次元過渡流動計測技術開発 ・マルチスケール実験解析評価技術開発 日本版CASL：炉心システム開発のための複合物理統合型シミュレーションフレームの整備…フレーム整備後は個々の物理シミュレーションの精緻化を行う。など
・照射試験・照射後試験技術の充実・高度化	H	H	MR	・研究機関の技術開発・技術の高度化については、電力のニーズは高い。 (良い技術ができれば採用していきたい) ・昨今の試験炉状況から、照射試験に関する技術基盤の整備は重要と考える。 ・ハルデン炉が閉鎖となったため、代替炉を探す(利用できるようにする)必要あり。 ・ハルデン炉プロジェクトの後継とされるOECD/NEAのFIDESへの参画を検討中	・燃料材料に関する照射後試験技術の開発及び改良(JAEA、NFD、他) ・被覆管のA-EDC試験の開発(東大) ・JHR等の情報収集(電力・電中研) ・OECD/NEA/FIDESへの試験提案(JAEA)	・OECD/NEAにてハルデン炉プロジェクトの後継とされる国際協力の枠組FIDESが議論されている。 ・フランスがジュールホロピッツ研究炉を建設中(2023初臨界予定)	・微小試料のサンプリング及び分析技術開発 ・国内廃炉予定炉(PWR、BWR)の材料照射炉としての活用の検討 ・ポストJMTRに関する検討
・炉外試験技術の高度化	H	H	R	・研究機関の技術開発・技術の高度化については、電力のニーズは高い。 (良い技術ができれば採用していきたい)	・燃料材料に関する炉外試験技術の開発及び改良(JAEA、NFD、他) ・イオン照射による模擬照射試験技術の高度化(電中研) ・高解像度多次元二相流計測技術の高度化、モデル開発及び妥当性確認：サブチャンネルポイドセンサ、液膜センサ、光ファイバ温度計測、高出力X線CT(電中研)、ワイヤメッシュセンサ(JAEA)	・模擬照射試験技術の高度化(英国、カナダ) ・ワイヤメッシュセンサ(FzR)、液膜センサ(MIT)、OECD/CFD-Benchmark GEMIX、OECD 3DSYS-TH、CFD4NRS、SWINTH	・CFDスケールの二相流データ取得による機構論的モデル開発及びValidationの実施
・AI技術、ビッグデータ活用	-	-	-	・AI技術、ビッグデータ活用、モニタリング技術については、意味合いが広すぎて重要度の判定が困難(緊急性はない) ・モニタリング技術はCMSという観点では核設計評価技術に含まれる。	・燃料材料に関する炉外試験技術、照射後試験技術の開発及び改良(JAEA、NFD、NDC他)	・AI(機械学習)技術に基づいたFGRモデルなどの開発(米国、など)	・燃料挙動に関する既往データの収集(ビッグデータ作成)と機械学習によるモデル化 ・原子炉計装データ、例えばPWRのT/CとM/Dデータと、燃料の照射による曲がり量の対照を通じてAIを学習させ、T/CとM/Dデータからの照射変形量予想にもちいる
・デジタル技術	-	-	-				
・モニタリング技術	-	-	-				
・崩壊熱測定実験データの拡充と不確かさの低減	H	L	MR	・炉心運用高度化(高燃焼度化等)は、崩壊熱が増加する方向であることから、崩壊熱評価手法の精緻化、燃焼度計算や計装等の不確かさ低減による設備容量等の増加抑制に有効。	保守的な燃焼条件で崩壊熱を設定している。	スウェーデンなどで崩壊熱実測定と炉心管理に基づく崩壊熱評価値の比較が進められている	崩壊熱評価の精緻化・崩壊熱の簡易測定評価法開発などSA対策としても有用
・使用済試験燃料の処理技術確立	H	L	MR	・試験施設における試験用照射燃料保管容量を有効に活用するために、試験済の燃料は速やかに再処理施設に搬出することが好ましい。			使用済MOX燃料の再処理技術(Pu取扱量増加、不溶解残渣増)の開発

表4 産業界の立場から重要度が高いと評価された課題と本格的な研究開発の着手が望まれる時期(◎は研究開発の重要性が高いと考えられる課題)

区分	本格的な研究開発の着手が望まれる時期		
	5年程度以内	10年程度以内	10年程度後で可
既設炉・新設炉での 高効率利用	○運転サイクル長期化への対応 ○出力向上への対応	◎燃料ペレットの改良 ◎被覆管材料の改良	◎5%超濃縮度燃料の製造・ 照射挙動評価 ◎PIE データ拡充等高燃焼度 燃料の挙動評価
既設炉・新設炉での 継続的安全性・信頼性向上	◎過渡時・事故時の燃料挙動解明 ○熱水力設計評価技術の高度化・ 不確かさの定量評価 ○核設計評価技術の高度化・ 不確かさの定量評価 ○安全審査の効率化	◎被覆管材料の改良 ◎事故耐性燃料の開発 ◎地震時の燃料集合体の健全性 ◎燃料集合体の構造強化	
長期乾式貯蔵への備え (効率的貯蔵と安全性向上)		◎キャスク構造材料の劣化 評価技術	◎燃料長期健全性実証 ◎臨界管理の合理化 (燃焼度クレジット導入) ◎高燃焼度 MOX 燃料貯蔵 ◎漏えい燃料の管理 ◎コンクリートキャスク導入
共通事項	◎モデリング技術・解析コードの 高度化 ◎照射試験・照射後試験技術の 充実・高度化 ◎炉外試験技術の高度化		◎崩壊熱測定実験データの 拡充と不確かさの低減 ◎使用済試験燃料の 処理技術確立

6. まとめと今後の予定

2018年10月に開始した燃料プラットフォームの最初のフェーズの活動として、核燃料に関する国内外の研究開発の状況を幅広く調査した。この結果を踏まえて研究開発課題を抽出し、各々の課題について産業界の立場から重要度や緊急性などを評価して、産業界の取り組みの現状、研究の現状、海外の取り組み、研究側からの提案を併せて整理した。今後は、重要度が高いと評価された課題について、既存の国内外の取り組みの充足性の分析、新たに実施すべき研究開発項目の抽出とロードマップの検討、効率的・効果的な研究開発計画案の検討などを進めることが望まれる。

燃料プラットフォームの次フェーズの活動としては、「原子力関係事業者と研究開発機関の連携や協働を行う場を構築し、科学的知見や知識の収集・体系化・共有による厚い知識基盤の構築を進める」との目的に沿って、軽水炉燃料に関する国内外の研究開発動向の調査と情報共有を進めるとともに、上記の研究開発課題の分析やロードマップなどの検討を進めることが考えられる。

「燃料プラットフォーム」委員名簿

2019年12月17日現在（順不同・敬称略）

役職	氏名	所属
委員長	尾形 孝成	電力中央研究所
委員	川西 智弘	日本原子力研究開発機構
〃	逢坂 正彦	日本原子力研究開発機構
〃	山内 景介	東京電力ホールディングス(株)
〃	原田 健一	中部電力(株)
〃	荻田 利幸	関西電力(株)
〃	渡部 清一	三菱原子燃料(株)
〃	青見 雅樹	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン
〃	大脇 理夫	原子燃料工業(株)
〃	木戸 俊哉	ニュークリア・デベロップメント(株)
〃	坂本 寛	日本核燃料開発(株)
〃	田中 秀夫	(株)原子力安全システム研究所
事務局	太田 宏一	電力中央研究所
〃	澤部 孝史	電力中央研究所
〃	稲垣 健太	電力中央研究所
〃	中森 文博	電力中央研究所
オブザーバ	伊藤 正雄	内閣府 原子力政策担当室
〃	江崎 寛人	内閣府 原子力政策担当室
〃	澤田 隆	内閣府 原子力政策担当室
〃	曾佐 豊	内閣府 原子力政策担当室
〃	中江 延男	内閣府 原子力政策担当室
〃	利根川 雄大	経済産業省 資源エネルギー庁
〃	渡壁 智祥	経済産業省 資源エネルギー庁
〃	深堀 智生	日本原子力研究開発機構
〃	天谷 政樹	日本原子力研究開発機構
〃	前田 誠一郎	日本原子力研究開発機構
〃	山下 真一郎	日本原子力研究開発機構
〃	柴田 裕樹	日本原子力研究開発機構
〃	平井 睦	東京電力ホールディングス(株)
〃	亀田 保志	電気事業連合会
〃	甲斐 昌慶	電気事業連合会
〃	西田 浩二	(株)原子力安全システム研究所
〃	尾上 昌晃	三菱重工業(株)
〃	樋口 徹	日本核燃料開発(株)
〃	植田 伸幸	電力中央研究所
〃	稲田 文夫	電力中央研究所
〃	笹原 昭博	電力中央研究所
〃	北島 庄一	電力中央研究所
〃	園田 健	電力中央研究所
〃	中村 勤也	電力中央研究所
〃	名内 泰志	電力中央研究所
〃	宇井 淳	電力中央研究所

燃料に関する IAEA の報告書
(2009 年以降)

発行年	2009
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Management of Damaged Spent Nuclear Fuel
文献番号	NF-T-3.6
<p>使用済燃料の管理コストを最小化するためには、損傷燃料を最小化することが重要となる。IAEA では損傷使用済燃料の技術的な取扱いに関するワークショップを 2005 年に開催し、13 カ国から現状報告が行われた。本書は損傷燃料の取扱い方法を比較、再考するための技術情報をまとめている。損傷燃料 (damaged fuel) とは通常外の取扱いが必要な燃料を指すが、定義は曖昧で一貫性がないため、ワークショップにて損傷燃料の解釈、分類手段を定めている。また、損傷の検出、評価手法についても述べている。</p>	

発行年	2009
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES
文献名	COSTING OF SPENT NUCLEAR FUEL STORAGE
文献番号	No. NF-T-3.5
<p>本報告書は使用済燃料の取扱い（再処理、直接処分、等）の選択に伴う経済的側面に関するガイダンスを示している。具体的には、使用済燃料の貯蔵に関連する財務的・経営的観点からの貯蔵システムの比較、技術的選択肢、貯蔵施設のライフサイクルに関する費用区分・構成要素の特定と使用済燃料に掛かる費用への影響、貯蔵・保管法の検討、コスト見積と分析法の手法紹介、等について取り纏めている。</p>	

発行年	2009
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Status of Minor Actinide Fuel Development
文献番号	NF-T-4.6
<p>本書では、現在および将来の原子炉および燃料サイクルシステムにおけるアクチノイドリサイクルの概要およびマイナーアクチノイド含有燃料開発状況を報告している。現在まで評価・検討されてきた物性の測定、加工、製造および照射挙動に関して報告されており、バックエンド（燃料サイクルの問題）に関しても取り扱っている。</p>	

発行年	2009
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES
文献名	USE OF REPROCESSED URANIUM: CHALLENGES AND OPTIONS
文献番号	No. NF-T-4.4
<p>本レポートは原子炉における再処理ウランの利用可能性と工業的課題および現状選択可能なオプションについてレビューし、要約したものであり、以下の構成から成る。「再処理ウランの現状について」、「再処理の道筋について（管理、貯蔵、運搬、再濃縮手法、混合手法、濃縮した再処理ウラン（ERU）の管理、燃料製造、直接リサイクル）」、「再処理ウラン燃料の装荷と照射時の振る舞いについて」、「照射後の再処理ウラン燃料の管理について」、「再処理ウランのマーケットと経済性について」。</p> <p>現状における再処理ウランに係る課題は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 製造業者にとって、再処理 U の需要予測が困難であること ・ ^{232}U の娘核種生成を考慮した ALARA(As low as reasonably achievable)基準の遵守 ・ 軽水炉における ^{235}U の使用許可上限 5%による制限 ・ 再処理過程で生成される UF_6 容器の洗浄施設の不足 	

発行年	2010
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	-
文献名	ADVANCED FUEL PELLET MATERIALS AND FUEL ROD DESIGN FOR WATER COOLED REACTORS
文献番号	IAEA-TECDOC-1654
<p>本レポートは 2009 年にスイスで実施された IAEA ミーティング(Technical Committee meeting on Advanced Fuel Pellet Materials and Fuel Rod Designs for Power Reactors)に投稿された論文集である。本会議は燃料製造とデザイン、高度燃料 (Advanced fuel)、革新的燃料(Innovative fuel)の 3 セクションおよび燃料の品質保証における規制に関する討論会から構成されている。</p>	

発行年	2010
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors
文献番号	NF-T-2.1
<p>軽水炉での燃料破損のあらまし、メカニズム、および対応策についてまとめている。運転コスト改善のため、燃料設計や運転条件が変更されており、具体的には高燃焼度化、長期サイクル運転、冷却水条件などがある。これらは要求される燃料性能に直接影響を及ぼす。被ばく低減の観点から、燃料被覆管の破損、リークを最小限にとどめる必要がある。燃料破損率は国ごとに異なり、運転条件や技術の成熟度、公衆の許容度も異なる。近年の破損要因は高燃焼度化や出力急昇に起因し、過去に特定された破損要因が連携した新たなメカニズムであり、本書にて解説している。くわえてランプ試験にて新たに確認された外面からの水素遅れ割れ (DHC) についても説明している。</p>	

発行年	2010
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	Specific Safety Guide
文献名	Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities
文献番号	No. SSG-6
<p>本レポート(Safety guide)はウラン燃料製造施設の安全基準を満たすために必要な提言を行うものであり、施設の運用を複数のステージ（：立地、デザイン、建造、試運転、運用、マネジメント、廃止措置）に分割し、それぞれに対して必要なアクション、コンディション、プロセスを提案するものである。満たすべき安全基準として「INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Fuel Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-5, IAEA, Vienna (2008)」を想定している。対象とする取扱物質は濃縮度が6%以下の天然ウラン、濃縮ウラン、再処理済みウランである。金属燃料は対象としない。</p>	

発行年	2010
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	Specific Safety Guide
文献名	Safety of Uranium and Plutonium Mixed Oxide Fuel Fabrication Facilities
文献番号	No. SSG-7
<p>本レポート(Safety guide)はMOX燃料製造施設の安全基準を満たすために必要な提言を行うものである。工業規模の施設を対象を絞り、複数のステージ（：立地、デザイン、建造、試運転、運用、マネジメント、廃止措置）に分割し、それぞれに対して必要なアクション、コンディション、プロセスを提案するものである。満たすべき安全基準として「INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Fuel Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-5, IAEA, Vienna (2008)」を想定している。対象とする物質はPuO₂、UO₂(depleted, natural or reprocessed)、MOXである。</p>	

発行年	2010
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA TECDOC Series
文献名	Delayed Hydride Cracking of Zirconium Alloy Fuel Cladding
文献番号	TECDOC No. 1649
<p>遅れ水素割れ（DHC）の発生試験の技術伝承を目的に PLT 法によるき裂発生試験を参加機関が実施した。試験では水素濃度 200ppm のジルカロイ-4 を用い、どの機関もほぼ同様の試験結果を得ている。これらの結果から平均のき裂進展速度を求めるとともに、150-275℃においてアレニウスプロットに乗ることを示した。また、ジルカロイ-4 の微細組織構造、すなわち熱処理、の影響について調査・比較している。</p>	

発行年	2010
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Safety Standards for protecting people and the environment
文献名	Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities
文献番号	Specific Safety Guide No. SSG-5
<p>IAEA は放射線健康被害から人々を防護するため、国際的に合意された安全標準を取りまとめており、これらは安全原則、安全要求、安全指針に分類される。本標準は、ウランの転換施設と濃縮施設に起因する放射線影響から作業員、公衆および環境を妥当な方法で確実に防護するため、ウランの転換施設と濃縮施設に関する設計から廃止措置までの全工程に対する安全指針を、設計および運転工程を中心にまとめたものである。具体的には、一般安全指針、立地評価、設計（一般、安全機能、原因事象設定、計装および制御、ヒューマンファクター、安全解析、放射線廃棄物の管理、気体および液体放出の管理、その他設計考慮事項）、建設、性能試験、運転（転換および濃縮施設の特性、作業員の資格および訓練、施設運転の一般的推奨事項、保守・校正・定期試験および検査、改善の管理、放射線防護、臨界管理、工業化学安全、シリンダー過剰充填リスク、シリンダー過加熱リスク、液状 UF₆ を含むシリンダーの取扱い、固体 UF₆ の施設内取扱い、選鉱くず貯蔵、放射線廃棄物および廃液の管理、緊急時計画および準備）、廃止措置（準備段階、廃止措置進展）に関する推奨事項が定められている。</p>	

発行年	2011
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Nuclear Energy General Objectives
文献番号	No. NG-0
<p>IAEA は原子力エネルギーの平和利用に関する科学的および技術的な情報交換を進めており、原子力エネルギーシリーズでは、原子力エネルギー、原子力燃料サイクル、放射線廃棄物および廃止措置、これらに関する一般的課題に関する情報を提供している。原子力エネルギーの平和利用に関する理論的解釈と未来像について原子力エネルギー基本原則に示し、各実施段階を達成するために必要な目標を、4種類の報告書（原子力一般の目標、原子力発電の目標、原子燃料サイクルの目標、放射性廃棄物管理および廃止措置の目標）に取りまとめた。原子力一般の目標では、エネルギーシステム解析および原子力エネルギー開発戦略、経済性、インフラストラクチャー、管理システム、ヒューマンリソース、知財管理に関する目標が示されている。</p>	

発行年	2011
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA TECDOC
文献名	Optimization of Water Chemistry to Ensure Reliable Water Reactor Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plant (FUWAC)
文献番号	1666
<p>本報告書は、「高燃焼度および老化プラントにおける信頼性の高い水炉の燃料性能を確保するための水化学の最適化」(FUWAC, 20062009)に関する共同研究プロジェクト(CRP)の結果を報告している。実機の現状と水冷式原子炉の一次系における懸念項目の調査がされており、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 一次系材料の腐食 ・ 燃料表面の堆積物の組成および厚さ ・ 被覆管由来のパワーシフト ・ 燃料酸化物の成長と厚さ ・ 原子炉冷却材システム(RCS)での放射能蓄積 <p>があげられる。</p>	

発行年	2011
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Impact of High Burnup Uranium Oxide and Mixed Uranium–Plutonium Oxide Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management
文献番号	NF-T-3.8
<p>本報告書では、LWR および HWR で導入される高燃焼度酸化物ウラン、再処理および MOX 燃料かつジルコニウム合金製被覆管の「使用済燃料管理への影響」に関する情報を提供する。主に UOX と MOX の現在の燃料特性と燃焼度の上昇に伴う特性変化の可能性について簡単に説明し、燃料サイクルのバックエンドの構成要素についても説明されている。燃料サイクルのバックエンドに対するこれらの影響評価は、燃焼度の増加や MOX への切り替えによって影響を受ける可能性があり、その影響は「特定の燃料の挙動」、「規制」、「安全性」、「持続可能性」、または「運用上の問題」に基づいている。</p>	

発行年	2012
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Safety Standards for protecting people and the environment
文献名	Safety of Nuclear Power Plants : Design
文献番号	Specific Safety Requirements No. SSR-2/1
<p>IAEA は放射線健康被害から人々を防護するため、国際的に合意された安全標準を取りまとめており、これらは安全原則、安全要求、安全指針に分類される。本標準は、原子力発電所に起因する放射線影響から作業員、公衆および環境を妥当な方法で確実に防護するため、原子力発電所の設計に対する安全要求を取りまとめたものである。具体的には、設計の安全管理、基本的な技術要求、一般的なプラント設計（基本設計、その他の設計考慮事項、安全解析）、特定のプラントシステム設計（原子炉炉心と付帯設備、原子炉冷却システム、閉じ込め構造とシステム、計測および制御システム、緊急時電力供給、支援および補助システム、その他発電システム、放射性排水および廃棄物の取扱、燃料取扱および貯蔵システム）に対する 82 項目の要求事項が定められている。</p>	

発行年	2012
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Safety Standards for protecting people and the environment
文献名	Safety of Nuclear Power Plants : Commissioning and Operation
文献番号	Specific Safety Requirements No. SSR-2/2
<p>IAEA は放射線健康被害から人々を防護するため、国際的に合意された安全標準を取りまとめており、これらは安全原則、安全要求、安全指針に分類される。本標準は、原子力発電所に起因する放射線影響から作業員、公衆および環境を妥当な方法で確実に防護するため、原子力発電所の性能試験と運転に対する安全要求を取りまとめたものである。具体的には、管理と運転組織の構成、運転安全の管理、運転安全の計画、性能試験の計画、プラント運転、保守・試験・調査・検査、廃炉の準備に関する 33 項目の要求事項が定められている。</p>	

発行年	2012
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	-
文献名	Experiences and Trends of Manufacturing Technology of Advanced Nuclear Fuels
文献番号	IAEA-TECDOC-1686
<p>本レポートは原子力燃料の製造技術の現状を要約するものである。実用炉と研究炉の両方を対象とし、高度燃料に関する研究についても注目する。構成は、「ウラン燃料および MOX 燃料の製造技術」、「トリウム燃料製造技術」、「炭化燃料および窒化燃料製造技術」、「金属燃料製作技術」、「研究炉のための燃料製作技術」から成る。</p>	

発行年	2012
発行機関	IAEA
著者	
文献分類	
文献名	SPENT FUEL PERFORMANCE ASSESSMENT AND RESEARCH Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II)
文献番号	IAEA-TECDOC-1680
<p>本報告書は IAEA の使用済燃料性能研究 (SPAR) 共同研究プロジェクトの継続分 (SPAR-II) の成果について纏めたものである。湿式貯蔵中の被覆管の健全性に影響を及ぼす事象として、均一腐食、孔食、ガルバニック腐食、および微生物学的影響による腐食が考えられる。他方、乾式貯蔵および輸送作業中に影響を及ぼすものとして空気酸化、熱クリープ、応力腐食割れ (SCC)、遅れ水素化物割れ (DHC)、水素化物再配向、水素移動および再分布が挙げられる。今回の調査により、水素化物再配向が貯蔵時に必要な機械的特性を損なわせる可能性が示された。乾式貯蔵中の水素化を防ぐ処置としては真空乾燥および熱ガス再循環乾燥が行われている。これら使用済燃料集合体の健全性に関する研究に加えて鉄筋コンクリート、貯蔵ラックやバスケットに使用される中性子吸収剤、中性子遮蔽材、メタルガスケット、ポリマーシール、ステンレス鋼、炭素鋼などの貯蔵施設構成要素の挙動に関する研究活動も行われている。今後も更なる継続的な研究が必要であると結論付けられている。</p>	

発行年	2012
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA SAFETY STANDARDS SERIES
文献名	Storage of Spent Nuclear Fuel SPECIFIC SAFETY GUIDE
文献番号	No. SSG-15
<p>本報告書は、使用済燃料の貯蔵の安全性に関して放射線防護、政府・規制者・事業者・使用済燃料所有者の責任、使用済燃料・高レベル廃棄物などの運用、安全性評価、安全性向上に向けた検討、などの観点でのガイドラインが纏められている。添付資料として、短期・長期貯蔵の区別、湿式・乾式貯蔵施設の運用および安全性の検討事項、などが付属している。</p>	

発行年	2012
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	REPORT OF A COORDINATED RESEARCH PROJECT 2002-2007
文献名	Fuel Modelling at Extended Burnup (FUMEX-II)
文献番号	IAEA-TECDOC-1687
<p>本レポートは国際研究プロジェクト FUMEX-II(2002-2006)の結果を記述するものである。FUMEX-II は高燃焼度における燃料挙動のモデリングに関するプロジェクトであり既往の PIE データをベンチマークとし、それらを正しく再現しうる計算モデル比較、検討することでモデルの高精度化に寄与することを目的とする。</p> <p>解析コードには FRAPCON, TRANSURANUS, FEMAXI, ENIGMA などが用いられ、評価パラメータとして高燃焼度時の燃料半径方向出力分布、燃料温度、RIM 構造形成、FP ガス放出率などを対象とした。</p> <p>コードとベンチマーク試験データを用いてモデルの評価を行い、それぞれの評価パラメータにおける現行モデルの妥当性および、高精度化に向けて必要となる事象の洗い出しが行われた。</p>	

発行年	2013
発行機関	IAEA
著者	-
文献分類	REPORT OF A COORDINATED RESEARCH PROJECT 2008-2012
文献名	Improvement of Computer Codes Used for Fuel Behaviour Simulation(FUMEX-III)
文献番号	IAEA-TECDOC-1697
<p>本レポートは国際研究プロジェクト FUMEX-III(2008-2012)の結果を記述するものである。FUMEX-III は通常照射時、過渡時、事故時における燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用のモデリングに関するプロジェクトであり既往の PIE データをベンチマークとし、それらを正しく再現しうる計算モデル比較、検討することでモデルの高精度化に寄与することを目的とする。</p> <p>解析コードには FRAPCON/FRAPTRAN, TRANSURANUS, FEMAXI, ENIGMA などが用いられ、評価パラメータとして通常照射時の燃料温度、FP ガス放出率、被覆管内圧、被覆管変形量、また過渡時および事故時の燃料温度、FP ガス放出率、被覆管内圧、被覆管変形量、燃料ペレット変形量、燃料内 Xe 分布、PCI 破損発生条件などを対象とした。</p> <p>コードとベンチマーク試験データを用いてモデルの評価を行い、それぞれの評価パラメータにおける現行モデルの妥当性および、高精度化に向けて必要となる事象の洗い出しが行われた。</p>	

発行年	2013
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA TECDOC Series
文献名	Operation and Licensing of Mixed Cores in Water Cooled Reactors
文献番号	TECDOC No. 1720
<p>軽水炉および重水炉の混合炉心の現状と課題について概略をまとめた報告書である。混合炉心に関する設計、許認可、運転の実績に関する情報、混合炉心の安全性と許認可の課題に関するレビュー、炉物理と構造および熱水力解析を実施するための混合炉心のモデリングに関する新しい取り組みあるいは解析手法に関する情報を主目的にしている。具体的には、混合炉心に対する燃料設計要件、炉物理・炉心熱水力・構造的挙動を計算するための混合炉心のモデリングに対する解析手法、混合炉心の安全性と許認可の状況、新設計集合体を用いた混合炉心の運転による燃料サイクルの経済性向上の実績、混合炉心の燃料管理、先行試験集合体の運転実績、新設計集合体を用いた混合炉心の燃料性能改善の実績、燃料集合体湾曲あるいは燃料被覆管破損に関連する混合炉心に発生する課題について注目している。</p>	

発行年	2013
発行機関	IAEA
著者	
文献分類	
文献名	Spent fuel storage operation - lessons learned
文献番号	IAEA-tecdoc-1725
<p>本報告書は使用済燃料の管理について対応すべき事柄と避けるべき事象について纏めている。湿式貯蔵ではその運用法（キャスクの輸送、貯蔵プールの冷却や水質管理など）や使用済燃料の変化、湿式貯蔵システムの変遷、メンテナンスについての事象や対処法について示している。乾式貯蔵ではその計画、運用法（燃料の選定、キャスクへの脱着、サーベイランス法、など）、メンテナンス、において発生する事象と対処法を示している。シビアアクシデントを経験した使用済燃料の貯蔵についても懸念となる事象と対処法について示している。</p>	

発行年	2015
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA TECDOC Series
文献名	Evaluation of Conditions for Hydrogen Induced Degradation of Zirconium Alloys during Fuel Operation and Storage
文献番号	TECDOC No. 1781
<p>遅れ水素割れ（DHC）の試験方法のレビューおよび実験結果を報告している。ジルコニウム合金被覆管の DHC は乾式貯蔵後期、すなわち、燃料温度が低下した時期に発生する可能性が指摘されている。DHC の発生条件を明らかにするため、本書では最初に 4 種類のき裂発生試験方法を評価し、測定値に著しい差異はないが試験過程の長短があることを解説している。次に、DHC に対する温度依存性、組成（ジルカロイと Nb 合金）の影響を測定結果より議論し、400℃ 以上では DHC が発生しないこと、低温域では結果のバラツキが大きい DHC が発生することを報告している。</p>	

発行年	2015
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	
文献名	Potential Interface Issues in Spent Fuel Management
文献番号	IAEA-TECDOC-1774
<p>本報告書は燃料サイクルにおけるバックエンドおよび処分に関する未解決問題、具体的には破損燃料の取扱い、使用済燃料の貯蔵と輸送に関する規制の制定フレームワークに関する開発、使用済燃料の貯蔵期間延長の際のガイダンス作成、乾式貯蔵で現状の規制以上の期間延長の際の燃料挙動解明のための研究コーディネート、等について各国の経験を元に取り纏め、系統的な使用済燃料の運用について整理している。</p>	

発行年	2015
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	
文献名	SPENT FUEL PERFORMANCE ASSESSMENT AND RESEARCH FINAL REPORT OF A COORDINATED RESEARCH PROJECT ON SPENT FUEL PERFORMANCE ASSESSMENT AND RESEARCH (SPAR-III) 2009–2014
文献番号	IAEA-TECDOC-1771
<p>本報告書は SPAR-III CRP で纏められた、加盟国の運用実績から評価された使用済燃料の長期貯蔵に関する技術的知見と長期貯蔵に対する劣化挙動の予測について纏められている。具体的な知見としては、湿式および乾式貯蔵下での燃料・材料の性能評価と燃料管理運用に関する中間貯蔵の影響評価、キャスク等の劣化挙動の評価、等について各国の情報が纏められている。</p>	

発行年	2015
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Quality and Reliability Aspects in Nuclear Power Reactor Fuel Engineering
文献番号	No. NF-G-2.1
<p>IAEA は原子力エネルギーの平和利用に関する科学的および技術的な情報交換を進めており、原子力エネルギー、原子力燃料サイクル、放射線廃棄物および廃止措置、これらに関する一般的課題に関する情報を提供している。原子力エネルギーシリーズは、基本原則、目標、指針、技術報告書に階層化されており、本文献は原子炉燃料工学の品質と信頼性に関する指針である。PWR、BWR、PHWR、VVER に装荷する燃料を対象にして、燃料設計、通常運転時及び事故時の燃料挙動、通常運転時及び事故時に対する燃料棒および燃料集合体の設計基準、燃料部材と集合体の製造に関する概要、燃料製造の品質管理、故障しない燃料性能の達成方法、良好事例などが示されている。</p>	

発行年	2016
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA TECDOC Series
文献名	Accident Tolerant Fuel Concepts for Light Water Reactors
文献番号	TECDOC No. 1797
<p>現行のジルコニウム合金被覆管は過酷事故環境において高温での水反応により水素を発生し、プラント全体に深刻な被害を与える可能性がある。この弱点を克服する燃料設計（事故耐性燃料）に関心が寄せられるが、既存炉のシステム、または新型炉のシステムとの共存が必須である。本書は 2014 年に開催された事故耐性燃料の研究開発に関する技術会議の内容をまとめたものである。事故耐性燃料のコンセプト、高温試験結果、燃料ペレット、炭化ケイ素など 7 つのセッションに分類して現状を整理している。</p>	

発行年	2018
発行機関	IAEA
著者	—
文献分類	IAEA Nuclear Energy Series
文献名	Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management
文献番号	No. NW-T-1.14
<p>原子力エネルギーシリーズは、基本原則、目標、指針、技術報告書に階層化されており、本文献は使用済燃料および放射性廃棄物管理の現状および動向に関する技術報告書である。原子力発電の副産物として発生する放射性廃棄物は、異なる放射能レベルと半減期からなる物質を含んでいる。極低レベル廃棄物に分類される廃棄物は、非放射性廃棄物として処分されることもあるが、人間と環境に対して長期間のリスクがある放射性廃棄物は、工学的に適切な多重防護の容器に封入され、最終的に処分される。原子力発電所・燃料サイクル・産業利用、軍事利用などから発生する使用済燃料と放射性廃棄物の現行の世界的なインベントリーの概要と最終処分の将来計画が示されている。世界の約 95%の原子力発電所を対象にした 2013 年 12 月の調査では、250,000tHM の使用済燃料貯蔵と 120,000tHM の再処理使用済燃料が存在する。固体廃棄物のインベントリーは約 $35 \times 10^6 \text{m}^3$ であり、82%が最終処分済みで、18%が最終処分のために貯蔵されている。なお、固体廃棄物の体積の 98%は極低レベルあるいは低レベル廃棄物である。</p>	

燃料に関する OECD/NEA の報告書
(2009 年以降)

発行年	2010
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Proceedings of the workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents (RIA), OECD Conference Center, 9-11 September 2009
文献番号	NEA/CSNI/R(2010)7
<p>本報告書は、2009年9月9-11日にフランス・パリで開催されたワークショップ「反応度事故時の燃料挙動」のプロシーディングスおよび発表スライドをまとめたものである。19か国90人の専門家が参加し、5つのセッションで計25件の発表が行われた。</p> <p>セッション1：最新の試験結果と試験技術 セッション2：モデリングとデータ評価 セッション3：解析コードの評価 セッション4：反応度事故解析 セッション5：安全基準の修正と応用</p>	

発行年	2010
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Benchmarking Calculations for Halden LOCA Test Results
文献番号	NEA/CSNI/R(2010)6
<p>燃料挙動解析コードを検証するうえで、高燃焼度燃料に特有な燃料細粒化/リロケーション/放出等の現象を再現しているハルデン LOCA 試験シリーズは適している。本報告書は、ハルデン LOCA 試験結果 (IFA-650.3, IFA-650.4, IFA-650.5) を用いてベンチマーク解析した結果が報告されている。解析には、ATHLET-CD (GRS)、FRAPTRAN-GENFLO (VTT)、ICARE-CATHARE(IRS)、METEOR (CEA) が用いられた。解析の結果、いずれのコードも実験系の再現性に加えて、燃料と被覆管の熱的かつ機械的応答の再現性が確認された。</p>	

発行年	2010
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Safety Significance of Halden LOCA Test Results
文献番号	NEA/CSNI/R(2010)5
<p>設計変更した燃料や新型燃料被覆管および高燃焼度燃料について、燃料安全要件である LOCA 基準を確認する追加試験や検証が継続的に行われている。国際共同プロジェクトであるハルデン炉を用いた LOCA 試験 IFA-650 シリーズでは、高燃焼度燃料では LOCA 基準よりも低温で燃料放出による冷却形状の喪失がもたらされ、燃料安全上の重要な課題となる可能性が明らかになっている。本報告書では、ハルデン炉を用いた LOCA 試験シリーズの結果を整理し、燃料安全性の評価に重要な項目（現象の再現性、原子炉の気相の流れ、燃料再配置、燃焼度効果、再現性および出力履歴）について評価する。また、脆化/二次水素化、燃料細粒化/再配置/局所燃料温度上昇、燃料放出/放射線影響/冷却性等についても評価し、燃料安全研究におけるハルデン LOCA 試験の意義がまとめられている。</p>	

発行年	2010
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Nuclear Fuel Behaviour under Reactivity Initiated Accident (RIA) Conditions
文献番号	NEA/CSNI/R(2010)1
<p>2010 年に発行された、反応度事故（RIA）に関する最新知見に関する報告書である。RIA シナリオに始まり、高燃焼度時の燃料と被覆管のふるまい、RIA 実験及び解析によって解明すべき現象、RIA 実験手法、RIA 時の特異現象および実現象と異なる実験要因、総合的な RIA 実験の成果、および、解析コードの詳細と解析結果について整理されている。</p>	

発行年	2011
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)
文献名	The OECD/NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) Executive summary
文献番号	NEA/CSNI/R (2011)10
<p>本書では「Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)」の概要を報告している。SCIPは、2004年から Studsvik Nuclear が実施した OECD/NEA プロジェクトである。主に BWR および PWR の照射済燃料被覆管を用いた実験が行われ、ランプ試験、非破壊検査、破壊検査、機械試験および走査線型電子顕微鏡と透過型電子顕微鏡による微細構造の観察が行われた。通常運転と予想される過渡現象中の主要な故障メカニズムを理解することに焦点がおかれた。「ヨウ素誘起応力腐食割れを検討するための改良マンドレル試験」、「遅れ水素化割れのパラメータの特定によるモデルの開発」、「ペレット被覆管相互作用のスクリーニング/シミュレーション試験方法の開発」および「ランプ試験中の高燃焼度燃料棒の挙動評価」などが実施された。</p>	

発行年	2011
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Nuclear Safety and Regulation
文献名	CSNI Technical Opinion Papers - No. 13 (2011) LOCA Criteria Basis and Test Methodology
文献番号	NEA/CSNI/R(2011)7
<p>緊急時炉心冷却系 (ECCS) の許容条件を定義している、燃料被覆管の最大到達温度と等価酸化割合の試験データは、主に 1970-80 年代に取得された。その後の高燃焼度化と新型被覆管の採用に対し、機械的拘束力の有/無クエンチ試験、リング圧縮試験、曲げ試験、衝撃試験などの試験手法が適用され、破損許容条件について議論されてきた。各国の LOCA 基準に加え、異なる試験手法をレビューし、試験手法間の試験データをどう解釈すべきか国際協力のもと整理して報告されている。</p>	

発行年	2012
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)
文献名	Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review Second Edition
文献番号	NEA/CSNI/R (2012)3
<p>本報告書は NEA の燃料安全に関するワーキンググループ (WGFS) が行った燃料関連の安全基準に関する再検討の結果を取り上げている。現在の核燃料の安全基準の大部分は、当時利用可能な燃料設計での試験結果から検証されたが、多くの試験は未照射燃料によるものであった。1996 年に、OECD/NEA の原子力施設の安全性に関する委員会 (CSNI) の燃料安全基準に関するタスクフォースで、当時の新型燃料、炉心設計、新型被覆材料および製造工程に着目した燃料安全基準の見直しが行われた。本見直しでは、一連の燃料関連の安全基準がそのような基準を持つことの理論的根拠ならびにそれらに影響を及ぼしうる新しい設計および運用上の問題の可能性とともに報告された。その後継の WGFS では、現在の安全基準の技術的根拠と高燃焼度および新しい燃料・材料設計への適用性を評価することによって、燃料安全性問題の理解を深めることを目的とした。WGFS では、実験的アプローチのレビューや安全性に関連する実験データの解釈とそれに基づいた検討が行われた。</p>	

発行年	2013
発行機関	NEA/CSNI
著者	—
文献分類	Nuclear Safety
文献名	Update knowledge base for long-term core cooling Reliability
文献番号	NEA/CSNI/R(2013)12
<p>1992年にスウェーデンのBarsebäck-2で発生した事象（再循環サンプスクリーン閉塞）に端を発し、各国が研究開発を進めたことを背景に、CSNIの下に国際ワーキンググループ（GRS、SKI、STUK、NUPEC、USNRC、US-BWR Owners Group）が設置された。この国際ワーキンググループは、1995年に研究報告書「Knowledge Base for Emergency Core Cooling System Recirculation Reliability」を発行した。本文献は、この研究報告書をレビューし、これに国際会議および報告書からの新たな情報を加味し、課題の解決方法を特定し、未解決の課題（化学効果と下降流効果）を示している。</p>	

発行年	2013
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	RIA Fuel Codes Benchmark - Volume 1
文献番号	NEA/CSNI/R(2013)7/VOL1
<p>各国で開発されている反応度事故 (RIA) 時の燃料挙動解析コードは、試験データの再現性も高く一定の信頼性が得られている。また、産業界だけでなく反応度事故時の安全基準の改訂にも活用されている。一方で、現実の RIA 事故条件と実験条件の違いを認識することが重要である。4 つの実験に対し 8 つの解析コードが適用され、14 か国 17 機関がベンチマーク解析に参加した。また、インプットデータ、熱的挙動、機械的挙動、核分裂性ガスの放出、破損検知、ユーザ一間の寄与、温度の影響評価について議論がされた。</p> <p>□ 実験条件：NSRR CA-1 (低温、低圧、滞留冷却水、短出力パルス)、NSRR VA-3 (高温、中圧、滞留冷却水、短出力パルス)、CABRI CIP0-1 (高温、低圧、ナトリウム冷却フロー、高出力パルス)、CABRI CIP3-1 (高温、高圧、冷却水フロー、中出力パルス)</p> <p>□ 解析コード：FALCON, FEMAXI/TRACE, FRAPTRAN, RANNS, RAPTA, SCANAIR, TESPARD, TRANSURANUS</p>	

発行年	2013
発行機関	OECD/NEA
著者	-
文献分類	A Report by the Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems
文献名	minor actinide burning in thermal reactors
文献番号	NEA No. 6997
<p>本論文は軽水炉におけるマイナーアクチニド(MA)変換に関する研究をまとめたものであり「MA の特性と再処理について」、「MA 再処理における軽水炉の潜在的役割について」、「MA 再処理に関する技術的課題について」、「燃料サイクルについて」、「軽水炉運転、燃料デザイン、炉心管理、安全応答、動的応答について」、「運用と安全性について」、「MA リサイクルの経済性について」、「研究開発のニーズについて」、「今後の R&D に対する提言」の章から成る。軽水炉が高速炉と同様に MA 焼却炉として機能しうるか、という観点で文献調査を行った結果、高速炉に比べて制限はあるものの MA 焼却炉として十分利用に足るものであるとの結論が得られた。</p>	

発行年	2014
発行機関	OECD/NEA
著者	-
文献分類	-
文献名	State-of-the-art Report on Innovative Fuels for Advanced Nuclear Systems
文献番号	NEA No. 6895
<p>本レポートは最新の原子力システムにおける MA 含有燃料の活用に関する研究のレビューである。金属燃料、酸化物、窒化物、分散型燃料を対象とし、以下の知見が得られた。</p> <p>金属燃料：Fertile alloy(U-Pu-Zr)の燃料特性はこれまでに蓄積されているが、Non-fertile alloy(e.g., Pu-Am-Zr)はまだ開発初期段階である。MA と希土類 (RE) を U-Pu-Zr に添加した場合の優位な特性変化および照射時の挙動変化はこれまでに観察されていない。</p> <p>酸化物燃料：数%の MA 添加 MOX 燃料は研究が進んでいる一方、MA 添加ブランケット (MABB)-(U,MA)O_x は開発初期段階である。酸化物燃料への MA 添加により、燃料の融点、熱伝導率、安定性、酸素ポテンシャル、ヘリウム生成量への影響が確認された。また照射時挙動として Pu と Am の再配置、燃料溶融、FCCI への影響が確認された。</p> <p>窒化物燃料：窒化物燃料は加速器駆動核変換での利用に適しているが、実際に製造照射された例は少ない。現状の主な課題は AmN の熱的な不安定性や Am の高揮発性への対処である。</p> <p>分散型燃料：分散型燃料については照射後の PIE に関する既往データが少ない。</p> <p>製造、燃料特性、照射挙動、デザイン/安全基準の観点からそれぞれの燃料形態の成熟度を評価した結果、高速炉におけるもっとも有望な燃料形態は金属燃料であった。</p>	

発行年	2014
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Nuclear Safety
文献名	Leaking fuel impacts and practices
文献番号	NEA/CSNI/R(2014)10
<p>リーク燃料の保管、輸送などの取扱い手段は、国ごとまた発電事業者や燃料メーカーごとに独自である。IAEA は使用済燃料の遠隔操作技術、プールサイド検査等に関する会合を開催して情報交換を図っている。本書では、WGFS (Working Group on Fuel Safety) が上げたリーク燃料の取扱いに関するトピックスについて、各国の発電事業者や燃料メーカーにインタビューした最近の状況を取り纏めている。全体を通して、過渡時や事故時におけるリーク燃料からの放射性物質の放出を最小限にするよう取り扱われるとともに、想定事象におけるリーク量の予測が行われている。リーク燃料を保管する発電所もある。多くの国ではリーク燃料は健全燃料とともに保管されている。</p>	

発行年	2014
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	
文献名	Safety of Long Term Interim Storage Facilities
文献番号	NEA/CSNI/R(2013)10
<p>本報告書は長期中間貯蔵の安全性に関するワークショップ（2013/5/21-23 にドイツ・ミュンヘンで実施）の議事録である。本 WS の目的は NEA 加盟国の核燃料サイクル全体における長期中間貯蔵の安全性と保管に関する戦略、安全要件や規制の枠組みおよび実施上の問題、そして技術的な問題と運用経験・研究開発のニーズについて報告し、取り纏めることである。結論としては、現状では最終処分前の使用済み燃料と高レベル廃棄物の保管期間の延長が最終処分場決定の遅延により十分考えられるがこの場合にはキャスク劣化の把握や長期運用の問題点、規制要件やサーベイランスについて評価する必要がある。また、最近では乾式によるキャスク貯蔵が志向されつつあるが湿式貯蔵も含めてより一層の安全性の確保が必要であり、長期に渡り安全に運用するための知識管理と運用要員の資格認定を検討する必要がある、ということ等が示されている。</p>	

発行年	2015
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	
文献名	Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions Final Report
文献番号	NEA/CSNI/R(2015)2
<p>福島第一原子力発電所の事故後に課題となった、使用済燃料プールでの冷却性能喪失および冷却水喪失事故で考えられるシナリオや現在までの試験結果や知見、福島事故時の SFP の状況、事故時の SFP 挙動解析法の問題点やそれを解決するために必要な研究についての概要について、CSNI の事故解析マネジメント WG および燃料安全 WG により纏められたものである。結論では、SFP は堅牢な構造であるものの更なる事故耐性の向上が必要であり、そのためには更なる SFP-LOCA に特化した実験や解析コードの改良が必要である、と示されている。</p>	

発行年	2016
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)
文献名	Safety Research Opportunities Post-Fukushima
文献番号	NEA/CSNI/R (2016)19
<p>本プロジェクトでは、福島第一原子力発電所事故からの情報に基づいて、安全研究のギャップを検討し、国際的に安全性を向上させることを目的としている。報告書内では、福島第一原子力発電所の損傷した炉の現状について説明するとともに、関連する安全研究の分野を要約している。また、それに対するプロジェクトを短期（建屋内のサンプリングなど）および長期（核分裂生成物のデータベース作成など）に分けて記載されている。付録では、本プロジェクトメンバーが関心のあるすべての安全研究分野についてまとめられた詳細な情報が記載されている。</p>	

発行年	2016
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)
文献名	Report on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal
文献番号	NEA/CSNI/R (2016)16
<p>本報告書は、NEAの燃料安全に関するワーキンググループ（WGFS）が行った「LOCA 過渡時を模した試験で観測された「燃料の断片化、再配置および分散（FFRD）」に関する研究の結果を要約および分析結果がまとめられている。FFRDに関する知見の試験結果はハルデン炉やスタズビック社などによる成果が基になっている。本報告書による検討では、今後のテストに関する推奨事項、コードモデリングに関する提案および規制上のニーズへの対処方法なども示されている。</p>	

発行年	2016
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Reactivity Initiated Accident (RIA) Fuel Codes Benchmark Phase-II Volume 2: Task No. 1 Specifications
文献番号	NEA/CSNI/R(2016)6/VOL2
<p>反応度事故（RIA）ベンチマーク解析のフェーズⅠ（2010-2013年）成果を受けて、さらに深掘りするためにフェーズⅡが2014年に開始された。フェーズⅡでは、①解析コード間の特定モデルの差異を解明するための簡易ケースのシミュレーション比較、②初期状態や主要モデルが過渡事象の結果に及ぼす不確実性の評価を目的として行われた。12か国15機関が参画し、ALCYONE, BISON, FRAPTRAN, RANNS, SCANAIR, TESPARD, TRANSURANUSの解析コードが用いられた。本報告書は、上記①のうち10個の簡易ケースの解析条件を示したものである。ケース1は、熱的ふるまい、ケース2、3、10は熱機械的ふるまい、残りは熱流動のふるまいに焦点をあてた条件にしている。報告書では、各簡易ケースの条件を設定しパラメータ範囲を指定している。また、ケース10を対象に、FRAPTRANに導入されている各モデルが例示されている。</p>	

発行年	2016
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Reactivity Initiated Accident (RIA) Fuel Codes Benchmark Phase-II Volume 1: Simplified Cases Results Summary and Analysis
文献番号	NEA/CSNI/R(2016)6/VOL1
<p>反応度事故（RIA）ベンチマーク解析のフェーズⅠ（2010-2013年）成果を受けて、さらに深掘りするためにフェーズⅡが2014年に開始された。フェーズⅡでは、①解析コード間の特定モデルの差異を解明するための簡易ケースのシミュレーション比較、②初期状態や主要モデルが過渡事象の結果に及ぼす不確実性の評価を目的として行われた。12か国15機関が参画し、ALCYONE, BISON, FRAPTRAN, RANNS, SCANAIR, TESPARD, TRANSURANUSの解析コードが用いられた。本報告書は、上記①について、インプットデータ、熱的ふるまいおよび機械的ふるまいによるコード間の差異に加え、RIA時の熱流動の最新知見が報告されている。このうち、RIA時のBWR被覆管と冷却材の熱伝達モデルにおいて、試験データ不足に基づく解析コード間の差異が特筆されている。また、使用された各解析コードの詳細と解析コード毎の熱流動モデルが整理されている。</p>	

発行年	2017
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	—
文献名	Phenomena Identification and Ranking Table R&D Priorities for Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accidents in Spent Nuclear Fuel Pools
文献番号	NEA/CSNI/R(2017)18
<p>使用済燃料プールでの冷却性能喪失および冷却水喪失事故で発生すると考えられる事象とその重要度について NEA 加盟の 15 カ国・23 機関（規制、メーカー、研究所、等）の専門家が集まり、発生する事象の抽出と、その重要度のランキングについて 2016-2017 年に取り纏めた結果を示している。本レポートは使用済燃料プールでの冷却性能喪失および冷却水喪失事故で発生すると考えられる事象の抽出、それら各事象の重要度の評価法、評価結果と考察、結論と重要課題に対する提案が示されている。結論の一つとして、今回行った評価の精度を高めるには、①熱流体力学・熱伝達の評価にはより大規模な計算機模擬試験が必要、②燃料被覆管の化学反応による劣化挙動の詳細把握が必要、等が挙げられており、例えば②では水蒸気・大気混合中での被覆管劣化に関する個別試験の実施などが提案されている。</p>	

発行年	2017
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	—
文献名	The Safety of Long-Term Interim Storage Facilities in NEA Member Countries
文献番号	NEA/CSNI/R(2017)4
<p>使用済燃料と高レベル廃棄物の長期中間貯蔵(Long Term Interim Storage: LTIS)についての要求事項、研究開発ニーズ、現在進行中のプログラム、運用訓練と経験、などを燃料安全ワーキンググループ(WGFS)の協力のもと燃料サイクル安全ワーキンググループが報告書にまとめたものである。本報告書では上記について日米仏をはじめとした主な OECD/NEA 参加国の状況が示されている。LTIS の必要性は各国の政治的状況により大きく変わるものの、より詳細な情報や LTIS に必要な特別な規制、使用済燃料の移動時や長期中間貯蔵時の挙動について情報を入手する必要がある、とのことである。</p>	

発行年	2017
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	CSNI
文献名	Reactivity-Initiated Accident (RIA) Fuel-Codes Benchmark Phase II: Uncertainty and Sensitivity Analyses
文献番号	NEA/CSNI/R(2017)1
<p>反応度事故 (RIA) ベンチマーク解析のフェーズ I (2010-2013 年)成果を受けて、さらに深掘りするためにフェーズ II が 2014 年に開始された。フェーズ II では、①解析コード間の特定モデルの差異を解明するための簡易ケースのシミュレーション比較、②初期状態や主要モデルが過渡事象の結果に及ぼす不確実性の評価を目的として行われた。12 か国 14 機関が参画し、ALCYONE, BISON, FRAPTRAN, RANNS, SCANAIR, TESPARD, TRANSURANUS の解析コードが用いられた。本報告書は上記②のサマリーレポートであり、次の勧告がなされた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各コードのバージョン管理 ・RIA ベンチマーク解析の継続と検証データのさらなる拡張 ・実験及びコード開発の指南書となる RIA の PIRT の作成 ・被覆管-冷却材間の熱伝達と燃料-被覆管間の熱機械的モデルに関する実験研究者の連携 	

発行年	2018
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Nuclear Science
文献名	State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels
文献番号	NEA No. 7317
<p>OECD/NEA が組織する「軽水炉用の事故耐性燃料のエキスパートグループ (EGATFL)」によるレポートである。3 つのタスクフォース「事故耐性燃料の評価指標の整理」「被覆管に関する候補材の知見、動向調査」「燃料に関する候補材の知見、動向調査」で構成され、活動期間は 2014-2017 年であった。タスクフォースを通して、事故耐性燃料 (ATF) に関する知見の整理、各コンセプトの特徴、実用化への課題抽出についての提案をまとめている。また、付録として各材料の属性評価表 (被覆管材と燃料の相性など) がある。関係機関等での現状認識、開発計画の策定などで用いられることを想定する。</p>	

発行年	2018
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Nuclear Safety
文献名	Pellet-Clad Interaction (PCI) in Water-Cooled Reactors
文献番号	NEA/CSNI/R(2018)9
<p>2016年にイタリアで開催されたペレット-被覆管相互作用 (PCI) に関するワークショップの proceedings 集である。3つのセッション「実験・分析」「モデリング・シミュレーション」「設計検証方法」で構成される。各セッションの総括は下記のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・被覆管設計における PC(MI) による SCC 発生の緩和について、被覆管の組織制御が組成調整よりも効果的との認識。PCI 緩和における燃料ペレット設計について、添加物燃料の効果は十分に確認できていないが、添加物からの酸素の移行挙動が重要な役割を担うとの認識。 ・モデリング・シミュレーションに関しては、不確かさの影響分析のためのコード改良、包括的マルチフィジクスモデルの定量性向上、3次元モデリングへの取込性の向上が必要であるとともに、そのための実験データ取得も必要との認識。 ・SCC 緩和のためには、酸素ポテンシャルや熱拡散挙動等の理解、ペレット亀裂進展と PIC 亀裂発生への影響、添加物燃料における核分裂生成物の保持性などの確認を継続することが重要であるとの認識。 	

発行年	2018
発行機関	OECD/NEA
著者	—
文献分類	Nuclear Safety and Regulation
文献名	Phenomena Identification and Ranking Table, R&D Priorities for Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accidents in Spent Nuclear Fuel Pools
文献番号	NEA No. 7443
<p>福島第一原子力発電所の事故により、使用済燃料プール (SFP) の事故時の影響が甚大であることが顕在化した。このため、SFP における冷却機能喪失事故および冷却材喪失事故時に生じる現象を抽出し不確実性が高い現象を特定することによって、体系的に研究開発項目の優先順位をつけて重要性を識別する PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) が作成された。この PIRT は、熱水力現象に支配される燃料露出前、燃料露出後、そして燃料損傷の 3段階から構成される。評価基準として、ソースターム、燃料損傷、事故進展および水密度が用いられた。その結果、3段階からそれぞれ 31 個、38 個、61 個の開発すべき現象が抽出され、この中から高影響で知見レベルが低い 18 個の現象が同定され、このうち約半分は SFP における熱水力と熱伝達に関連する使用済燃料の冷却性に関係するものである。なお、PIRT のランキング結果は、評価時点の知識ベースに基づくため不完全であり、今後変わる可能性があることに留意する必要がある。</p>	

