

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

この報告書は、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」が、平成27年6月から平成30年3月の期間に公開の会合で検討した内容を取りまとめたものです。核燃料関係の安全性向上に係る課題の解決に当たって、共通の認識を持って進めるため、多くの関係者に有効に活用されることを期待するものです。報告書（若しくはその一部）を引用する場合は、報告書名を明記して引用していることを示してください。

軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG
活動報告書

目次

1.	はじめに.....	1
2.	活動報告.....	3
2. 1	背景.....	3
2. 2	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.....	4
2. 3	WGの委員構成.....	4
2. 4	WGの活動実績.....	4
2. 5	検討の進め方.....	5
2. 6	活動結果.....	6
2. 6. 1	燃料の信頼性向上に関する課題.....	13
2. 6. 2	安全解析手法に関する課題.....	18
2. 6. 3	炉心に関する課題.....	18
2. 6. 4	事故耐性燃料に関する課題.....	20
3.	まとめ.....	23
	参考資料.....	24
	添付資料.....	25
	添付資料 表1 国内外ギャップ、新知見の反映に関する課題の深層防護レベルへの展開...26	26
	添付資料 表2 燃料の設計改良による安全性の向上検討.....	27
	添付資料 表3 設計評価手法の信頼性向上に関する課題の深層防護レベルへの展開.....	29
	添付資料 表4 SFPでの安全確保に関する深層防護のレベル展開と 燃料に対する安全要求の展開.....	31
	課題調査票.....	32
	課題調査票【S111M107_d18-1】燃料の信頼性向上と高度化.....	33
	課題調査票【S111M107_d18-2】燃料の信頼性向上 (燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化).....	39
	課題調査票【S111M107_d17-1】炉心・熱水力設計評価技術の高度化.....	44
	課題調査票【S111M107_d24】プラント運用技術、炉心設計管理の高度化.....	61
	課題調査票【M107_d25】運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、負荷追従、等）....	68
	課題調査票【M199L199_d20】事故時耐性燃料・制御棒の開発.....	73
	資料集.....	88
	資料1. 設立趣意書.....	89
	資料2. 委員名簿.....	93
	資料3. 議事録.....	95
	資料4. 学会 企画セッションでの報告.....	117

1. はじめに

原子燃料は、原子力発電のエネルギー源であるとともに、放射性核分裂物質の閉じ込めを担う安全の要であり、かつ定期的な交換が必要であり、さらに使用後は使用済燃料として長期に渡る安全性が求められる。日進月歩で進捗する燃料技術によって、安全性及び経済性の観点で一層の高度化が推進されているとともに、福島第一原子力発電所事故を受けて新しい燃料システム概念の構築も進んでいる。このように、原子燃料に関わる科学技術分野は、材料、炉物理、伝熱流動、プラントシステム工学、バックエンド技術、保管技術、輸送技術など、非常に広範な技術領域や科学領域をカバーするとともに、様々な環境条件において健全性を要求されるという特徴がある。

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は、このような幅広い専門分野をカバーし、多様な立場と視点に基づいて中立な場で議論し、一層の原子燃料の安全高度化を図るための検討することを目的として日本原子力学会核燃料部会の下に設立された。本委員会は、日本原子力学会会員を中心に、産業界（電気事業者、プラントメーカー、燃料メーカー等）、学術界、官界の34名の委員とオブザーバ3名から構成され、多くの関係者の協力の下で平成27年から30年まで活動を進めた。

このロードマップの検討に当たっては、前身である「軽水炉燃料高度化ロードマップ」を一つの拠り所とした。これは、「PWR燃料開発に関するロードマップ」（平成16-17年 原子力安全研究協会）及び「発電炉の安全に関する研究開発ロードマップ検討」特別専門委員会（平成16-17年度 日本原子力学会）をベースとして、「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18-19年度 日本原子力学会）の成果物として刊行されたものである。これは、端的には当時の技術状況を踏まえて安全向上を図りつつ経済性を向上させた新燃料の開発ロードマップであり、福島第一原子力発電所事故によりロードマップのローリングはいったん中断していた。

その後、総合資源エネルギー調査会 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の提言（平成26年）を受けて安全対策高度化技術検討特別専門委員会（平成26-27年度 日本原子力学会）において軽水炉の安全性向上に関する「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」として発展し、この中に前述のロードマップの一部を反映させている。

一方で、上記の活動の中で安全性向上に関する新しい課題が数多く提案されている。燃料分野においても事故耐性燃料などの新しい燃料システム概念が出てきたことから、前述のロードマップを改定、更新することとした。

また、福島第一原子力発電所事故を受けて新しい視点で現在の規制基準を見直す機運が高まってきたことから、日本原子力学会 標準委員会 システム安全専門部会 炉心燃料分科会において原子燃料システムの劣化に関する包括的な詳細検討を進めた。この活動は「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」（平成27年）としてまとめられている。本報告書では、現在の規制基準を科学的技術的見地から改めて見直し、劣化事象ごとの詳細検討を行うとともに、海外等の最新知見を取り込み、今後の課題として整理している。

このように、「安全性向上」をキーワードとした潮流があり、一方でこれに刺激されて燃料安全の包括的な再検討も進んでいるという環境因子が整ってきた。この流れを受けて、本委員会において平成27年度より「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ」の作成作業に着手することし、報告書としてまとめるに至った。

本報告書は、このようなこれまでの活動成果を取りまとめ、軽水炉燃料の安全性向上に向けた活動に資することを目的としている。今後は、より幅広い視点での評価や指摘を取り込み、継続的なロードマップの改善活動（ローリング）を実施していくことになる。ロードマップとそのローリングの成果を社会に向けて分かり易く提示することで、安全性向上に向けた取り組みの透明性を確保し、ローリング活動やロードマップに基づいた研究活動、技術開発活動がより適切に促されることに大きく期待している。

これまでの多くの関係者の皆様の協力に感謝するとともに、今後も関連する活動を通じて軽水炉安全の継続的な向上に貢献していきたいと考えている。

（主査：東京大学 阿部弘亨）

2. 活動報告

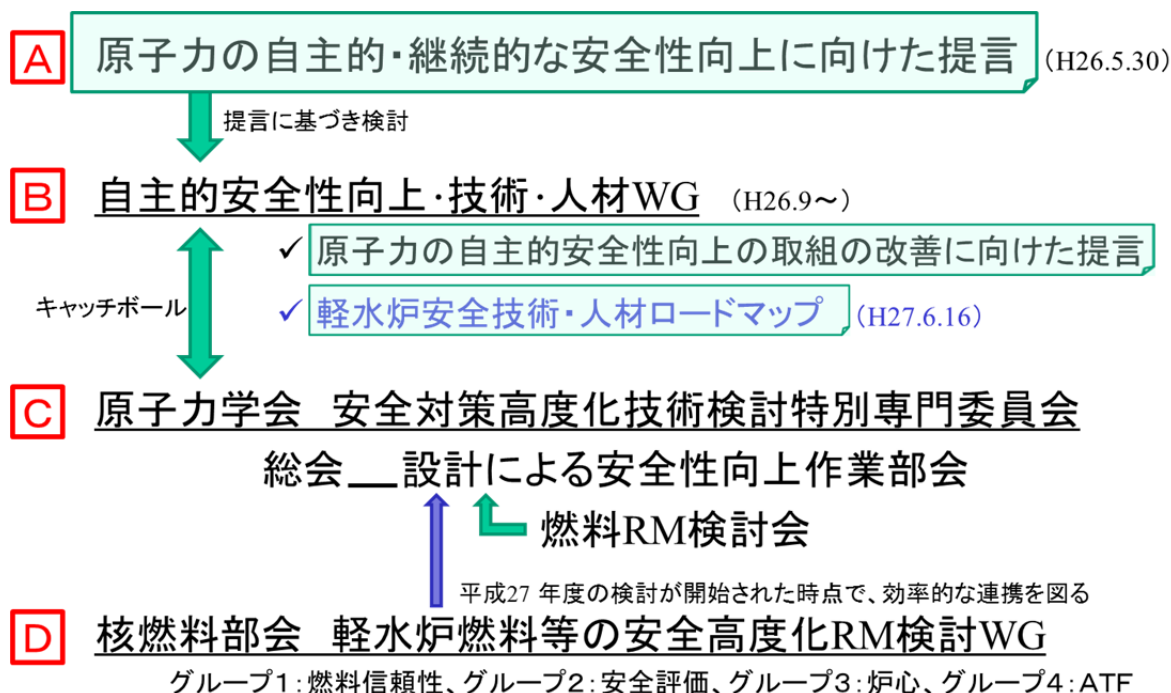
2. 1 背景

東京電力福島第一原子力発電所（以下、福島第一原発）事故の教訓を踏まえ、平成 26 年 5 月に総合資源エネルギー調査会 原子力小委員会の下に設けられた原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループから、**A**「原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言⁽¹⁾」が提示された。その中で、軽水炉の安全研究については、これまでの反省と課題が整理して示され、今後のあり方として、軽水炉の安全性向上のための研究開発課題を明確にするとともに、学協会、研究機関、メーカー、原子力事業者が軽水炉の安全研究に知見を持つ人材や各種実験施設、資金等が分散する中で、政府が中心となり軽水炉の安全研究に関する技術開発ロードマップ等を策定し、各主体間の連携を可能とすべきであるという指摘がなされた。

これらを踏まえて、平成 26 年 8 月に設置された総合資源エネルギー調査会 原子力小委員会傘下の**B**自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ (WG) ⁽²⁾において、軽水炉の安全技術・人材の維持・発展に重点を置き、国、事業者、メーカー、研究機関、学会等関係者間の役割が明確化された原子力技術・人材に関するロードマップを作成することとなった。

自主的安全性向上・技術・人材 WG の要請を受け、日本原子力学会は、**C**安全対策高度化技術検討特別専門委員会⁽³⁾において「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」を検討し、平成 27 年 5 月の第 9 回会合で最終報告⁽⁴⁾をしている。最終報告では日本原子力学会にて今後も継続的に本ロードマップのローリングを実施するとしている。

これを受け、日本原子力学会核燃料部会は、専門家集団として、核燃料関係の安全性向上に係る課題を掘り下げて検討する体制が必要と考えて、核燃料部会内に**D**「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」を設置し、核燃料部会の活動の一環として核燃料に関するローリング活動を行うこととした。



2. 2 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

自主的安全性向上・技術・人材 WG は、安全対策高度化技術検討特別専門委員会とのキャッチボールの下、平成 27 年 6 月に「軽水炉安全技術・人材ロードマップ⁽⁵⁾」を取りまとめている。

このロードマップは、廃炉や核不拡散・核セキュリティ分野も含む、軽水炉安全全般の多様かつ広範な分野を扱っている。効率的な議論を行うため全体を議論する「総会」、専門性に立脚して個別分野ごとに議論を行う「設計による安全性向上」、「保全・運転管理」、「アクシデントマネジメント」、「耐震・外的事象」、「廃炉」及び「核不拡散・核セキュリティ」の 6 つの作業部会で構成された。

設計による安全性向上作業部会は、核燃料、材料、熱流動等の広い分野の課題を所掌するため、核燃料関係の安全性向上に係る課題は、「燃料ロードマップ検討会」で検討し、作業部会に議論の材料を提供した。ただし、個々の課題を整理・検討した燃料ロードマップ検討会は、特別専門委員会の中の体制として位置づけられなかった。

核燃料部会としては継続的に検討する体制が必要と考えて、核燃料部会内に「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 (WG)」を設置して、ローリング活動を開始し、平成 27 年度の全体検討が開始された時点で、効率的な連携を図るとした。

本 WG は軽水炉を中心に特に安全性向上に着目して活動する。その設立趣意書を資料 1-1 に、開催期間変更趣意書を資料 1-2 に添付した。当初は平成 29 年 3 月までの期間としていたが、学会のローリング活動のとりまとめの時期を踏まえて、平成 30 年 3 月までに期間が延長された。

2. 3 WG の委員構成

設計による安全性向上作業部会及び燃料ロードマップ検討会の主査であった東大 阿部教授に継続して本 WG の主査を担っていただいた。WG 委員は、核燃料部会の部会員及び標準委員会 システム安全専門部会 炉心燃料分科会委員を中心とした産官学のメンバーで構成し、核燃料部会として委員委嘱の手続きを行った。委員名簿を資料 2 に添付した。

2. 4 WG の活動実績

WG の活動実績は、次の 9 回である。活動成果（配布資料、議事録、委員名簿）は核燃料部会ホームページ (<http://www.aesj.or.jp/~fuel/Events/WG.html>) で公開⁽⁸⁾している。

第 1 回：平成 27 年 6 月 29 日(月)	13：30～16：45	27 名出席
第 2 回：平成 27 年 9 月 25 日(金)	13：30～17：20	33 名出席
第 3 回：平成 27 年 12 月 9 日(水)	13：30～17：15	35 名出席
第 4 回：平成 28 年 2 月 17 日(水)	13：30～17：15	30 名出席
第 5 回：平成 28 年 5 月 30 日(月)	13：30～17：15	34 名出席
第 6 回：平成 28 年 7 月 11 日(月)	13：30～17：45	30 名出席
第 7 回：平成 28 年 9 月 1 日(木)	10：00～12：05	25 名出席
第 8 回：平成 29 年 12 月 21 日(木)	13：25～16：40	27 名出席
第 9 回：平成 30 年 2 月 27 日(火)	13：30～17：35	27 名出席

2. 5 検討の進め方

より現実的で実現性のあるロードマップとするため、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の課題調査票作成の元になった資料から精査し、具体的項目の確認、抜けの整理と丸めて書いた部分、特に実施の流れで漠然としている部分等を充実させる方針とした。事故耐性燃料（ATF）は大きな課題しか出ていないので精査するとした。

効率的な活動のため、課題調査票をカテゴリで分けて4つのグループを設け、各々に幹事を定めて活動を進めた。WGでは相互の関係を踏まえた全体調整を行いながら、議論を進めた。

■グループ1、燃料信頼性（平井幹事）

- ・燃料の信頼性向上と高度化
- ・燃料の信頼性向上（燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化）

■グループ2、安全評価（巻上幹事、平成29年12月から山内幹事）

- ・安全解析手法の高度化

■グループ3、炉心（青木幹事）

- ・炉心・熱水力設計評価技術の高度化
- ・プラント運用技術、炉心設計管理の高度化
- ・運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、負荷追従、等）

■グループ4、ATF（倉田幹事、平成28年5月から檜木幹事）

- ・事故時耐性燃料・制御棒の開発

ローリング活動に際して、認識を共有して効率的な作業推進につなげるために、成果のイメージの明確化、過去の検討との関係、グループ間のインターフェイス等について、議論した。燃料分野でどのように安全性向上を進めていくのかについて、まず安全性の現状分析を行い安全性強化のための重点ポイントを明確にする。安全裕度の定量化を行い一定以上の裕度を確保し裕度増加を図る。そして、引き続き安全性向上を図るための検討継続・開発推進等の展開を図る。このような流れを考えることで課題の位置づけが明らかになり、整理しやすくなると考えた。

「安全性向上」を目標にして、できるだけ早期にその実現化を進めていくこと、製品イメージはあってもよいがそれにとらわれないようにして、リスク低減への貢献を目指していくこと、大切な事項に抜けがないことを明確にし、意見をすり合わせて必要性（例えば安全裕度が小さい項目には「検討の優先度が高い」こと）を書き込んでいくこと、課題の解決に向けた具体的取り組みと解決時期等を書き込んでいくこと、等が協議された。

なお、核燃料部会としては、自主的安全性向上・技術・人材WG及び安全対策高度化技術検討特別専門委員会での議論との継続性も考えて、この最終報告を基本とし、ローリング活動を行うこととした。個別の課題調査票で、具体的項目の精査と過不足の確認、課題抽出、実施の流れをわかりやすくすること等について検討を進めた。

また、特別専門委員会設置期間（～平成 28 年 3 月）終了後の 4 月以降、自律的な活動が行えるような体制構築が進められ、日本原子力学会は「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会を設置し、ローリング実施体制を再構築した。ここでは、原子力を取り巻く環境変化を踏まえて、重要度評価軸の見直しを行い、自己評価を実施して、平成 28 年度報告書⁽⁶⁾を作成した。この報告を受けて、自主的安全性向上・技術・人材 WG は「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」（平成 29 年 3 月改訂）⁽⁷⁾をとりまとめている。

この検討過程で、全体の改訂方針の指示があると推測して待っていたが、個別の課題調査票には指示がなく、（課題調査票の更新を進めていたが）平成 29 年 3 月改訂版には貢献できなかった。次の改訂の機会を待ち、上位会合の動向を見ていると時期を逃すことが考えられるため、核燃料部会として検討を進捗させて成果をまとめることとした。

2. 6 活動結果

(1) 1 階層目：導入シナリオの検討

軽水炉燃料分野として、どのように社会的ニーズに応えるかを、目標とともに示すのが、導入シナリオである。

原子力発電への社会的ニーズは、福島第一原発事故を受けて、原子力の安全確保であることに疑いの余地はない。炉心燃料の分野においても、幅広く底上げされた安全性の確保とそれを不断に継続していくことが社会的ニーズであり、これに応えることにより国民の信頼回復と安心、理解を得ていくことができるものと考えられる。

今回の燃料安全高度化ロードマップの検討では、この安全確保を出発点として、技術マップ、ロードマップへの展開を行った。

(2) 2 階層目：技術マップへの展開の検討

燃料の安全性の向上において、どのような課題があるかを、俯瞰・整理し、産・官・学・学協会がどのように取り組んでいくべきかを、整理したものが技術マップである。

今回の検討は、安全性の向上を以下に示す通り、3つのアプローチからバランスよく推進していく視点と、深層防護の各レベルでの視点で、それぞれの課題や実施していくべき事項を列挙し整理し進めたことが、特徴である。

(2)-1 設計による安全性向上の推進のための主要な着眼点

設計による安全性の向上は以下の観点から推進を図り、総合的にバランスのとれた進め方が望ましい。

(a) 現状の課題への対応と解決

安全性向上の検討の出発点として、現状の分析が重要である。現状の分析として、以下の 2 点に着目した。

- ・ 安全解析や燃料健全性評価等の安全設計に関する現状の評価で、評価値と判断基準

値類との余裕が小さい項目について、安全余裕の増加のための方策の検討を行う。

- ・ 国内外での安全設計及び安全評価に関するギャップや新知見を随時収集及び分析を行いながら、現状の評価への取り込みの要否と具体的な取り込みの検討を行う。

前者は、燃料・プラント設計メーカーと電気事業者の産業界が主体となって検討を行い、今後も継続していく。この検討は、安全性の向上とともに、後述の炉心運用の高度化の円滑な導入にも効果的なものとなる。

後者は、原子力学会技術レポート「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」⁽⁹⁾に、過去に遡ったギャップ分析及び新知見収集の成果が集約されている。

(b) 燃料及び炉心の設計改良・新設計による安全性向上

燃料棒及び燃料集合体の材料及び構造面の設計改良は、主に限界性能の向上により安全裕度を増加させる。また、燃料ハードの設計改良にとどまらず、燃料の装荷パターン等、炉心設計からも、安全性の向上の方策の検討が望まれる。

(c) 燃料、炉心設計及び安全解析の手法の高度化による評価の信頼性向上

現行の安全設計及び安全解析の手法においては、解析コードやモデル類及び判断基準値に過度の保守性を有している事例が複数あると思われる。海外の最新評価手法も念頭に、新知見も取り込んだ高度化解析手法の開発と導入を進めることで、評価の信頼性向上とともに、結果的に安全性の向上につながるものと考えられる。

(2)-2 設計による安全性向上の深層防護ごとの整理と重要事項の掘り起し

設計による安全性の向上の3つの視点について、それぞれ深層防護のレベルごとに具体的な方策の列挙及び整理を行い、レベルごとにバランスのとれた向上方策となるよう留意した。

(a) 現状の課題への対応

原子力学会技術レポートで抽出された課題とともに、被ばく評価及び設計基準事故を超える状態にも着目して国内外ギャップや新知見のフォローを行い、深層防護レベルに割り付けを行った。技術レポートの課題に加えた新たな項目として、被ばく評価のソースタームに関する国内外の違い、DEC (Design Extension Conditions) での評価の海外での充実、シビアアクシデント (SA) での炉心溶融挙動に関する知見の蓄積等が挙げられた。

現状で判断基準値と評価値との余裕の少ない評価への対応については、メーカーと電気事業者が主体となって鋭意取り込んでいくべきものとして、本ロードマップでの主要な検討の対象外としている。

(b) 設計改良

深層防護の各レベルに対して、従来からの課題調査票で挙げられた具体的な課題の割り付けを行った。これに加えて、材料の改良と構造の改良の観点から、それぞれ、設計改良において望まれる姿を、性能規定レベルで列挙し、レベルごとにバランスのとれた設計改良への要求が浮き上がるように心掛けた (添付資料 表 2)。現時点で実施済み又は予定されている具体的な設計改良については、仕様規定レベルで、該当する深層防護レベルに割り

付けた。例えば、開発済みの 10×10 型燃料（BWR）や耐食性改良/水素吸収量低減を図った改良 Zr 合金被覆管（PWR）はレベル 1～レベル 3 の広範囲にわたった安全性の向上に寄与し、事故耐性燃料はレベル 3～レベル 4 にかけての安全性の向上に寄与する設計となる。性能規定レベルの記載にとどめている設計改良については、今後、産業界にて、評価項目ごとの安全性の向上のニーズや優先度を判断しながら、順次、適切に具体的な開発計画を図っていくことが望まれる。

(c) 評価手法

設計改良と同様に、従来からの課題調査票に挙げられた具体的な課題と今回の WG での検討結果としての性能規定レベルを含む評価手法の改良及び高度化が望まれる項目を、深層防護のレベルごとへの割り付けを行った。設計基準事故までの安全設計及び安全評価コードについては、最適手法及び不確かさの処理を行えるコードを中心に現状で開発済み又は開発中のコードを含め、数多くの改良評価手法が将来、既存の手法に替わって、評価の信頼性の向上に資する状況にある。SA 時の統合解析コードは、再稼働における適合性審査等での許認可では海外のコードが使用されているが、福島第一原発事故の解明における知見を含む国内外の新知見を踏まえた、今後の不確かさ低減のための検討が重要となるものと考えられる。また燃料の挙動、炉内熱流動、SA 時の燃料の構造崩壊や熔融後の挙動について、設計コードを補完する詳細解析手法の適切な活用が今後有用になると考えられる。

判断基準類については、現状の国内の設計開発や許認可における現行の基準値類には、古くから使用されてきているもの（被覆管の機械的破損の歪基準等）や、過度に保守的で評価における適切な安全余裕を示すとは言い難いもの（PCT1200℃や地震時の被覆管の機械的な破損を判断する応力基準値等）も散見される。これらについては、新知見や海外許認可での動きを踏まえた見直しが望ましく、そのための基礎的な研究や学協会での民間規格作りの計画を具体化していくことが望まれる。

現状の課題、設計改良、評価手法についての、それぞれの深層防護レベルごとの性能要求や課題調査票での具体的な項目を統合して表 2.6-1（1/3, 2/3）に表した。これが、2階層目の結論であり、設計による炉心及び燃料の安全性向上のための技術マップとなる。

(2)-3 検査による安全性の向上

炉心及び燃料の安全性は、基本的には、安全設計及び安全解析での多岐にわたる項目の評価によって確保されるものであるが、燃料集合体や炉心特性に係る各種の検査・試験類の中には、通常運転時の安全性の確認や異常な過渡変化時や設計基準事故時の安全解析等の入力条件・前提考慮事項の妥当性の確認について、設計を補完する位置づけ又は設計のかわりの位置づけとして行われている項目が含まれる。今後、電気事業者の自主的な実施による新検査制度の推進に際し、燃料及び炉心に関連するこれまでの各種検査の安全確保における目的や安全設計との関係を体系的に整理することが望まれる。これにより、設計評価を補完して、

安全性を高めることに重要で有効な検査・運用を明確にして、必要に応じて充実させていくことが、より求められると考えられる。

(2)-4 運転高度化への対応の検討

1階層目の原子力発電への社会的ニーズのうち、安全確保以外の項目（環境負荷の低減、放射性廃棄物の低減、資源の有効利用、核セキュリティ、安定した電力供給）は、長サイクルを含む運転サイクル長の柔軟な組み合わせ、高燃焼度化、ロードフォロワー運転、プルサーマル利用や回収ウランの有効利用等のプラント運転や炉心運用の高度化又は多様化により実現される。

これらの運用に対応する高度化燃料の設計、高度化燃料に対応する炉心設計及び安全解析の改良が必要となるが、これらは、基本的に、前項までの安全性の向上に向けた設計や評価手法の改良の延長上にあるものが多いと考えられる。

(2)-5 課題調査票のローリング

各 Gr の課題調査票には、主に安全性の向上及び炉心プラント運用の高度化への対応の観点から、課題や実施すべき項目が挙げられているが、前項までの検討や性能要求レベルの要求の深層防護レベルごとの整理を踏まえ、あらためて見直しを行っている。

(2)-6 使用済燃料プール（SFP）施設での安全性向上

本 WG では、軽水炉の原子炉施設内の、特に燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリの放射性物質の閉じ込め機能に関する多重障壁の安全性の向上に着目して、ロードマップ作成の検討を進め、原子炉施設外の安全性については対象外としたが、使用済み燃料貯蔵施設については、福島第一原発事故の発生以降、重要な安全評価の対象として認識が強まり、国内の再稼働審査の対象や海外での関連の国際研究プロジェクトが推進されていることから、技術マップの検討を行った。

SFP の安全性に関して、SA 時のプール水位低下への対応にとどまらず、プール水の喪失を前提とした大規模損壊を含む、これまでの設計基準事故の条件を超える状態での、燃料の冷却性及び被覆管の閉じ込め機能に係る挙動に注目と関心が高まっている。具体的には、プール水の喪失、水位低下の環境下、可搬型を含むスプレイ作動時の冷却性の評価、炉内と異なる空気雰囲気での燃料被覆管の高温時の酸化、膨れ等の挙動モデルの開発などが挙げられる。

また冷却水位の低下、喪失に伴う未臨界性維持についても、評価手法及び未臨界性の監視を含む運転上の安全強化の対応などが挙げられる。

SFP の安全性は、それ自体を対象として欧州でも重要度ランクテーブル（PIRT ; phenomena identification and ranking table）が作成されたことなど、重要な施設であることより、炉心・燃料の運転中の安全性とは別途に、簡単ではあるが、あえて、表 2.6-1 (3/3) のように、技術マップの形として整理を行った。

表 2.6-1 (1/3) 軽水炉等燃料の安全高度化ロードマップ：2階層目 技術マップ（深層防護レベルごとの課題や実施が望まれる技術事項の検討/整理）

		レベル1（通常運転時）	レベル2（異常な過渡変化時）	レベル3（DBA）
設計のうち ハード改良による安全性向上		<p>リーク低減・防止の集合体設計/構造(異物フィルタ性能向上、流動振動摩擦抑制、等) 照射変形(曲り・伸び等)の低減の集合体設計/構造(チャンネルボックスも含む) 通常時材料劣化(水素脆化等)抑制被覆管(→効果はレベル3まで) 線出力低減燃料棒(細径等)(→効果はレベル3まで) 通常時FPガス放出抑制ペレット/温度低減ペレット(熱伝導度増加) PCI/PCMI 軽減燃料(通常運転時の出力変動(ロードフォロワー等)対応性向上) プラント運用高度化(高燃焼度、長サイクル、スペクトルシフト、高度化 MOX 等)に対応する燃料設計 安全性を高める炉心設計(装荷パターン、核的燃料設計、等)</p>	<p>PCI/PCMI 軽減の被覆管・ペレット(→レベル3(Non LOCA)まで) 過渡時FPガス追加放出抑制ペレット(→レベル3(Non LOCA)まで) 過渡時温度上昇抑制ペレット(熱伝導度)(→レベル3(Non LOCA)まで) 延性/強度増加の被覆管(→レベル3(Non LOCA)まで) 熱水力特性向上燃料(低圧損、DNB/CHF性能向上)(→レベル3(Non LOCA)まで)</p>	<p>■Non LOCA(含、RIA)：レベル2と同じ。 ■LOCA： LOCA時高温酸化による脆化を抑制する被覆管及び集合体部材(→レベル4 ATF) (チャンネルボックスも含む) LOCA時高温膨れ量を軽減する被覆管、 LOCA時破裂/ディスパーサルを軽減する燃料棒 LOCA他事故時の機械的振動応答・変形を抑制する集合体の設計/構造 LOCAクウェンチ時の被覆管への熱衝撃荷重を軽減する集合体の設計/構造</p>
設計のうち ソフトに関する安全裕度評価の信頼性向上 ・不確かさ低減 ・過度保守性排除	評価値算出側 (モデル、コード)	<p>■通常時の燃料挙動予測技術の維持/向上 燃料棒機械設計(通常時)コードの改良/高度化(含、開発済コードの早期実用化) 通常時燃料集合体の照射曲り予測可能な手法、 数値シミュレーション(含、実験代替シミュレーション)技術の高度化(最適評価手法開発) ---- 燃料棒単位の詳細炉内3D流動&燃料棒不安定振動評価コード 燃料挙動素過程研究(解析(含、計算科学)技術の維持/向上、再構築) ■炉心(核熱)解析技術の維持/向上 炉心解析(核設計)技術の高度化 -核設計コードの改良/高度化 -BEPU法、照合実験技術の高度化、核データ(含、共分散)拡充・整備、 通常時運転余裕評価手法の高度化開発(統計評価手法の適用等) 炉心熱流動設計コード・評価技術の改良/高度化 プラント運用高度化(高燃焼度化、長サイクル、スペクトルシフト、高度化 MOX 等)に対応する炉心設計高度化</p>	<p>■異常な過渡変化時まで：異常過渡時の燃料挙動予測技術の維持/向上 燃料棒機械設計コード(過渡時)の改良/高度化(含、開発済コードの早期実用化) 速い過渡変化でのPCMI挙動/機械的破損の詳細評価する非定常燃料棒コード (→レベル3(Non LOCA)まで) ■炉心熱流動解析の信頼性向上 DNB(CHF)相関式精度向上/適用範囲拡大 座屈グリッドの熱水力特性(異常過渡変化&地震重畳時)</p>	<p>■一般 BEPU手法(含、統計的安全評価手法)の安全解析への適用、 安全解析コードの高度化 ■LOCA MCOBRA等のBEシステムコードの安全解析への適用、 LOCA時/LOCA後の燃料冷却性評価(FFRD、デブリ、ほう酸析出、LOCA後耐震、他) LOCA時(再循環)自然対流長期冷却評価の3Dコード 高燃焼燃料のLOCA時FFRDの詳細評価手法 (膨れ&リロケーションによる被覆管温度上昇、破裂の有無と本数、等) 崩壊熱評価手法の高度化 漏えい燃料/炉心のLOCA時冷却性への影響評価の信頼性向上、 ■Non LOCA TRAC等のBEシステムコードの安全解析への適用、 3D核熱結合によるボイド反応度帰還及び局所ドブドラ帰還を扱うコード 数値シミュレーション(含、実験代替シミュレーション)技術の高度化(最適評価手法開発) ----マルチフィジクス(事故時核熱結合特性&燃料棒挙動)例:RIA,MSLB 燃料集合体の(事故時の)安全機能明確化及び具体的評価への反映(含、地震時重畳)、 ■LOCA、Non LOCA 共通 RIA/LOCA時の燃料挙動の評価、燃料破損がもたらす影響の評価 炉心の局所の流路変形等を考慮した炉心冷却性評価手法の高度化(←含、レベル2) ----圧損混在、局所閉塞(FFRD、漏えい燃料の破断、局所変形(グリッド座屈)等 事故時被ばく評価ソースターム充実(放出加速の考慮や海外ギャップの分析・取り込み) 事故時被覆管破損本数評価の過度の保守性を見直し(LOCA時、制御棒飛び出し時) グリッド座屈時の熱水力特性評価(LOCA時、事故&地震重畳時)、</p>
	基準値設定側 (限界性能)	<p>PCI破損しきい値見直し 機械的破損1%至基準の妥当性 DHCしきい値 速い過渡変化時での被覆管の(熱)機械的破損の動的効果を取り込んだ評価による基準(例：CSED)(→レベル3(Non LOCA)まで)</p>	<p>RIA/LOCA時の燃料破損限界(高燃焼度における) Post-DNB/Post-BT(被覆管温度一持続時間)による炉心冷却形状維持基準 (ECRが小さい事象での冷却維持の基準(PCT1200℃→Post-DNB基準検討)) 事故後(特にLOCA後)の長期炉心冷却性維持の判断基準 (LOCA後地震時、再循環時のデブリ閉塞/炉心再露出時、ほう酸析出時、等)</p>	
検査/運用(運転管理等)による 安全性向上		<p>炉心監視機能(運転余裕)の向上 状態監視技術の高度化(炉雑音解析等) 運転余裕の明示化(取替炉心でのサイクル毎の条件による安全性確認)</p>		
関連試験 (例)	燃料開発(材料/構造)のための試験	<p>燃料開発(材料変更)時の照射試験/照射後試験 燃料開発(構造変更)時の流水試験(圧損、振動摩擦)</p>	<p>燃料開発(構造変更)時の熱水力特性(DNB/CHF)取得試験 燃料開発(材料変更)時の出力ランプ試験(過渡時被覆管破損限界確認試験)</p>	<p>燃料開発(材料変更)時の安全限界確認試験(RIA,LOCA：含、照射サンプル)</p>
	評価手法確立のための試験 (含、不確かさ低減)	<p>モデル等妥当性確認用の実験・測定技術の開発・高度化 炉心解析技術/熱水力設計評価技術を支える3Dボイド率実証データ取得 高度化手法導入に向けた熱水力試験(BWR:通常時) 集合体群3次元横流れ(流量回復確認)試験 核設計コードの標準(検証用)ベンチマーク問題の整備 燃料高度化(高燃焼度化、長サイクル対応、高度化 MOX 等)に対応する炉心設計高度化</p>	<p>グリッド座屈時(事故時/地震時)の熱水力特性試験 FP放出(ソースターム)モデル向上のための基礎/新発見取得(照射ペレット過渡時放出加速)</p>	<p>RIA/LOCA時の燃料挙動、燃料のDBA(RIA/LOCA)総合試験 FP放出(ソースターム)モデル向上のための基礎/新発見データ取得 3D横流れ流量回復試験(含、高低圧損混在、ディスパーサル/局所閉塞) 炉心解析技術/熱水力設計評価技術を支える3Dボイド率実証データ取得 グリッド座屈時(事故時/地震時)の熱水力特性試験(PWR事故時) DNB相関式適用性拡大(DNB試験)</p>
	限界性能把握のための試験 (含、確かさ低減)		<p>燃料の破損限界試験(異常な過渡変化まで) PCMIの動的効果を考慮した破損基準、PCI破損評価に関する規格/基準の高度化 燃料被覆管の破損評価の基準への新技術・新発見反映</p>	<p>水素吸収によるECCS基準への影響(米国新ECCS基準の脆化/破断荷重への影響) LOCA/RIA時の燃料破損限界 Post-DNB、Post-BT試験(炉心冷却形状維持の限界基準) 漏えい燃料被覆管(2次水素脆化)のLOCA時クウェンチ試験</p>
	現象把握解明のための試験			<p>LOCA再循環時デブリ投入流水試験 FFRD(照射ペレット燃料のバースト試験) RIA/LOCA時の燃料破損/ディスパーサル等がもたらす影響(含、FFRD)</p>
	要素的/基礎的 知見拡充の試験	<p>水化学(水質環境/CRUD)技術の高度化/燃料挙動への影響評価データ拡充、 燃料挙動素過程研究の維持・向上(実験技術維持・向上) 核データ測定及び核データ評価技術の継承/高度化と整備 ペレット照射特性データ蓄積試験</p>		<p>崩壊熱(DBA)高度化のためのデータ取得試験 FP放出(ソースターム)モデル向上のための基礎/新発見データ取得 BEPU評価で用いる不確かさデータの整理・継続的拡充</p>
	ホットラボ 照射 データ拡充試験	<p>集合体照射挙動(照射変形、構造部材の材料健全性、等)データベース拡充 燃料棒端栓溶接部健全性データ拡充 照射後燃料棒データベース(内圧、被覆管水素吸収/脆化、等)拡充</p>		

表 2.6-1 (2/3) 軽水炉等燃料の安全高度化ロードマップ：2階層目 技術マップ（深層防護レベルごとの課題や実施が望まれる技術事項の検討/整理）

		レベル3 (DEC)	レベル4 (SA)	外的事象（地震時）
設計のうち ハード改良による安全性向上		現時点では基本的にレベル3と同じ。	炉心損傷・溶融を抑制・生じない燃料・制御材 高温酸化による脆化を抑制・生じない被覆管 水素発生を抑制・生じさせない被覆管 溶融しにくいペレット(高融点/高熱伝導率：例 Th/U MOX 燃料)	地震（振動/衝突）時の変形抑制及び強度増加の構造/材料（集合体部材、チャンネルボックス） ---- 冷却材流路及び制御棒挿入経路の確保 延性/強度増加の被覆管（水平/鉛直方向とも） 制御棒システムの耐震性向上
設計のうち ソフトに関する安全裕度 評価の信頼性 向上 ・不確かさ低減 ・過度保守性排除	評価値算出側 (モデル、コード)	■多重故障/多機能喪失事象の評価の充実： B-DBA の燃料挙動の把握、予測技術の維持向上 DEC (SA 未満) 評価手法の確立（評価事象等の充実） 被覆管温度/高温酸化量が DBA を超える領域での LOCA 時挙動データの取得/拡充	・過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コード ---- 高度化、モデルの不確かさデータの整理・継続的拡充、1 F 廃炉時知見の適用、 ・溶融炉心の挙動の不確かさを低減する詳細補完コード・モデル ---- 挙動：炉心崩壊、炉心溶融、RV 内形状・冷却、RV 外への落下、 キャビティ水中挙動（メルトジェット、細片化、キャビティ床面拡がり、溶融物内成層化・クラスト形成、熱伝達(溶融プール内、溶融物表面熱流束)、MCCI)、 ・溶融炉心からの FP 核種/エアロゾル放出挙動/性状、及び CV 内挙動（含、MCCI 時） ・崩壊熱データ拡充（長期アクチニド）及び不確かさ低減 ・不定形体系（溶融炉心等未臨界性等）の解析手法・技術	制御棒挿入性(時間)評価手法高度化/精緻化 地震時燃料集合体応答変位評価手法の高度化（流動化減衰取り込み等） 座屈グリッドの熱水力特性（地震時長期冷却、地震と異常な過渡変化/事故の重畳時）
	基準値設定側 (限界性能)	DEC (SA 未満) 評価の判断基準明確化 被覆管温度/高温酸化量が DBA を超える領域での ECCS 基準への影響 Post-DNB 試験、Post-BT 試験（炉心冷却形状維持の限界基準）、		地震時の燃料(被覆管、制御棒案内シンプル)の冷却形状維持の合理的基準 （現状の許容応力基準における過度の保守性排除） 燃料集合体の安全機能明確化及び具体的評価への反映、
検査/運用(運転管理等)による 安全性向上				
関連試験 (例)	材料/構造開発 のための試験			燃料開発(構造変更)時の振動減衰特性/衝突特性取得試験
	評価手法確立 のための試験		過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コードのモデル高度化に資する試験	
	限界性能把握 のための試験	温度/高温酸化履歴を変えた(BDBA)条件での LOCA インテグラル試験、等		LOCA 後高温酸化被覆管の地震時の冷却形状維持限界確認曲げ試験 被覆管の地震時曲げに対する機能(閉じ込め、冷却形状維持)維持の限界確認試験、
	現象把握解明 のための試験		過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コードのモデル高度化に資する試験 ---- 炉心溶融後の詳細挙動（変形、成層化、熱伝達）、FP(エアロゾル)放出後挙動、 等	LOCA 後材料劣化燃料の地震時特性(含、集合体部材の振動/衝突挙動)、 照射燃料集合体/集合体部材の地震時特性影響試験 2 方向ランダム強加振重畳時のグリッドの衝突変形進展試験、
	要素的/基礎的 知見拡充の試験		崩壊熱データ信頼性向上 (SA 用長期アクチニド) のためのデータ取得	
	ホットラボ 照射 データ拡充試験			照射被覆管の地震時曲げに対する機能（閉じ込め/冷却形状維持）維持の限界試験

表 2.6-1 (3/3) 軽水炉等燃料の安全高度化ロードマップ：2階層目 技術マップ
(深層防護レベルごとの課題や実施が望まれる技術事項の検討/整理)

深層防護レベル		レベル4 (小規模喪失) ~5 (大規模喪失、被覆管閉じ込め機能喪失、燃料溶融)
安全機能		被覆管の破損/破裂 発生後
冷却機能維持 閉じ込め機能維持		被覆管の破損/破裂 未発生
燃料設計	高温酸化抑制被覆管 (ATF を含む)	
評価手法	評価手法の高度化： ・システムコード：SFP 冷却性評価 (MAAP5、SAMPSON、他) ----スプレイ冷却モデル、空気冷却(廃炉/再稼働未認可) ・被覆管挙動評価：特に空気環境下。 - 挙動モデル：高温酸化、膨れ/破裂 - 被覆管膨れ破裂判定基準 (例:PCT < 900°C)	評価手法の高度化： ・システムコード：SFP 建屋内/環境への FP/エアロゾル挙動 (MAAP5、SAMPSON、他) ・被覆管挙動評価：特に空気環境下。 - 被覆管破裂 - 被覆管破裂後の FP 放出 - 燃料溶融挙動、燃料ラック反応機構、溶融物挙動
設備対応 運用対応	・SA 設備：可搬型注水設備、可搬型スプレイ設備 ・冷却性悪化を回避する配置：高発熱燃料の分散配置	・同左
評価手法	・燃焼度トレジット/中性子吸収材等を考慮した評価 ・水抜け/スプレイ等による最適減速 (低密度状態) を考慮した評価 ・燃料配置、ラック固有形状等を考慮した詳細評価 ・未臨界評価基準値 (不確かさ等考慮)	・同左 ・同左 ・同左 ・同左 ・燃料損傷/溶融後の未臨界性評価
設備対応 (含、燃料以外) 運用対応	未臨界度監視設備	・同左
関連の新知見	PIRT (OECD/NEA：WGFS&WGAMA)、欧米等での試験進捗、国内外安全対策、等	
課題調査票 記載項目	使用済燃料貯蔵における安全対策調査、冷却機能喪失関連国内外試験・研究の調査、燃料被覆管の温度上昇・燃料破損等の事象進展を再現できる重大事故解析手法の高度化 (空気中の被覆管酸化モデル、スプレイ冷却モデル)、燃料配置手法の構築、外的影響を含めたリスク評価	(その他として乾式貯蔵、キャスク設計高度化)

上記は、現時点での課題や方策を示しており、中期・長期においても、新たな知見をふまえて、同様の検討を継続していくことになると考えられる。

2. 6. 1 燃料の信頼性向上に関する課題

原子力学会の「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」の「設計による安全性向上」作業部会において検討が進められた設計（燃料、材料、熱流動等）による安全性向上に係る課題について、次の観点に対して分類し、課題の整理と追加を行った。

- 1) 課題の位置づけ
- 2) 運転状況
- 3) 許認可項目
- 4) 要求機能
- 5) 対象ハードウェア・分野
- 6) 安全性向上の適用先
- 7) 学会技術レポートにおける課題との関連性
- 8) 課題解決のアプローチ等

これらの課題を 1)課題の位置づけに従い、次に示すステージ分けを行い、ロードマップの考え方を整理した。

1. 炉心燃料の安全性の現状分析及び安全性強化の重点ポイントの明確化
炉心燃料の安全性について現状分析を行い、課題として上げられた項目、並びに安全性強化上重要とされた項目。
 - 1.1 学会技術レポートで分析された項目の推進
 - 1.2 炉心分科会報告書以外で追加が必要と考えられる検討項目
2. すべての項目についての安全裕度の定量化と一定以上の裕度確保・増加の実現
安全裕度を定量化し、裕度を確保・増加するために必要な項目（このために必要な試験を含む）。
 - 2.1 燃料の設計改良
 - 2.2 安全機能維持の限界把握による安全基準の見直し
 - 2.3 安全評価手法の高度化・精密化・高精度化
 - 2.4 その他の安全裕度向上のための方策
 - 2.5 燃料挙動及び安全限界の高精度の把握に関する試験
3. 安全性向上後の展開
2.において、安全裕度を確保した上で、原子力エネルギーの継続的な維持・発展に必要な炉心・燃料の開発項目。
 - 3.1 更なる安全性向上のための検討の継続及び開発の推進
 - 3.2 定量化された一定以上の確保された安全裕度を基に必要に応じた円滑な炉心・燃料の高度化への対応
4. 要素・基盤技術の整備・強化
上記項目を実現するために必要な要素技術並びに基盤技術の整備・強化、インフラの維持・向上に関する項目。

5. 炉心燃料関連のインフラの検討

上記検討結果を基に各項目を深層防護の観点から分類した。(添付資料 表 1～表 3)

更に、達成時期の観点から、各項目を次のように整理した。既存の技術や知見による安全性向上を短期で対応すべき項目と位置付けた。一方、現象把握の深化や新知見への対応技術の開発を必要とする安全性向上に関しては、「現象の理解」「対策技術開発」「検証」「適用」のステップが必要であり、また、実現のための体制・仕組みづくりが必要な項目もあることから、中長期的に対応すべき項目と位置付けた。これら整理した結果をロードマップとして表 2.6.1-1 に示す。

なお、深層防護のレベル4の検討において、当初燃料に関する項目として挙げていたシビアアクシデントマネジメント (SAM) についての項目、すなわち SA 現象に理解の深化及び FP 挙動予測精度向上、アクシデントマネジメント (AM) 対応技術向上支援ツールの開発などが AM 作業グループ所掌となったが、やはり燃料に関するところが多いことから、中長期的項目として取り込むことが適切と考え、本ロードマップに含めた。

以下に、結果の詳細を示す。

(1) 最新知見の反映、課題等の取り組み

最新知見の分析や取り込みは、短期・中期・長期に係らず、常に継続していくべきものであるが、前述の学会技術レポートで具体化された項目を中心に、現在具体化されている国内外ギャップや追加知見への対応の目処付けを短期ターゲット内に行うことが望まれる。そのうえで、中期、長期においても、都度、具体化される課題や最新知見に対して不断の対応を継続していくこととなる。

(2) 設計改良

現時点で開発が終了している改良設計は、型式認証、少数体先行照射、取替炉心ごとの柔軟な安全性の確認などの制度や運用を活用して、できるならば短期ターゲット内での早期の実用化を図ることを目標とした。

開発途上や計画段階での設計改良については、開発に要する期間と対象とする原子炉施設の種類に応じて、中期と長期に振り分けられる。中期ターゲットの開発は、現行の既設炉や次期炉として位置づけられる増設炉への適用を念頭に、既存の燃料設計をベースとした構造や材料の改良を対象とした。長期ターゲットの開発は、事故耐性燃料に代表される、抜本的な材料改良の設計や既存の原子炉以外に革新的な次世代炉への適用を念頭に置いた設計を対象として割り付けを行った。

(3) 評価手法の高度化

改良設計と同様に、短期ターゲットまでには、開発済みの設計・評価コードの実用化が望まれる。PWR/BWR 共に、設計基準事故までの熱流動解析に代表される、新知見を取り込んだ高度化の解析コードが数多く開発されており、また安全解析のコードには、最適評価及び最新知見に対応できる統計的な不確かさ手法も開発されている。炉心設計、燃料機械設計コードも含め、トピカルレポートの技術評価制度等を活用して、これらの改良コードを早期に実用化することが望まれる。SA 時のシステムコードは、世界的にバージョンアップが進めら

れており、中期ターゲットにおいて、改良状況のフォロー及び福島第一原発事故の調査や世界的なプロジェクトでの知見を踏まえた熔融炉心挙動等の知見と理解の深化を進めていくことが重要と考える。また、燃料棒の詳細な挙動、及び CFD 等の詳細な熱流動等の解析手法に関する開発や実用化も中期ターゲットを目標に進められるものと位置づけている。海外で開発事例のある、炉心の燃料棒単位のマルチフィジクスによるシミュレーション解析手法などは、中期から長期に位置づけられる。

(4) 短期・中期・長期ごとの効率的な推進

短期は、至近の課題の解決や開発済みの設計や評価手法の実用化が中心となるため、基本的に国（規制）との認識の横通しが重要となる。

中期は、現状の設計及び評価手法をベースとした改良・高度化を進めていくことが考えられることから、産業界が自主的に優先度もつけながら、具体化して推進していく項目が、多く含まれる。

長期には、抜本的な概念変更を伴う開発期間・規模が大がかりとなる開発がふくまれることから、主に経済産業省・資源エネルギー庁への働きかけが、中心となると考えられる。

(5) 燃料開発研究インフラの維持、基盤・要素技術の維持・推進

安全性向上において最も重要な項目の一つが、運転・管理を含めた技術の維持・向上であり、そのためには燃料研究インフラの維持、基盤・要素技術の維持・推進が必須となる。特に、原子力エネルギーを安定に供給し続けるためには、国際情勢に影響されないよう、これらを国内に確保しておくことが必要である。しかしながら、国内外で主導的役割を果たしてきたこれらのインフラ施設が、次々と閉鎖され、従業員とともにその技術が失われつつあるのが現状である。

(a) 燃料開発研究インフラの維持

燃料設計の改良・開発や安全設計・安全評価手法（コード、モデル等）及び開発については、燃料定常照射試験施設、出力ランプ照射試験施設、ホットラボ施設、照射燃料を扱える反応度実験等の安全研究施設、熱流動試験施設、耐震試験施設、臨界試験施設等の活用によるデータ取得や蓄積が欠かすことができない。

本件は、国への要望が必須となり、確実に日本に技術が残るような新しい形の国際協力も視野に入れた、施設及び設計開発に係る人材の維持・育成について、国を巻き込んだ検討をしていく必要がある。

施設や人材の維持は、原子力安全全般に共通の問題であることから、原子力エネルギーに対する位置づけとそれを遂行するための現状を踏まえた実効的な施策の明確化を国に要望する一方、本件は炉心・燃料に特有な施設が数多くあげられることから、燃料関係者から本ロードマップを通じて、関連施設の維持と必要に応じた新規の設置に関する要望・提言を、本ロードマップの検討の結果として、具体的に発信していく。

(b) 基盤・要素技術の維持・推進

技術マップの検討の段階で、要素・基盤技術の重要性が関係者で認識された。具体的には、

燃料挙動の素過程研究、燃料照射挙動（オンサイト照射後試験(PIE)、ホットラボ PIE）、ペレット基礎データ、核データベース、水化学影響、崩壊熱、被ばく評価ソースターム、SA時燃料崩壊・溶融物／FP 挙動等が挙げられる。これらは1機関のみで検討を進めるには限度があり、基盤・要素技術の産官学ベースでの推進・継続が望まれる。

また、燃料関連の諸施設の維持・活用の観点からも、大規模・長期的な開発プロジェクトでの施設の活用だけでなく、このような基盤・要素技術の地道な推進・継続が必要と考える。

表 2.6.1-1 軽水炉等燃料の安全高度化3階層目ロードマップ

原子力 ミッション (1階層目)	ミッションに対する炉心・燃料分野での対応		→ 短期 2020	(2025)	→ 中期 2030	(2040)	→ 長期 2050
	安全性の 向上	設計による 安全性向上	① 至近の具体的課題の把握と解決 ・現状分析→余裕少項目重点対応 ・国内外ギャップ分析 →未評価項目/未考慮条件等対応 ・新知見反映/再評価	至近の課題の解決、現象解明等： 例：FFRD、LOCA 後長期冷却、漏えい燃料の安全性、		中期以降も、国内外ギャップの分析、新知見の収集・分析については、継続して必要な事項を評価へ反映していく。	
② 設計(材料/構造)改良による 安全性向上 (ハード対応)			開発済み設計の早期実用化：(設置変更許可不要案件を含む) 例・耐食性改良/水素吸収低減被覆管(PWR/BWR) →通常時～事故時の安全機能維持の限界性能向上 ・10×10型燃料 (BWR) →線出力密度軽減による通常時～事故時の熱的負荷軽減 →型式認証、取安等の柔軟な許認可制度による早期実用化	安全性向上のための設計改良 (制御棒設計改良を含む)：可能なら短期前倒し ・材料改良：通常時材料劣化低減被覆管、延性増加/強度増加被覆管(含、耐震性)、 FP 放出低減/温度上昇抑制等ペレット、PCMI/PCI 低減ペレット 事故時(LOCA、Post-DNB/BT)高温酸化脆化抑制部材(被覆管/集集体) ・構造改良：通常時漏えい防止設計(振動摩擦抑制、異物捕捉向上)、通常時変形 抑制(曲り等)構造(&材料)、熱的余裕向上設計(DNB/CHF 性能向上)、 地震時/事故時の変形抑制/強度増加構造、(チャンネルボックスも同様) 安全性向上につながる炉心設計 (装荷パターン、核的燃料仕様変更、等)		安全性向上のための設計改良： ・中期の設計改良の継続及び新知見等反映 ・抜本的材料/構造変更燃料 (含、次世代炉燃料) 例：SiC 管、Th/U ペレット、被覆粒子燃料、 改良 SS (FeCrAl) 管、Cr コーティング管、等	
③ 安全評価の信頼性向上 (評価の不確かさ低減及び新知見 等の取り込み) (ソフト対応)			開発済みのコード類の早期実用化： 改良安全設計/安全解析コード 例：TRAC、MCOBRA、等(含、BEPU 法) → トピカルレポート等の柔軟な許認可制度の活用 適用待ちの見直し基準類の早期適用： 例：PCI 破損しきい値、等 → トピカルレポート等の柔軟な許認可制度の活用 → 民間規格(レベル4)の合理的な策定	解析コード類の開発・適用： ・現行の安全設計(燃料・炉心)/安全解析(DBA、SA)コードの改良/高度化 ・設計/解析コードの補完：詳細燃料挙動評価手法、CFD(炉内熱流動、等)、 マルチフィジクス炉内事故時シミュレーション、 SA 評価コードの不確かさ低減：溶融デブリ等の知見の深化、1F 解明の反映、等 DEC の評価手法(事象、判断基準)充実 具体的判断基準値類の体系的な策定(含、優先度の高い基準値の見直し/具体化) 例：1%歪基準、PCT 1200℃(@ ECR ゼロ)、地震時応力基準、長期冷却基準、等 基礎データ・知見の拡充と評価への反映： 崩壊熱、ソースターム、燃料 PIE データ、核データ		評価手法の信頼性向上 ・中期の継続及び新知見等反映 ・次世代炉評価手法確立	
検査/運用等 による 安全性向上		・安全評価の前提/初期条件確認 ・設計評価と合わせての通常時の 安全確認	ROP 制度の導入と浸透(2020/4 開始) 民間規格の体系化：燃料体の安全確保のための上位規程策定	ROP：炉心燃料の安全性確保のための検査の見直し(新知見を踏まえ継続) 炉心管理/炉心監視手法の高度化、取替炉心の安全性確認の柔軟/拡大適用、			
・環境負荷の 低減 ・使用済燃料 の削減 ・資源の有効 利用 ・安定供給 (&安全向上)	プラント/炉心運用の高度化： →柔軟サイクル長、ロードフォロワー、高燃焼度、 スペクトルシフト、出力向上、高度化 MOX、等 プラント/炉心運用高度化への燃料の対応(濃縮度増加等) ・高度化燃料の設計改良/開発、 ・高度化燃料の炉心設計/安全評価 (含、設計・評価手法の高度化)	高度化 MOX 燃料、高燃焼度燃料の検討・課題抽出 柔軟サイクル長、ロードフォロワー炉心の検討	運用高度化に適用する燃料/炉心設計 (短中期の安全性向上策を反映) 安全解析 (含、短中期の安全性向上方策に追加の安全余裕増加の要否の検討) 高度化燃料に対応する炉心設計・安全解析手法 (高度化手法適用+α?)		更なる高度化運用への対応： 例：更なる長サイクル、高燃焼度化、等 →5%超濃縮/インフラ影響 次世代炉への高度化燃料の適用		
基礎/基盤/要素データベースの取得/拡充			燃料挙動素過程研究、燃料照射挙動(オンサイト、ホットラボ PIE)、ペレット基礎データ、核データベース、水化学影響、崩壊熱、被ばく評価ソースターム、SA 時燃料崩壊・溶融物/FP 挙動知見、等				
ミッション を達成する ために必要 と考えられる 試験 (例)	未解決/新知見現象把握の試験 【産、官、学】【官(規)】		RIA/LOCA 時の燃料破損がもたらす影響(含、FFRD) LOCA 再循環時デブリ閉塞挙動・性状確認試験、	燃料の DBA(RIA/LOCA)総合試験、			
	燃料開発(安全向上/高度化)の試験 【産】			高燃焼度燃料の RIA/LOCA 燃料破損限界、高度化燃料に向けた熱水力試験、			
対象プラント (工程は未確定)	(既設/新設)	既設炉	既設炉への成果反映：主に短期、中期までの成果を順次反映				
		次期炉(増設)	次期炉への成果反映：最初の増設には、主に短期、中期までの成果(炉心運用高度化を含む)を反映。その後、長期成果を順次反映				
		次世代炉	次世代炉への成果反映：初号炉に長期の成果を反映				

注：短期/中期/長期でひかれたラインは、開始～終了ではなく、成果が得られる(終了する)ターゲットの時期をそれぞれの時期の範囲内で幅を持たせて示したもの。(開始は短中長期とも短期中に開始が基本)

2. 6. 2 安全解析手法に関する課題

燃料・炉心とのインターフェイスを意識すべき安全解析手法の課題として、2 件の課題「安全解析技術の高度化」、「使用済燃料の安全評価技術の高度化」を検討した。

1 件目は、許認可用安全コードの最新化の必要性（海外で実用化されている BEPU 手法の適用を含む）、福島第一原発事故過程の過酷事故解析コードへの反映など、燃料を内包する原子炉システムの安全解析に係る課題「安全解析技術の高度化」である。前者については、グループ 1 の燃料の照射挙動や熱機械的評価に係る課題調査票、グループ 3 の炉心の核熱設計・評価手法に係る課題調査票に挙げられた手法も包含して設計基準事故時までの設計・評価手法の信頼性向上の観点から整理と分析を行った。後者については、シビアアクシデント時の炉心溶融挙動、核分裂生成物の放出挙動など、様々な研究・検討が進められており、核燃料部会の溶融事故における核燃料関連の課題検討 WG での検討成果も確認しながら、個々の過程ごとに、必要と考えられる知見の拡充を抽出した。今後必要な試験の実施と挙動のモデル化の進捗をローリング検討に反映させいく。これらの検討をもとにグループ 2 が主導となって、深層防護のレベルごとに、課題、試験の実施及び知見の拡充が必要と考えられる項目を整理した技術マップ（添付資料 表 3）の作成を行った。

2 件目は、使用済燃料貯蔵に係る安全対策、過酷事故解析手法の高度化など、使用済燃料を内包する貯蔵・輸送設備の安全評価の高度化に係る課題「使用済燃料の安全評価技術の高度化」である。使用済燃料プールの安全確保に関連する安全機能（冷却、閉じ込め、臨界防止）と関連する特性について、深層防護のレベル展開の整理をグループ 1 と協力して進め、添付資料 表 4 に示す通り、使用済燃料貯蔵施設における深層防護のレベルごとの安全要求事項を体系的にまとめた。

これらは共に、核燃料分野以外との関連が深いことを踏まえ、深層防護レベルに基づく体系化を通じて、燃料・炉心を取り巻く現象と原子炉システムの安全性向上との関連の明確化を検討した。課題調査票は、本 WG の所掌ではないが、設計、シビアアクシデントなどに係る広範な課題として、核燃料分野の検討を踏まえて、今後のローリング検討に反映させいく予定である。

2. 6. 3 炉心に関する課題

軽水炉安全技術・人材ロードマップに基づき、燃料ロードマップのうち、短期、中期、長期に係わる案件が検討された。また、2012 年に炉物理部会にて炉物理ロードマップ⁽¹⁰⁾が作成されていることから、炉心設計、核設計、核データに係る参考として取り入れることとした。これらの情報を燃料ロードマップの委員会で取り上げ 2014 年から課題調査票の統合と集約を実施するとともに、新知見をワーキングに図り、適宜ローリングを行った。その結果、炉心に関する課題を 3 項目でまとめ上げた。まとめた課題の内容を次に示す。

1. 運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、ロードフォロワー等）

既設プラントの高稼働率運転、適切な高経年化対策を前提とした長期安定運転の実現は、炉心出力の向上及び／又は長期サイクル運転の導入により達成される。燃料濃縮度は増加の方向であり、過渡・事故時の事象進展を緩和する停止能力の向上、反応度制御能力を向上する技術の高度化が重要である。また、負荷追従運転を含め、運転条件に即した現実的な安全余裕を定量的に把握し、運転管理に役立てることが重要である。また、40年超運転を含め、再稼働するプラントの安定的な運転が重要課題となることから炉心監視機能の向上、監視技術の高度化が必要になる。

課題である運転性能の高度化に係る技術開発は、高稼働率・長期安定運転時の一層の安全性向上に資するものである。

2. 炉心・熱水力設計評価技術の高度化

炉心及び熱水力設計評価技術は、通常及び事故時の炉心挙動評価の基盤技術である。これらの技術の信頼性向上は、通常運転での安全性に関しての説明性の向上、さらに、異常事象収束対策の信頼性向上に寄与する。

本課題では特に最適評価及び不確かさ評価技術、また未臨界度測定を含む炉心解析結果を確認する実験技術の開発、炉物理計算には欠かすことができない核データの測定及び評価技術の継承及び高度化、不確かさ評価の入力データとなる共分散データの整備を行い、炉心及び熱水力設計評価技術の高度化に資する。

また、この手法はその時々最新のハードウェア（例として、高度化燃料等）に対応できるように整合を取った検討とする必要があり、実運用に向けた環境整備が重要となる。更に原子炉廃止措置におけるクリアランス、DBA、SA など様々な評価にソフトウェアの観点から適用されることを想定する必要がある。

3. プラント運用技術、炉心設計管理の高度化

原子力プラントの性能を最大限に活用し設備利用率を向上させるためには、炉心出力の向上及び／又は長サイクル運転といったプラント運用技術の高度化が有効である。具体的に、出力向上については、必要に応じてタービンや蒸気発生器等の設備拡張（それに伴う材料開発等の要素技術開発含む）、給水流量の測定精度改善、原子炉熱出力向上に係る安全評価技術の高度化等が必要となる。また、長サイクル運転、設備利用率向上のためには、燃料の高燃焼度化、状態監視の幅広い導入、リスク情報活用によるオンラインメンテナンス導入（作業員の負荷平準化等）などによる設備信頼性の向上が有効である。

炉心構成要素（高燃焼度燃料、事故耐性燃料・制御棒、等）の設計変更、原子炉の運転条件見直しに対し、運転上の制限を遵守し、安全余裕を確保した状態で原子炉の運転を行うためには、炉心設計、運用管理技術の高度化を継続的に推進していくことが必要である。

2. 6. 4 事故耐性燃料に関する課題

事故耐性燃料・制御棒は、想定外の事象に起因する事故も含めて、固有安全性の向上により、最終的には炉心における事故発生リスクの飛躍的低減や事故拡大リスクの大幅な抑制を達成する概念である。段階的に低減・抑制達成レベルを向上させていき、中長期的段階での目標達成を目指す開発が適しており、短期的段階からの戦略的な取組みが必要となる。要素技術として、炭化ケイ素 (SiC)、改良ステンレス鋼 (改良 SS)、改良ジルコニウム合金 (改良 Zr 合金)、代替革新的燃料 (被覆粒子燃料、トリウム燃料、炭化物燃料、窒化物燃料、シリサイド燃料、添加酸化物燃料)、改良制御棒が検討されており、表 2.6.4-1 に示す特徴がある。

表 2.6.4-1 各要素技術の安全性向上効果

	特長 (事故時特性)	事故の進展 LOCA → SA				事故の 進展抑制
		冷却性	炉心溶融	CV 破損	FP 拡散	再臨界防止
①SiC	<ul style="list-style-type: none"> 寸法安定性が高い 溶融点が高い 水素発生がほとんどない 	◎	◎	◎	◎	-
②改良 SS	<ul style="list-style-type: none"> 寸法安定性が比較的高い 水蒸気反応がほとんどないので反応熱、水素の発生もほとんどない 	◎	○	○	○	-
③改良 Zr 合金	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気反応がほとんどないので反応熱、水素の発生もほとんどない 	○	○	○	○	-
④代替革新的燃料	<ul style="list-style-type: none"> 熱伝導度が高い 融点が高い FP 閉じ込めに優れる 	○	○～◎	○～◎	○～◎	-
⑤改良制御棒	<ul style="list-style-type: none"> 燃料に先行して破損しない 水素発生がほとんどない 制御材が燃料物質から分離しない 	○	◎*	-	-	◎

◎：高い防止・抑制効果が期待される。○：防止・抑制効果が期待される。△：抑制効果が期待される。

*：制御棒の先行溶融に対する高い防止・抑制効果が期待

短期的段階では、効果が高いと思われる革新的な候補技術の開発を活性化し、固有課題について技術成熟度を向上させるとともに、革新技術導入による安全性向上効果の定量評価法を確立した上で、技術の最終的な達成目標と達成に至るまでの開発課題や開発ステップ、及び候補技術の選択の手法等を明確にする必要がある。共通基盤技術の開発では、中性子照射環境の整備、照射データの蓄積や工学規模の性能検証試験等において、長期の開発期間や大きな費用が必要であり、短期的な段階からの戦略的な研究開発推進が重要となる。併せて、他の革新技術の導入と同様に、燃料設計、燃料製造技術、安全性評価だけでなく、炉心設計や炉心運用技術、さらに規格基準や規制も含めて、現行技術に対する高度化の開発要求を明確化し、かつ、それを分野横断的に認識共有する必要がある。この点についても短期的段階からの包括的な取組が重要となる。

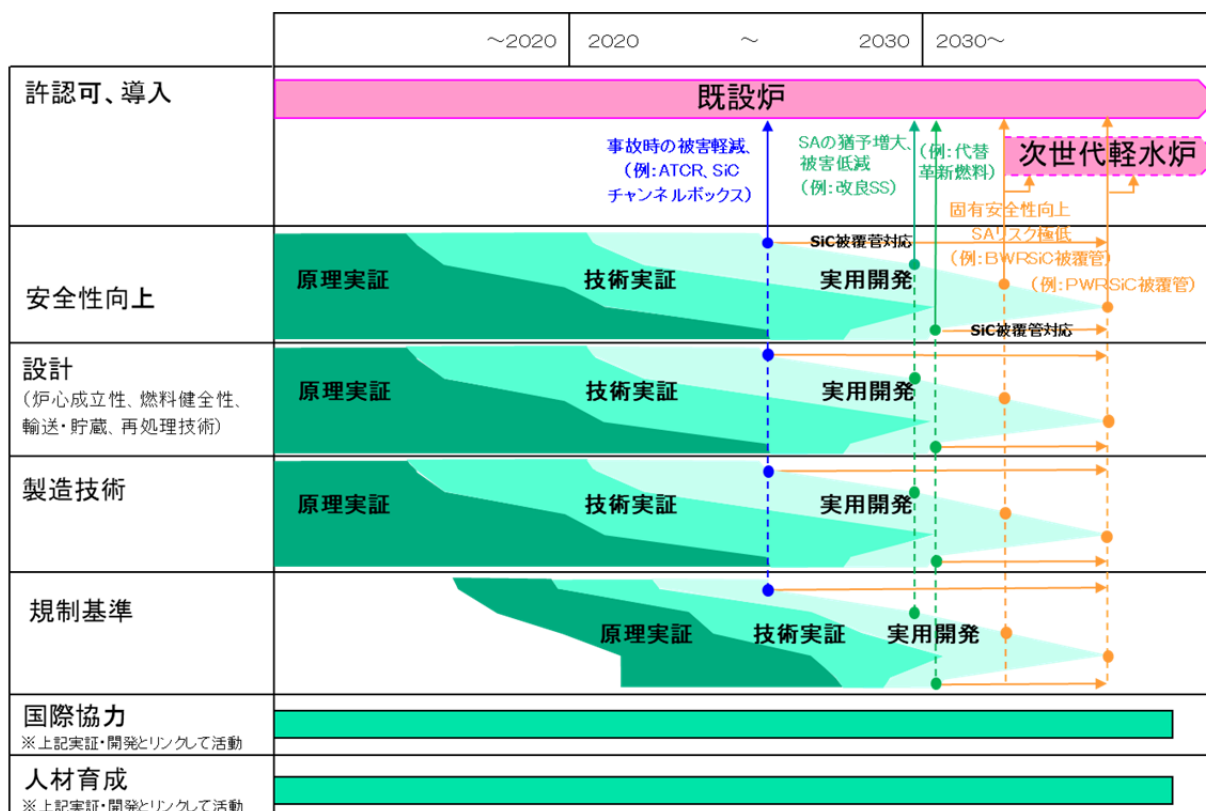
中長期的段階では、短期的段階において技術選定した実用化技術に基づく、経済性のある燃料の設計、量産加工技術の開発、安全性評価手法の確立、安全性向上効果の検証、革新技術に対応した炉心設計や炉心運用技術の高度化及び規格基準や規制の整備、等を着実に進め、実用化まで

に必要な開発期間と得られる効果を適切に評価し、適宜技術導入していくことで、段階的に炉心の事故耐性性能を向上させていく。

規格基準や規制、技術評価、共同照射試験、材料ベンチマーク試験、等に係る国際協力の枠組みにおいて、他国をリードする人材と技術レベルを伴って、国際的な原子力安全の向上を主導していく必要がある。

実用化には原理実証、技術実証、実用開発の3つのフェーズがあり、安全性向上、炉心成立性、燃料健全性、製造技術、輸送・貯蔵・再処理技術、規制基準といった幅広い側面を国際協力・人材育成も進めながら各フェーズで到達しなければならない。各要素技術の現状、今後の課題には違いがあるため、要素技術毎に各開発段階に要する期間には違いがあり、事故耐性燃料全体としては、**図 2.6.4-1** に示すロードマップとなる。改良 Zr 合金、改良制御棒、SiC チャンネルボックスは中期の中盤の開発目標であり、事故時の被害を軽減できる炉心を目指す。改良 SS は中期的な開発目標であり、代替革新的燃料や改良制御棒との組み合わせにより、現行に較べて SA に至るまでの時間が長く、被害を軽減できる炉心を目指す。一方、SiC 被覆管は長期的な開発目標であり、SiC 被覆管に最適化された代替革新的燃料、改良制御棒との組み合わせにより、SA に至る可能性が極めて低い炉心を目指す。各候補技術の技術実証移行、実用開発移行、原理実証継続の判断に関しては、技術移行の時期と考えられる短期の半ば、短期から中期の移行期、中期の半ば、長期の半ばを目途に判断する。多数のステークホルダーが関与するため、開発の継続判断については多面的なレビューで継続判断を適宜行う必要がある。原理実証継続に関しては、原理的な成立性が見込めるかを国が判断する。技術実証移行に関しては、原理実証がなされているかを国が判断する。実用開発移行に関しては、技術基盤の確立を産業界が判断を行うこととする。継続判断で重要となる指標の一つとして要素技術の導入による事故耐性向上が挙げられるが、一般的に事故耐性向上の効果が高いものほど開発に要する期間が長くなる傾向にあるため、継続判断では効果と開発期間の両者を考慮する必要がある。

グループ4では、事故耐性燃料の候補となりうる概念について、将来の展望及び課題の抽出に注力しており、グループ1～3で実施されたような深層防護のレベルごとの具体的な方策の検討は実施していない。しかし、**添付資料 表 2** 及び **表 3** における深層防護レベル3（設計基準事故時）及びレベル4（過酷事故時）に関しては、事故耐性燃料に関する記述があった方が望ましいと判断し、グループ4の検討成果（課題調査票）に基づいて可能な範囲で記述した。



原理実証: 原理的な実現性の判断段階(産官学連携、行政主導)
 技術実証: 産官学連携(行政支援)のもと必要な技術の実証段階。必要な規制基準の策定を行う。
 実用開発: 産業界を主体として、燃料集合体・制御棒の商用利用

図 2.6.4-1 事故耐性燃料・制御棒の安全高度化ロードマップ

3. まとめ

日本原子力学会 核燃料部会は、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」を継続的に検討する体制が必要と考えて、核燃料部会内に「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」を設置して、軽水炉燃料等の課題を中心に特に安全性向上に着目したロードマップのローリング活動に主体的に取り組んだ。

課題調査票の改訂とロードマップのローリングを進めるにあたり、軽水炉燃料等の課題に関する産官学の分野の関係者が一同に会し、取り組むべき課題、その課題への対応方法や実施機関を明確にしつつ議論した。また、産官学が有機的に連携しながら合理的かつ効率的な方法で課題解決を図ることを目標として意見交換を進めて、この報告書を取りまとめた。「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の平成 29 年 3 月改訂版には反映できなかったが、核燃料部会として、検討を進捗させたので、次の改訂の機会を待ちたい。

ローリングを継続して、定期的に最新知見の反映とそれに照らした課題設定や研究プロセスの見直しを行っていく必要がある。軽水炉燃料等の課題の解決を図る具体的な活動を進めるため、多くの関係者が参照・活用していくこと、多様な関係者間のコミュニケーションならびに世代間の知識や技術の伝承にも資するものであること、を期待する。

最後に、今回の活動に参加、協力を頂いた多くの関係者のみなさまに感謝の意を表し、本報告書の取りまとめとする。

参考資料

- (1) 原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言、平成 26 年 5 月 30 日
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 原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループ
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku_gas/genshiryoku/enzen_wg/report_02.html
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denryoku_gas/genshiryoku/enzen_wg/pdf/report02_01.pdf
- (2) 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
http://www.meti.go.jp/committee/gizi_8/21.html#jishutekianzensei_wg
- (3) 安全対策高度化技術検討 特別専門委員会
http://www.aesj.net/sp_committee/com_koudoka
- (4) 軽水炉安全技術・人材ロードマップ最終報告（平成 27 年 5 月 27 日第 9 回、資料 3）
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyoku/jishutekianzensei/pdf/009_03_00.pdf
- (5) 軽水炉安全技術・人材ロードマップ、平成 27 年 6 月 16 日
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyoku/jishutekianzensei/report_002.html
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyoku/jishutekianzensei/pdf/report02_01_00.pdf
- (6) 軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用 研究専門委員会
http://www.aesj.net/sp_committee/com_lwrroadmap
- (7) 軽水炉安全技術・人材ロードマップ（平成 29 年 3 月改訂）、平成 29 年 3 月 24 日
<http://www.meti.go.jp/report/whitepaper/data/20170324001.html>
<http://www.meti.go.jp/report/whitepaper/data/pdf/20170324001-1.pdf>
- (8) 核燃料部会ホームページ、WG 報告
<http://www.aesj.or.jp/~fuel/Events/WG.html>
- (9) 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」、2015 年 10 月
<http://www.aesj.net/publish-1504>
- (10) 原子炉物理分野の研究開発ロードマップ（炉物理ロードマップ）、炉物理部会ホームページ
<https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/roadmap/index.html>

添付資料

添付資料 表 1 国内外ギャップ、新知見の反映に関する課題の深層防護レベルへの展開

添付資料 表 2 燃料の設計改良による安全性の向上検討
深層防護レベルごとの安全要求から望まれる燃料の姿からの方策展開（性能要求レベルでの展開）（燃料及び構成部材ごとへの性能要求展開及び課題・目標の追加）

添付資料 表 3 設計評価手法の信頼性向上に関する課題の深層防護レベルへの展開
（課題調査票で挙げられた具体項目をもとにカテゴライズされた安全性向上の切り口ごとの安全設計及び安全評価手法の信頼性向上の検討）

添付資料 表 4 SFP での安全確保に関する深層防護のレベル展開と燃料に対する安全要求の展開

添付資料 表1 国内外ギャップ、新知見の反映に関する課題の深層防護レベルへの展開

レベル1		レベル2		レベル3	
異常・故障の発生防止		異常・故障の「事故」への拡大防止		「事故」の影響緩和	
		Non LOCA	LOCA	設計基準を超える事故 (多重故障、多機能喪失)	
安全停止 反応度制御		⑭地震と異常過渡との重畳評価	⑭地震と LOCA 以外の事故との重畳評価	⑭地震と LOCA の重畳評価 ⑮ LOCA 時グリッド変形時の安全機能影響 ⑯照射燃料の安全機能影響	
炉心冷却可能 形状	⑤内圧評価定量化	①内圧支配燃料の DNB 時膨れ伝播 ⑭地震と異常過渡との重畳評価	①内圧支配燃料の DNB 時膨れ伝播 ⑦RIA 時 PCMI 破損しきい値の指標見直し ⑭地震と LOCA 以外の事故との重畳評価	⑧新 ECCS 基準 ⑨ LOCA 後のほう酸析出 ⑩ LOCA 後デブリ閉塞炉心冷却影響 ⑪ LOCA 後燃料耐震 ⑫ FFRD (ディスプレイサル) ⑬ 漏えい燃料の LOCA 時炉心冷却性 ⑭地震と LOCA の重畳評価 ⑮ LOCA 時グリッド変形時の安全機能影響 ⑯照射燃料の安全機能影響	【BDBA の評価事象】
被覆管閉じ込め (含、被ばく評価)	⑤内圧評価、腐食評価の定量化	②PCMI1%塑性歪の適用性 (③DHC) ④SCC/PCI 破損評価の定量化 ⑤燃料中心溶融防止の適否 ⑦RIE 時 PCMI 破損しきい値の指標見直し	②PCMI1%塑性歪の適用性 (③DHC) ④SCC/PCI 破損評価の定量化 ⑤燃料中心溶融防止の適否 ⑥歪以外の機械的破損評価 (被ばく) ⑦RIE 時 PCMI 破損しきい値の指標見直し 【被ばく評価手法(ソースターム)】	⑫ FFRD (被ばく：放出量増加) 【被ばく評価手法(ソースターム)】	【被ばく評価手法(ソースターム)】

番号を付した項目は炉心及び燃料の安全設計に関する技術レポートで挙げられた項目。【 】を付した項目は、それ以外の国内外ギャップとして挙げられる項目。

添付資料 表2 燃料の設計改良による安全性の向上検討（1/2）
 燃料の設計改良による安全性の向上検討 深層防護レベルごとの安全要求から望まれる燃料の姿からの方策展開（性能要求レベルでの展開）
 （燃料及び構成部材ごとへの性能要求展開及び課題・目標の追加）

安全性向上検討の分類	安全性向上の切り口	燃料棒設計改良（材料変更、構造改良）による安全性向上	Non LOCA 時の安全性向上	LOCA 時安全性向上
	運転状態	通常運転時	異常な過渡変化時及び設計基準事故時	設計基準事故時
	深層防護レベル	レベル1	レベル2～3	レベル3
主要な安全要求（性能要求レベル）		1.通常運転時に貫通性損傷が生じないこと。 2.異常過渡、事故時の初期状態として、通常運転時に a:過大な変形等が生じないこと。 b:過度の材料劣化が生じないこと。 c:熱的/機械的な負荷が大きくないこと。	1.異常な過渡変化時に燃料棒（被覆管及び端栓溶接部）に貫通性損傷が生じないこと。 2.事故時に炉心の著しい損傷が生じないこと及び冷却可能な形状が維持されること。	1.炉心の著しい損傷が生じないこと及び冷却可能な形状が維持されること。
安全要求の部材ごとへの展開 （性能要求レベル）	燃料ペレット	1/2c：FP(ガス)放出低減ペレット 2c：温度低減ペレット(熱伝導率向上ペレット)	1：過渡時 FP 追加放出軽減ペレット 1：過渡時 PCMI/PCI 低減(クリープ速度大)ペレット 1/2：過渡時温度増加低減ペレット	1：温度（初期保有熱量）低減ペレット （熱伝導率向上ペレット）
	燃料被覆管	1/2b：材料劣化(水素吸収脆化、腐食)抑制管 1：耐 PCMI/PCI 性能向上被覆管	1：耐 PCMI/PCI 性能向上被覆管 1/2：材料劣化(水素吸収脆化、腐食)抑制管 2：急冷時の熱応力に破断しにくい被覆管	1：高温酸化脆化しにくい被覆管 1：高温膨れ・破裂が生じにくい被覆管 1：急冷時の衝撃荷重に破断しにくい被覆管 1:LOCA 急冷時に過大な熱衝撃荷重が生じない(グリッドとの固着等が生じない)被覆管
	燃料棒	1：端栓溶接部の健全性の維持。 1/2c：内圧増加を抑制する構造。 2a：異常な伸び・曲りが生じない。 2c：線出力低減燃料棒（細径化）	1：線出力低減燃料棒（細径化）	
	燃料集合体構成部材 （グリッド/スベーサ、 シンプルタイロッド、 ノズルタイププレート）	1：燃料棒の流動振動摩擦を生じない燃料棒保持機能維持 2a：燃料棒の過大な曲りを生じない燃料棒保持機能 2b：材料劣化(水素吸収脆化、He 脆化、腐食)抑制 2c：DNB 性向上(初期 DNBR 低減)	1：熱水力特性（低圧損、DNB 性能）向上部材	1：急冷時の過大な熱衝撃荷重が生じない(被覆管との固着等が生じない)グリッド 1：高温酸化脆化しにくいグリッド
	燃料集合体	1：通常運転中の燃料リーク防止の設計・構造 (特に摩擦(不安定流動振動、異物フレットイン)リークの防止) 2a：過大な集合体曲りを生じない。	1：熱水力特性向上（低圧損、DNB 向上）構造	1：LOCA 急冷時の振動を抑制する構造 1：LOCA 急冷時の熱衝撃荷重を軽減させる構造
課題調査票	Gr 1 課題調査票	改良材料の導入による信頼性向上（耐食性改良/低水素吸収燃料） 耐 PCI 特性向上、FP 放出低減、熱的余裕の向上燃料 高い燃焼度においても総合的に安全性/堅牢性を有する燃料	改良材料の導入による信頼性向上（耐食性改良/低水素吸収燃料） 耐 PCI 特性向上、FP 放出低減、熱的余裕の向上燃料 高い燃焼度においても総合的に安全性/堅牢性を有する燃料	改良材料の導入による信頼性向上（耐食性改良/低水素吸収燃料）
	Gr 2 課題調査票			
	Gr 3 課題調査票	高信頼性燃料（材料）の開発（高燃焼度対応を含む）	高信頼性燃料（材料）の開発（高燃焼度対応を含む）	高信頼性燃料（材料）の開発（高燃焼度対応を含む）
	Gr 4 課題調査票	—	—	事故耐性燃料・制御棒（高温・水蒸気環境下でも機械的安定性に優れた被覆管及び制御棒）の開発
課題調査票以外	ローリング検討での追加	開発済み安全性向上燃料被覆管(10×10改良合金、J 合金、MMDA 他)の早期実用化		
具体的設計	ペレット	酸化物添加ペレット、大粒径ペレット	酸化物添加ペレット、大粒径ペレット	
	燃料被覆管	改良 Zr 合金被覆管(10×10 合金、J 合金、MMDA、Opt-ZIRLO) 集合組織調整管	改良 Zr 合金被覆管(10×10 合金、J 合金、MMDA、Opt-ZIRLO) 集合組織調整管	事故耐性燃料被覆管(SiC 管、改良 SS(FeCrAl)管、Cr コーティング管等)
	集合体（部材）	10×10 燃料	DNB 性能向上グリッド	フローティング（グリッド）構造集合体
	海外の実用化事例	M5,Opt-ZIRLO 等の耐食性改良/低水素吸収被覆管や 10×10 燃料は海外で実用化済み。添加物ペレットも海外では研究が進んでいる。	同左。 DNB 性能向上グリッドや IFM（冷却材混合向上の中間グリッド）構造は海外で実用化済み。	

添付資料 表2 燃料の設計改良による安全性の向上検討 (2/2)
 燃料の設計改良による安全性の向上検討 深層防護レベルごとの安全要求から望まれる燃料の姿からの方策展開 (性能要求レベルでの展開)
 (燃料及び構成部材ごとへの性能要求展開及び課題・目標の追加)

安全性向上検討の分類	安全性向上の切り口	SA 時の安全性向上燃料	燃料集合体/チャンネルボックスの安全性向上	外的起因事象(地震)時の燃料の安全機能維持
	運転状態	過酷事故時	通常運転時～設計基準事故時、地震時	設計基準地震、異常過渡/事故との重畳、LOCA 後耐震、等
	深層防護レベル	レベル 4	レベル 1～3	-----
主要な安全要求 (性能要求レベル)		1.以下の燃料挙動・特性について、CV 健全性及び環境への放射性物質の放出の観点から良好なこと。 a 炉心構造崩壊 b 炉心溶融、 c 水素発生源 d.放射性物質放出源	1.通常運転時に a:過大な変形等が生じないこと。(寸法安定性/構造健全性) b:過度の材料劣化が生じないこと。 2.異常な過渡変化時、事故時において、 制御棒挿入(&反応度制御)を確保する形状 炉心の冷却可能な形状 が維持されること。	1.燃料集合体に対して、 制御棒挿入(&反応度制御)を確保する形状及び炉心の冷却可能な形状が維持されること。 2.燃料棒に対して、 a.貫通性損傷が生じないこと。(照射燃料の地震時閉込め機能) b.炉心の著しい損傷が生じないこと及び冷却可能な形状が維持されること。
安全要求の部材ごとへの展開 (性能要求レベル)	燃料ペレット	1b: 溶融しない/しにくいペレット		
	燃料被覆管	1a: 高温酸化脆化が生じない又は大幅に低減する被覆管 1b: 溶融しない又は溶融しにくい被覆管 1c: 水素発生をさせない又は大幅に低減する被覆管		2a/2b: 地震時の曲げに強い(破断及び貫通性損傷が生じにくい)被覆管 2b: LOCA 高温中の材料劣化を抑制する被覆管(LOCA 後耐震) 2a/2b: 地震時に曲りを抑制する燃料棒
	燃料棒 燃料集合体構成部材 (グリッド/スペーサ、 シンプルタイロッド、 ノズルタイプレート)	次のようなグリッド材/シンプル材 1a: 高温酸化脆化を生じない又は大幅に低減 1b: 溶融しない又は溶融しにくい 1c: 水素を生じない又は大幅に低減	1a: 燃料棒の過大な曲りを生じない燃料棒保持機能 1b: 材料劣化(水素吸収脆化、He 脆化、腐食)抑制材料 2: LOCA 高温中の劣化を抑制する構造部材 2: LOCA 急減圧時の振動に対する変形を抑制するグリッド	1: 地震時の衝突の際の変形を抑制するグリッド (弾性限界荷重大、塑性変形進展抑制) (以下は LOCA 後耐震関連) 1: LOCA 高温中の劣化を抑制する構造部材 1: LOCA 急減圧時の振動に対する変形を抑制するグリッド
	燃料集合体	1a: 高温酸化反応時に崩壊しにくい構造又は材料	1a/2: 集合体又はチャンネルボックスに過大な曲り(含、局所集合体曲り)を生じない。 2: LOCA 急減圧時の変位を抑制する構造 2: LOCA 時発生デブリに対する冷却性を維持する構造	1: 地震時に燃料棒/シンプルの変位を抑制する構造
課題調査票記載事項	Gr 1 課題調査票	経済性のある事故耐性燃料の設計 事故耐性燃料の量産加工技術の確立	機械設計改良による信頼性向上 (異物混入を防止するフィルタ性能の強化など) 機械設計改良による安全余裕拡大 (核設計の柔軟性を高める燃料棒配列見直しなど) 炉心構成要素の信頼性向上(含む制御棒)	
	Gr 2 課題調査票			
	Gr 3 課題調査票			
	Gr 4 課題調査票	事故耐性燃料・制御棒(高温・水蒸気環境下でも機械的安定性に優れた被覆管及び制御棒)の開発	—	—
課題調査票以外	ローリング検討での追加		耐食性/水素吸収特性が改良された集合体部材(グリッド、案内シンプル)	耐食性/水素吸収特性が改良された集合体部材(グリッド、案内シンプル)
具体的設計	ペレット	高密度ペレット(シリサイド、ナイトライド)、添加物ペレット(Mo、W 他)、 MOX (Th/U)		
	燃料被覆管	事故耐性燃料被覆管(SiC 管、改良 SS(FeCrAl)管、Cr コーティング管等)		
	集合体(部材)	SiC チャンネルボックス		
	海外の実用化事例	添加物ペレット及び事故耐性燃料被覆管は海外で検討が進められている。		

添付資料 表3 設計評価手法の信頼性向上に関する課題の深層防護レベルへの展開 (1/2)
 (課題調査票で挙げられた具体項目をもとにカテゴリ化された安全性向上の切り口ごとの安全設計及び安全評価手法の信頼性向上の検討)

安全性向上検討の分類	安全性向上の切り口	通常運転時の被覆管の機械的破損に関する評価の信頼性向上	Non LOCA 時*の評価の信頼性向上 (*:異常な過渡変化時及び LOCA を除く設計基準事故時) 異常な過渡変化時及び設計基準事故時	LOCA 時の評価の信頼性向上
	運転状態 深層防護レベル	通常運転時 レベル 1	レベル 2～3	設計基準事故時 レベル 3
現状の安全課題 海外規制動向ギャップ 追加の新知見・経験等	学会技術レポート での課題に関する 課題調査票	燃料棒内圧 PCMI1%歪基準の適用性(全歪/塑性歪) 遅れ水素割れ(DHC) SCC PCI 評価の具体化・定量化の動き 燃料の内圧/腐食/中心融溶防止に対する基準類の明確化 歪以外の機械的破損に着目した多様な閉込め機能評価	歪以外の機械的破損に着目した多様な閉込め機能評価 (事故時被ばく評価) RIE PCMI 破損エンタルピーの指標	LOCA 時又は LOCA 後の燃料被覆管の冷却性に関わる要求 (冷やす機能) RIA/LOCA 時の影響評価と燃料挙動予測技術の維持向上 新 ECCS 基準 LOCA 再循環冷却時の原子炉容器内のほう酸析出(PWR) LOCA デブリの炉内での閉塞の可能性及び崩壊熱除去への影響評価 LOCA 後の地震に対する燃料棒の冷やす機能の評価 LOCA 時の被覆管の膨れ、ペレットの移動及び被覆管の破裂に伴うペレット 片の炉内への放出 (FFRD) 漏えい燃料に対する事故時の安全性の考え方 地震と LOCA の重量評価 LOCA 時のグリッド変形による集合体機能及び安全解析への影響
	学会技術レポート 以外の課題		過渡時出力分布、燃料チャンネル間流量配分差等の物理現象に対する現行評価手法の説明性 国内外ギャップ：過渡事故時の BEPU 熱流動解析コードは実用化済み	
コード/モデル/相関式等関連 信頼性向上の課題・方策等	Gr1 課題調査票	水質環境/CRUD の燃料挙動への影響評価データ拡充/予測精度向上 通常時から異常過渡時までの燃料挙動予測技術の維持向上	通常時から異常過渡時までの燃料挙動予測技術の維持向上 RIA/LOCA 時の影響評価と燃料挙動予測技術の維持向上 RIA 時の燃料挙動、燃料破損限界、燃料破損がもたらす影響等の評価 RIA 時及び LOCA 時燃料挙動解析技術の維持向上	RIA/LOCA 時の影響評価と燃料挙動予測技術の維持向上 LOCA 時及び LOCA 後の燃料冷却性評価 LOCA 時の燃料挙動、燃料破損限界、燃料破損がもたらす影響等の評価 RIA 時及び LOCA 時燃料挙動解析技術の維持向上
	Gr2 課題調査票		TRAC 等の最適評価 (BE) システムコードの安全解析(Non LOCA)への適用 安全解析・安全設計 (Non LOCA) コードの高度化 BEPU 手法 (BE コードを用いた統計的安全評価手法) の安全解析への適用 BEPU 評価で用いる不確かさデータの整理・継続的拡充	TRAC 等の最適評価 (BE) システムコードの安全解析 (LOCA) への適用 安全解析・安全設計 (LOCA) コードの高度化 BEPU 手法 (BE コードを用いた統計的安全評価手法) の安全解析への適用 BEPU 評価で用いる不確かさデータの整理・継続的拡充
	Gr3 課題調査票	炉心解析技術の高度化 (不確かさ評価技術及び安全余裕の定量評価技術の向上等) 熱流動/炉心技術の高度化 炉心監視機能の向上、運転余裕の明示化 状態監視技術の高度化 水化学技術の高度化 炉停止能力・反応度制御能力の向上 運転余裕評価手法の高度化開発 (統計評価手法の適用等) プラント制御系/インターロック機能の強化	炉心解析技術の高度化 (不確かさ評価技術及び安全余裕の定量評価技術の向上等) 熱流動/炉心技術の高度化 炉心監視機能の向上、運転余裕の明示化 状態監視技術の高度化 炉停止能力・反応度制御能力の向上 運転余裕評価手法の高度化開発 (統計評価手法の適用等) プラント制御系/インターロック機能の強化	炉心解析技術の高度化 (不確かさ評価技術及び安全余裕の定量評価技術の向上等) 熱流動/炉心技術の高度化 炉心監視機能の向上、運転余裕の明示化 状態監視技術の高度化 崩壊熱評価手法の高度化 運転余裕評価手法の高度化開発 (統計評価手法の適用等) グリッド座屈燃料に対する熱水力特性評価
	Gr4 課題調査票	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の材料データ取得 ・核/炉心/熱水力特性試験 ・材料特性試験 ・照射試験 各種設計成立性評価 (燃料基本設計の確立) ・評価手法 (解析コード) の確立 ・炉心成立性/燃料設計成立性評価 ・輸送、貯蔵、再処理への影響評価 製造技術開発 ・被覆管の加工技術 ・燃料棒の加工技術 (溶接等)	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の材料データ取得 ・核/炉心/熱水力特性試験 ・材料特性試験 (RIA 模擬試験含む) ・照射試験 (ランプ試験、RIA 試験) 各種設計成立性評価 ・評価手法 (解析コード) の確立 ・事故時安全性評価 (過渡事象) 規制基準の策定	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の材料データ取得 ・材料特性試験 (LOCA 模擬試験含む) 各種設計成立性評価 ・評価手法 (解析コード) の確立 ・事故時安全性評価 (設計基準事故) 規制基準の策定
	課題調査票以外 (ローリング検討で抽出)	燃料棒機械設計コードの高度化 (燃料照射挙動、熱機械応答、各種最新知見 取り込み、及び事故等初期温度適正化、他) 速い過渡変化での PCMI の挙動及び機械的破損本数を評価できる非定常燃料棒コード	3次元核熱結合によるボイド反応度帰還及び局所ドブプラ反応度帰還を扱う コード	3次元 LOCA 自然対流長期冷却評価及び BE 評価コード 燃料棒単位 (サブチャンネル) 3次元流動解析による横流れ・冷却性回復の 評価ツール
判断基準/限界性能等関連 信頼性向上の課題・方策等	Gr1 課題調査票	燃料被覆管の破損評価の基準への新技術・新知見反映 PCI 破損評価に関する規格/基準の高度化 燃料の破損限界試験 (異常過渡時まで) 炉心解析技術、熱水力設計評価技術を支える 3次元ボイド率実証データ取得	燃料の DBA (RIA/LOCA) 総合試験 炉心解析技術、熱水力設計評価技術を支える 3次元ボイド率実証データ取得	LOCA 時の燃料挙動、燃料破損限界、燃料破損がもたらす影響等の評価 燃料の DBA (RIA/LOCA) 総合試験
	Gr2 課題調査票			
	Gr3 課題調査票			
	Gr4 課題調査票	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の特性、及び燃料基本 設計を踏まえた規制基準の確立	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の特性、及び燃料基本 設計を踏まえた規制基準の確立	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の特性、及び燃料基本 設計を踏まえた規制基準の確立
	課題調査票以外 (ローリング検討で抽出)	PCMI (機械的) 破損の動的効果を考慮した基準	Post-DNB 被覆管温度&持続時間 (または高温酸化脆化) による冷却形状維持 基準	事故後 (LOCA 後) 長期冷却形状維持判断基準 (LOCA 後耐震、デブリ閉塞、ほう酸析出、等)

添付資料 表3 設計評価手法の信頼性向上に関する課題の深層防護レベルへの展開 (2/2)
 (課題調査票で挙げられた具体項目をもとにカテゴリ化された安全性向上の切り口ごとの安全設計及び安全評価手法の信頼性向上の検討)

安全性向上検討の分類	安全性向上の切り口	事故時燃料被覆管破損時の被ばく評価の信頼性向上 (含、ソースターム評価)	集合体/チャンネルボックスの安全機能評価の 信頼性向上	設計基準事故を超える炉心損傷防止評価 (DEC) の信頼性向上	SA 時燃料挙動に関わる評価の信頼性向上
	運転状態 深層防護レベル	設計基準事故 レベル3	通常運転時～設計基準事故時、地震時 レベル1～3	設計基準事故を超える事故 レベル3	炉心損傷・溶融事故 レベル4
現状の安全課題 海外規制動向ギャップ 追加の新知見・経験等	学会技術レポート での課題	2-9 至以外の機械的破損に着目した多様な閉込め機能評価(含む 被ばく評価)	4.燃料集合体の安全機能評価の条件に関わる考慮事項 (止める機能、冷やす機能) 6-12 照射に伴う特性変化を考慮した燃料集合体の安全機 能への影響 6-10 地震と LOCA の重畳評価 6-11 LOCA 時のグリッド変形による集合体機能及び安 全解析への影響		
	学会技術レポート 以外の課題	-更新ソースターム(日米ギャップ) -放出加速 ----- 出力上昇時、膨れ破裂時(FFRD)		外的起因事象を含む評価事象項目	
コード/モデル/関連式等関 連 信頼性向上の課題・方策等	Gr1 課題調査票			B-DBA 条件での燃料挙動の把握・予測技術の 維持向上 DBA と SA(燃料構造崩壊・溶融)の間(B-DBA) の安全裕度評価手法の明確化 (多重故障や複数機能喪失などに基づく評価事 象の設定、他)	
	Gr2 課題調査票				過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コード(モデル)の 高度化 過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コードのモデルの 不確かさデータの整理・継続的補充 福島第一原発の廃炉時に得られる知見の適用
	Gr3 課題調査票		グリッド座屈燃料に対する熱水力特性評価		崩壊熱評価手法の高度化
	Gr4 課題調査票	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の材料 データ取得 ・材料特性試験 (LOCA 模擬試験含む) 各種設計成立性評価 ・評価手法 (解析コード) の確立 ・事故時安全性評価 (設計基準事故) 規制基準の策定	事故耐性燃料 (被覆管) 導入時の燃料集合体部材の最適 化、構造設計の確立	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被 覆管など) の材料データ取得 ・材料特性試験 (LOCA 模擬試験) 各種設計成立性評価 ・評価手法 (解析コード) の確立 ・事故時安全性評価 (DEC) 規制基準の策定	事故耐性燃料候補材 (SiC 被覆管、改良 SS 被覆管など) の材料データ取得 ・材料特性試験 (SA 模擬試験) 各種設計成立性評価 ・評価手法 (解析コード) の確立 ・事故時安全性評価 (SA) 規制基準の策定
	課題調査票以外 (ローリング検討で抽出)	事故時被覆管破損本数の過度の保守性排除 (LOCA 時膨れ破裂、Non LOCA 時熱的破損) 速い過渡変化での PCMI の挙動及び機械的破損本数を評価でき る非定常燃料棒コード	グリッドの塑性変形時(LOCA、地震)の熱水力特性の把握 LOCA 後耐震評価 材料劣化の集合体部材の特性及び 形状・機能維持評価	被覆管温度や酸化量が設計基準事故を超える 領域における挙動に関するデータ及び知見の 取得・拡充	過酷事故解析コード、汎用熱流動解析コード(モデル)の 高度化の具体化→ 具体的モデルは欄外の表を参照。 溶融炉心(不定形体系)に対する未臨界性評価手法
判断基準/限界性能等関連 信頼性向上の課題・方策等	Gr1 課題調査票			DBA と SA(燃料構造崩壊・溶融)の間(B-DBA) の安全裕度の基準類の整備	
	Gr2 課題調査票				
	Gr3 課題調査票				
	Gr4 課題調査票	事故耐性燃料候補材の特性、及び燃料基本設計を踏まえた規制基 準の確立	事故耐性燃料候補材の特性、及び燃料基本設計を踏ま えた規制基準の確立	事故耐性燃料候補材の特性、及び燃料基本設計 を踏まえた規制基準の確立	事故耐性燃料候補材の特性、及び燃料基本設計を踏まえた 規制基準の確立
	課題調査票以外 (ローリング検討で抽出)	PCMI (機械的) 破損の動的効果を考慮した基準	地震時燃料被覆管、制御棒案内シンプルの冷却可能形状 維持基準 (応力等→破断曲げモーメント)	DEC 事象時の安全性判断基準	

FP 放出挙動：以下の各状態でのモデル化と必要な試験

- ・通常運転時～事故開始時における FP 挙動
- ・事故発生後、被覆管破損後 (被覆管溶融前まで) の FP 放出挙動
(幅広い酸素ポテンシャル、ペレット形状、化学反応、を反映)
- ・燃料崩落時の種々の状態からの燃料ペレット/デブリからの FP 放出及び蒸発挙動
- ・溶融プールからの FP 放出挙動 (RV 内雰囲気)
- ・再固化、再冠水時の FP 放出挙動
- ・燃料デブリからの FP 放出挙動 (CV 内雰囲気)

各部材の変形・移動等の挙動：以下の各過程でのモデル化と必要な試験

- ・被覆管溶融までの炉心 (被覆管、燃料構造材、制御材) の崩壊挙動
… 被覆管破砕(拘束力依存)、ペレットの粉碎・分散、ペレット・FP の移動 (→温度評価モデル)
- ・材料(SUS、Zry、UO₂、制御材、等)間の反応の進展挙動
- ・溶融プールの成層化挙動
- ・再冠水時のコリウム破砕現象
- ・溶融コリウムとコンクリート反応に関する挙動
(広がり方、ガス発生量、反応速度、冷却性、雰囲気の影響、溶融コリウムの組成の影響、他)

添付資料 表4 SFPでの安全確保に関する深層防護のレベル展開と燃料に対する安全要求の展開

深層防護レベル 安全機能要求 運転状態	レベル1	レベル2	レベル3		レベル4	レベル5(大規模損壊)	レベル5
	LOCAを生じさせない(燃料冠水水位維持、遮へい、未臨界)					LOCA 前提	
	通常時	異常な過渡変化	事故	DEC	SA	燃料損傷なし	燃料損傷発生(前提)
冷却性 ・崩壊熱除去 ・炉心損傷(溶融)防止	<u>想定条件:</u> SFP冷却機能 全系統作動 <u>具体的基準:</u> SFP水温<52℃		<u>想定条件:</u> SFP冷却機能1系統喪失 <u>具体的基準:</u> SFP水温<65℃		<u>想定条件:</u> ・SFP冷却機能2系統喪失(想定事故1) ・小規模な冷却材喪失(想定事故2) ・温度上昇 → 蒸発 → 水位低下 ・冷却材流出 → 水位低下 ---原子炉側とSFP側とで共通要因で発生した事故に対しては、SFP側での事故対応が原子炉側の事故対応に悪影響を及ぼさないことが求められる。 <u>緩和手段:</u> SA設備(可搬型注水) <u>具体的基準:</u> 放射線の遮蔽が維持される水位の確保	<u>想定条件:</u> SFP水抜け状態 <u>緩和手段:</u> SA設備(可搬型スプレイ) <u>具体的基準:</u> PCT<900℃(被覆管) ---長期的には気中酸化のブレイクアウェイ遷移が認められた温度(700~800℃)の考慮要。 再稼働未認可プラント(含、廃炉)では空気冷却による評価を実施。	
燃料に関する要求事項	冷却可能形状維持		←		←	←	
関わりの深い燃料特性	燃料被覆管クリープ		←		←	空気雰囲気中の燃料高温変形挙動 ・燃料被覆管 高温酸化/脆化 ・燃料被覆管 高温膨れ 冷却悪化を軽減する燃料配置	←
放射性物質 閉じ込め	被覆管貫通性損傷防止		←		←	←	
燃料に関する要求事項	被覆管貫通性損傷防止		←		←	←	燃料破損の規模及び影響の最小限化
関わりの深い燃料特性	燃料被覆管クリープ損傷 化学的損傷(ほう酸水中腐食)		←		←	空気雰囲気中の燃料高温破損挙動 ・燃料被覆管高温酸化/脆化 ・燃料被覆管高温膨れ/破裂 燃料破損を防止する燃料配置	空気雰囲気中の現象/挙動の解明 ---燃料破損後の ・FP放出 ・燃料/ラックの反応機構 ・溶融物の流下、FP放出
反応度 ・臨界防止	臨界防止 燃焼度クレジットの考慮		←		←	← 最適減速状態の考慮要	燃料損傷・溶融後の臨界防止
燃料に関する要求事項	特になし		←		←	←	←
関わりの深い燃料特性	燃料配置/ラック形状/規模 中性子吸収材の効果		←		←	←	燃料破損が生じてもその影響を最小限にする燃料配置

課題調査票

改定を進めた課題調査票をまとめた。

課題調査票【S111M107_d18-1】燃料の信頼性向上と高度化

課題調査票【S111M107_d18-2】燃料の信頼性向上（燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化）

課題調査票【S111M107_d17-1】炉心・熱水力設計評価技術の高度化

課題調査票【S111M107_d24】プラント運用技術、炉心設計管理の高度化

課題調査票【M107_d25】運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、負荷追従、等）

課題調査票【M199L199_d20】事故時耐性燃料・制御棒の開発

課題調査票

<p>課題名 (レ点項目レベル)</p>	<p>【S111M107_d18-1】 燃料の信頼性向上と高度化</p>
<p>マイルストーンおよび 目指す姿との関連</p>	<p>短 IV. 信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化 ⇒事故リスク低減のため、通常運転、異常事象収束の信頼性向上に係る活動の活性化がなされる必要がある。 ⇒福島第一事故を踏まえ設置導入した SA 設備等の保全・運用管理が最適化される必要がある。 ⇒60 年運転に向け、高経年化対策が高度化され設備信頼性の向上が行われる必要がある。 ⇒規制の高度化を促す環境が醸成されるために必要である。 中 II. 既設プラントへの高稼働運転と長期安定運転の実現 ⇒安定かつコストバランスに優れたエネルギー源としての利用に向け、高稼働運転や適切な高経年化対策を前提とした長期間運転が必要となる。</p>
<p>概要 (内容)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料の高度化と安全機能の裕度向上は、以下の幅広い方策で達成することを検討することが必要であり、かつ重要である。 <ul style="list-style-type: none"> - ハード/ソフト両面での燃料・炉心設計改良 - 評価技術の高度化又は精緻化 (含、流動解析手法) - 判断基準値・許容設計限界値類の見直し - 炉心運用・管理の合理化、 - 燃料関連設備の設置対応、 ・ 燃料の高度化により、同じウラン平均濃縮度で高燃焼度を達成して使用済み燃料体数、廃棄物量を低減する。 <ul style="list-style-type: none"> - 燃料内のウラン濃度分布と冷却材密度分布の最適化 - スペクトルシフト効果の活用 ・ 設計改良によって燃料の信頼性を向上させ、燃料破損に伴って放射性物質を放出させるリスクを低減する。 ・ 炉心の運転条件を見直す場合において、安全余裕を確保して原子炉を運転するために必要であれば、燃料の設計改良を行う。
<p>具体的な項目</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設計、加工・製造における安全裕度向上 ・ 通常時から B-DBA までの燃料堅牢性向上 (貯蔵時を含む) ・ 通常時から B-DBA までの燃料挙動予測技術の維持向上 ・ 現行軽水炉燃料の高度化 (省ウラン、高燃焼度化、スペクトルシフトなど) ・ 炉心解析技術の高度化 ・ 熱水力設計評価技術の高度化 (熱水力試験実施、評価コード開発) ・ 炉心解析技術、熱水力設計評価技術を支える 3 次元ボイド率実証データ取得 ・ 原子力安全確保のための技術情報基盤の整備 ・ RIA/LOCA 時の燃料挙動予測技術の維持向上 ・ B-DBA 条件での燃料挙動の把握・予測技術の維持向上

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵時燃料健全性維持 ・ 燃料挙動素過程研究に関する技術の維持・向上・再構築 ・ 人材基盤 ・ 施設基盤整備 ・ 研究開発リソースの確保・維持・向上
<p>課題として取り上げた根拠 (問題点の所在)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料は、放射性物質の閉込め機能などを担っており、継続的に燃料の信頼性を高めていくことが必要。 ・ 燃料の高燃焼度化は、燃焼度を段階的に上げ、実炉で燃料の健全性を確認しながら進めてきた。燃料の高燃焼度化に伴い、BWR では水ロッドや部分長燃料棒を採用してきた。国内外で、部分長燃料棒を減速材密度が大きい水ロッドやチャンネルボックス隣接部に集中配置し、減速材密度を積極的に非均質化して、燃料経済性を向上させることが考えられている。これらのハード設計に対応できるボイド率評価技術、炉心設計、熱水力設計評価技術が必要。 ・ BWR では炉心流量を制御するスペクトルシフト運転が従来から実施されているが、スペクトルシフト効果を増大するスペクトルシフト燃料が考えられている。スペクトルシフト燃料の採用により、使用済み燃料体数、廃棄物量が低減できる。今までに炉心流量でスペクトルシフトロッド（改良水ロッド）内の水位を制御できることは既に確認されているが、照射炉での材料健全性、出力上昇時の熱水力特性の確認が必要。 ・ 燃料の材料を変更する場合には、燃焼の進んだ燃料を対象とした実験の実施のために専用の施設（設備、機器の整備が必要な場合あり）及び多額の予算が必要である。新たにデータ及び知見を取得しつつ公知化を進め、それらを規制基準に反映するまでには 10 年程度を要すると考えられ、早期の着手が必要である。特に、LOCA や RIA などの事故時の評価に必要なデータの取得については、国と産業界との協力が望まれる。 ・ 安全裕度の向上を、挙動解析コード等の整備、挙動解析評価手法の開発及び改良により行う際には、新しいデータ及び知見を取り入れつつ継続的に進める必要がある。またコードの円滑、タイムリーな認可を可能にする制度の構築が必要。
<p>現状分析</p>	<p>現状分析は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内における燃料の破損割合は、海外と比較して低いレベルで推移しているものの、ピンホールの発生による放射性物質の漏えいなどが撲滅された状況には至っておらず、信頼性を高める改良設計を導入することにより、燃料の破損割合を更に低減していくことが必要である。 ・ 燃料の信頼性を高める方策として、材料の耐食性の改善、燃料への異物混入を防止するフィルター機能の強化、核設計の柔軟度を高める燃料棒配列の見直しなど、国内外で様々な改良設計の開発が進捗しており、海外を中心に順次導入が進められている。 ・ 燃料の安全機能の裕度向上は、以下の幅広い方策で達成することを検討することが必要であり、かつ重要である。 <p>⇒ハード／ソフト両面での燃料・炉心設計改良</p>

⇒評価技術の高度化又は精緻化（含、流動解析手法）

⇒判断基準値・許容設計限界値類の見直し

⇒炉心運用・管理の合理化

⇒燃料関連設備の設置対応

- ・ 材料開発、並びに新材料に対応した評価技術の開発、それを担う人材育成にはリードタイムが必要であることから、早急な着手が望まれる。
- ・ 長期にわたる原子炉停止により、更なる信頼性向上、高度化を目指した燃料開発が停滞しており、技術の後退が生じる前に早急に技術開発に着手すべきと考える。

問題点

- ・ 燃料の信頼性に係る国内外の知見を確実に反映する基盤（国際プロジェクトへの参画を含む照射試験・照射後試験の実施、国内外の運転経験を共有など）の維持
- ・ 特に海外で豊富な実績を有する改良設計などについて、その迅速かつ円滑な導入を促す仕組みの充実（学協会規格の整備、トピカルレポート制度の活性化など）

人材基盤に関する現状分析は以下のとおりである。

- ・ 燃料の設計に必要な技術は、原子力安全の確保の基本となる技術の一つであり、必要な人材基盤を継続して確保していくことが重要であり、確保されてきた。
- ・ 今後も人材基盤を維持していくためには、大学等の教育段階から優秀な人材を集め、かつ、人材を計画的に育成していくとともに、実際に燃料設計の経験を積んでいくことが必要である。
- ・ 大学等においては人材育成に枢要な教育・研究用原子炉が少なく、かつ、今後の維持・管理にも困難が予想されている。
- ・ 我が国において開発された燃料設計に関する各種コードを世界の原子力安全に役立たせる、世界標準に反映させるコードエンジニアを育成し、活躍してもらうことが必要。
- ・ 東電福島第一事故とそれに続く原子力プラントの長期停止は、若い世代の優秀な人材を原子力分野に惹きつけ難くなっていることが懸念されている。

人材が求められる分野

- ・ 燃料設計（核設計、熱機械設計、熱水力設計）
- ・ 燃料評価（炉外試験・照射試験・照射後試験、燃料検査、熱水力試験）
- ・ 炉心設計およびその評価・検証（安全評価、臨界試験、中性子側分布測定試験等）
- ・ 水化学

問題点

- ・ JMTR等の研究炉は長年、利用できないでいる。
- ・ 必要とされる人材基盤の規模は、原子力発電に関する国の方針に依存し、これに対応して計画的かつ継続的な人材確保が必要である。
- ・ 東電福島第一事故後の原子力プラントの長期停止により、実際に経験を積む場が少なくなっている。

<p>期待される効果 (成果の反映先)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料の高度化により、使用済み燃料体数、廃棄物量が低減できる。 ・ 燃料の信頼性を高め、放射性物質が燃料棒から原子炉内に放出される可能性を低減することにより、放射性物質を外部に放出させるリスクが低減される。 ・ 安全評価では、ピンホールなどから燃料棒内部に水が侵入した燃料（浸水燃料）が一定割合で存在することを前提として、浸水燃料の破裂などに伴う事故時の炉心の健全性を確認しており、燃料の信頼性を高めることで、事故時の炉心の健全性確保に関する安全余裕を高められる。 ・ 高い燃焼度においても、統合的に安全性／堅牢性を有する燃料を導入することにより、炉心運用の高度化を促進できる。
<p>他課題との相関</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ Non_a13：継続的なプラント安全性向上を図り安定な運転を継続するための人材確保 ・ S110_d03：新知見・新技術の円滑な導入に向けた制度の検討 ・ S110_d04：学協会規格の策定及び改定 ・ M119L119_d19：革新的技術開発（材料開発等）と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追究 ・ M119L119_d20：事故時耐性燃料・制御棒の開発 <hr/> <p>この他、以下のものに強く関連。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S112M107_d08：安全解析手法の高度化 <ul style="list-style-type: none"> － 評価技術の高度化（含、流動解析手法） ・ S111M107_d17-1：炉心・熱水力設計評価技術の高度化 ・ S111M107_d18-2：燃料の信頼性向上（燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化） ・ S111M107_d24：炉心設計・運用管理技術の高度化 【M1108】プラント運用技術の高度化（出力向上、長サイクル運転等） <ul style="list-style-type: none"> － 炉心運用・管理の合理化 ・ Non_a13：継続的なプラント安全性向上を図り安定な運転を継続するための人材確保 ・ 判断基準・許容設計限界の見直し ・ 燃料関連設備対応 ・ DBA と SA（燃料構造崩壊・溶融）の間（B-DBA）の安全裕度の基準類の整備や安全裕度評価手法の明確化 <ul style="list-style-type: none"> － 多重故障や複数機能喪失などに基づく評価事象の設定 － （炉心冷却可能形状の維持）機能の喪失の判断基準・限界の明確化 － 燃料棒のみでなく集合体の構造維持も含む － LOCA 時安全裕度の DBA 以外の温度履歴の影響

	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常時から異常過渡時までの燃料堅牢性向上を準備中。 ・ 国内における燃料の破損割合は、海外と比較して低いレベルで推移しているものの、燃料の破損割合を更に低減していく必要がある。 ・ 燃料の信頼性を高める方策として、材料の改良、燃料設計改良、核設計改良などが進められており、海外を中心に順次導入が進められている。 ・ 燃料の安全機能の裕度向上は、幅広い方策による達成を検討することが必要であり、かつ重要。 <p>短期、中期 S111M107_d18-2, M119L119_d19, M119L119_d20</p> <p>実施の流れ</p> <ul style="list-style-type: none"> 高度化燃料 (MOX、燃焼度伸長等) の政策的位置づけ 基本設計～詳細設計～プラント個別設計 量産加工技術の確立 燃料材料開発 炉心設計技術、熱水力設計技術の高度化 3次元ボイド率検証データ取得 安全基準確証・技術情報基盤整備 試験技術・評価技術の維持向上 海外炉照射、国内少数体先行照射によるデータ採取 燃料挙動解析コード・評価手法の継続的改良と検証 燃料挙動データ等新知見の継続的収集 規格基準・ガイドラインの再構築 再構築に必要な試験データの取得 インフラの維持・整備、人材の確保・育成 <p>技術導入</p> <p>S110_d03 S110_d04 Non_a13</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低水素吸収燃料被覆管の開発 ・ 耐 PCI 燃料の開発 ・ 低 FP 放出燃料の開発 ・ 熱的余裕向上燃料の開発 ・ 高燃焼度、出力向上、長サイクル運転、他
<p>実施機関／資金担当 ＜考え方＞</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 産業界・学术界・行政 - 燃料開発・性能評価：産 - 材料開発：産・学 - 民間規格策定：学术界（行政（原子力規制委員会）がエンドース） - 知見の反映：産・行政・学 - 安全基準策定・技術評価：行政（原子力規制委員会）

	<p>#</p> <p>特別に記載のない行政は、経済産業省、文部科学省、原子力規制委員会等を含む</p> <p><考え方></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 産業界は、事業主体としてハード・ソフト両面から統合的安全性／堅牢性を有する燃料の研究開発、性能実証・確証に努め、行政（経済産業省）は国産の新規技術の大型実証試験プロジェクトを支援するのが適当。 ・ 学界は、規格基準整備、ガイドラインの策定を行う。 ・ 行政（原子力規制委員会）は、必要となる規格基準の導入を図るとともに、安全基準の策定と技術評価を行う。また、そのための技術の維持向上に努める。 ・ 最終使用者を含めた実施主体が資金担当となるのが適当。 ・ 通常運転から B-DBA の領域における燃料挙動予測、事象進展把握、解析技術の基盤となる燃料挙動データの取得については、産業界と行政（経済産業省、原子力規制委員会）の共同参画（国際プロジェクトへの参加、国内試験炉での照射試験の実施等）が適当。 ・ 行政（資源エネルギー庁）は、短期的段階では、大きな資金を必要とする共通基盤技術開発や、開発リスクのある有力な要素技術開発に資金を提供し、効率的な研究開発を支援する。本技術は、既に米仏を中心に世界各国が大きな研究開発資金を投入しており、我国の技術開発がこれらに乗り遅れないように支援を行う。併せて、国際協力の推進を支援する。 <hr/> <p>基礎基盤に関する項目</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料挙動素過程研究に関する技術の維持・向上・再構築 ・ 人材基盤 ・ 施設基盤整備 ・ 研究開発リソースの確保・維持・向上 <p>学界、行政、産業界</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大学および研究機関を中心とした実施 - 行政からの投資 - 産による積極的利用
--	--

【改訂履歴】

改訂番号	制定・改訂 年月日	主な改訂内容
一	2015年5月21日	初版
1	2016年11月30日	・ 課題調査票の不整合修正（他課題との相関、実施の流れの箇所を見直し）

課題調査票

<p>課題名 (レ点項目レベル)</p>	<p>【S111M107_d18-2】 燃料の信頼性向上（燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化）</p>
<p>マイルストーンおよび 目指す姿との関連</p>	<p>短 IV. 信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化 ⇒ 事故リスク低減のため、通常運転、異常事象収束の信頼性向上に係る活動の活性化がなされる必要がある。 ⇒ 福島第一事故を踏まえ設置導入した SA 設備等の保全・運用管理が最適化される必要がある。 ⇒ 60 年運転に向け、高経年化対策が高度化され設備信頼性の向上が行われる必要がある。 ⇒ 規制の高度化を促す環境が醸成されるために必要である。 中 II. 既設プラントへの高稼働運転と長期安定運転の実現 ⇒ 安定かつコストバランスに優れたエネルギー源としての利用に向け、高稼働運転や適切な高経年化対策を前提とした長期間運転が必要となる。</p>
<p>概要（内容）</p>	<p>規格基準等や安全裕度評価手法が明示化されていない燃料安全裕度に関わる項目について、基準等の整備や燃料の安全裕度の評価手法を明確化することにより、通常運転時から DBA に至る事故リスクを低減するとともに、規制の高度化を促す。</p>
<p>具体的な項目</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料被覆管の機械的破損に関わる考慮事項（閉込め機能） ・ 通常時から異常過渡時までの燃料挙動予測技術の維持向上 ・ LOCA 時又は LOCA 後の燃料被覆管の冷却性に関わる要求（冷やす機能） ・ 燃料集合体の安全機能評価の条件に関わる考慮事項（止める機能、冷やす機能） ・ RIA/LOCA 時の燃料冷却性維持 ・ RIA/LOCA 時の影響評価と燃料挙動予測技術の維持向上 ・ 原子力安全確保のための技術情報基盤の整備 ・ 燃料挙動素過程研究に関する技術の維持・向上・再構築 ・ 人材基盤 ・ 施設基盤整備 ・ 研究開発リソースの確保・維持・向上
<p>課題として取り上げた根拠 (問題点の所在)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料の安全性に係る国内外の知見、海外の規制動向を考慮し、明示的に定められていない安全機能に関する評価項目について明示化する。 ・ 燃料の安全性に係る国内外の知見、海外の規制動向を確実にかつこまめに、適時に、産業界の評価及び規制側審査に柔軟に反映する仕組みを構築する。 (トピカルレポート制度、学協会での技術レポートの活用、規制側との海外情報分析検討会の類の活用など。)
<p>現状分析</p>	<p>現状分析は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 現行炉心・燃料に関し、最新知見等も踏まえた安全機能を評価すべき項目について、設計・製造段階で自主的に考慮されているものの、規格基準等や安全裕度評価手法が明確化されていない項目や安全裕度をさらに高めることが望ましい項目があり、短期的に解決すべき課題であると考ええる。

	<ul style="list-style-type: none"> - 例：内圧、腐食、PCI、DHC、設計基準事故時の燃料集合体評価、 - 例：摩耗。PCMI、内圧。また、化学的損傷の項目である腐食・水素吸収については、他の評価項目（応力、歪、PCT/ECR等）への影響もあり、継続的な対応が望まれる。（「具体的な項目」参照） ・ 海外の燃料の安全機能評価と国内とのギャップ分析や新知見を踏まえ、新たに定量評価をすべき項目や、評価条件などを追加していく必要がある項目があり、短期的に解決すべき課題であるとする。 - 例：LOCA後の長期冷却に係る諸案件（LOCA後燃料耐震、LOCAデブリの炉内閉塞影響、ホウ酸析出など。）や照射特性を踏まえた燃料集合体の制御棒挿入機能への影響など。（「具体的な項目」参照） <p>人材基盤に関する現状分析は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料の信頼性向上のための基準等整備や安全裕度評価に必要な技術は、原子力安全の確保の基本となる技術の一つであり、これまで、必要な人材基盤を継続して確保してきた。 ・ 今後も必要な人材基盤を維持するためには、大学等の教育段階から優秀な人材を集め、かつ、人材を計画的に育成していくとともに、実際に設計・評価の経験を積んでいくことが必要である。 ・ 大学等における人材育成に重要な教育・研究用原子炉が少なく、かつ、今後の維持・管理にも困難が予想されている。 ・ 我が国において開発された各種コードを世界の原子力安全に役立たせる、世界標準に反映させるコードエンジニアを育成し、活躍してもらうことが必要。 ・ 東電福島第一事故とそれに続く原子力プラントの長期停止は、若い世代の優秀な人材を原子力分野に惹きつけ難くなっていることが懸念されている。 <p>必要な人材基盤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計・評価技術を身につけた人材 ・ コードエンジニア <p>問題点</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>JMTR等の研究炉は長年、利用できないでいる。</u> ・ 要員育成のための大学等における教育・研究用原子炉等大型実験施設の維持（教育・研究用原子炉等の大型実験施設を用いた実験・実習を通して設計・評価技術のセンスを身につけた人材を原子力界に供給し続けられること。） ・ 日本において開発されたコードを国際標準とするためのコードエンジニアの育成 ・ 要員確保のための魅力の発信
<p>期待される効果 (成果の反映先)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転状態ごとに、燃料棒・集合体の安全機能の評価項目すべてを対象として、網羅的、かつ継続的（最新知見反映等）に、安全裕度を定量的に示すことにより、安全確保をより確実なものとするができる。 ・ このような検討を定着・マニュアルさせることで、次代を担う原子力技術者の広い視野での無駄なき無理なき安全設計・評価作業の道標ともなる。

	<ul style="list-style-type: none"> 安全裕度が定量化されていない項目の裕度の定量化、安全裕度の向上は、高燃焼度化、出力向上、長サイクル等への対応のための燃料の高度化への円滑な推進となる。
<p>他課題との相関</p>	<ul style="list-style-type: none"> S111M107L104_d10：耐久力・復元力を強化した世界標準の軽水炉設計の構築【設計】 S111M107L103_d42：システム・構造・機器（SSC）の信頼性向上と高度化 S111M107_d17-1：炉心設計およびその評価技術の高度化 S111M107_d18-1：炉心運用高度化に対応した、燃料・設備の高度化及び評価技術（燃料設計評価、炉心・熱水力設計評価技術 等）の高度化、燃料の信頼性向上と高度化 <ul style="list-style-type: none"> ハード/ソフト両面からの燃料・炉心設計改良 M199L199_d19：革新的技術開発（材料開発等）と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追究 M199L199_d20：事故時耐性燃料・制御棒の開発 <hr/> <p>このほか、燃料の安全機能に関する規格基準類の整備や安全裕度評価手法の明確化は、以下の幅広い方策で達成することを検討することが必要であり、かつ重要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> S112M107_d08：安全解析手法の高度化 <ul style="list-style-type: none"> 評価技術の高度化（含、流動解析手法） 判断基準・許容設計限界の見直し S111M107_d24：炉心設計・運用管理技術の高度化、プラント運用技術の高度化（出力向上、長サイクル運転等） <ul style="list-style-type: none"> 炉心運用・管理の合理化 燃料関連設備対応 DBA と SA（燃料構造崩壊・溶融）の間（B-DBA）の安全裕度の基準類の整備や安全裕度評価手法の明確化 <ul style="list-style-type: none"> 多重故障や複数機能喪失などに基づく評価事象の設定 （炉心冷却可能形状の維持）機能の喪失の判断基準・限界の明確化 燃料棒のみでなく集合体の構造維持も含む LOCA 時安全裕度の DBA 以外の温度履歴の影響

	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 現行炉心・燃料に関し、最新知見等も踏まえた安全機能を評価すべき項目について、設計・製造段階で自主的に考慮されているものの、規格基準等や安全裕度評価手法が明確化されていない項目や安全裕度をさらに高めることが望ましい項目がある。 ・ 海外の燃料の安全機能評価と国内とのギャップ分析や新知見を踏まえ、新たに定量評価をすべき項目や、評価条件などを追加していく必要がある項目がある。 ・ 海外において、信頼性を高めた改良設計燃料が順次導入されている。 <p>短期</p>
<p>実施の流れ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検証データ蓄積：産業界 ・ 民間規格の策定：学术界（行政（原子力規制委員会）がエンドース） ・ 知見の反映：産・行政・学术界 ・ 安全基準策定・技術評価：行政（原子力規制委員会） <p>#</p> <p>特別に記載のない行政は、経済産業省、文部科学省、原子力規制委員会等を含む</p> <p><考え方></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 産業界は、事業主体としてハード、ソフト両面から安全性の適正評価・向上に努める。 ・ 学术界は、規格改定を行う。 ・ 行政（原子力規制委員会）は、安全基準の策定と技術評価を行う。また、それに必要な解析技術の維持向上を行う。
	<p>実施機関／資金担当 <考え方></p>

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実施主体が資金担当となることが適当。ただし、基盤となる燃料挙動データの取得については、産業界と行政（経済産業省、原子力規制委員会）の共同参画（国際プロジェクトへの参加、試験炉での照射試験の実施等）も想定される。 <p>-----</p> <p>基礎基盤に関する項目</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料挙動素過程研究に関する技術の維持・向上・再構築 ・ 人材基盤 ・ 施設基盤整備 ・ 研究開発リソースの確保・維持・向上 <p>学術界、行政、産業界</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大学および研究機関を中心とした実施 - 行政からの投資 - 産業界による積極的利用
--	---

【改訂履歴】

改訂 番号	制定・改訂 年月日	主な改訂内容
—	2015年5月21日	初版
1	2016年11月30日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 課題調査票の不整合修正（他課題との相関、実施の流れの箇所を見直し） ・ 課題調査票の不整合修正（マイルストーン及び目指す姿との関連に中期の項目を追加）

<p>課題名 (レ点項目レベル)</p>	<p>【 S111M107_d17-1 】 炉心・熱水力設計評価技術の高度化【B】【設計】</p>
<p>マイルストーン および 目指す姿との関連</p>	<p>短 IV. 信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化 ⇒通常運転、異常事象収束の信頼性向上に係る活動が不断に進められ、かつ活性化がなされることによって、事故の引き金となる事象の把握と詳細な知見が深まり、事故リスク低減のための諸対策の整備が進むことが期待される。 ⇒福島第一事故を踏まえ設置導入した SA 設備等の保全・運用管理が、不断の見直しによってリスク低減の観点で合理化されていく必要がある。 ⇒60 年運転に向け、高経年化対策が高度化され設備信頼性の向上が行われる必要がある。 ⇒規制の高度化を促す環境が醸成されるために必要である。</p>
<p>概要 (内容)</p>	<p>炉心及び熱水力設計評価技術は、通常及び事故時の炉心挙動評価の基盤技術である。これらの技術の信頼性向上は、通常運転での安全性に関する説明性の向上、さらに、異常事象収束対策の信頼性向上に寄与する。</p> <p>本課題では特に最適評価および不確かさ評価技術、また未臨界度測定を含む炉心解析結果を確認する実験技術の開発、炉物理計算には欠かすことができない核データの測定及び評価技術の継承及び高度化、不確かさ評価の入力データとなる共分散データの整備を行い、炉心及び熱水力設計評価技術の高度化に資する。</p> <p>また、上記手法はその時々最新のハードウェア(例として、高度化燃料等)に対応できるように整合を取った検討とする必要があり、実運用に向けた環境整備が重要となる。</p> <p>更に原子炉廃止措置におけるクリアランス、DBA、SA など様々な評価にソフトウェアの観点から適用されることを想定する必要がある。</p>
<p>具体的な項目</p>	<p>[炉心評価技術の高度化]</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 不確かさ評価技術及び安全余裕の定量評価技術の向上 (2) 数値シミュレーション技術の高度化(*)を通じた最適評価手法の開発 (3) 実験・測定技術の開発、高度化 (4) 核データ測定及び評価技術の継承と高度化及び核データの整備 (5) 国産標準コードシステム及び国産断面積処理コードの開発 (6) 核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備 (7) 崩壊熱評価手法の高度化 (14) 解析技術の高度化と不定形体系の解析手法の高度化 <p>[熱水力評価技術の高度化]</p> <ul style="list-style-type: none"> (2) 数値シミュレーション技術の高度化を通じた最適評価手法の開発 (3) 実験・測定技術の開発、高度化 (8) 高度化燃料・高度化手法導入に向けた熱水力試験実施、評価コードの開発、及び炉心解析技術、熱水力設計評価技術を支える 3 次元ボイド率実証データ取得

[燃料設計技術の高度化]

- (3) 実験・測定技術の開発、高度化
- (9) 高度化燃料の材料開発/照射挙動評価及び高度化 MOX 燃料の開発
(高度化燃料: Up rating、高燃焼度、10x10 燃料、事故耐性燃料及びトリウム燃料を含む)
(高度化 MOX 燃料: 高富化度 MOX 燃料、FP 放出ガス低減燃料)

[SFP・燃料サイクルに関する技術の高度化]

- (10)核分裂生成物の量・放射化高精度評価技術の高度化とクリアランスレベル設定への適用技術
- (11)未臨界度の絶対測定手法及び未臨界と判定できる実効増倍率（最大許容増倍率）の決定方法
- (12)燃焼度クレジットによる臨界安全管理及び臨界安全評価に関するガイド類の作成と、そのための炉心管理による集合体燃焼度評価の精確性と燃焼評価手法の精緻化
- (13)燃料サイクル施設における仮想臨界事故解析手法の高度化

[臨界安全評価ガイド類作成]

- (12) 燃焼度クレジットによる臨界安全管理及び臨界安全評価に関するガイド類の作成と、そのための炉心管理による集合体燃焼度評価の正確性と燃焼評価手法の精緻化

(*) マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術

「具体的項目」毎の根拠を以下に示す。

(1) 不確かさ評価技術及び安全余裕の定量評価技術の向上

安全解析に見込む余裕は、保守的に想定される最も厳しい条件における解析結果と通常運転範囲の解析結果の差に基づくもの、製造公差や測定誤差及び物性値の不確かさからの伝播誤差によるもの、工学的判断によるもの等、様々な方法で設定される。このように設定されている安全余裕の内訳を定量的に把握することは、原子力安全を科学的・合理的に確保する観点から重要である。また、物性値（断面積、崩壊定数等）、製造スペック、計算手法、検証に用いる測定手法や実験手法等に不確かさが含まれることから、現在の原子炉の設計手法では、これら個々の入力の不確かさを伝播させる形で対象パラメータの誤差を評価するのではなく、対象パラメータに対する保守性や安全余裕を設定し、安全性を担保している。このため、個々の炉物理パラメータに対する不確かさ定量評価技術は発展途上にある。

一方、解析手法を高度化することにより、モデルが詳細化し、安全評価に用いられる従来の代表的かつ粗視的パラメータ（炉心パラメータ）に加え、詳細な解析結果と個別条件での現実の解析的对象との物理的対応が明瞭になる。

従って、こうした解析評価技術の高度化に適合した不確かさの評価技術、および解析技術の高度化によって不要となった過剰な余裕を適切に評価、評価結果に基づく運転制限値の適宜見直しが必要となる。

課題として取り上げた

根拠

（問題点の所在）

(2) 数値シミュレーション技術の高度化を通じた最適評価手法の開発

安全余裕の定量化や不確かさ評価技術の高度化のためには、実験による評価が困難な事象に対しても、数値シミュレーションで予測する技術が必要である。

一方で実験手段も、計測機器技術および新たな手法開発などの進展がある。

実験や測定と計算科学技術が相補的に作用することで原子炉の状態把握や予測精度に大きな向上をもたらす。この際、種々の不確かさの要因（モデル、数値計算方法、試験など）について、バランスよく低減することが必要である。

(3) 実験・測定技術の開発、高度化

事故時/事故後の炉心状態を正確に把握するために、測定可能な中性子と γ 線、放出核種等を活用した遠隔で高精度な測定技術が必要となる。

また、一般に実験体系と実機体系は異なったものにならざるを得ないが、実験で実機をできるだけ正確に模擬するため、実機体系の特徴を客観的に再現する指標がどのようなものであるべきかについて研究を進める必要がある。

現状、改造 STACY 等新たな臨界実験施設は限られ、燃料棒や規制上の制約から模擬したい炉心を全領域で構成することは困難となる場合も、部分的な模擬でも検証としても有効であることを示す理論が必要となってくる。また、使用済み燃料貯蔵プールや、維持負荷の低い施設として未臨界実験施設や加速器中性子源施設の利用についても検討が進められるべきである。燃焼燃料の非破壊測定、ペレットレベルの測定技術、ドップラー反応度、中性子スペクトル測定などのニーズ

があり、新たな実験技術開発も検討すべきである。

(4) 核データ測定及び評価技術の継承と高度化及び核データの整備

核データの測定及び評価にはノウハウに依拠するところが大きく、その継承が課題となっている。核データは、炉物理を支える基礎データとして不可欠のものであり、その測定及び評価技術を維持・発展させ続けることが必要である。

このため、現在の核データ測定及び評価技術を継承されやすい形に標準化する。さらに、標準化された技術を高度化させることにより、核データの品質向上に寄与する。また、核データは、原子力利用の初期よりその整備が進められており、これまでもかなりの精度向上が図られてきてはいるが、いまだに積分実験との乖離がみられる場合もある。特に MA 核種については、評価済ライブラリ間で有意な差異が存在しているものもあり、MA のような測定が困難な核種に対しても、測定技術を進展させることにより信頼性の高いデータを取得し、核データを整備していくことが必要である。

また、核データ由来の核計算誤差評価は、今後の核設計において必須のものとなりつつあり、このための共分散データの整備も進められているが、現存する核データの共分散のすべてに十分な信頼性があるとは言いがたく、今後も実験データ取得や評価を通じて継続的に改善を図る必要がある。

このため、実験施設の確保、実験する人材の確保、核データ評価手段の整備の充実と評価する人材の確保が重要である。

(5) 国産標準コードシステム及び国産断面積処理コードの開発

実験的な実証性を補足するためにモンテカルロコード等が参照解とされている。現在、JAEA の MVP や米国の MCNP 等が良く利用されているが、炉心設計全般を解析するためのコードではなくベンチマークの参照解としての利用が主である。この参照解としてのコードシステムの研究開発は継続されるべきであるが、メーカーや電力会社の炉心設計や安全解析の妥当性を客観的に確認するための標準コードシステムが必要である。

また、その入力となる核データについては、断面積処理コードの開発と合わせ、その信頼性実証と品質保証を含む整備が必要である。

具体的には、核データ処理コードについては、国産の核データ処理コード FRENDY が開発されているあるが、NJOY に代わるコードとなるには、多群定数の作成や共分散データの処理、KERMA 因子や DPA 断面積の計算など様々な処理機能を追加する必要がある。

また、核データの検証のため、VACANCE を開発しているが、核設計解析への適用等の観点から、原子力学会標準に準拠した V&V プロセス等に効率的・効果的に対応するための検証システムの開発や汎用性向上に関する整備が必要である。

今後の原子力プラントの輸出を考慮すると、炉心設計全般の解析に対応可能な国産コード体系を開発することの意義は大きく、開発の国際競争力を高めると共に、開発したコードを維持管理していく仕組み(組織)が必要である。

(6) 核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備

炉物理解析分野において、最新知見の取り込みを迅速化するために、その標準的な検証方法を確立する必要がある。標準的な検証法は、解析コードの型式認定にも使用することが可能であると考えられる。このような標準的な検証方法を整備することにより、新たなコードを開発した場合に、客観性、透明性のある検証が可能となり、説明性と安全性の向上に寄与することができる。

(7) 崩壊熱評価手法の高度化

現在、崩壊熱評価で使用している学会推奨の崩壊熱は、核分裂生成物とアクチニドによる崩壊熱を評価できるものの、アクチニドについては短半減期の2核種に限定されている。シビアアクシデントでは、長期的なアクシデントマネジメントが求められることから、長期にわたる崩壊熱を評価するためにアクチニドの評価核種を充実させるなど、評価精度を向上させることが求められている。

(8) 高度化燃料・高度化手法導入に向けた熱水力試験実施、評価コードの開発、及び炉心解析技術、熱水力設計評価技術を支える3次元ボイド率実証データ取得

燃料高度化にともなう設計変更への対応や適用条件範囲の拡大などに対応可能な熱水力評価コードを開発するため、二相流動現象の支配メカニズムに着目した機構論的解析モデルを構築する必要がある。二相流解析に広く用いられている二流体モデル等に、構築した解析モデルを導入することにより、熱水力評価手法の高度化を図るものである。

二流体モデルの解析精度は使用する構成方程式の精度に依存するため、定常運転時から過渡・事故時を想定した境界条件下で現れる二相流動様式における気液界面挙動及び伝熱特性を詳細に調べる必要がある。

液膜ドライアウトを扱う三流体場モデルでは環状噴霧流における液滴・液膜挙動を把握するとともに、サブチャンネル解析に特有なクロスフローについても精度良いモデル化が重要となる。

スペーサなどの燃料構成部材が熱水力特性に及ぼす影響も無視できないため、これらの影響をモデル化するには出来るだけ実際の燃料及びスペーサ形状に近い試験装置を用いるのが望ましい。近年、混相流 CFD を数値実験的に用いて物理モデルを構築する試みがなされており、CFD 技術の今後の発展も期待されるが、この CFD コードの検証及び精度向上のため、燃料内の詳細な3次元ボイド率分布の計測が望まれる。

高度化燃料の要素技術のひとつである SSR（スペクトルシフトロッド）についても、炉心流量による水位制御とともに出力上昇時の熱水力特性を確認しておく必要がある。

また、燃料格子の配列数の増加や高出力密度化にともない、ドリフトフラックスモデルに基づく従来燃料用のボイド相関式では、高度化燃料のボイド率分布を適切に評価するため、新規燃料形状でのボイド分布測定試験が必要と考えられる。

(9) 高度化燃料の材料開発/照射挙動評価及び高度化 MOX 燃料の開発

炉心・熱水力設計評価技術は、燃料設計・開発（含む MOX 燃料）にも適用されるため、高度化燃料設計においても、より精度の高い炉心・熱水力設計評価を適用していくことが燃料設計の安全裕度の精緻化の観点でも望まれる。また、安全余裕の増加のため、SiC 被覆管など新しい被覆管の導入などを検討する場合、それに見合った解析手法の使用が必要になり、この評価技術の実運用のに向けた環境を整備することが望ましい。

(10) 核分裂生成物の量・放射化高精度評価技術の高度化とクリアランスレベル設定への適用技術

燃焼や放射化による核種の生成量の精度検証を破壊測定のみにも頼る方法では、労力とコスト面から恒常的な実施が難しく、非破壊測定と解析との融合による経済的かつ信頼性の高い評価技術が必要である。

また、臨界評価において燃焼度クレジットを導入する際の品質保証としても期待できる。

更に、クリアランスの評価における放射化精度向上は、廃棄物低減の観点からも有用である。

また、長期間停止している原子炉炉心の核特性パラメータ予測精度向上、SA 時の原子炉炉心や SFP における FP インベントリや崩壊熱の予測精度向上、使用済み燃料再処理の受け入れ時における計算によるインベントリ予測誤差 SRD (Shipper/Receiver Difference) 低減、核燃料施設の臨界安全評価における燃焼度クレジットの導入による過度な保守性の排除、廃止措置における過度な保守性を排除した現実的な放射化レベル評価の開発への波及効果が期待されている。

(11) 未臨界度の絶対測定手法及び未臨界と判定できる実効増倍率（最大許容増倍率）の決定方法

最大許容増倍率は、核燃料の臨界安全（臨界事故防止）において最も重要なパラメータであり、その設定については高い説明性が求められるため、最新知見に基づいた検討を行う。

また、原子炉起動前などの通常運転で現れる原子炉の未臨界状態に加え、異常時の炉心、燃料プール等の貯蔵施設、加工施設を対象とした未臨界度の絶対測定技術は、核燃料を取り扱う施設一般の安全性向上に貢献すると考えられる。

また、起動前の原子炉の特性を測定することにより、原子炉の設計の妥当性を起動前に確認することが可能となり、安全性の向上につながる。

これらの炉心に対する技術開発は燃料プール等の貯蔵施設、加工施設を対象とした核燃料を取り扱う施設一般の安全性向上に貢献すると考えられる。

なお、未臨界度の絶対測定技術は、現在に至るまで原子炉物理の未解決の問題の一つであり、その開発は学術的にも大きな意義を持つ。

現在、ANSI/ANS-57.2-1983 は、未臨界評価における余裕を、通常は 0.05 とするが、妥当性が示されれば、0.02 を限度に余裕を小さくとっても良いとしている。

(12)燃焼度クレジットによる臨界安全管理及び臨界安全評価に関するガイド類の作成と、そのための炉心管理による集合体燃焼度評価の精確性と燃焼評価手法の精緻化

使用済・一部照射済燃料の臨界安全において、燃焼による反応度の低下を評価に取り入れることで、合理的な保管や輸送が可能となる。再処理の将来が定かでない中、輸送・貯蔵の合理化への要求は強く、燃焼度クレジットの合理化は必要であるとともに、**輸送・貯蔵(SFP)の臨界安全評価に関するガイド類の作成も必要である**。福島第一の燃料デブリを含む廃棄物燃料の扱いでは、燃焼度の考慮抜きには臨界安全性と他の安全性対策の両立の困難が危惧されている。健全燃料への燃焼度クレジット導入では臨界管理上のリスク0を原則とするのに対し、損傷燃料ではリスク0達成は困難であるが、合理的なリスク評価のためにも炉心管理での燃焼度評価の精確性を示し、社会の信頼も得ていく必要がある。

このため、燃焼度クレジットによる臨界安全管理と、そのための炉心管理による集合体燃焼度評価の正確性と燃焼度評価手法の精緻化は必要であり、また、**輸送・貯蔵(SFP)の臨界安全評価に関するガイド類の作成も必要な案件である**。

(13)燃料サイクル施設における仮想臨界事故解析手法の高度化

再処理施設や濃縮度5wt%を超える加工施設などにおいて、臨界事故を想定した臨界安全・臨界管理の標準的な設計手法は、必ずしも確立されていない。燃料サイクル施設に対して実施されるストレステストおよび総合的安全性評価も見据え、科学的・合理的な手法に則った標準的な設計手法を示す必要がある。

(14)解析技術の高度化と不定形体系の解析手法の高度化

解析起因不確かさの低減に寄与する活動は安全性及び経済性の向上に総合的に資するものであり、軽水炉や高速炉での炉心解析技術の高度化はもちろんのこと、小型炉やADSなどの設計においても炉心解析技術の高度化は常時、継続的に取り組むべき課題である。

炉物理計算の基本計算機能となる実効核定数計算機能、中性子輸送計算機能、核種燃焼計算機能等に関するモデルを詳細化することで高度化し、解析起因不確かさを低減し、予測精度を向上することで、炉心設計の効率化や安全性向上、運転コストの低減が期待できる。

燃料デブリなど燃料の形状が不確実な体系に対する臨界評価では、実効増倍率の最確値と最大値を評価することが必要である。また、局所臨界と全炉心臨界の場合は基本モード中性子束分布が大きく変わることから、局所臨界への近接とその中性子束分布の把握が臨界監視等で重要であり、中性子束評価の高次モードの取扱や臨界監視などについて課題がある。

「具体的項目」毎の現状分析を以下に示す。

(1) 不確かさ評価技術及び安全余裕の定量評価技術の向上

不確かさ評価技術は、安全余裕の定量化の基礎となるべき技術であり、炉物理の入力となる物理量、炉物理で生成(計算)される物理量に対し、それぞれの不確かさの伝播および評価技術を確立する必要がある。併せて、検討すべき不確かさを整理し、不確かさ評価が可能な物理量、現時点で評価不可能なもの、実験等を実施すれば評価可能となるもの等に仕分けする必要がある。さらに、断面積伝播誤差に関する感度解析が学問的にも設計手法としても研究されている。また、安全余裕に関し、炉心設計や安全解析で利用される炉物理技術を抽出し、炉物理的な解析値に対して安全余裕を見込むべきパラメータ、材料/寸法のスペックに反映すべきパラメータ、解析の前提条件に反映すべきパラメータなどに整理し、それぞれの定量化方法を定める必要がある。

(2) 数値シミュレーション技術の高度化(*)を通じた最適評価手法の開発

通常運転、過渡・事故時における炉内の核・熱・流動現象を詳細に模擬するために、メゾからマクロスケールまでのマルチスケールを対象としたマルチフィジックス統合解析技術を、最新の計算科学技術に基づき開発する必要がある。

このような統合解析技術は、実験が困難な異常時、特に減速材密度等が通常運転時から大きく乖離した場合に炉心挙動を正確や予測する場合や、さらに極端な条件、例えば過酷事故時の燃料や炉心挙動を把握する場合において、基盤技術として必須である。

尚、米国では軽水炉における実験代替シミュレーションの研究(CASL)が進められている。

(3) 実験・測定技術の開発、高度化

事故時評価や将来炉設計を見据えた体系の模擬性や測定技術の高度化に資する関連技術を開発する必要がある。

また、臨界実験装置や研究炉などの実験施設の拡充も重要である一方、施設の維持管理・規制対応の負荷の増大から、現有施設の能力拡大、維持負荷の低い施設での利用も検討する必要がある。

(4) 核データ測定及び評価技術の継承と高度化及び核データの整備

核データは実験的研究により得られた測定値と理論的研究により得られる計算値を基にしているが、精度の高い核データを測定するための技術と最も適切と考えられる核データの値を評価するための技術について、その標準化を図り、次世代に継承するとともに、高度化(改良)を進める必要がある。また、ここでの核データ評価技術では、核データ測定や理論計算も含めて検討する必要がある。また、共分散データを含めた核データについて、その品質を管理し、より高精度の核データとして整備する。MA等のサンプル入手の問題を考えると、国際的な枠組み

現状分析

での取り組みが必要である。

核データ評価はノウハウに依拠するところが大きく、その継承が課題となっている。核データは、炉物理を支える基礎データとして不可欠のものであり、その評価技術が維持され続けることが必要である。

また、シグマ委員会において核データの品質保証WGが設置され、核データ評価の際の手法や用いたデータ等の品質に係る記録の作成・管理についての議論が行われ、基本方針がまとめられている。

(5) 国産標準コードシステムの開発及び国産断面積処理コードの開発

炉心設計の検証に資する国産標準核計算コードシステムと断面積処理コードを整備する必要がある。

現状、核データ処理コードは米国の NJOY に全面的に頼っており多様性の面から脆弱な構造となっている。従来は JAEA が主体となって開発を進めてきたが、開発したコードの利用実績などが問われており、JAEA としてはユーザーの貢献が無ければ開発を続けられない状態である。今後も JAEA を主体として国産コード開発を行うのであれば、日本のコミュニティとして（これまでに活用してきた海外コードではなく）国産の炉物理・核データ処理コードの利用を積極的に進めていく覚悟があるかどうかを議論する必要がある。

(6) 核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備

核計算コード（核データを含む）の信頼性評価（検証）に利用できるベンチマーク問題を整備し、標準的な検証手法の確立する必要がある。今後 20-30 年程度に許認可の対象になり得ると考えられる炉等（サイクル施設も含む）について、規制も交えた場でベンチマーク問題の選択を行い、各炉等に対する「標準」として提供する。「標準」としての検証用問題の整備では、対象となる炉型や（サイクル）施設に応じて適切なベンチマーク問題を選択する必要があるが、その際にどのような観点で対象とする炉等との類似性を判断するのが重要となる。また、実証性の観点から実機商業炉のデータに基づくベンチマーク問題の整備について検討する必要がある。

現在、NEA を中心とした国際的な取組み（ICSBEP、IRPhE）が行われており、日本からもベンチマークデータが提供されている。貴重な炉物理実験データは国際的な財産として、広く共有されるべきであり、今後も日本からのデータ提供を継続すべきである。

(7) 崩壊熱評価手法の高度化

崩壊熱評価の精度向上の為には、核種の燃焼チェーンの充実とこれに基づく核種生成(崩壊熱評価)コードの開発、及び PIE データの拡充等による検証が必要である。JAEA の主導にて崩壊熱評価コードを開発・検証し、その後、民間を含めて崩壊熱評価の標準手法を構築し、評価精度の精緻化を図っていく。

- (8) **高度化燃料・高度化手法導入に向けた熱水力試験実施、評価コードの開発、及び炉心解析技術、熱水力設計評価技術を支える3次元ボイド率実証データ取得**
現状では、二流体モデル及び三流体場モデルの各種構成方程式や燃料の構成部材（燃料スペーサ・短尺燃料棒など）の物理モデルを高精度化するための試験データが不足している。高温高圧条件、非定常現象、気液界面の複雑さなどが二相流の測定を困難にしており、対象とする現象及び目的に応じた測定技術を構築した上で、試験データの拡充が望まれる。
- (9) **高度化燃料の材料開発/照射挙動評価及び高度化 MOX 燃料の開発**
高度化燃料及び高度化 MOX 燃料の設計・開発に求められる技術範囲が現状の炉心・熱水力設計評価の適用範囲と整合していれば現状の評価手法が適用可能である。適用可能な場合でも高度化された炉心・熱水力設計評価を用いた方が評価精度向上に繋がると予想される。
SiC 等の新被覆管材料を導入する場合はそれに見合った核設計などの評価技術が必要であり、実運用に向けた環境整備が必要となる。
- (10) **核分裂生成物の量・放射化高精度評価技術の高度化とクリアランスレベル設定への適用技術**
計量管理、臨界監視、保障措置、クリアランスなどの観点から核種インベントリに対し信頼性の高い評価を与える技術開発を行う必要がある。また、低レベル廃棄物のクリアランスレベル設定にあたり、放射能濃度測定・評価の高精度化を図る必要がある。
- (11) **未臨界度の絶対測定手法及び未臨界と判定できる実効増倍率（最大許容増倍率）の決定方法**
核燃料を含んだ種々の体系に対して、未臨界度の絶対値を測定する手法を開発する必要がある。また、臨界安全ハンドブックによると、対象系が未臨界であると計算により判定するために用いられる中性子増倍率である「最大許容増倍率」は、臨界になると思われる値（推定臨界値）を推定する際の誤差を考慮して定めた「推定臨界下限増倍率」（未臨界であると判断してよいと考えられる中性子増倍率の上限）に安全裕度を考慮して定めることとなっている。この最大許容増倍率の設定方法を最新知見に基づいて検討する必要がある。
- (12) **燃焼度クレジットによる臨界安全管理及び臨界安全評価に関するガイド類の作成と、そのための炉心管理による集合体燃焼度評価の精確性と燃焼評価手法の精緻化**
燃焼度クレジットを適用する際の臨界安全設計と運用管理の手順について、評価の考え方、計算条件の設定、考慮する核種の選定、核データ、燃焼計算コードの妥当性確認法などが検討されている段階であり、標準化はされていない。また、**輸送・貯蔵(SFP)の未臨界性評価のガイドラインも公的には作成されていない。**

(13) 燃料サイクル施設における仮想臨界事故解析手法の高度化

臨界安全の観点から、事故シナリオの設定、シナリオ毎の未臨界度の評価、臨界の検知、終息手段の検討、事故時の被曝線量評価等の手法を開発・高度化し、より安全性・説明性の高い燃料サイクル施設の設計に資する必要がある。

(14) 解析技術の高度化と不定形体系の解析手法の高度化

マルチフィジクスシミュレーションの応用や、並列化技術、他分野の高速化手法などの取り込みによって軽水炉及び高速炉解析手法を高度化し、炉心設計の効率化や安全性向上、運転コストを低減させ、機械学習技術等の利用によって解析・作業コストを低減させる。現時点では、具体的な解析モデルの高度化として実機炉心に対する3次元燃料格子内非均質体系での多群中性子輸送計算・燃料格子単位マイクロ燃焼計算により空間及びエネルギーの均質化といった計算誤差を排除、などが実施されている。

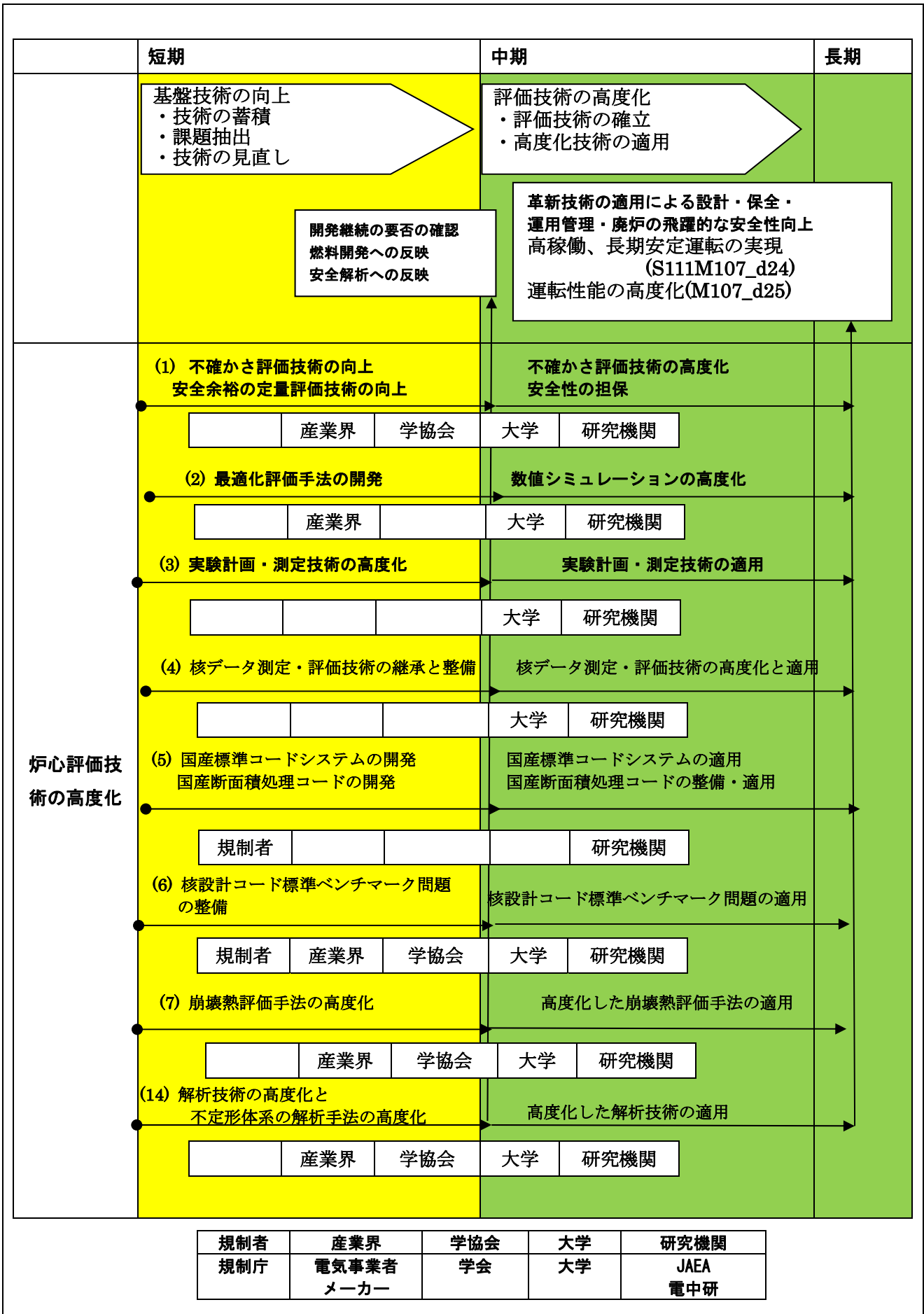
また、燃料デブリのように不定形の燃料が含まれる体系や大型炉心での局所臨界、複数ユニットの結合体系の評価手法の高度化を図る。

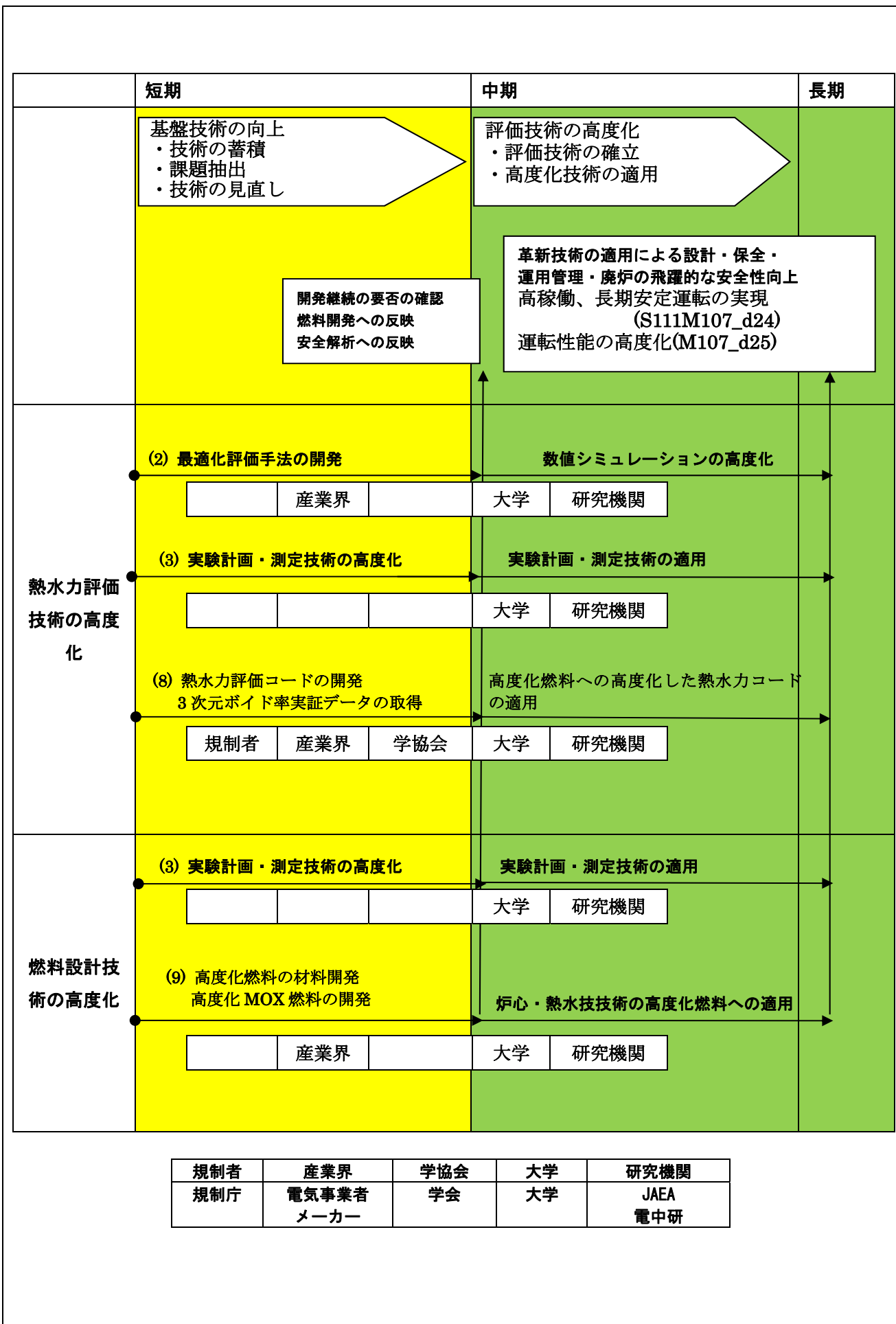
期待される効果
(成果の反映先)

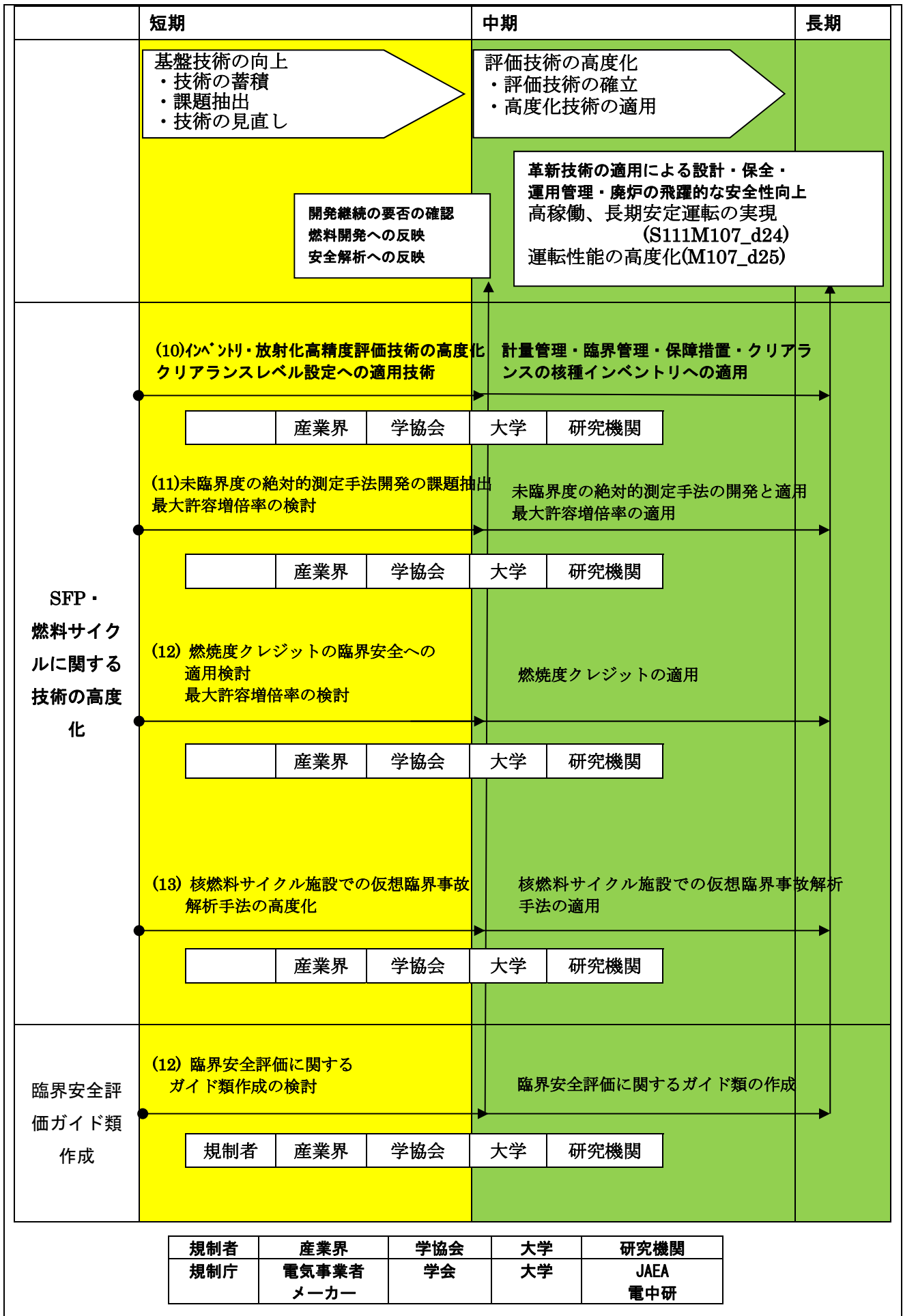
「具体的項目」毎の期待される効果を以下に示す。

- (1) 不確かさの評価技術の向上により、詳細な解析結果と個別条件での現実の解析的対象との物理的対応が明瞭になる。定量化の実施により、実機 PWR 及び BWR 炉心を含む検証マトリックスやベンチマーク問題の整備とデータベース化も必要となり、安全性を高める技術や実験の明確化が期待できる。また、安全余裕の内訳を定量的に把握することは、原子力安全を科学的・合理的に確保する事ができる。
- (2) 安全余裕の定量化や不確かさ評価技術の高度化のために、実験による評価が困難な事象に対しても、数値シミュレーションで予測する事ができる。
- (3) 事故時/事故後の炉心状態を把握するための高精度な物理パラメータ測定技術の確立
- (4) 炉物理を支える基礎物性データである核データ測定及び評価技術の標準化と高度化および MA 核種などに関する共分散データを含めた核データの整備と精緻化
- (5) 炉心施設や安全解析の妥当性を規制当局が客観的に評価するための国産標準コードシステムの確立と国産断面積処理コードの整備。同システム、コードは学界の進展のために広く利用できるものでもあることが望ましい
- (6) 標準ベンチマーク問題の整備による標準的な検証方法の確立
新コード開発に対する客観性・透明性のある検証手段の確立
- (7) 長期冷却に対する崩壊熱評価手法の標準化
- (8) 高度化燃料の設計最適化と過渡時・事故時冷却特性の把握
- (9) 高度化燃料及び高度化 MOX 燃料に関する設計・開発のインプットとなる精度の高い炉心・熱水力設計評価手法の確立
SiC 等の新材料に対する評価技術の適用
- (10) クリアランスレベル設定に関し、非破壊測定と解析との融合による経済的かつ高信頼性のある評価技術が入手できる。
- (11) 未臨界度の絶対測定手法が確立でき、核燃料を取り扱う施設一般の安全性向上に貢献できる。
開発した技術を利用することにより、使用済み燃料保管施設、核燃料取扱施設、再処理施設や廃炉作業時の原子炉での臨界事故を防ぐための未臨界度常時監視技術や、テロリスト対策ための核物質の非破壊検知技術の開発が実現できる。
- (12) 燃焼度クレジット評価手法の標準化の確立と合理的な保管や輸送の確立
輸送・貯蔵(SFP)の臨界安全評価に関するガイド類の作成。
- (13) 再処理施設や 5wt%燃料を超える加工施設での臨界事故を想定した臨界安全・臨界管理の標準的な設計手法の確立
- (14) 解析技術の高度化と不定形体系の解析手法の高度化
炉物理計算の基本計算機能を高度化することで解析起因の不確かさを低減し、予測精度を向上することで、炉心設計の効率化や安全性向上、運転コストの低減が図られる。

他課題との相関	S111_d32	: 状態監視・モニタリング技術（予兆監視・診断、遠隔監視・診断等）の高度化
	S111_d11-2	: SA 計装、SA 設備の多様化と高度化及び設備の設計技術
	S112M107_d08	: 安全解析手法の高度化
	S111M107_d36	: 高経年化評価手法・対策技術の高度化
	S111M107_d17-1	: 炉心・熱水力設計評価技術の高度化【B】
	S111M107_d18-1	: 燃料の信頼性向上と高度化
	M107_d25	: 運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、L/F等）
	S111M107_d09	: SFP 評価技術の高度化
	S103_b07	: 廃棄物の長期保管に向けた健全性評価技術、管理技術の高度化
	M199L199_d20	: 事故時耐性燃料・制御棒の開発
	M106_c01	: 計測技術・解析技術の高度化
	M102L101L104_b08	: 廃棄物や TRU 低減を実現する革新的技術及び軽水炉システムの構築【PWR】
	M199L199_d19	: 革新的技術開発（材料開発等）と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追究
	L103_d21	: 負荷追従性の高度化







<p>実施機関／資金担当 ＜考え方＞</p>	<p>実施機関及び資金担当の考え方は次の通り</p> <p>[実施機関/資金担当]</p> <p>規制者 : 規制庁 産業界 : 電気事業者、メーカー 学協会 : 学会 (学会が標準、規格の制定を主体とする。) 大学 : 大学 (要素技術の維持発展を主体とする。) 研究機関: JAEA、電中研、その他</p> <p>[資金担当]</p> <p>資源エネルギー庁、文科省</p> <p>＜考え方＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・産業界は、事業主体として炉心・熱水力設計評価技術の高度化を図る。 ・産業界および学協会は、必要な技術開発に努める。 ・規制庁と産業界は導入に当たっての枠組みを検討する。 ・学協会、産業界は、技術高度化に係る民間規格制定・改定または、必要な規格などについて検討する。 ・規制庁は、炉心・熱水力設計評価技術の高度化に関し必要となる規制を主体的に準備し、技術評価及び認可を行う。 ・国産標準コードシステムの開発は産業界・国の機関・学協会が、主体的に参加することが望ましい。 ・資金担当は実施主体となるのが適当であるが、基礎研究や実験などは規制庁、資源エネルギー庁、文科省など国の機関による手当が適当である。
----------------------------	--

【改訂履歴】

改訂 番号	制定・改訂 年月日	主な改訂内容
—	2015年5月21日	初版
1	2016年11月30日	<ul style="list-style-type: none"> ・課題調査票の不整合修正（他課題との相関、実施の流れの箇所を見直し） ・課題調査票の不整合修正（マイルストーン及び目指す姿との関連に中期の項目を追加）
2	2018年2月27日	<ul style="list-style-type: none"> ・課題調査票の不整合修正（マイルストーンの修正、実施機関に係る記述の追加、実施項目の追加と内容の更新）

<p>課題名 (レ点項目レベル)</p>	<p>【S111M107_d24】 プラント運用技術、炉心設計管理の高度化</p>
<p>マイルストーン および 目指す姿との関連</p>	<p>中Ⅱ. 既設プラントの高稼働運転と長期安定運転の実現 ⇒安定かつコストバランスに優れたエネルギー源としての利用に向け、高稼働運転や適切な高経年化対策を前提とした長期運転が必要となる。</p> <p>短Ⅳ. 信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化 ⇒事故リスク低減のため、通常運転、異常事象収束の信頼性向上に係る活動の活性化がなされる必要がある。</p> <p>中Ⅲ. 事故発生リスクを飛躍的に低減する技術の整備 ⇒原子力をベースロード電源として活用されるため、事故発生リスクを飛躍的に低減する技術開発および設計技術への反映がなされる必要がある。</p>
<p>概要 (内容)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力プラントの性能を最大限に活用し設備利用率を向上させるためには、出力向上や長サイクル運転といったプラント運用技術の高度化が有効である。具体的に、出力向上については、必要に応じてタービンや蒸気発生器等の設備拡張（それに伴う材料開発等の要素技術開発含む）や給水流量の測定精度改善、原子炉熱出力向上の安全評価技術の高度化等が必要となる。また、長サイクル運転や設備利用率向上のためには、燃料の高燃焼度化、状態監視の幅広い導入やリスク情報活用によるオンラインメンテナンス導入（作業員の負荷平準化等）などによる設備信頼性の向上が有効である。 ・炉心構成要素（高燃焼度燃料、事故耐性燃料および制御棒等）の設計変更、原子炉の運転条件見直しに対し、運転上の制限を遵守し、安全余裕を確保した状態で原子炉の運転を行うためには、炉心設計、運用管理技術の高度化を継続的に推進していくことが必要である。
<p>具体的な項目</p>	<ol style="list-style-type: none"> (1) 核熱結合炉心解析技術 (2) 炉心解析技術の高度化及び解析精度の精緻化 (3) 炉心設計の高度化 (4) 運転余裕の精度向上を実現する評価手法の高度化 (5) 運転中における炉心監視機能の向上による運転余裕の明示化

「具体的項目」毎の根拠を以下に示す。

(1) 核熱結合炉心解析技術

原子力プラントの安全運転と性能の発揮を両立させ、さらに高稼働率を実現するための高度化手法の1つとして「核熱結合炉心解析技術」が必要である。

この高度化として、PWRのボイド発生を伴う事故時の安全解析手法の高度化があり、核熱結合の3次元炉心過渡解析手法が開発され、より精度よい安全評価が可能となっていることが期待できる。3次元のボイド発生を測定できる施設で、あらかじめ、ボイドによる反応度帰還効果を、発熱管の出力抑制により調整・実現することができれば、総合的な最終実証とすることができる。

(2) 炉心解析技術の高度化及び解析精度の精緻化

燃料などの炉心構成要素（高燃焼度燃料、事故耐性燃料および制御棒等）の設計や原子炉の運転条件が変更された場合でも、運転上の制限を遵守し、安全余裕を確保した状態で原子炉の運転を行うためには、燃料の性能向上、燃料設計及び炉心設計の精緻化などによる影響を適切に把握できるよう、炉心解析手法についても高度化を進め、解析精度を高めていくことが必要。

(3) 炉心設計の高度化

運転条件（運転期間、運転出力など）の変更にあたっては、燃料取替体数や燃料の取出燃焼度が変化するため、安全余裕を適切に確保できることを評価しながら炉心運用するためには、燃料設計の変更を含め、運転条件に対応した燃料配置の設計（炉心設計）の高度化が必要。

(4) 運転余裕の精度向上を実現する評価手法の高度化

高稼働率運転、長期安定運転のためには、定格出力運転から部分負荷運転時を含め、燃料健全性や安全上重要なパラメータに対する運転余裕の活用が考えられ、停止機能の評価を含め、運転余裕の精度向上を実現する評価手法の高度化・適用が必要。

PWRでは安全評価の結果の緩和、制限値と評価値との余裕の向上が該当する。

(5) 運転中における炉心監視機能の向上による運転余裕の明示化

高稼働率運転、長期安定運転のためには、運転中における炉心監視機能の向上による運転余裕の明示化が望まれる。

安全解析の入力として、主に過渡・事故の初期状態に関わる炉心パラメータ（出力分布、出力ピーキング係数、ホウ素濃度、熱的特性等）を精度よく監視し、それを安全解析入力としての核パラの不確かさ軽減につなげることで安全解析の結果の緩和、安全余裕の向上に資することができる。

課題として取り上げた

根拠

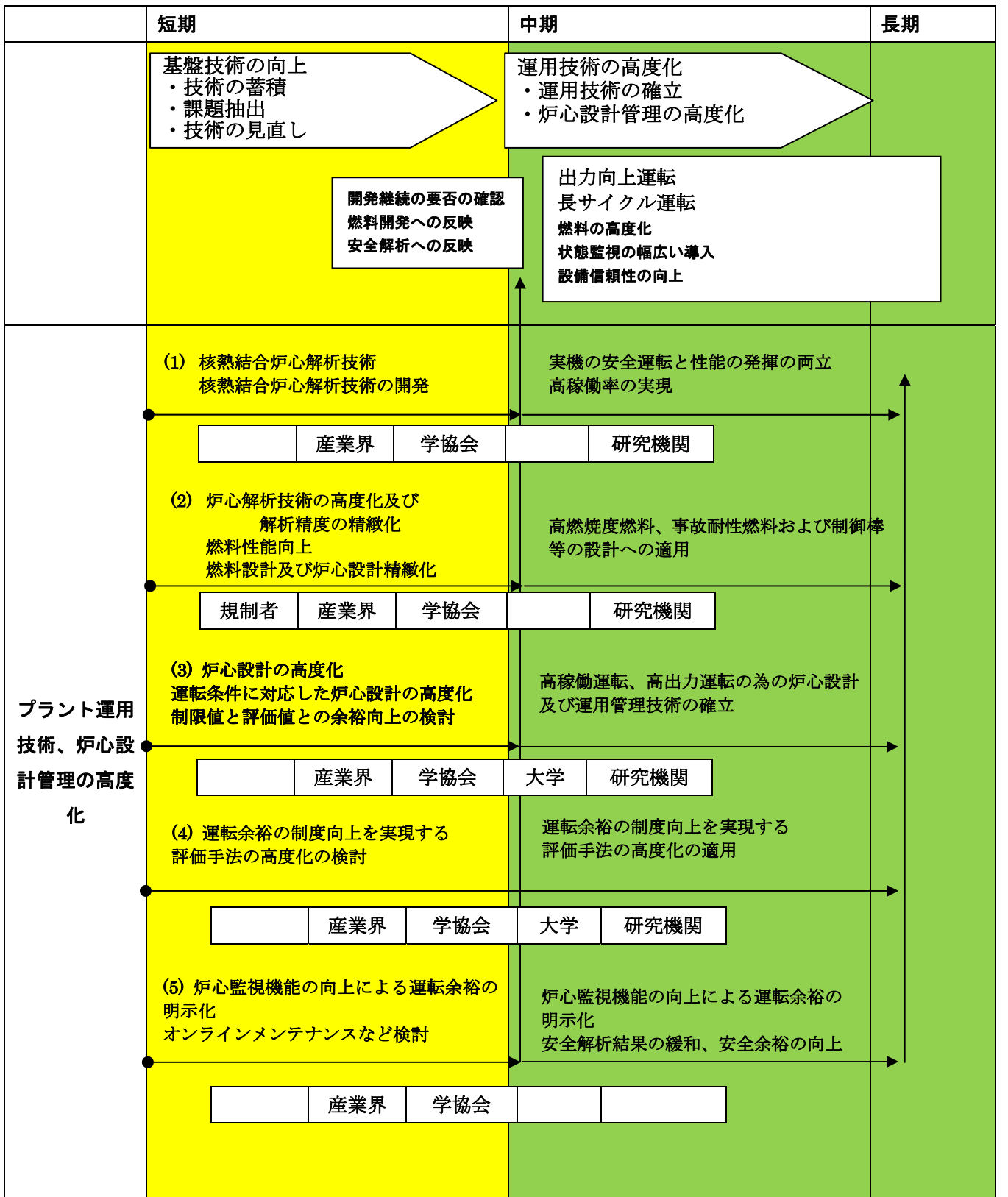
(問題点の所在)

<p>現状分析</p>	<p>「具体的項目」毎の現状分析を以下に示す。</p> <p>(1) 核熱結合炉心解析技術</p> <p>PWR では、核熱結合炉心技術は事故時においてニーズはあるが、現状では適用されていない。</p> <p>(2) 炉心解析技術の高度化及び解析精度の精緻化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心設計コード、炉心運用管理の手法等、現行のジルカロイ被覆管とペレット型の核燃料を基本とする軽水炉燃料の高度化に対応できる、炉心設計、運用管理技術は確立している。 ・ 海外では、原子力発電所の高稼働運転、高出力運転が実用化されており、これに対応するための燃料設計の高度化が図られると共に、高稼働運転、高出力運転を実施するための炉心設計、運用管理技術が確立されている。 ・ 高燃焼度化及び高出力運転への対応、設計基準事故時の更なる安全性向上を目的として、現行のジルコニウム基合金系材料被覆管及び微細組織を変更した燃料ペレットの開発が進められている。これらを使用した燃料（改良型燃料）に関し、海外において商用炉を用いた照射試験、日本国内において事故模擬試験等が実施され、データが蓄積されてきている。 <p>また、安全性の一層の向上を目指して、事故耐性燃料等の、現行とは異なる燃材料概念に基づいた核燃料の研究開発が進められ、一部の研究開発プロジェクトは国が支援している。これらの革新的燃材料に対する、現行の炉心設計コードや炉心運用管理手法の適用性は未だ検討されていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実用化開発に向けて、事故耐性燃料等の要素技術の開発と炉心設計や運用管理技術との間で、開発目標や開発課題に関する相互の認識共有とフィードバックが重要であるが、研究開発体制は十分に構築されていない。 <p>(3) 炉心設計の高度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海外では、原子力発電所の高稼働運転、高出力運転が実用化されており、これに対応するための燃料設計の高度化が図られると共に、高稼働運転、高出力運転を実施するための炉心設計、運用管理技術が確立されている。 ・ 長期の原子炉停止により、革新的な燃材料開発及びその炉心運用管理方法等の適用性確認や、更なる改良に向け、適切な研究開発体制の構築等の対応が遅れており、技術が後退する前に、早期着手し、技術確保を行う必要がある。 ・ 事故耐性燃料等の革新的燃材料の適用を含めた様々な運転条件に対応した炉心設計に係る国内外の知見の確実な反映とその改良について国際的に展開する基盤（国際プロジェクトへの参画を含む臨界試験・中性子束分布測定試験などの実施、国内外の運転経験の共有など）の確立。
-------------	---

	<p>(4) 運転余裕の精度向上を実現する評価手法の高度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海外では、原子力発電所の高稼働運転、高出力運転が実用化されており、これに対応するための燃料設計の高度化が図られると共に、高稼働運転、高出力運転を実施するための炉心設計、運用管理技術が確立されている。 ・これらの技術の国内適用に必要な検討、更なる改良、それを担う人材育成には、比較的長いリードタイムが必要であるため、設定された中期目標を達成するためには、早急に着手が必要である。 <p>(5) 運転中における炉心監視機能の向上による運転余裕の明示化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国等では、状態監視の幅広い導入や、オンラインメンテナンスの導入等を行い、出力向上や長サイクル運転が実施されている。国内の原子力発電所でも状態監視を導入し、データが蓄積されている。 ・炉心設計コード、炉心運用管理の手法等、現行のジルカロイ被覆管とペレット型の核燃料を基本とする軽水炉燃料の高度化に対応できる、炉心設計、運用管理技術は確立している。 ・海外では、原子力発電所の高稼働運転、高出力運転が実用化されており、これに対応するための燃料設計の高度化が図られると共に、高稼働運転、高出力運転を実施するための炉心設計、運用管理技術が確立されている。
	<ul style="list-style-type: none"> ・特に海外で豊富な実績を有する解析手法などについては、その迅速かつ円滑な導入を促す仕組みの充実（学協会規格の整備、トピカルレポート制度の活性化など）。 ・人材基盤に関する現状分析は以下のとおりである。 ・事業者においては、現在導入している状態監視技術に関する知識・技能を有した人材の育成が行なわれてきた。 ・メーカーでは原子力設備の海外輸出等を通じて、必要な技術開発にかかる人材の育成を行っている。 ・炉心設計、運用管理技術は、原子力安全の確保の基本となる技術の一つであり、必要な人材基盤を継続して確保していくことが重要である。今後も人材基盤を維持していくためには、大学等の教育段階から優秀な人材を集め、かつ、人材を計画的に育成していくとともに、実際に炉心設計、運用管理の経験を積んでいくことが必要である。 ・海外の実用化技術の反映にとどまらず、その改良をもって、更なる原子力安全に役立つ運用管理技術を国際的に展開できる人材を育成し、活躍してもらうことが必要。

	<p>人材育成が求められる分野</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉物理・臨界安全、炉心設計、燃料設計、安全設計、タービン設計、熱交換器設計、状態監視技術 ・ 炉心設計手法開発技術、炉心設計評価技術、炉心設計手法検討技術（臨界試験、中性子束分布測定試験） <p>問題点</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 必要とされる人材規模は、原子力発電に関する国の方針に依存し、これに対応して、計画的かつ継続的な人材確保が必要である。 ・ 東電福島第一事故後の原子力プラントの長期停止により、実際に経験を積む場が損なわれている。 ・ 優秀な人材を惹きつけるという意味において、東電福島第一事故とそれに続く原子力プラントの長期停止は、若い世代の原子力離れを招いている。
<p>期待される効果 (成果の反映先)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力発電所の高稼働運転による環境負荷軽減 ・ 燃料などの炉心構成要素の高度化や、原子炉の運転条件が見直された場合においても、運転上の制限を遵守し安全余裕を確保した状態で原子炉の運転が可能となる。
<p>他課題との関連</p>	<p>S111_d32：状態監視・モニタリング技術（予兆監視・診断、遠隔監視・診断等）の高度化</p> <p>S111_d11-2：SA計装、SA設備の多様化と高度化及び設備の設計技術</p> <p>S112M107_d08：安全解析手法の高度化</p> <p>S111M107_d36：高経年化評価手法・対策技術の高度化</p> <p>S111M107_d17-1：炉心・熱水力設計評価技術の高度化【B】</p> <p>S111M107_d17-2：炉心運用高度化に対応した、燃料・設備の高度化及び評価技術（燃料設計評価、炉心・熱水力設計評価技術等）の高度化</p> <p>S111M107_d18-1：燃料の信頼性向上と高度化</p> <p>M107_d25：運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、L/F等）</p> <p>S111M107_d09：SFP評価技術の高度化</p> <p>S103_b07：廃棄物長期保管に向けた健全性評価技術、管理技術の高度化</p> <p>M199L199_d20：事故時耐性燃料・制御棒の開発</p> <p>S105_a05：緊急時対応における情報共有や意思決定判断基準の高度化（環境影響評価／事象進展予測技術の高度化）及び意思決定の教育訓練</p> <p>M106_c01：計測技術・解析技術の高度化</p> <p>M102L101L104_b08：廃棄物やTRU低減を実現する革新的技術及び軽水炉システムの構築【PWR】</p> <p>M199L199_d19：革新的技術開発（材料開発等）と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追求</p> <p>L103_d21：負荷追従性の高度化</p>

実際の流れ



規制者	産業界	学協会	大学	研究機関
規制庁 JAEA	電気事業者 メーカー	学会	大学	JAEA 電中研

実施機関／ 資金担当 <考え方>	<u>産業界／産業界</u> (状態監視技術等の高度化、リスク情報活用的高度化、熱流動/炉心、水化学技術、燃料技術の高度化、機器健全性評価技術の高度化等必要な技術開発を実施)
	<u>原子力規制委員会／原子力規制委員会</u> (規制の枠組みの整備、技術評価)
	<考え方> <ul style="list-style-type: none"> ・電気事業者は、事業主体として保全の信頼性向上に努める。 ・メーカーは、必要な技術開発に努める ・原子力規制委員会は、電気事業者のニーズを踏まえて規制基準及び導入の枠組みを定め、技術評価を行う。 ・実施主体が資金担当となることが適当と考える。
	<u>産業界・学協会／産業界</u> (炉心の運用高度化検討、それに関する規格策定)
	<u>原子力規制委員会／原子力規制委員会</u> (炉心の運用高度化にかかる規制基準の整備、技術評価) <考え方> <ul style="list-style-type: none"> ・産業界が主体となって炉心運用の高度化とそれに必要な燃料の高度化を図る。 ・学協会は、炉心運用高度化及び付随して必要となる燃料高度化等の具体的な項目に必要な規格等について検討を行う。 ・原子力規制委員会は、炉心運用高度化及び付随して必要となる燃料高度化等の具体的な項目に必要な規制基準を整備し、技術評価及び認可を行う。 ・実施主体が資金担当となることが適当。 ・原子力規制委員会が規制の観点から主体となる事項について資金担当となることは適当。

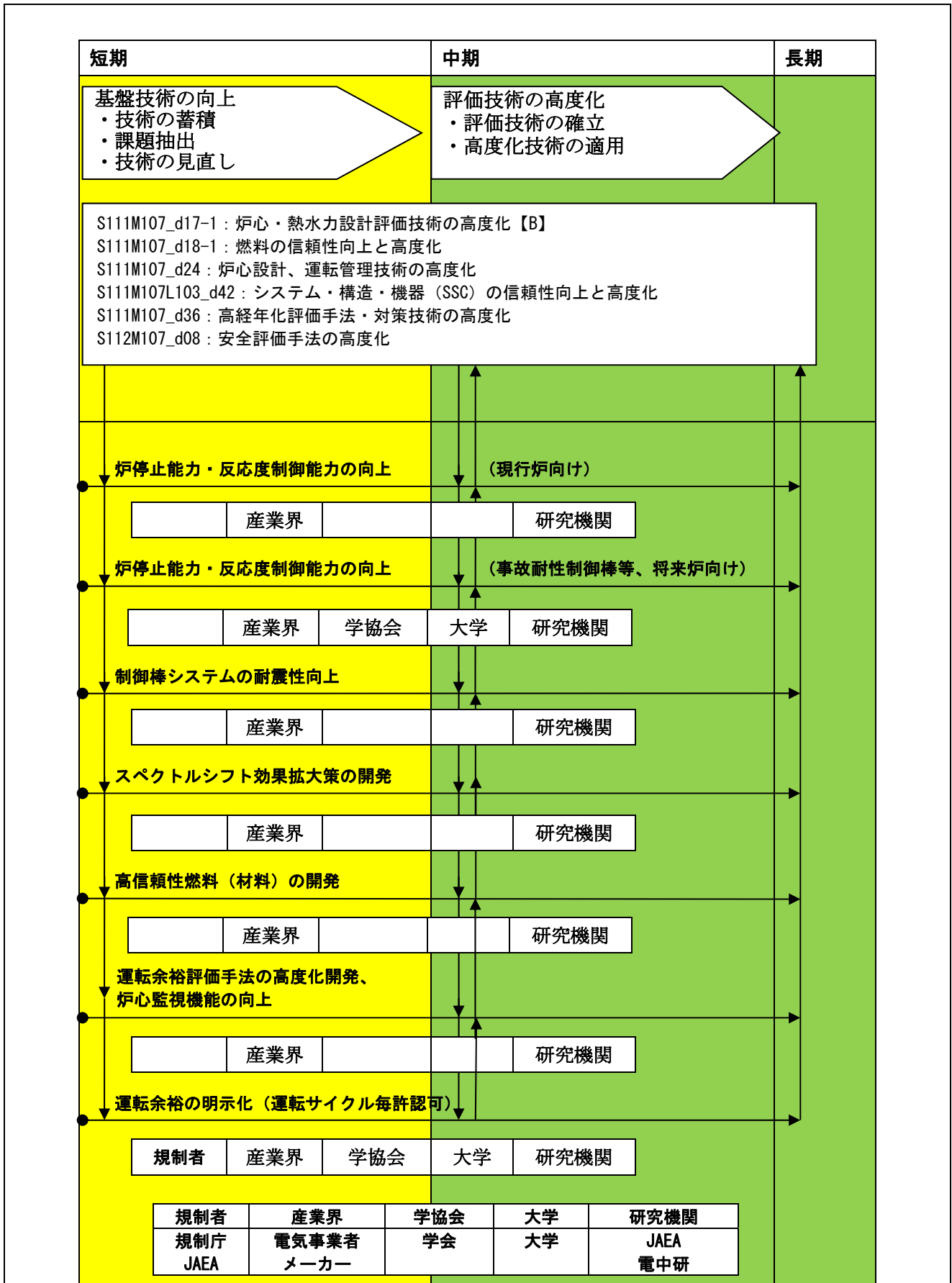
【改訂履歴】

改訂 番号	制定・改訂 年月日	主な改訂内容
—	2015年5月21日	初版
1	2016年11月30日	・課題調査票の不整合修正（他課題との相関、実施の流れの箇所を見直し）
2	2018年2月27日	・課題調査票の不整合修正（マイルストーンの修正、実施機関に係る記述の追加、実施項目の内容の更新）

<p>課題名 (レ点項目レベル)</p>	<p>【M107_d25】 運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、L/F等）</p>
<p>マイルストーン および 目指す姿との関連</p>	<p>短IV.信頼性向上へ向けたプラント技術・運用管理の高度化 ⇒通常運転、異常事象収束の信頼性向上に係る活動が不断に進められ、かつ活性化がなされることによって、事故の引き金となる事象の把握と詳細な知見が深まり、事故リスク低減のための諸対策の整備が進むことが期待される。 ⇒規制の高度化を促す環境が醸成されるために必要である。</p> <p>中II.既設プラントの高稼働運転と長期安定運転の実現 ⇒安定かつコストバランスに優れたエネルギー源としての利用に向け、高稼働率運転や適切な高経年化対策を前提とした長期運転が必要となる。</p>
<p>概要（内容）</p>	<p>既設プラントの高稼働率運転、適切な高経年化対策を前提とした長期安定運転の実現は、炉心出力の向上や長期サイクル運転の導入により達成される。燃料濃縮度は増加の方向であり、過渡・事故時の事象進展を緩和する停止機能の向上や反応度制御能力を向上する技術の高度化が重要である。また、負荷追従運転を含め、運転条件に即した現実的な安全余裕を定量的に把握し、運転管理に役立てることが重要である。</p> <p>また、40年超運転を含め、再稼働するプラントの安定的な運転が重要課題となることから炉心監視機能の向上、炉心監視技術の高度化が必要になる。</p> <p>課題である運転性能の高度化に係る技術開発は、高稼働率・長期安定運転時の一層の安全性向上に資するものである。</p>
<p>具体的な項目</p>	<ol style="list-style-type: none"> (1) 炉停止能力・反応度制御能力の向上 (2) 制御棒システムの耐震性向上 (3) スペクトルシフト効果拡大策の開発 (4) 高信頼性燃料（材料）の開発 (5) 運転余裕評価手法の高度化開発、炉心監視機能の向上、炉心監視技術の高度化 (6) 運転余裕の明示化
<p>課題として取り上げた 根拠 (問題点の所在)</p>	<p>「具体的項目」毎の根拠を以下に示す。</p> <p>(1) 炉停止能力・反応度制御能力の向上 スクラム反応度の向上により過渡事象等が緩和され、高性能制御棒導入による制御棒価値の増大により、トリップ反応度の向上及び反応度停止余裕の増大を図ることで、安全基準に対する運転余裕が増大し、長期サイクル運転等の設計に振り向けることが期待される。</p> <p>PWR は通常運転時の反応度制御に制御棒とほう酸水濃度制御系を使用。冷温停止を実現するために、制御棒挿入に加え、炉水のほう素濃度調整が必要。制御棒の価値を十分増大できれば、ほう素濃度調整（化学体積制御設備）不要、もしくはほう素濃度の調整量を低減することが期待される。</p>

	<p>(2) 制御棒システムの耐震性向上 耐震要求が高まる中、より高い地震強度に対して制御棒挿入性を確保することが期待される。</p> <p>(3) スペクトルシフト効果拡大策の開発 BWR は炉心部のボイド流の特徴を活用し、給水温度制御による反応度制御幅の拡大により、運転期間の増加が考えられる。また、流量スペクトルシフト技術の高度化（流量制御幅拡大、等）による反応度制御能力向上についても同様の効果を期待できる。</p> <p>(4) 高信頼性燃料（材料）の開発 運転融通性のため、制御棒操作等に伴う燃料の負荷への耐性をさらに向上することが望ましい。</p> <p>(5) 運転余裕評価手法の高度化開発、炉心監視機能の向上、炉心監視技術の高度化 高稼働率運転、適切な高経年化対策を前提とした長期安定運転のためには、定格出力運転から部分負荷運転時を含め、燃料健全性や安全上重要なパラメータに対する運転余裕の活用が考えられ、停止機能の評価を含め、運転余裕の精度向上を実現する評価手法の高度化・適用とともに、運転中における炉心監視機能の向上が望まれる。また、40年超運転を含め、再稼働するプラントの安定的な運転が重要課題となることから、運転中の炉心監視技術の高度化として炉雑音診断などの技術により、炉内構造物の振動などを検知することが望ましい。</p> <p>(6) 運転余裕の明示化 規制基準の観点からは、運転サイクルごとの実際の運転条件を評価条件として、運転特性に応じた安全余裕の確保を評価、確認していく体系の導入が課題。学協会規格の改定（データの整備・規格化）、運転サイクル毎許認可の検討（範囲、内容等）及び導入が必要である。</p>
<p>現状分析</p>	<p>「具体的項目」毎の現状分析を以下に示す。</p> <p>(1) 炉停止能力・反応度制御能力の向上 BWR では通常運転時の反応制御に制御棒と炉心流量を使用。 PWR は通常運転時の反応度制御に制御棒とホウ酸水濃度制御系を使用。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AIC(Ag-In-Cd)の強吸収材と SUS によるグレイロッドの導入により出力の急変と炉心の出力分布の制御を両立させる検討がされている。 ・ 事故耐性を高めるため融点の高い吸収材を活用した制御棒開発が検討されている。 ・ MOX 炉心に対応するため B₄C と AIC のハイブリッド制御棒の開発が検討されている。 <p>(2) 制御棒システムの耐震性向上 BWR では設計地震動に基づく制御棒挿入試験等により地震時挿入性を確認している。 PWR では設計地震動に基づく制御棒挿入時間解析により地震時挿入性を確認している。</p>

	<p>(3) スペクトルシフト効果拡大策の開発 定格出力時に流量制御幅を設け、低炉心流量で運転することでスペクトルシフト効果を拡大している。</p> <p>(4) 高信頼性燃料（材料）の開発 運転融通性に対して、より信頼性の高い燃料材の開発が求められている。</p> <p>(5) 運転余裕評価手法の高度化開発、炉心監視機能の向上、炉心監視技術の高度化 運転時の異常な過渡変化においても燃料の許容設計限界に至ることがないように、運転制限値を決定論により、保守的な入力条件を用いて解析評価している。</p> <p>(6) 運転余裕の明示化 安全解析では炉心の運転状態の全体を包含するよう保守的に設定された解析条件を用いており、この解析条件に基づく通常運転時の制限値を適用することを規制基準としている。</p> <p>(7) 共通 現在の技術を用いて評価を行える人材は、メーカーや電気事業者が育成しているが、海外での原子力安全技術を把握し、原子炉システム全体をみて運転性の高度化技術の開発を取りまとめることができる人材の増加が望まれる。基本的に、設備毎に細分化され、特定分野のみの専門家に偏りがちな状況である。他分野で開発された技術を原子力分野への適用できる研究者も増加が望まれる。炉心設計、原子炉システム設計、プラント過渡・事故解析、設備計画、構造評価、燃料材料開発、試験装置の開発/運用/維持、解析環境/ソフト開発、等を実施可能な人材が必要である。</p>
<p>期待される効果 (成果の反映先)</p>	<p>「具体的項目」毎の期待される効果を以下に示す。</p> <p>(1) 出力向上、長期サイクル運転時の運転余裕の向上。効果的な反応度制御系の開発。</p> <p>(2) 制御棒挿入性の耐震裕度の向上。制御棒挿入性の耐震裕度の精緻化。</p> <p>(3) スペクトル効果拡大による高燃焼度化、省ウラン化、流量による出力制御性／負荷追従性の向上</p> <p>(4) 制御棒操作等に伴う燃料の負荷への耐性を向上することにより、負荷追従性を向上する</p> <p>(5) 現実的な運転余裕の実現と規制基準への発展、及び 40 年超運転及び再稼働するプラントの安定的な運転。</p> <p>(6) サイクル毎許認可による、現実的な安全余裕の確保</p>
<p>他課題との相関</p>	<p>S111M107_d17-1：炉心・熱水力設計評価技術の高度化【B】 S111M107_d18-1：燃料の信頼性向上と高度化 S111M107_d24：炉心設計、運転管理技術の高度化 S111M107L103_d42：システム・構造・機器（SSC）の信頼性向上と高度化 S111M107_d36：高経年化評価手法・対策技術の高度化 S112M107_d08：安全評価手法の高度化</p>



<p>実施機関／資金担当 ＜考え方＞</p>	<p>実施機関及び資金担当の考え方は次の通り</p> <p>[実施機関/資金担当]</p> <p>規制者：規制庁、JAEA 産業界：電気事業者、メーカー 学協会：学会（学会が標準、規格の制定を主体とする。） 大学：大学（要素技術の維持発展を主体とする。） 研究機関：JAEA、電中研、その他</p> <p>[資金担当]</p> <p>資源エネルギー庁、文科省</p> <p>＜考え方＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・産業界は、事業主体として炉心・熱水力設計評価技術の高度化を図る。 ・産業界および学協会は、必要な技術開発に努める。 ・規制庁と産業界は導入に当たっての枠組みを検討する。 ・学協会、産業界は、技術高度化に係る民間規格制定・改定または、必要な規格などについて検討する。 ・規制庁は、炉心・熱水力設計評価技術の高度化に関し必要となる規制を主体的に準備し、技術評価及び認可を行う。 ・国産標準コードシステムの開発は産業界・国の機関・学協会が、主体的に参加することが望ましい。 ・資金担当は実施主体となるのが適当であるが、基礎研究や実験などは規制庁、資源エネルギー庁、文科省など国の機関による手当が適当である。
----------------------------	--

【改訂履歴】

改訂 番号	制定・改訂 年月日	主な改訂内容
—	2015年5月21日	初版
1	2016年11月30日	<ul style="list-style-type: none"> ・課題調査票の不整合修正（他課題との相関、実施の流れの箇所を見直し） ・課題調査票の不整合修正（マイルストーン及び目指す姿との関連から短期の項目を削除）
2	2018年2月27日	<ul style="list-style-type: none"> ・課題調査票の不整合修正（マイルストーンの修正）

課題調査票

<p>課題名 (レ点項目レベル)</p>	<p>M199L199_d20 事故耐性燃料・制御棒の開発</p>
<p>マイルストーン及び 目指す姿との関連</p>	<p>中 III. 事故発生リスクを飛躍的に低減する技術の整備 ⇒原子力をベースロード電源として活用されるため、事故発生リスクを飛躍的に低減する技術開発および設計技術への反映がなされる必要がある。</p> <p>長 IV. 国際貢献 ⇒世界の中で原子力安全・利用を主導できることを目指す取り組みが必要である。</p>
<p>概要 (内容)</p>	<p>東日本大震災における地震と津波、連続的な大きな地震等、重畳的な事象も含めて将来の全ての事故を引き起こす要因を想定することは不可能である。事故耐性燃料・制御棒は、想定外の事象に起因する事故も含めて、固有安全性の向上により、最終的には炉心における事故発生リスクの飛躍的低減や事故拡大リスクの大幅な抑制を達成する概念である。段階的に低減・抑制達成レベルを向上させていき、中長期的段階での目標達成を目指す開発が適しており、短期的段階からの戦略的な取り組みが必要となる。</p> <p>短期的段階では、安全性向上に寄与する革新的な候補技術の開発を活性化し、共通基盤技術や候補技術の固有課題について技術成熟度を向上させると共に、革新技術導入による安全性向上効果の定量評価法を確立した上で、技術の最終的な達成目標と達成に至るまでの開発課題や開発ステップ、及び候補技術の選択の手法等を明確にする必要がある。共通基盤技術の開発では、照射データの蓄積や工学規模の性能検証試験等において、長期の開発期間や大きな費用が必要であり、短期的な段階からの戦略的な研究開発推進が重要となる。併せて、他の革新技術の導入と同様に、燃料設計、燃料製造技術、安全性評価だけでなく、炉心設計や炉心運用技術、さらに規格基準や規制も含めて、現行技術に対する高度化の開発要求を明確化し、かつ、それを分野横断的に認識共有する必要がある。この点についても短期的段階からの包括的な取組が重要となる。</p> <p>中長期的段階では、短期的段階において技術選定した実用化技術に基づく、経済性のある燃料の設計、量産加工技術の開発、安全性評価手法の確立、安全性向上効果の検証、革新技術に対応した炉心設計や炉心運用技術の高度化及び規格基準や規制の整備、等を着実に進め、実用化までに必要な開発期間と得られる効果を適切に評価し、実用化可能な候補技術を適宜導入していくことで、段階的に炉心の事故耐性性能を向上させていく。</p> <p>なお、短期的段階から、中長期的段階にかけて、規格基準や規制、技術評価、共同照射試験、材料ベンチマーク試験、等に係る国際協力の枠組みにおいて、他国をリードする人材と技術レベルを伴って、国際的な原子力安全の向上を主導していく必要がある。</p>
<p>具体的な項目</p>	<p>(短期的段階)</p> <ul style="list-style-type: none"> 候補技術 (炭化ケイ素 (SiC)、改良ステンレス鋼 (改良 SS)、改良ジルコニウム合金 (改良 Zr 合金)、代替革新的燃料 (被覆粒子燃料、トリウム燃料、炭化物燃料、

窒化物燃料、シリサイド燃料、添加酸化物燃料)、改良制御棒) 開発の活性化と技術成熟度の向上 [⇒開発主体が中心に実施する項目]

- 燃料基本性能や照射特性の確認
- 燃料設計データベースの整備、燃料ふるまい解析モデルの確立
- 燃料製造基本プロセスの確立
- 技術のスクリーニング、実用化技術開発ステップの明確化
- ・革新技術導入による安全性向上効果の評価 [⇒開発主体による評価だけでなく、学協会レベル等での分野横断的な認識共有が重要となる項目]
 - 最終的な達成目標 (燃料破損・溶融/水素発生/酸化発熱の抑制に基づくシビアアクシデント (SA) への事象進展の抑制・遅延、核分裂生成物閉込性能向上/再臨界防止に基づく SA 発生時の事象拡大の抑制、等) の明確化
 - SA への事象進展の抑制・遅延あるいは SA 発生時の事象拡大抑制等の評価手法の確立 (典型シナリオや解析条件の選定) と定量評価による開発目標の具体化
 - 通常/過渡/設計基準事故 (DBA) /設計基準事故を超える事故 (B-DBA) 条件での燃料ふるまい解析、安全性解析
 - 現行の炉心・プラント特性、プラント水化学に与える影響評価と開発課題の明確化
 - 現行の輸送・貯蔵・処理・処分技術に与える影響評価と開発課題の明確化
 - 現行の炉心設計や炉心運用技術への影響評価
 - 新たな規制基準の検討に必要な知見の整備
 - 短期的段階で新たに導入されるその他の技術に関する影響評価
- ・共通基盤技術の開発 [⇒短期的段階から、国による大きな開発資金の支援が必要となる項目]
 - 材料照射/燃料照射/過渡照射試験データの蓄積
 - 工学規模性能検証試験
 - インフラ整備
- ・国際協力
 - 規格基準、規制、技術の現状と開発目標のギャップ、開発ステップ設定、開発課題の抽出等に関するガイドラインの検討
 - 国際共同照射試験、材料ベンチマーク試験の推進
 - 人材交流、各国のニーズの理解と技術支援

(中期的段階)

- ・選定された候補技術に基づく実用化技術開発 [⇒開発主体が中心に実施する項目、学協会レベルでの分野横断的な認識共有も重要]
 - 燃料設計の完成とプロトタイプ燃料照射による燃料設計の検証
 - 燃料製造プラント設計と品質検査技術を含む工学レベルでの量産加工技術の完成
 - DBA/B-DBA/SA の安全評価手法の確立と実機の安全評価
 - 事故耐性燃料・制御棒を導入した炉心動特性やプラント熱水力特性の評価手法の確立
 - 事故耐性燃料・制御棒の貯蔵、輸送、処理、処分等の課題の解決

	<ul style="list-style-type: none"> -炉心設計や炉心運用技術の高度化 -実機安全審査の準備、許認可の準備 ・国際協力 -商用軽水炉での事故耐性燃料利用に係る各種ガイドライン、高度化開発情報 -新たな原子力発電参入国への技術情報や知見の提供
<p>課題として取り上げた根拠 (問題点の所在)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・事故耐性燃料・制御棒として、革新的な燃料被覆管材料等を導入することにより、事故時の水/ジルコニウム反応に起因する、水素発生や反応熱による炉内温度上昇が防止あるいは大幅に緩和される。さらに、燃料破損・溶融に至った場合においても、放射性物質の拡散や再臨界の可能性を大幅に低減できる。米国が実施した予備的な解析では、燃料溶融や水素爆発に至った福島第一原子力発電所事故と同様の条件で、SAに至ることなく事故が収束する結果が得られており、本技術が実用化できれば、SAへの進展の可能性を飛躍的に低減できる。革新的燃料の導入によって、高熱伝導度であることによる冷却性能向上、高融点であることによる燃料溶融耐性、高い核分裂生成物(FP)の保持性能等が加わって、更に環境への影響低減が確実なものとなる。なお、トリウム燃料は開発する意義に核セキュリティ確保及びエネルギーセキュリティ確保の観点加わる。 ・さらに、本技術の導入により、事故時の安全性の裕度が大幅に拡大するため、通常時においても経済的なプラント運転につながる可能性が高い。 ・事故発生や事故拡大リスクを飛躍的に低減できる技術ポテンシャルを有する複数の候補技術について、基礎基盤的な研究開発が進展している。 ・一方、短期的な段階から不可欠となる、革新技術導入による安全性向上効果の定量評価や現行の燃料設計/燃料製造/安全性評価/炉心設計・炉心運用/規格基準/規制等の高度化に向けた開発要求の明確化は予備的な検討段階にとどまっており、産官学による分野横断的な知見・認識の共有に基づき、これらを推進する必要がある。併せて、候補技術の実用化までの開発ステップやスクリーニングに関する認識共有も重要である。 ・また、共通基盤技術の開発も短期的段階からの推進が不可欠となるが、安全性向上効果の評価手法の開発、安全性評価の典型シナリオ選定、照射試験や性能検証試験の推進、データベース/燃料設計コード/安全評価コード等の開発、等に関し、技術成熟度、解決すべき主要課題を抽出し、課題解決が得られるような取組みを進めた。 ・国際的な観点では、米国とフランスを中心に、事故耐性燃料の開発が急速に進展しており、特に米国は2022年のプロトタイプ燃料の商用炉照射を計画する等、研究開発を加速化しており、他国を技術・人材面でリードするためには日本も研究を加速する必要がある。国際的な研究開発においても、上記下線部分がキーワードとして注目されている。
<p>現状分析</p>	<p>1. 現行軽水炉燃料</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現行軽水炉燃料は、定常運転/過渡事象/事故事象に対応して、現行の規制に即して、十分な安全上の裕度を持つ設計を達成しており、かつ更なる高性能化の研究開発が進められている。また、SA事象進展の理解と外部への影響評価に関しても、実用的

な解析手法の開発が進められており、SA 対策として軽水炉プラントの設備の改良が行われている。

2. 国内の事故耐性燃料・制御棒開発

- ・国内においては、事故耐性燃料・制御棒に関して、SiC、改良 SS、改良 Zr 合金、代替革新的燃料、並びに改良制御棒の研究開発が進められている。これら各要素技術の特長と安全性向上効果には違いがあるが、単一の要素技術あるいは複数の要素技術の組み合わせにより、DBA 時の冷却性向上、SA 事象進展及び FP 拡散の抑制効果を有する炉心を構成することが期待できる（補足①）。
- ・一方で、事故耐性燃料・制御棒を実用化するためには、安全性向上効果の定量評価に加え、炉心成立性からバックエンド技術まで多岐にわたる影響確認・開発が必要である（補足②）。これまでに、これらの開発要求の明確化、共通基盤技術の開発等に関し、技術成熟度、解決すべき主要課題を抽出し、課題解決が得られるような取組みが進められている。また、現行燃料の高性能化に対して進められている他の取組みとの間で、開発目標や開発課題に関する相互の認識共有を図ることが重要で、情報共有を進めていく必要がある。

3. 海外の動向

- ・米国では、2012 年以降、DOE (Department of Energy) 予算のものとプラントメーカーを中心に ATF プロジェクト (Phase1 : Feasibility Study) が開始され、2016 年より実用化開発フェーズ (Phase2) に移行している。Phase1 では、ATF 候補材の試作、通常時・事故時環境下の特性試験、課題抽出等が行われ、Phase1 の検討の結果、主要な ATF 候補材として、Cr コーティングジルカロイ被覆管+Cr ドープ燃料、SiC/SiC 被覆管+シリサイド燃料 (U₃Si₂)、FeCrAl 鋼被覆管+UO₂ 燃料に絞り込まれ、2022 年の商用炉先行照射試験に向けて、試験炉照射試験、電力会社との調整、許認可検討等を計画している。
- ・OECD/NEA では、EGATFL (The Expert Group on Accident Tolerant Fuels for Light Water Reactors) を設置し、ATF 導入に係るガイドラインを策定することを目的に、2014 年 4 月から 2018 年 1 月まで活動し、各候補材のステータス及び技術成熟度、課題抽出等について検討した。近々報告書が発行される予定である。

4. 課題の取組みについて

- ・課題への取組みにあたっては、包括的な研究開発推進体制の構築、「課題として取り上げた根拠」欄の下線部に関する認識共有、共通基盤技術に向けた環境整備、国際協力の推進などが必要である。本技術開発に対しては、国際的な注目度が高まっており、長い期間と大きな資金を必要とする基礎基盤段階からの技術開発を、国際プロジェクトとして効果的に推進することで、将来我が国がこの技術分野でイニシアティブを取って、事故発生リスクの飛躍的低減や事故拡大リスクの大幅な抑制に貢献すべく、国の支援が求められる。
- ・本テーマは中長期的に取り組むべき課題であり、軽水炉関連技術を総合的に俯瞰できる技術が要求されることから、若手技術者・研究者の育成に資する側面も持ち合わせている（補足③）。

【補足①：各要素技術の安全性向上効果に関する現状分析】

- ・各要素技術の主な特長は次のとおりである。また、これらの特長を纏めたものを表 1 に示す。

SiC

- ・ SiC の主な特長は、寸法安定性が高いこと、溶融（昇華）点が高いこと、水素発生が殆どないこと、の 3 点である。これらの特長により、DBA 時における被ばくの低減や冷却性の維持、並びに炉心溶融や格納容器（CV）破損、それに伴う被ばく拡散といった SA の防止・抑制が期待される。
- ・ SA の防止・抑制効果に関しては、代表的な事故シナリオにおける事故進展解析が実施されており、SiC 導入によって SA 発生までの時間を延長できることや、シナリオによっては SA の発生自体を防止できる可能性が示唆されている。

改良 SS

- ・ 改良 SS の主な特長は、高温での寸法安定性が比較的高いこと、水蒸気反応が殆どなく発熱と水素発生が抑制されること、の 2 点である。これらの特長により、DBA 時における被ばくの低減や冷却性の維持、並びに炉心溶融や CV 破損、それに伴う被ばく拡散といった SA の防止・抑制が期待される。
- ・ SA の防止・抑制効果に関しては、代表的な事故シナリオにおける事故進展解析が実施されており、改良 SS 導入によって SA 発生までの時間を延長できることや、シナリオによっては SA の発生自体を防止できる可能性が示唆されている。

改良 Zr 合金

- ・ 改良 Zr 合金の主な特長は、現行 Zr 合金に対して、水蒸気反応が殆どなく発熱と水素発生が抑制されることである。これらの特長により、DBA 時における被ばくの低減や冷却性の維持、並びに炉心溶融や CV 破損、それに伴う被ばく拡散といった SA の防止・抑制が期待される。
- ・ SA の防止・抑制効果に関しては、代表的な事故シナリオにおける事故進展解析が実施されており、改良 Zr 合金導入によって SA 発生までの時間を延長できることや、シナリオによっては SA の発生自体を防止できる可能性が示唆されている。

代替革新的燃料

- ・ 代替革新的燃料の主な特長は、熱伝導率が高い（トリウム燃料、窒化物・炭化物・シリサイド・添加酸化物燃料）、融点が高い（トリウム燃料）、FP 閉じ込め機能に優れる（被覆粒子燃料、トリウム燃料）などである。これらの特長により、窒化物燃料等にあつては蓄積熱量を低減することで冷却条件を緩和できるため、DBA 時における炉心冷却性の向上が期待される。OECD/NEA レポート No. 7224 では、トリウム燃料の ATF 燃料としての利用も注目されていると記載（第 1. 3 項）。
- ・ SA の防止・抑制効果に関しては、トリウム燃料では融点が高いことで炉心溶融が生じるとしても事故発生から炉心溶融に至るまでの時間が長く、SA の抑制が期待できる。米国、フランス等多くの国においてトリウム炉心の安全評価が行われ、トリウム炉心の安全性が既存炉心と少なくとも同等または向上する可能性が示されている。

る（IAEA レポート NF-T-2.4、NUREG/CR-7176、上記 OECD/NEA レポート他）。また、被覆粒子燃料では FP 閉じ込め機能に優れ、1600℃までは燃料破損による FP 放出は認められないため、シナリオによっては SA の発生自体を防止できる可能性が示唆されている。

改良制御棒

- ・改良制御棒の主な特長は、高温での寸法安定性が高いこと、燃料に先行して破損しないこと、炉心溶融後も制御材が燃料物質から分離しないことである。これらの特長により、DBA 時における冷却性が維持され、制御棒の先行破損による炉心の流路閉塞が防止されるため、シビアアクシデント（SA）の防止や抑制が期待される。また、制御棒破損後の緊急注水による再臨界の発生を防止できるため、非ボロン水による代替注水の選択肢が広がる。さらに、大規模な炉心溶融に至った場合においても非ボロン水等の冠水による再臨界の発生が防止でき、長期的な臨界管理に資することができる。
- ・SA の防止・抑制効果に関しては、1500℃以上での高温安定性が確認されており、1250-1300℃で生じる制御棒の破損・溶融による流路閉塞が生じず、SA 発生までの時間を延長できる可能性が示唆されている。
- ・改良制御棒に用いられる中性子吸収材の組成やその充填密度によって、従来材と同等以上の制御棒価値に調整することができる。また、中性子吸収反応にともなうガスの生成がなく、新たに生成する核種も大きな中性子吸収断面積を有することから、従来以上の安全性を確保しながら長寿命化も期待できる。

表 1 各要素技術の安全性向上効果

	特長（事故時特性）	事故の進展 LOCA → SA				事故進展の抑制
		冷却性	炉心溶融	CV破損	FP拡散	再臨界防止
①SiC	・寸法安定性が高い ・溶融点が高い ・水素発生が殆どない	◎	◎	◎	◎	-
②改良SS	・寸法安定性が比較的高い ・水蒸気反応が殆どないので反応熱、水素の発生も殆どない	◎	○	○	○	-
③改良Zr合金	・水蒸気反応が殆どないので反応熱、水素の発生も殆どない	○	○	○	○	-
④代替革新的燃料	・熱伝導度が高い ・融点が高い ・FP閉じ込めに優れる	○	○～◎	○～◎	○～◎	-
⑤改良制御棒	・燃料に先行して破損しない ・水素発生が殆どない ・制御材が燃料物質から分離しない	○	◎*	-	-	◎

◎：高い防止・抑制効果が期待される。○：防止・抑制効果が期待される。△：抑制効果が期待される。

*：制御棒の先行溶融に対する高い防止・抑制効果が期待

【補足②：各要素技術の実用化に向けた課題】

- ・既設軽水炉へ導入するためには、上述の安全性向上効果に加え、炉心成立性、燃料健全性、製造技術、輸送・貯蔵・再処理技術、並びに規制基準の確立が必要である。各要素技術にける課題は以下のとおりである。

SiC

- ・安全性向上：DBA（RIA/LOCA）及び SA の事故シナリオ毎に、安全性向上効果の定量評価が必要。
- ・炉心成立性：SiC は中性子経済が良く、核設計・炉心特性への影響は小さい。今後の課題は核特性データベースの拡充と炉心設計手法の確立。
- ・燃料健全性：セラミックスであり延性が低く、照射によるスエリングや熱伝導率低下といった特徴があるため、現行燃料へそのまま適用することは難しいと考えられるため、燃料設計の最適化が必要。今後の課題は照射特性データの蓄積、燃料挙動評価手法の確立、並びにそれらに基づく設計成立性の検証。
- ・製造技術：現時点では長尺管を製造することが難しく、技術開発が進められている。精密加工、溶接技術、気密性・強度の確保が課題
- ・輸送等：セラミックスであること、並びに燃料設計の最適化が必要であることから、現行燃料向けの技術をそのまま転用することは難しいと考えられ、まずは課題の抽出が必要。
- ・規制基準：現行の規制基準は適用できないため、各設計評価手法の確立と並行して新しい規制基準の制定が必要。

改良 SS

- ・安全性向上：DBA（RIA/LOCA）及び SA の事故シナリオ毎に、安全性向上効果の定量評価が必要。
- ・炉心成立性：改良 SS は反応度ペナルティーを受けるため、現行の核設計・炉心特性を維持するために薄肉化が必要。今後の課題は、製造と燃料熱機械解析の両面から、経済性を犠牲としない薄肉化の実証。
- ・燃料健全性：現行材料（Zr 合金）と同様に延性材料であり、かつ使用中の延性低下が小さいと見込まれるため、現行の燃料設計手法がそのまま踏襲できると予測される。今後の課題は、照射特性データの蓄積、燃料照射試験による燃料挙動評価手法の検証。
- ・製造技術：長尺被覆管の製造手法は確立されているが、目標とする薄肉化に対する適用性の検証が必要。
- ・輸送等：現行燃料向けの技術をそのまま転用することは可能と考えられるが、適用性の検証が必要。
- ・規制基準：現行の規制基準が適用できると考えられるが、適度な安全裕度を維持しながら規制基準の継続的な見直しも必要。

改良 Zr 合金

- ・安全性向上：DBA（RIA/LOCA）及び SA の事故シナリオ毎に、安全性向上効果の定量評価が必要。

- ・炉心成立性：核特性は現行材とほぼ同じであるので、現行の核設計・炉心特性をそのまま維持することが可能。
- ・燃料健全性：現行 Zr 合金とほぼ同じであるため、現行の燃料設計手法がそのまま踏襲できると予測。
- ・製造技術：基本的な製造技術は、現行 Zr 合金と同じであるが、コーティングによる表面改質を行う場合には、コーティング方法の確立、検証が必要。
- ・輸送等：現行燃料向けの技術をそのまま転用することは可能と考えられるが、適用性の検証が必要。
- ・規制基準：現行の規制基準が適用可能と予測。

代替革新的燃料

○被覆粒子燃料

- ・安全性向上：SAの事故シナリオに対する安全性向上効果の定量評価が必要。
- ・炉心成立性：通常運転時、運転時の異常な過渡変化の範囲では問題となる項目はない。炉心成立性そのものよりも高い濃縮度を必要とする点やウランインベントリ確保等の経済的な側面が課題。
- ・燃料健全性：高温ガス炉向けに被覆粒子燃料の基礎データは取得されているが、軽水炉使用条件に適した被覆層構成を検討し、照射特性データの蓄積、燃料照射試験による燃料挙動評価手法の検証が必要。
- ・製造技術：高温ガス炉向けに製造手法は確立されている。軽水炉向け被覆粒子燃料の量産製造方法を確立する必要がある。
- ・輸送等：現行燃料向けの技術をそのまま転用することは可能と考えられるが、適用性の検証が必要。
- ・規制基準：現行の規制基準は適用できないため、各設計評価手法の確立と並行して新しい規制基準の制定が必要。

○トリウム燃料

- ・安全性向上：安全にかかわるトリウム炉心のデータ取得。SA解析による安全性の評価。
- ・炉心成立性：トリウム添加炉心の炉物理データの取得
- ・燃料健全性：トリウム添加燃料のLTE照射による、照射挙動の確認と燃料設計手法の実証。
- ・製造技術：ペレット焼結技術の確立
- ・輸送等：トリウム添加燃料の貯蔵・輸送に関わる最終確認データの取得
- ・規制基準：許認可取得を目指したトリウム炉心に関わるデータの取得。
- ・再処理・処分 その他：トリウム添加燃料の長期保存データの取得

○高密度燃料（窒化物、炭化物、シリサイド燃料）

- ・安全性向上：蓄積熱量の減少による事故影響緩和効果の定量評価が必要。シリサイド燃料では融点の低下による安全裕度変化の評価が必要。主な安全性向上効果は組み合わせる被覆管材料に依存する。
- ・炉心成立性：重金属密度が高められるため新たに炉心設計が必要なものの、大きな課題はない。組み合わせる被覆管材料に強く依存する。

- ・燃料健全性：照射特性データの蓄積、燃料照射試験による燃料挙動評価手法の検証が必要。被覆管・冷却水との反応試験が必要。
- ・製造技術：試験照射用の燃料製造のみであり、量産製造方法を確立する必要がある。窒化物については経済的な窒素 15 の濃縮・再利用技術の確立が必要、他燃料についても再処理技術の確立が必要。
- ・輸送等：現行燃料向けの技術をそのまま転用することは可能と考えられるが、適用性の検証が必要。
- ・規制基準：現行の規制基準は適用できないため、各設計評価手法の確立と並行して新しい規制基準の制定が必要。

○添加酸化燃料

- ・安全性向上：蓄積熱量の減少による事故影響緩和効果の定量評価が必要。
- ・炉心成立性：ほぼ現行燃料通りであり大きな課題はない。
- ・燃料健全性：添加物の影響について照射特性データの蓄積、燃料照射試験による燃料挙動の検証が必要。
- ・製造技術：現行燃料での技術を多く転用できると考えられるが、造粒など製造工程の見直しが必要。
- ・輸送等：現行燃料向けの技術をそのまま転用できる。
- ・規制基準：現行燃料向けの規制をそのまま転用できる。

改良制御棒

- ・安全性向上：炉心構造材や燃料物質、制御棒が共存する模擬燃料集合体体系を用いて水蒸気加熱試験（模擬 SA 試験）による事象進展の確認が必要。
- ・炉心成立性：ほぼ現行炉心と同様であり大きな課題はない。
- ・制御棒健全性：照射による制御材ペレットのスエリング率データなど、照射特性データを取得し、制御棒設計の最適化が必要。ただし、想定される照射量は低い。
- ・製造技術：高密度ペレット（95%TD 以上）の製造性が確認されており、今後は工学規模でのペレット製造、被覆管への装填、検査技術の開発が課題
- ・輸送等：現行の制御棒被覆管を利用する場合、現行制御棒向けの技術をそのまま転用することが可能であり、特に課題はない。
- ・規制基準：現時点では、現行の規制基準が適用できるものと判断。

【補足③：人材基盤に関する現状分析】

- ・本課題では、軽水炉技術の根幹となる核燃料に関して革新的な事故耐性技術を開発する。従って、短期的段階から、事故耐性燃料・制御棒の要素技術の専門家に加えて、軽水炉燃料/プラントメーカー、電気事業者及び安全研究の専門家等の参画が不可欠である。また、照射試験、工学規模性能検証試験、データベース、燃料設計コード、安全性評価コード等の共通基盤技術に関する専門家も必要となる。現状では、国内に、これらの分野ごとに中堅クラスの人材は比較的充実しているものの、軽水炉への導入で不可欠となる分野横断的な情報共有は十分に進んでいない。また、現行軽水炉への革新技術導入の影響評価は、規格基準や規制等への影響評価も

	<p>含めて重要となるが、この分野での人材が不足している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本技術の導入開始時期は中期的段階と見込まれる。また、本技術開発は、軽水炉関連技術を総合的に俯瞰できる知見が必須であり、若手技術者・研究者の育成に好適な開発課題である。本技術開発を用いた、戦略的な人材育成と技術継承のしくみの構築が強く望まれる。 ・併せて、原子炉の導入を目指す国々に対して人材教育が行われつつあるが、より積極的に人材育成に協力し、我が国の高度な技術を示すことも重要である。
<p>期待される効果 (成果の反映先)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ DBA における、冷却性向上や FP 放出抑制による被害の低減 ・ BDBA において、水素発生の抑制や被覆管溶融の抑制による、格納容器破損や炉心溶融といった SA への進展の防止・抑制（進展の遅延）、並びに FP 放出抑制による被害の低減 ・ 外的事象発生時の安全性向上、効果的防護メカニズム開発 ・ 安全性裕度の一層の向上によるプラント運転の効率化
<p>他課題との相関</p>	<p>(概略) 現行の軽水炉技術（燃料/炉心/プラント設計、燃料製造、炉心/プラント運用、安全性評価、規格基準、規制、等）に対し、事故耐性燃料・制御棒を導入する際の影響評価を実施する必要がある。さらに、短中期的段階で新たに導入・検討される様々な安全性向上対策のうち、核燃料に係る開発課題について、これらの対策に加えて事故耐性燃料・制御棒を導入することによる影響評価を実施する必要がある。中期的段階以降で、事故耐性燃料・制御棒が導入された場合には、長期的段階で導入・検討される様々な安全性向上対策のうち、核燃料に係る開発課題について、影響評価を実施する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S110_d03（新知見・新技術の円滑な導入に向けた制度の検討） ・ S110_d04（学協会規格の策定） ・ M106_d05（新技術の認定） ・ M106_d06（安全性の向上に応じた深層防護の新たな概念の確立） ・ S111_d11-2（SA 計装、SA 対応設備の多様化と高度化及び設備の設計技術） ・ S112M107_d08（安全解析手法の高度化） ・ S111_d12（深層防護の第 1-3 層（設計）から第 4 層（AM 対策）および第 5 層（防災）まで総合的に考えた設計への取り組みによる事故制御性の抜本的向上） ・ S111_d14（SA 対策機器の運用管理の最適化・高度化） ・ S111M107_d17-1（炉心・熱水力設計評価技術の高度化） ・ S111M107_d12-2（炉心運用高度化に対応した、燃料・設備の高度化及び評価技術（燃料設計評価、炉心・熱水力設計評価技術 等）の高度化） ・ S111M107_d18-1（燃料の信頼性向上と高度化） ・ S111M107_d18-2（燃料の信頼性向上（燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化） ・ M199L199_d19（革新的技術開発（材料開発等）と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追求）

- ・ L103_d21 (負荷追従性の高度化)
- ・ S111_d22 ((既設) プラントの信頼性評価に有効な安全裕度評価の高精度化)
- ・ S111M107_d24 (プラント運用技術、炉心設計管理の高度化)
- ・ M107_d25 (運転性能の高度化 (事象進展抑制、停止機能、負荷追従、等))
- ・ S109M104L103_d26 (SsII01: 核拡散抵抗性概念の適用可能性検討
MsIII01: 核拡散抵抗性の高い設計基準の導出・有効性の実証
LsII01: 核拡散抵抗性の高い設計基準の適用)

実施には原理実証、技術実証、実用開発の3つのフェーズがあり、安全性向上、炉心成立性、燃料健全性、製造技術、輸送・貯蔵・再処理技術、規制基準といった幅広い側面を国際協力・人材育成も進めながら各フェーズで到達しなければならない。原理実証、技術実証及び実用開発段階における主な課題は表2に示すとおりである。

表2 各開発段階における実施内容

	原理実証 ・ 実現可能性の検証 ・ 中長期に向けた課題抽出	技術実証 ・ 要素技術の開発 ・ 評価手法の確立	実用開発 ・ 実用製品の開発 ・ 性能実証
		開発継続の可否を判断	技術基盤の確立
			実用化へ
安全性向上	安全性向上の定量評価 ・ 高温特性試験 ・ RIA/LOCA 時挙動評価 ・ SA 進展解析評価	安全評価手法の確立 ・ 事故時模擬試験 ・ 解析評価コードの確立	実炉心の安全性評価 ・ LTA/LUA 安全評価 ・ LTA/LUA デモ運転
炉心成立性	炉心成立性評価 ・ 核/炉心/熱水力特性試験 ・ 核/炉心/熱水力特性への影響評価	炉心設計手法の確立 ・ 臨界実験、DNB 試験 ・ 核設計、炉心特性、熱水力特性 解析コードの確立 (検証)	実炉心設計 ・ 実機炉心特性、熱水力特性評価 手法の確立 ・ LTA/LUA デモ照射
燃料健全性	燃料設計成立性評価 ・ 材料特性試験、照射試験 ・ 燃料ふるまい解析コード開発 ・ 燃料ふるまい解析評価	プロトタイプ燃料の設計 ・ LTR の設計 ・ LTR の照射試験、ランプ試験 ・ 燃料ふるまい解析コードの検証	実用燃料の設計 ・ LTA/LUA の設計 ・ LTA/LUA の実機照射
製造技術	製造技術の開発 ・ 加工技術 ・ 溶接技術 ・ 気密性、強度の確保	製造技術の確立 ・ LTR 製造 ・ 検査技術の確立 ・ 経済性評価	生産技術の確立 ・ LTA/LUA の製造 ・ 量産技術の確立 ・ 経済性の確立
輸送・貯蔵・再処理技術	輸送・貯蔵・再処理への影響検討 ・ 影響検討 ・ 課題抽出	輸送・貯蔵・再処理技術の開発 ・ 各種要素試験 ・ システム設計 ・ 貯蔵施設での受入可否評価	輸送・貯蔵・再処理技術の確立 ・ 輸送・貯蔵システムの確立 ・ 再処理技術の確立
規制基準	規制基準への影響検討 ・ 影響検討 ・ 課題抽出	規制基準の策定 ・ 規制ガイドラインの策定 ・ 設計、安全評価等の基準確立	規制基準の確立 (許認可) ・ 規制基準の確立 ・ LTA/LUA の安全審査
国際協力	国際的なガイドライン策定 ・ 技術成熟度の評価 ・ 開発課題の抽出 国際プロジェクト推進 ・ 大型試験 (SA 模擬試験等) ・ 照射試験	国際的な取り組みのリード ・ 世界をリードする技術基盤の確立	国際標準の確立 ・ 革新的な原子カプラントの開発 ・ 安全性評価手法に関する国際標準の確立
人材育成	・ 中長期的に軽水炉燃料の開発に従事する人材の確保 ・ 各種基礎研究を通じて、軽水炉燃料に関して高度な科学的・工学的な知識を有する人材の育成	・ 実証試験を通じて、軽水炉燃料の開発・設計ができる人材の育成 ・ 国際協力を通じて、軽水炉燃料において世界をリードできる人材の育成	・ 革新的な原子カプラントの開発・設計ができる人材の育成

実施の流れ

開発段階は原理実証、技術実証、実用開発の3段階に分類され、各段階における実施内容は次のとおりである。

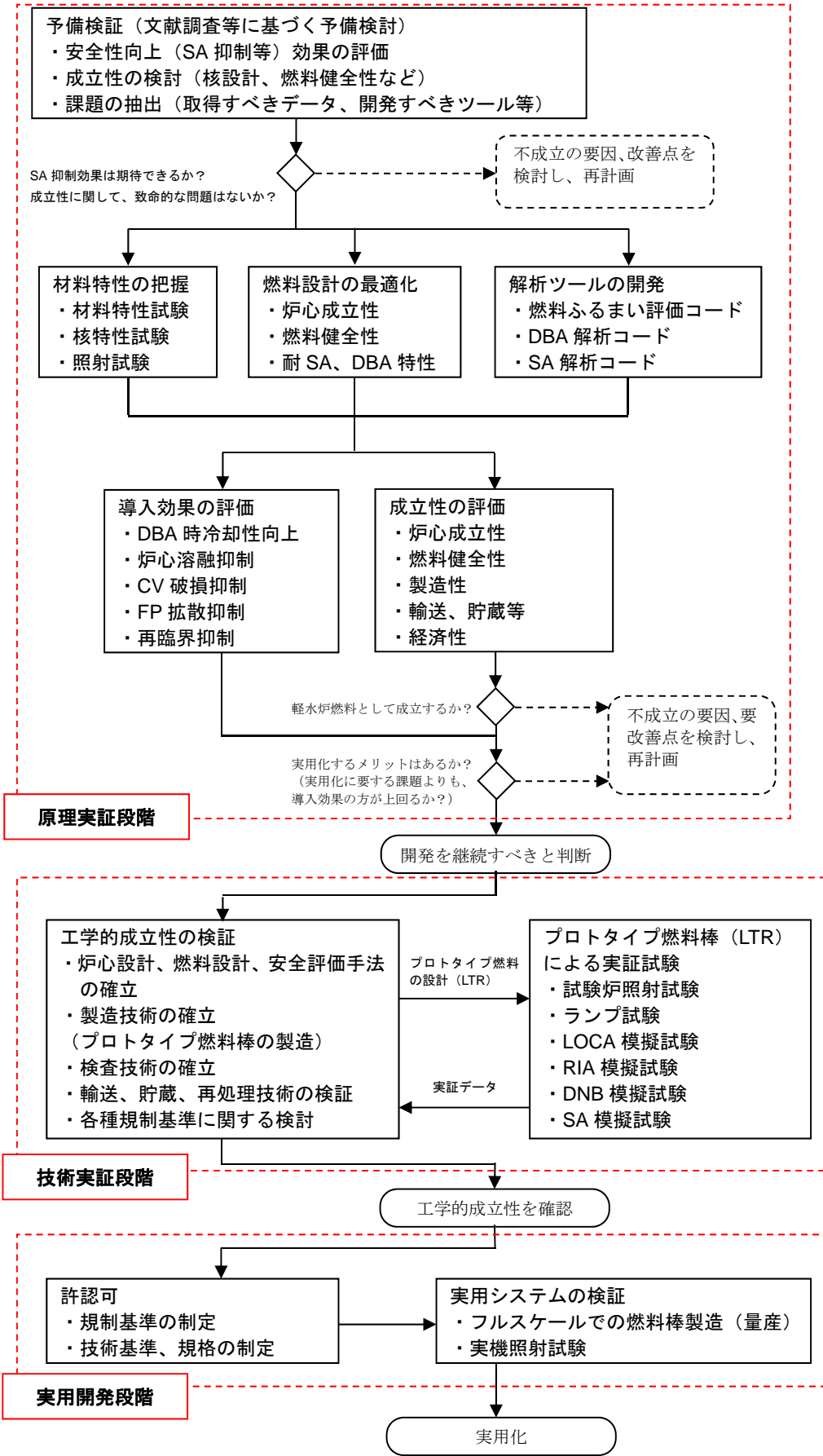


図1 事故耐性燃料の実用化までの評価と技術検証のフローイメージ

・原理実証：炉心・燃料設計等の観点から原理的に実現可能かどうかを判断し、かつ安全性向上効果とのバランスを総合的に踏まえ、技術開発を継続すべきかどうかを判断する。

具体的には、行政主導のもと、産官学の連携により、必要最小限のインフラ投資で安全性向上効果（DBA、SA の防止・抑制効果）の定量評価、フィジビリティ（炉心成立性や燃料設計成立性等）の評価、中長期課題の抽出を行う。

実施にあたっては、DOE 主導で開発を進めている米国や、OECD/NEA による専門家委員会（EGATFL）を立ち上げている欧州との技術協力により、効率的に進める。また、各種試験を通じて中長期的に活躍できる軽水炉燃料の専門家を育成する。

・技術実証：産官学連携（行政支援）のもと、プロトタイプ燃料の照射試験や各種解析評価コード確立により、実用開発に必要な各種要素技術の実証を行う。また、必要な規制基準の策定を行う。

・実用開発：産業界を主体として、実炉心の炉心設計、安全性評価、実用燃料の設計検証、量産技術の確立を行い、燃料集合体・制御棒の商用利用を実現する。

事故耐性燃料の実用化までの評価と技術検証に対するプロセスフローのイメージを図1に示す。フェーズ1は原理実証段階として限定的な解析的・実験的アプローチを通じて専門家レビュー、課題抽出や優先付けを実行し、フェーズ2では許認可に向けた技術実証段階での最適化を完了させる。フェーズ3では最終製品化に向けて事故耐性燃料設計の全ては産業界へ集約されるものと考えられる。

各要素技術の現状、今後の課題には違いがあるため、要素技術毎に各開発段階に要する期間には違いがあり、事故耐性燃料全体としては、図2のような開発工程となる。改良 Zr 合金、改良制御棒は中期の中盤の開発目標であり、事故時の被害を軽減できる炉心を目指す。改良 SS は中期的な開発目標であり、代替革新的燃料や改良制御棒との組み合わせにより、現行に較べて SA に至るまでの時間が長く、被害を軽減できる炉心を目指す。一方、SiC は長期的な開発目標であり、SiC に最適化された代替革新的燃料、改良制御棒との組み合わせにより、SA に至る可能性が極めて低い炉心を目指す。各候補技術の技術実証移行、実用開発移行、原理実証継続の判断に関しては、技術移行の時期と考えられる短期の半ば、短期から中期の移行期、中期の半ば、長期の半ばを目途に判断する。多数のステークホルダーが関与するため、開発の継続判断については表2に示されている項目が達成されているかなど、多面的なレビューで継続判断を適宜行う必要がある。原理実証継続に関しては、原理的な成立性が見込めるかを国が判断する。技術実証移行に関しては、原理実証がなされているかを国が判断する。実用開発移行に関しては、技術基盤の確立を産業界が判断を行うこととする。

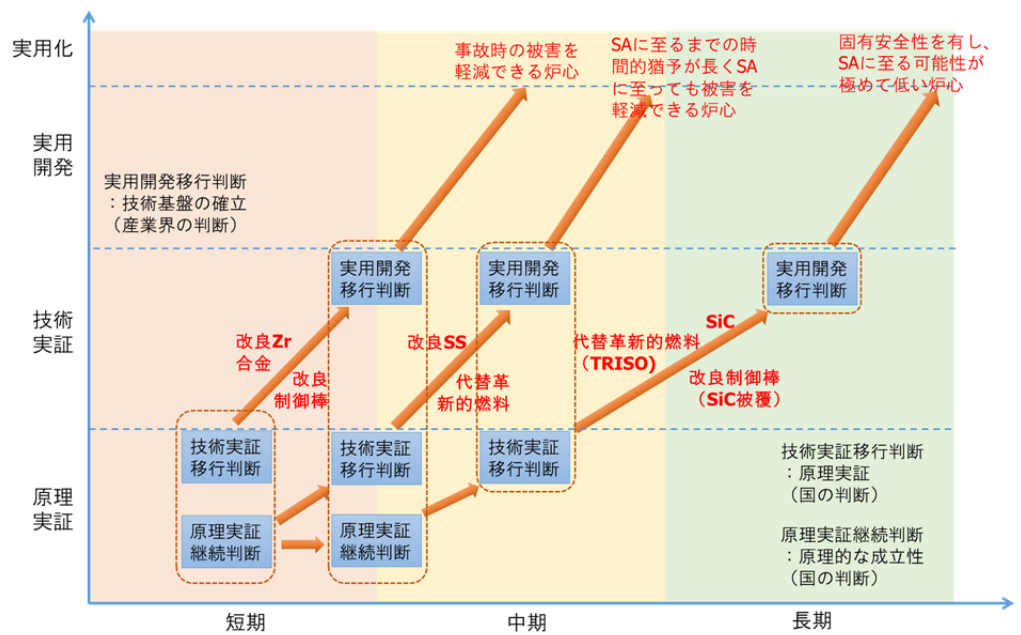


図2 事故耐性燃料全体の開発工程

継続判断で重要となる指標の一つとして要素技術の導入による事故耐性向上が挙げられるが、図3に示すように、一般的に事故耐性向上の効果が高いものほど開発に要する期間が長くなる傾向にあるため、継続判断では効果と開発期間の両者を考慮する必要がある。また、各要素技術は開発段階に応じて図3に示すように組み合わせることができ、段階的な事故耐性の向上を目指す。

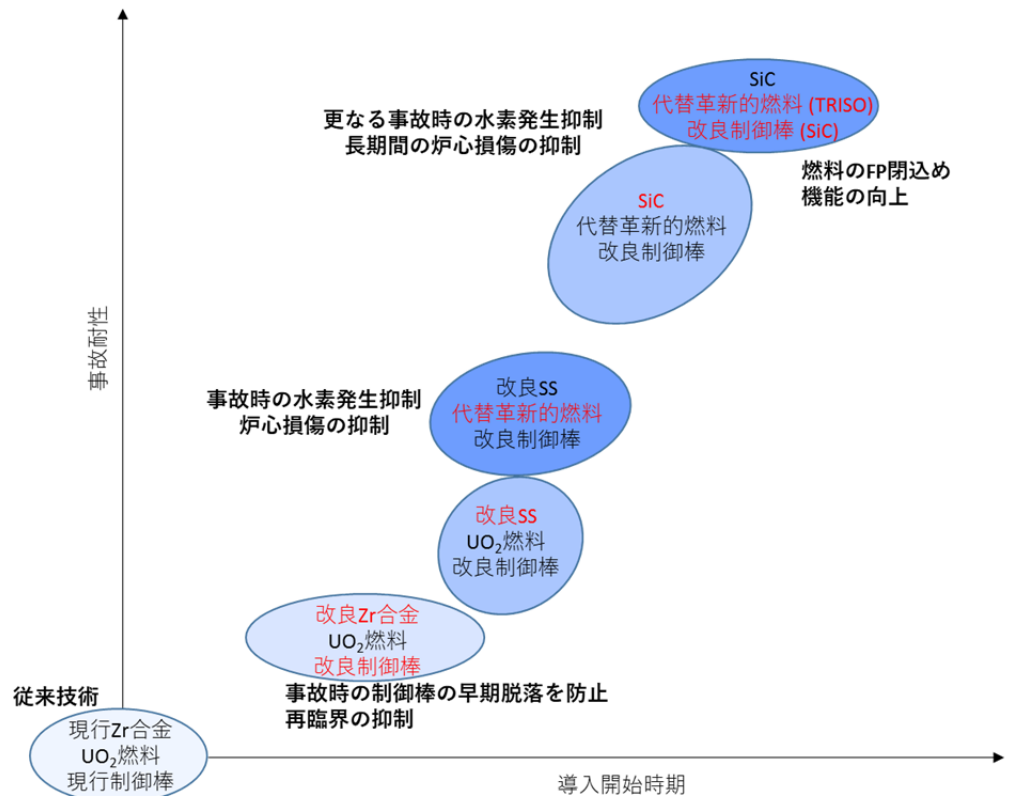


図3 事故耐性燃料の導入による炉心の事故耐性向上のイメージ

実施機関／ 資金担当 <考え方>	<p>産業界・学術界 / 産業界 産業界・学術界 / 国</p> <p>短期的段階での、要素技術の開発、現行軽水炉技術（規格基準や規制も含む）への影響評価、導入効果の定量評価、共通基盤技術の開発及びインフラの整備</p>
	<p>産業界・学術界 / 産業界 学術界・原子力規制委員会 / 原子力規制委員会</p> <p>中期的段階以降での、実用化技術の開発、新たな規格基準・規制の構築</p> <p><考え方></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 産業界（電気事業者やメーカー）は、原理実証段階では、学術界（研究機関や大学等）と連携し、要素技術の開発、既存軽水炉技術や短期的段階で開発される安全性向上課題への本技術導入の影響評価を担当し、候補技術のスクリーニングや実用化開発目標や実用化開発計画の立案を担当する。技術実証、実用開発段階では、本技術の実用化開発を資金面も含めて主担当する。 ・ 学術界は、原理実証段階において、産業界と連携し、要素技術の成熟度向上や共通基盤技術の開発、インフラ整備を主担当する。さらに、規格基準や規制のガイドライン策定、及び、分野横断的な開発ステップや開発課題に関する認識共有を推進する。併せて、国際協力を推進する。技術実証段階では、産業界に協力し、実用化開発の過程で発生する個別の技術課題を解決する。 ・ 国は、原理実証段階では、大きな資金を必要とする共通基盤技術開発や、開発リスクのある有力な要素技術開発に資金を提供し、効率的な研究開発を支援する。本技術は、既に米仏を中心に世界各国が大きな研究開発資金を投入しており、我国の技術開発がこれらに乗り遅れないように支援を行う。併せて、国際協力の推進を支援する。 ・ 原子力規制委員会は、中期的段階において、新技術の導入に係る規制基準の明示を開発状況に合わせて検討する。

【改訂履歴】

改訂 番号	制定・改訂 年月日	主な改訂内容
—	2015年5月21日	初版
1	2016年11月30日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 課題調査票の不整合修正（他課題との相関、実施の流れの箇所を見直し） ・ 記載の適正化（他課題との相関欄の誤記訂正）
2	2018年2月27日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 課題調査票を更新

資料集

資料 1. 設立趣意書

資料 1-1、「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」の設立趣意書

資料 1-2、「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」開催期間変更趣意書

資料 2. 委員名簿

「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」の委員名簿

資料 3. 議事録

「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」、全 9 回の議事録

資料 4. 学会 企画セッションでの報告

日本原子力学会「2016 年秋の大会」核燃料部会 企画セッションにおいて、本 WG で検討している軽水炉燃料等の安全性向上に係る課題の概要とローリング活動の状況が報告された。核燃料部会報 No.52-1(*)にその結果が掲載されているので、該当部分を添付する。

(*) http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kaihou/kaihou_2015_52-1.pdf

資料 1. 設立趣意書

資料 1-1、「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」の設立趣意書

資料 1-2、「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討 WG」開催期間変更趣意書

「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」の設立趣意書

1. 活動の目的

H26年度METIの自主的安全性向上・技術・人材WG¹⁾の要請を受け、日本原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」において、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」について検討し、5月27日第9回会合でその最終報告²⁾がなされている。本報告では、日本原子力学会にて今後も継続的に本ロードマップのローリングを実施するとしている。

本報告では、「既設の軽水炉等の事故発生リスクの低減」のために「燃料の信頼性を向上させ、炉心溶融しない燃料への対応をとり」、将来的には「信頼性の向上した燃料を効率的に運用する」、等としている。これを受け、日本原子力学会核燃料部会としては、専門家集団として、核燃料関係の安全性向上に係る課題を掘り下げて検討する体制が必要と考える。本WGはこの役割を担うものとして機能する。そして、核燃料部会の活動の一環として核燃料に関するローリング活動を行うこととする^{注)}。

2. WGの構成

H26年度「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」の「設計による安全性向上」作業部会の東北大阿部主査を継続して本WGの主査とする。

本WGは、核燃料部会の部会員及び標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会委員を中心とした産官学のメンバーで構成し、また核燃料に関連する他の部会員（原子力安全、材料、水化学、バックエンド他）の参加を歓迎する。効率的な活動のために主査の下に複数の幹事を置き、また必要に応じてWGの中に研究グループを設ける。

3. 開催期間、開催頻度

H27年6月からH29年3月までの約2年間でWG、全体会議と研究グループの会議を適宜開催してローリング活動を行う。

4. 検討範囲

既設及び次世代炉の核燃料(使用済燃料の貯蔵、輸送時の課題検討も含む、また非核燃料構成材を含む)のハード及びソフト、並びに炉心及び安全分野のうち核燃料に係る項目。

5 . その他

- 1) H26 年度の原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」は、最終報告で一旦終了しているので、H27 年度の検討が開始された時点で、他分野の状況も確認して、効率的な連携を図る。
- 2) 核燃料部会内の「ジルコネット WG」の活動の一部は、上記ローリング活動に関係しているので、連携して検討を進めることにする。
- 3) 上記のローリング活動に、積極的に参画する意欲のある方をメンバーとして歓迎する。
- 4) 活動の成果は核燃料部会ホームページ等を通じて公表する。

以上

参考

- 1) 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
http://www.meti.go.jp/committee/gizi_8/21.html#jishutekianzensei_wg
- 2) 軽水炉安全技術・人材ロードマップ最終報告（5月27日第9回、資料3）
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/pdf/009_03_00.pdf

注) 核燃料部会としては、自主的安全性向上・技術・人材 WG 及び安全対策高度化技術検討特別専門委員会での議論との継続性も考えて、この最終報告を基本とし、ローリング活動を行うことにする。マイルストーンの設定、目指す姿、課題別区分に対応したロードマップ等について、最終報告を参照すること。

「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」開催期間変更趣意書

H29年3月6日

核燃料部会

1. 開催期間変更の理由

原子力学会はH28年8月に「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会¹⁾を設置して、H29年2月27日にMETIの自主的安全性向上・技術・人材WG²⁾において「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」のローリング活動を報告³⁾している。このローリング作業は、評価軸の見直しと重要度評価の見直しを中心に行われ、今後もロードマップのローリングを継続して実施するとしている。

核燃料部会は核燃料関係の安全性向上に係る課題を検討する体制が必要と考え、学会の研究専門委員会設置に先立ち、核燃料部会の活動として核燃料に関するローリング活動を進めており、今後ロードマップとしてのとりまとめの時期に入る。学会 研究専門委員会のローリング活動は継続され、今後は課題調査票のアップデートが進められると見込まれる。これらの理由から、期間を延長して核燃料に関するローリング活動を継続する。

2. 変更後の開催期間

H27年6月からH30年3月までの約3年間でWG、全体会議と研究グループの会議を適宜開催してローリング活動を行う。(H29年3月までの期間をH30年3月まで1年間延長)

3. その他

東京大学の阿部主査が本WGの主査を継続する。検討範囲等に関して変更はない。

以上

- 1) 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会
「安全対策高度化技術検討」特別専門委員会の活動を引継ぎ、策定した軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングに係る活動が行われている。
http://www.aesj.net/sp_committee/com_lwrroadmap
- 2) 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ（第13回）平成29年2月27日
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/jishutekianzensei/013_haifu.html
- 3) 軽水炉安全技術・人材ロードマップローリング対応 最終報告（第13回、資料2）
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denki_jigyuu/jishutekianzensei/pdf/013_02_00.pdf

資料2. 委員名簿

平成30年2月27日

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WGメンバー

(敬称略、順不同)

主査	阿部 弘亨	東京大学
	檜木 達也	京都大学
	森下 和功	京都大学
	牟田 浩明	大阪大学
	宇埜 正美	福井大学
	有馬 立身	九州大学
	天谷 政樹	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
	倉田 正輝	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
	三原 武	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
	江藤 淳二	(株)三菱総合研究所
	岡崎 亘	エム・アール・アイ リサーチアソシエーツ(株)
	太田 宏一	(一財)電力中央研究所
	北島 庄一	(一財)電力中央研究所
	河村 浩孝	(一財)電力中央研究所
	山内 景介	東京電力ホールディングス(株)
	真寄 康行	関西電力(株)
	玉井 芳英	関西電力(株)
	島田 太郎	日本原子力発電(株)
	久宗 健志	日本原子力発電(株)
	甲斐 昌慶	電気事業連合会 原子力部
	垣内 一雄	東芝エネルギーシステムズ(株)
	近藤 貴夫	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
	福田 龍	三菱重工業(株)
	大和 正明	三菱重工業(株)
	草ヶ谷 和幸	(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)
	片山 将仁	原子燃料工業(株)
	青木 繁明	三菱原子燃料(株)
	手島 英行	三菱原子燃料(株)
	平井 睦	日本核燃料開発(株)
	坂本 寛	日本核燃料開発(株)
	篠原 靖周	ニュークリア・デベロップメント(株)
	安部田 貞昭	元 三菱重工業(株)
	鈴木 嘉章	(一社)原子力安全推進協会
オブザーバ	北野 剛司	原子力規制庁
オブザーバ	皆藤 威二	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
オブザーバ	伊藤 邦博	ニュークリア・デベロップメント(株)

以上

旧メンバー

(敬称略、順不同、所属は当時)

第1回まで	竹田 貴代子	新日鐵住金(株)
第5回まで	高松 樹	日本原子力発電(株)
第7回まで	永瀬 文久	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
第7回まで	尾形 孝成	(一財)電力中央研究所
第7回まで	巻上 毅司	東京電力(株)
第7回まで	中井 忠勝	関西電力(株)
第7回まで	安田 孝志	電気事業連合会 原子力部
第7回まで	小此木 一成	(株)東芝
第8回まで	亀田 保志	電気事業連合会 原子力部

以上

資料3. 議事録

「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」、全9回の議事録

第1回：平成27年6月29日(月)	13：30～16：45
第2回：平成27年9月25日(金)	13：30～17：20
第3回：平成27年12月9日(水)	13：30～17：15
第4回：平成28年2月17日(水)	13：30～17：15
第5回：平成28年5月30日(月)	13：30～17：15
第6回：平成28年7月11日(月)	13：30～17：45
第7回：平成28年9月1日(木)	10：00～12：05
第8回：平成29年12月21日(木)	13：25～16：40
第9回：平成30年2月27日(火)	13：30～17：35

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WG 第 1 回会合
 議事録

日 時：平成 27 年 6 月 29 日(月) 13：30～16：45

場 所：原子力安全推進協会 13 階 A、B 会議室

出席者：阿部主査(東北大)、檜木(京大)、牟田(阪大)、永瀬、天谷、倉田(JAEA)、江藤(MRI)、尾形、北島、河村(電中研)、巻上(東電)、亀田、中井(関電)、高松、久宗(原電)、安田(電事連)、小此木(東芝)、近藤(日立GE)、福田(MHI)、草ヶ谷(GNF-J)、大脇(NFI)、青木、手島(MNF)、平井(NFD)、篠原(NDC)、安部田(元MHI)、鈴木(原安進) 計 27 名

欠席者：森下(京大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、竹田(新日鐵住金)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 1-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」の設立趣意書
- 1-2-1. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」最終報告(学会 特別専門委員会)
- 1-2-2. 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ(第 9 回)議事要旨
- 1-3-1. 平成 26 年度作成 課題調査票一覧
- 1-3-2. 課題調査票
S111M107_d18-2 燃料の信頼性向上(燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化)
- 1-3-3. 課題調査票 M199L199_d20 事故時耐性燃料・制御棒の開発
- 1-4. 事故耐性燃料に関する OECD・米国の基本的な考え方について
- 1-5. 課題の状況を整理するための評価方法(TRL、Metrics、Attribute guide)

議事

0. 主査挨拶、出席者/資料確認

核燃料関係の安全性向上に係る課題を掘り下げて検討する体制が必要と考えられ、核燃料部会の活動の一環として核燃料に関するローリング活動を行うため、「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」が設立された。阿部主査から、目的、意義等について冒頭挨拶があった。出席者の確認、及び配布資料の確認が行われた。

1. 軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WGの設立について(資料 1-1)

本WGの設立趣意書が安部田委員から説明され、活動の目的、構成、開催期間・頻度、検討範囲等について確認した。軽水炉を中心に特に安全性向上に着目して活動するとし、高速炉・ガス炉については、方針が定まるのを待つとしている。

今後、核燃料部会として委員委嘱の手続きを行う。念のために、他の部会の活動で、委員選出方法や手続き方法を問合せた状況を確認した。なお、活動の成果を核燃料部会ホームページ等で公表していくことが了解された。設立趣意書と第 1 回開催は公開済み。

2. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」最終報告について（資料 1-2-1、-2）

総合資源エネルギー調査会 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ(第9回 会合 5/27)に原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」から最終報告された「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の概略が鈴木委員から紹介され、昨年度の活動状況、ロードマップ策定と継続してローリングを実施するとしていることが確認された。また、議事要旨で今後のローリング活動に参考とすべき議論の様子が紹介された。

自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループとして、この最終報告を元に、検討の前提・背景とロードマップの活用及びローリングにあたって考慮すべき指摘事項等を加えた「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」を取りまとめ 6/16 に公表されている。

3. 課題調査票について（資料 1-3-1、-2、-3）

昨年度の学会報告で作成した課題調査票の一覧をもとに、核燃料関係の項目の確認と課題調査票の例が鈴木委員から紹介され、次の議論がなされた。

シビアアクシデント時の燃料挙動、FP 挙動も取扱うが、AM作業部会がメインで解析コードの取扱いの1つとなっている面があり、課題調査票の項目名からは見えにくい。把握が必要な挙動はこちらから精査して提案する必要がある。燃料の信頼性向上の課題調査票は、通常運転時から B-DBA までを対象としているが、大きな項目でまとめており必要なものは細かく精査が必要である。実施の流れも精査する必要がある。課題調査票にある具体的な項目の1つずつに詳細な整理を用意したが、課題調査票の全体の粒度をそろえる意味でまとめ直したもののなので、詳細は見えにくい。

4. 事故耐性燃料に関する OECD・米国の基本的な考え方について（資料 1-4）

事故耐性燃料とは、通常運転時のパフォーマンスを維持又は向上させた上で、原子炉冷却喪失時にかなりの長い間炉心の健全性を保つことができるようにする（時間の猶予を増やす、可燃性ガスの発生量を減らす、放射性物質の放出を抑制する）ものであり、時間の猶予は何時間または何日と想定される（何分増えるだけというものは検討の余地がない）という OECD/NEA と米国の基本的な考え方について檜木委員から紹介された。このため、通常運転時の特性を把握した上で、1200 以上での酸化特性、水蒸気雰囲気での劣化特性等、高温環境での特性の改善が必要であり、精力的に取り組まれている。

5. 課題の状況を整理するための評価方法について（資料 1-5）

海外で導入されているロードマップをローリングする3つの道具（TRL(Technology readiness level)、Metrics、Attribute guide）は、開発段階ごとに技術レベルを設定しエビデンスを示して現状評価を行う、実用化に対し potential killer が存在するか否かを把握する、等の道筋を明らかにして判断していくための道具立てであり、課題を共有して分野を横断した認識を共有するため、外部への説明性/透明性のためのツールとしても有効であることが倉田委員から紹介された。

課題調査票の元にした詳細資料で、技術課題は細かく列挙している。しかし、TRL の考え方を利用した各技術レベルの評価、取捨選択や判断のための方法は直接議論していないので、道筋をつける考え方として有効と考えられる。

6．検討の進め方について

より現実的で実現性のあるRMとするため、今後の検討の進め方について議論された。昨年度の課題調査票作成の元になった資料から精査し、具体的項目の確認、抜けの整理と丸めて書いた部分、特に実施の流れで漠然としている部分等を充実させるとなった。事故耐性燃料は大きな課題しか出ていないので精査する、使用済燃料の貯蔵・輸送の課題検討は燃料の立場から健全性を考えるものとするが、メンバーが異なる面もあるので取り組み方を考えるとなった。

効率的な活動のため複数の研究グループに分けて検討を進めることになり、材料主体で分けるか、課題調査票をカテゴリで分けるかを議論した結果、後者を支持する意見が大半であり、次の4グループに分けることになった。各グループに幹事と、大学の委員の分担を定めた。本WGに参加する委員は1つ以上2つ程度までのグループに参加して活動を進めることになった（各委員は、希望するグループを連絡する）。

グループ1（平井幹事、森下、牟田）

- ・燃料の信頼性向上と高度化
- ・燃料の信頼性向上（燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化）
- ・廃棄物・使用済燃料長期保管に向けた健全性評価技術、管理技術の高度化

グループ2（巻上幹事、阿部、有馬）

- ・安全解析手法の高度化
- ・使用済燃料の安全評価技術の高度化

グループ3（青木幹事、宇埜）

- ・炉心・熱水力設計評価技術の高度化
- ・プラント運用技術、炉心設計管理の高度化
- ・運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、負荷追従、等）

グループ4（倉田幹事、檜木）

- ・事故時耐性燃料・制御棒の開発
- ・革新的技術開発（材料開発等）と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追究

7．今後の予定

次回会合は、9月25日(金)午後（原子力安全推進協会 第1,2会議室）を予定する。それまで、研究グループごとに検討を進めることになった。

以 上

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WG 第2回会合
 議事録

日 時：平成 27 年 9 月 25 日(金) 13:30~17:20

場 所：原子力安全推進協会 13 階 第1、2 会議室

出席者：阿部主査(東北大)、檜木(京大)、牟田(阪大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、
 永瀬、倉田、三原(JAEA)、江藤(MRI)、岡崎(MRA)、北島、河村(電中研)、
 巻上(東電)、亀田、中井(関電)、高松、久宗(原電)、小此木(東芝)、福田、大和(MHI)、
 草ヶ谷(GNF-J)、大脇、片山(NFI)、青木、手島(MNF)、平井、坂本(NFD)、
 篠原(NDC)、安部田(元MHI)、鈴木(原安進) 計 30 名

オブザーバ：廣瀬(規制庁)、皆藤(JAEA) 説明者：伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、天谷(JAEA)、尾形(電中研)、安田(電事連)、近藤(日立 GE)、
 (敬称略、順不同)

配付資料：

- 2-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第1回会合 議事録
- 2-2. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」の設立趣意書(改訂)
- 2-3. 各グループの作業の具体イメージ
- 2-4-1. グループ1の検討方針と進捗について
- 2-4-2. グループ2の検討方針と進捗について
- 2-4-3. グループ3の検討方針と進捗について
- 2-4-4. グループ4の検討方針と進捗について(後日修正配布)
- 2-4-5. 軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングへの提案
 (中長期計画としてのトリウム燃料の検討)

議事

0. 主査挨拶、出席者/資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。竹田委員が退任、オブザーバとして廣瀬氏、皆藤氏が参加する。議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第1回議事録の確認(資料2-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第1回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. 設立趣意書の改訂について(資料2-2)

本WGの設立趣意書に「平成29年3月までの約2年間」と期間を書き入れて改訂し、核燃料部会の承認済である。期間の定めのない委員会への参加が認められない機関があるとわかったためであり、他に変更はない。これに基づき委嘱の手続きも完了している。

3．各グループの作業の具体イメージ（資料 2-3）

ローリング活動に際して、成果のイメージの明確化、過去の検討との関係、グループ間のインターフェイス等について、認識を共有して効率的な作業推進につなげるために福田委員から説明された。燃料分野でどのように安全性向上を進めていくのかについて、まず安全性の現状分析を行い安全性強化のための重点ポイントを明確にする。安全裕度の定量化を行い一定以上の裕度を確保し裕度増加を図る。そして、引き続き安全性向上を図るための検討継続・開発推進等の展開を図る。このような流れを考えることで課題の位置づけが明らかになり、整理しやすくなると考えられる。

「安全性向上」を目標にして、できるだけ早期に進捗していくこと、製品イメージはあっても良いがとらわれないようにして、リスクに対してどれだけ貢献できるかが目指すところ。大切な事項に抜けがないことを明確にし、意見をすり合わせて必要性（例えば安全裕度が小さい項目には「検討の優先度が高い」こと）を書き込んでいく、課題の解決に向けた具体的取り組みと解決時期等を書き込んでいくこと等が協議され、下記の4項、5項の議論の参考とした。

4．各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ1（資料 2-4-1）では、昨年度抽出した具体的項目のブレークダウンと過不足の確認、実施の流れの作成状況並びに今後実施の流れをステップがわかるように示す予定であること等が平井委員から説明された。昨年度の検討過程で分割した課題調査票 d18-1 と d18-2 は、重なる部分も多いので整理して統合も検討する。実施のステップを示していくこと、内容を適切に表す用語（誤解を招かない言葉）で表現することが合意された。グループ2（資料 2-4-2）では、とても範囲が広く出発点異なるため改めて課題抽出を行っていること、他グループや他分野とのインターフェイスを意識しながら検討すること等が巻上委員から説明された。相互に食い違わないように進めることで合意された。グループ3（資料 2-4-3）では、専門分野に分けて確認していくことが青木委員から説明された。グループ1との関係で、核的・熱的視点での課題抽出も検討していく。評価技術を精緻化することにより安全性を向上する観点で検討していくことで合意された。グループ4（資料 2-4-4）では、検討範囲や対象についての意見交換の状況が倉田委員から説明された。（開発の進み具合に違いがあり同じ整理は難しい面もあるが）要素技術毎に、材料開発や炉心設計等の実用化に向けて必要となる項目について課題を抽出し、開発工程を整理することで合意された。

核燃料部会「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用WG」の検討結果を踏まえて、トリウム燃料を軽水炉に装荷する研究をロードマップに加えることが伊藤氏から提案された（資料 2-4-5）。主査及び委員から、現行のロードマップに新規に取り込むためには、軽水炉の安全性向上における課題を明確にする必要があるとの指摘があり、事故耐性のポテンシャルがあることから、グループ4で検討することとなった。グループ4には、この検討のためのメンバーを追加する。

5．検討の進め方について

資料 2-3 の図 1 で示している通り、相互の関連を踏まえて相互に必要な検討を行う。グループ 2 は核燃料部会の外のロードマップとのつながりも見ていく必要がある。他のグループからグループ 2 で扱うべき課題を連絡する。グループ 1 と 3 は、課題の詳細でどちらで扱うべきか対象を相談する。事故耐性燃料は、材料開発だけでなく炉心設計や安全評価等の項目についても広く検討する。また、資料 2-3 の図 2 の流れに沿って課題を当てはめて、抜けや重複を確認していく。

各グループの検討は詳細が必要で、より詳しい担当者や将来を考えた若手を参加させたいとの希望が出された。本WGは核燃料部会として委嘱した委員で構成されており、効率的な活動のためグループに分けて検討を進めるとしたため、グループのメンバーはWGの委員である。この経緯を踏まえると委員を増やすことになるが、人数やバランスも考える必要がある。他方で「世代間の知識伝承およびそのためのコミュニケーション」もローリングの実施意義である。これらを考えあわせて、必要に応じてオブザーバ参加を認めることとなった。

6．今後の予定

次回会合（第 3 回）は、12 月初旬を予定し、日程は別途調整する。

それまで、グループごとに検討を進めることになった。

以 上

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WG 第3回会合
 議事録

日 時：平成 27 年 12 月 9 日(水) 13:30~17:15

場 所：原子力安全推進協会 13 階 第 3、4 会議室

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、牟田(阪大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、
 天谷、倉田、三原(JAEA)、江藤(MRI)、岡崎(MRA)、尾形、北島、河村(電中研)、
 巻上(東電)、亀田、中井(関電)、高松、久宗(原電)、安田(電事連)、小此木(東芝)、
 近藤(日立GE)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷(GNF-J)、片山(NFI)、青木、手島(MNF)、
 平井、坂本(NFD)、篠原代理野滝(NDC)、安部田(元MHI)、鈴木(原安進) 計 32 名
 オブザーバ：廣瀬、秋山(規制庁)、皆藤(JAEA)
 欠席者：森下(京大)、永瀬(JAEA)、大脇(NFI)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 3-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第2回会合 議事録
- 3-2. ロードマップ作成の今後の検討の流れについて
- 3-3-1. グループ1の検討の進捗について
- 3-3-2. グループ2の検討の進捗について
- 3-3-3. グループ3の検討の進捗について
- 3-3-4. グループ4の検討の進捗について

議事

0. 主査挨拶、出席者 / 資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。篠原委員代理で野滝氏、オブザーバとして廣瀬氏、秋山氏、皆藤氏が参加する。議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

冒頭、「技術・人材ロードマップ」に関わる動向として、原子力学会にて自律的な活動が行えるような体制構築の検討がなされ、その調整が進められていることが安田委員から説明された。

1. 第2回議事録の確認(資料3-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第2回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. ロードマップ作成の今後の検討の流れについて(資料3-2)

第2回WGで説明された検討フローに対して課題調査票に列挙されている個別の課題を割り付けた結果が示され、課題の重複や類似の課題等の検討に有効であると考えられることが福田委員から説明された。安全性の現状分析&安全性強化の重要ポイントとなる項目(導入シナリオに相当)が左の枠内であげられ、その課題を解決する/裕度を増す対策として、設計改良・開発、基準/制限値の見直し、評価手法の高度化/精緻化等(技術マップ)の項目が中央の枠内で展開される。その後、これを受けて安全性向上後

の展開（成果／効果／更なる課題）が右の枠内で示される流れで、安全性向上に主眼を置いたロードマップの流れのイメージを共有した。

図2（2/3）で設計基準を超えるとすぐにシビアアクシデントとなっているように見えるのでその扱いを検討すること、特に Post-BT / Post-DNB については、この現象で何が問題／課題（相関式、健全性、他）なのかを明確にして扱うことになった。

3．各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ1（資料3-3-1）では、各項目の属性整理表を作成し抜けや重複を確認、これを元に項目の統合・分離・追加を検討し、課題調査票を作成していくことが平井委員から説明された。属性整理表は項目の位置づけをはっきりさせ、何に役立つのかを仕分け、インターフェイスも含めて整理したもので、統合等の整理に役立つと考えている。

グループ2（資料3-3-2）では、検討フローに課題を割り当てて整理を始めたこと、他のグループ及び他分野とのインターフェイスに関して確認していることが巻上委員から説明された。

グループ3（資料3-3-3）では、課題調査票の現状確認と内容討議を進めていること、グループ1からの提案項目も含めていることが青木委員から説明された。項目を統合するとマイルストーン設定が難しくなると思われるが、サブ項目を置くなどして工夫することになった。

グループ4（資料3-3-4）では、8個の要素技術に分類し技術の現状整理を始めたこと、開発目標を明確にするためにも ATF の位置づけについて協議した状況が倉田委員から説明された。それを受けて、軽水炉での ATF 実用化に向けて阻害要因（OECD/NEA の ATF 専門家会合（EGATFL）では、これを showstopper と定義）があり、現状技術では解決策が見えない要素技術については基礎研究段階にとどめること、解決の見通しが得られた要素技術については工学開発段階に進むこと、これらの判断を行うマイルストーンの位置付けについて議論した。

なお、グループ間の調整結果は、それぞれ適切に反映する。

4．検討の進め方について

安全裕度の向上にどれだけ貢献するのかを課題調査票に書き込む必要がある。個別の課題解決のための技術をリストアップし、必要な時間と資金、ステークホルダーを明確にすること、これを支える技術・人材の確保等について議論する必要がある。

長期的課題の中にも短期的課題や中期的課題があり、実施の流れをこれらの積み重ねとして示すようにしたい。唯一、施設基盤と人材育成はこの例外となると思われる。

従来技術に対して安全裕度の向上に資する度合いが重要度の指標の一つとなるし、その技術の実現可能時期が短期、中期、長期に区分される。実現可能時期を明らかにすることはステークホルダーにとって書きにくいことかもしれないが、これを念頭に書き出す。共通の宿題として、国全体の体制と、ロードマップへの落とし込みを検討するとした。

5．今後の予定

次回会合（第4回）は、上位会合の動向を見て決めるとし、日程は別途調整する。

以上

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WG 第4回会合
 議事録

日 時：平成 28 年 2 月 17 日(水) 13:30~17:15

場 所：MHI 品川ビル 26 階 2604 会議室

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、永瀬、天谷、倉田、三原(JAEA)、江藤(MRI)、岡崎(MRA)、尾形、北島(電中研)、巻上(東電)、亀田、中井(関電)、高松(原電)、安田(電事連)、小此木(東芝)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷(GNF-J)、大脇、片山(NFI)、青木、手島(MNF)、平井(NFD)、篠原(NDC)、鈴木(原安進) 計 26 名

オブザーバ：廣瀬、北野、山内(規制庁)、伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、牟田(阪大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、河村(電中研)、久宗(原電)、近藤(日立GE)、坂本(NFD)、安部田(元MHI)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 4-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第4回会合 議事録
- 4-2. ロードマップローリングに対する学会方針について
- 4-3-1. グループ1の検討の進捗について
- 4-3-2. グループ2の検討の進捗について
- 4-3-3. グループ3の検討の進捗について
- 4-3-4. グループ4の検討の進捗について

議事

0. 主査挨拶、出席者/資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。オブザーバとして廣瀬氏、北野氏、山内氏、伊藤氏が参加する。議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第3回議事録の確認(資料4-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第3回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. ロードマップローリングに対する学会方針について(資料4-2)

平成 27 年 6 月に最終報告を行った「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」について、最終報告時に確認された基本方針に則り、マイナーローリングを実施して 5 月にまとめる方針。学会におけるロードマップのローリング活動に関して、学会が主体的にローリングを実施していくための要件を明確化し、ローリング実施体制を再構築する検討が進んでおり、特別専門委員会設置期間(~2016年3月)終了後の4月以降、自律的な活動が行えるような体制構築の検討が進められていると阿部主査から説明された。

ローリング活動では、安全を高めていく(よりリスクを下げる)技術のために役立つかどうかの視点から再構築していく。重要度評価に対する見直しの観点から、長期的課題

も短期的課題の積み上げで解決されていくはずだが、このことをうまく表現できておらず低評価となっている課題が見られ、専門的ではなく平易な言葉で表現しないと理解されないことになる。一方的な説明ではなく社会とのコミュニケーション、社会の意見を反映していくこと等の基本方針の確認がなされていることが説明された。

また、「自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」では、高速炉を含めた次世代炉の研究開発の方向性も議論するとなっているが、まずは既存のロードマップのローリングをして整理することを考え、高速炉等の検討はその後に考えるとなっている。

3．各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ1（資料4-3-1）では、各項目の属性を整理し分類方法について議論していくことが平井委員から説明された。今後、深層防護のレベルごとに燃料の要求機能を確認する再整理も行う。B-DBAの範囲において、例えば「燃料の残余の耐力」とでも呼ぶものを明確にすべき、事故進展の研究に際して燃料がどれだけ健全か影響がどこまで広がるかといった情報が必要と考えられ、範囲を広げる意識が必要との議論があった。

グループ2（資料4-3-2）では、課題調査票の枠組みにこだわらずに課題を抽出して、他とのインターフェースで意識すべき点等が巻上委員から説明された。B-DBAでの現象（燃料挙動）に関して、リスク低減に直結するものではないものの、把握/理解できていないと必要な対策や設備対応にも考えが及ばないとの議論があった。

グループ3（資料4-3-3）では、課題調査票の現状確認と内容討議が進んでいることが青木委員から説明された。臨界安全評価に関するガイド類の作成について、学会として、ガイド作成を目的とするのではなく技術的に何が必要かを示すべきとの指摘がなされた。[実施機関/資金担当]の記載については、全体の課題調査票見直しの方針に従うこととし、どのグループも後で検討することになった。

グループ4（資料4-3-4）では、ATFの要素技術ごとに開発目標（目指す姿）を整理している状況が倉田委員から説明された。目標の整理に合わせて課題を書き入れると良いとの指摘がなされた。また、安全性向上に寄与するかどうかの視点で整理していく。

4．検討の進め方について

全体をまとめるために、今ある課題調査票をカテゴライズして、平易な言葉でまとめたわかりやすい課題調査票のサマリを作ることを検討する。深層防護のレベルで整理し、各層を充実させる取り組みを理解されやすいように工夫する。

課題調査票は、長期的課題の中にも短期的課題や中期的課題があり、実施の流れをこれらの積み重ねとして示すようにしていく。その技術の実現可能時期について、短期、中期、長期の区分だけでなく、細かく明らかにした方が良い場合は個別に検討する。

5．今後の予定

次回会合（第5回）は、5月前半を予定し、日程は別途調整する。

以上

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WG 第 5 回会合
 議事録

日 時：平成 28 年 5 月 30 日(月) 13:30~17:15

場 所：原子力安全推進協会 13 階 第 1、2 会議室

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、永瀬、天谷、三原(JAEA)、
 江藤(MRI)、岡崎(MRA)、尾形、北島、河村(電中研)、巻上(東電)、高松、久宗(原電)、
 亀田(関電)、安田(電事連)、小此木代理垣内(東芝)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷
 (GNF-J)、大脇、片山(NFI)、青木、手島(MNF)、平井、坂本(NFD)、篠原(NDC)、
 安部田(元MHI)、鈴木(原安進) 計 30 名

オブザーバ：北野、中島(規制庁)、皆藤(JAEA)、伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、牟田(阪大)、倉田(JAEA)、中井(関電)、近藤(日立GE)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 5-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第 4 回会合 議事録
- 5-2. (欠番)
- 5-3-1. グループ 1 の検討の進捗について
- 5-3-2. (資料なし)
- 5-3-3. グループ 3 の検討の進捗について
- 5-3-4. グループ 4 の検討の進捗について

議事

0. 主査挨拶、出席者／資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。小此木委員代理で垣内氏、オブザーバとして北野氏(廣瀬氏に代わりオブザーバ登録)、中島氏、皆藤氏、伊藤氏が参加する。議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第 4 回議事録の確認(資料 5-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第 4 回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. 学会のロードマップローリング対応体制について

特別専門委員会設置期間(~H28 年 3 月)終了後の 4 月以降、学会として継続的に検討できる体制構築が検討され、理事会の直下に「安全技術・人材ロードマップ委員会(仮称)」を設置する承認が得られるように進められていると江藤委員から説明された。

6 月中旬に予定されている「自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」では、昨年報告した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」に対して、学会におけるローリングの方針(体制、スコープ等)と進捗状況、活用状況について報告する予定とのことだが、本 WG が急ぎ準備する作業は無い見込み、必要なローリング活動を進めていく。

3. 各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ1（資料 5-3-1）では、燃料信頼性向上・安全性向上に関するロードマップをまとめるに当たり、BWR、PWR それぞれで検討した「深層防護の観点からのまとめ方」について認識を共有し、課題調査票の項目の括り方について議論したことが平井委員から説明された。深層防護のレベルごとに燃料の基本的安全機能を対応づけ、具体的な評価項目、課題を再整理する。整理した深層防護の各レベルからの課題の括り方を検討している。これを踏まえて課題調査票を確認していく。

グループ2では、グループ1で検討中の深層防護の各レベルからの課題の括り方を参考に安全評価、SFP、基盤技術等について、他とのインターフェースを意識して整理していく必要があることが巻上委員から説明された。

グループ3（資料 5-3-3）では、「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」課題票について関係者のコメントを反映したこと、臨界安全評価に関する審査ガイドの整備について現状を把握してフォローしていることが青木委員から説明された。

グループ4（資料 5-3-4）では、幹事の交代（倉田委員から檜木委員へ）が報告された。4つに分けた ATF の要素技術ごとに目指す目標を整理している状況が檜木委員から説明された。目標の分類（究極の安全性、SA の防止、SA の抑制、DBA 時の安全性向上）が深層防護の各レベルに相当するので、それぞれ適切に書き入れる。技術課題を記述しないと具体的に必要な開発、投資が見えず、評価（優先度）が低くなってしまふ。深層防護のレベルで課題を表すとどの部分に投資すべきかがわかりやすくなる。との指摘がなされた。また、トリウム燃料では核セキュリティへの寄与も表す。

4. 検討の進め方について

次回会合を目途に、グループ1と3は個別の課題をまとめたロードマップの形に表現する。この時、ステークホルダーを明示する。記載上の問題点は、次回の議論とする。グループ4は深層防護のレベルで課題を整理する（次々回にロードマップ）。

廃棄物低減も必要なことで、資源の有効利用、セキュリティの議論も必要。運転中だけでなく燃料ライフの各場面の視点も必要。等の議論があった。

原子力規制委員会は IRRS の勧告を踏まえ規則やガイドを定期的に見直すとしており、旧安全委員会の指針類も見直しされるので、フォローが必要である。

5. 今後の予定、その他

核燃料部会夏期セミナーと学会 秋の大会 企画セッションにおいて、本 WG の活動を紹介して欲しいとの依頼があった。活動成果の公表の機会であり、適切に対応していく。

次回会合（第6回）は、7月11日(月)午後（原子力安全推進協会）を予定する。

以上

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WG 第 6 回会合
 議事録

日 時：平成 28 年 7 月 11 日(月) 13:30～17:45

場 所：原子力安全推進協会 13 階 第 1、2 会議室

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、有馬(九大)、永瀬、倉田(JAEA)、江藤(MRI)、岡崎(MRA)、尾形、北島、河村(電中研)、巻上(東電)、島田代理竹野、久宗代理中野(原電)、亀田、中井(関電)、小此木(東芝)、近藤(日立GE)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷(GNF-J)、大脇、片山(NFI)、青木、手島(MNF)、平井、坂本(NFD)、篠原(NDC)、鈴木(原安進) 計 28 名
 オブザーバ：北野(規制庁)、伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、牟田(阪大)、宇埜(福井大)、天谷、三原(JAEA)、安田(電事連)、安部田(元MHI)
 (敬称略、順不同)

配付資料：

- 6-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第 5 回会合 議事録
- 6-2-1. 日本原子力学会における軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングの方針と進捗状況(自主的安全性向上・技術・人材WG第 10 回会合 資料 8)
- 6-2-2. 自主的安全性向上・技術・人材WG第 10 回会合 議事要旨
- 6-3-1. グループ 1 の検討の進捗について
- 6-3-2. (資料なし)
- 6-3-3. グループ 3 の検討の進捗について
- 6-3-4. グループ 4 の検討の進捗について

議事

0. 主査挨拶、出席者／資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。高松委員が退任され島田委員に交代、本日は島田委員代理で竹野氏、久宗委員代理で中野氏、オブザーバとして北野氏、伊藤氏が参加する。議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第 5 回議事録の確認(資料 6-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第 5 回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. ロードマップのローリングについて

学会として継続的なロードマップ改定を可能とするより適切な体制構築が検討され、理事会の直下に「軽水炉安全研究専門委員会(仮称)」を設置申請中である(資料 6-2-1)。

6 月 17 日に開催された「自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ第 10 回会合」における議論の様子が紹介され、安全性向上への貢献度や費用対効果の評価、重要だが遅れている項目の推進、人材育成、規制委員会の参画、等について委員から指摘されていると説明された(資料 6-2-2)。

昨年報告した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」に対して、学会は実施研究の自己評価、課題調査票の確認・更新・追加等、評価軸・指標の改善、外部意見の反映、等を検討する。学会からのローリングの中間報告は10月頃と見込まれ、本WGは課題調査票を中心に検討を行い、必要なローリング活動を進めていく。

3. 各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ1（資料6-3-1）では、学会技術レポートで取り上げられた検討項目等への対応について、ロードマップにおける記述の必要性について整理したこと、新たに抽出された項目を含めて具体的課題を安全項目と深層防護レベルの表に割り付け時間軸への落とし込みを検討したこと、SFPでの安全確保について検討を始めたことが平井委員から説明された。技術レポートの検討項目について「要否」と表すだけでは対応を適切に表現できないのでロードマップに記載しない場合はその理由を丁寧に記すこと。時間軸への落とし込みについて、最初にハード/ソフトと項目立てすると理解されにくい。まずは安全性の向上を追求した技術開発を行う、中長期にはさらに経済性の向上も加味した形で高度化を図る等の考え方で線引きを検討する。

グループ2では、各グループでの整理が進んできたので、安全評価、SFP、基盤技術等について、他とのインターフェースを意識してどのように整理していくのかの検討を進めることが巻上委員から説明された。溶融初期の挙動はグループ1と調整する。

グループ3（資料6-3-3）では、課題調査票の課題を大項目で括り、わかり易く並べたこと、実施の流れにステークホルダーを表現したことが青木委員から説明された。課題名がハード/ソフトを項目立てしており、目的に照らして必要な開発を行う形に見えず、昨年のとりまとめ時に3つの課題の相互関係がわかりにくいとの指摘があった。統合したロードマップで保全分野との対応が適切でない箇所が判明したので見直す。

グループ4（資料6-3-4）では、ATFの5つの候補技術（SiC、改良SS、改良Zr合金、代替革新的燃料、改良制御棒）ごとに安全性向上効果、実用化に向けた課題を整理して課題調査票に記したこと、深層防護レベルにおいて期待される安全性向上効果と課題を整理したことが檜木委員から説明された。候補技術の判断のタイミングと判断の枠組みについて議論となった。判断のポイントが必要であることについて国へのメッセージも重要である、多数のステークホルダーが関与するので決め方のコンセンサスも必要である、等について継続議論となった。短期から中長期に向かって発展的につながっていく流れをロードマップに、目的を具体化して必要な技術開発がわかる形に表現する。

4. 検討の進め方について

次回会合までに、個別の課題をまとめたロードマップの形に表現する。ひな形は別途検討して準備する。

5. 今後の予定、その他

核燃料部会夏期セミナー(7月6日)にて、福田委員から本WGの活動が紹介された。次は、学会 秋の大会 企画セッションで、本WGの活動を紹介する予定である。

次回会合（第7回）は、9月1日(木)午前（場所は未定）を予定する。

以上

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WG 第7回会合
 議事録

日 時：平成 28 年 9 月 1 日(木) 10:00～12:05

場 所：三菱総合研究所 4階 大会議室D

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、永瀬、天谷(JAEA)、江藤(MRI)、尾形、北島、河村(電中研)、
 巻上(東電)、亀田(関電)、小此木(東芝)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷(GNF・J)、大脇、片山(NFI)、
 青木、手島(MNF)、平井、坂本(NFD)、安部田(元MHI)、鈴木(原安進) 計 22 名

オブザーバ：北野(規制庁)、皆藤(JAEA)、伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、牟田(阪大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、倉田、三原(JAEA)、岡崎(MRA)、
 中井(関電)、島田、久宗(原電)、安田(電事連)、近藤(日立GE)、篠原(NDC)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 7-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第6回会合 議事録
- 7-2. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会について
- 7-3-1. グループ1の検討の進捗について
- 7-3-2. グループ2の検討の進捗について
- 7-3-3. (資料なし)
- 7-3-4. グループ4の検討の進捗について

議事

0. 主査挨拶、出席者／資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。オブザーバとして北野氏、皆藤氏、伊藤氏が参加する。議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第6回議事録の確認(資料7-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第6回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会について

安全対策高度化技術検討特別専門委員会(～2016年3月)を再編し、軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングを行う主体的な活動母体として、学会 理事会の直下に「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会が設置された。主査は越塚先生、3つの作業部会(設計：阿部弘亨先生、保全：糸井先生、アクシデントマネジメント：山本章夫先生)を置き、燃料炉心分野は設計作業部会に属する(資料7-2)。

最新知見の反映、ステークホルダー間のコミュニケーション、世代間の知識伝承等をローリングの実施意義とし、原子力を取り巻く環境変化を踏まえて、重要度評価軸を見直し自己評価を実施、課題調査票の確認・更新・追加等、外部意見の反映(ワークショップ、第三者評価)等を検討する。

ボトムアップ型で作られた個別の課題とトップダウン型の原子力技術を取り巻く課題とのすり合わせが適切でない面があって、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループでわかりにくいとの指摘を受けており、相互の関連付けをわかり易くする必要がある。

学会からのローリングは 10 月頃に中間報告、年末に年度総括報告と見込まれている。本 WG は課題調査票を中心に検討を行い、必要なローリング活動を進めていく。

3. 各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ 1 (資料 7-3-1) では、学会技術レポートで取り上げられた課題への対応として、「要否」と簡単に表すだけでは対応を適切に表現できないので、取り上げた理由と産業界の対応を整理していること、規制側の視点での記載は難しいことが平井委員から説明された。時間軸への落とし込みについては時期を明示する面で難航しているので、標語と目指す姿から実現するために必要な時期を大ぐくりに検討する。

グループ 2 (資料 7-3-2) では、深層防護の各レベルからのくくり方について検討を行うと共に、燃料開発による安全性能の向上、評価手法の高度化、判断基準の明確化の観点から、望まれる姿についての整理を行ったことが巻上委員から説明された。また、SA 時の炉心溶融事象の挙動で、必要なモデル化と試験について整理を進めている。

グループ 3 では、課題調査票に記した実施の流れをロードマップの形で統合して整理したことが青木委員から説明された。解析コードの開発、高度化の動向を見るとトピカルレポート制度、型式認定制度の拡充が望まれることが見えてくる。中期的には照射試験や LUA 導入のあり方も出てくる。

グループ 4 (資料 7-3-4) では、前回、候補技術の判断のタイミングと判断の枠組みについて議論となったので、事故耐性燃料の実用化までの評価と技術検証のフロー、全体の開発工程において判断のポイントを明示して課題調査票を見直したことが檜木委員から説明された。

4. 検討の進め方について

グループ 3 は、ロードマップの形で統合した表をブラッシュアップする。グループ 1 と 2 は、時間軸への落とし込み検討を継続する。グループ 4 は、一本線ではなく段階を追って進めていくことをうまく示せると良いので工夫する。

5. 今後の予定、その他

学会 秋の大会 企画セッション (9 月 9 日) で、本 WG の活動を紹介する予定である。次回会合(第 8 回)は、上位会合の動向を見て決めるとし日程(11 月?)は別途調整する。

以上

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WG 第 8 回会合
 議事録

日 時：平成 29 年 12 月 21 日(木) 13：25～16：40

場 所：東京大学本郷キャンパス 工学部 8 号館 2 階 2 2 6 大会議室

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、三原(JAEA)、江藤(MRI)、
 北島、河村(電中研)、山内(東電)、真寄、玉井(関電)、島田、久宗(原電)、亀田(電事連)、
 近藤代理土屋(日立GE)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷(GNF-J)、大脇、片山代理木下(NFI)、
 青木、手島(MNF)、平井(NFD)、篠原(NDC)、鈴木(原安進) 計 25 名

オブザーバ：北野(規制庁)、伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、牟田(阪大)、天谷、倉田(JAEA)、岡崎(MRA)、太田(電中研)、垣内(東芝ES)、
 坂本(NFD)、安部田(元MHI)、皆藤(JAEA)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 8-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第 7 回会合 議事録
- 8-2. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」開催期間変更趣意書
- 8-3-1. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」平成 29 年 3 月改訂
- 8-3-2. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会平成 28 年度報告書
- 8-3-3. 要素課題に対する重要度評価の結果の変化
- 8-4-1. グループ 1 の検討の進捗について
- 8-4-2. グループ 2 の検討の進捗について
- 8-4-3. グループ 3 の検討の進捗について
- 8-4-4. (資料なし)

議事

0. 主査挨拶、出席者／資料確認

第 7 回(昨年 9 月)を開催して以降、中断していたロードマップ検討 WG を再開した。

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。永瀬委員、尾形委員、巻上委員、中井委員、安田委員、小此木委員が退任。太田委員、山内委員、真寄委員、玉井委員、垣内委員が新任。亀田委員は所属変更。近藤委員代理で土屋氏、片山委員代理で木下氏、オブザーバとして北野氏、伊藤氏が参加する。委員名簿は更新した後、核燃料部会ホームページに掲載する。続いて議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第 7 回議事録の確認(資料 8-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第 7 回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

議事録確認に続いて第 7 回会合以降の活動を確認した(上位会合の動向は 3 項で紹介)。学会 秋の大会の部会セッションで、尾形委員、平井委員、青木委員、檜木委員、巻上委員から、本 WG の活動が報告された。核燃料部会報 No.52-1 にその結果が掲載されている。

2. 期間延長について (資料 8-2)

本 WG は上位会合の動向を踏まえ、当初の H29 年 3 月までの開催期間を H30 年 3 月まで 1 年間延長している。これは核燃料部会の承認済みで、委員にも連絡済み。

3. 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の改訂について

学会「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会では、原子力を取り巻く環境変化を踏まえて、重要度評価軸を見直し自己評価を実施して、H28 年度報告書を作成 (資料 8-3-2)、この報告を受けて、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループで検討された「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」は H29 年 3 月に改訂された (資料 8-3-1)。重要度評価軸の見直し、自己評価の結果の変化 (H27.6 時点の評価が、改訂版(H29.2)でどのように変わったのか) の関係分を一覧にした (資料 8-3-3)。中長期の課題で評価が上昇したが、他は低下している。これまで長期の課題の重要度が適切とは思えないとの指摘があったので、これも踏まえて評価軸の見直しが行われ、他の分野も全般に中長期の課題の評価が上がっている。

この検討過程で、全体の改訂方針の指示があると推測して待っていたが、個別の課題調査票には指示がなく、(検討を進めていた点もあったが) H29 年 3 月改訂には貢献できなかった。次の改訂の機会を待ち、上位会合の動向を見ていると時期を逃すことが考えられるため、核燃料部会として進捗させることになった。成果は 3 月目途でまとめる。その成果を公表して、学会の部会セッションに報告することを考えるとなった。

4. 各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ 1 (資料 8-4-1) は平井委員から、グループ 2 (資料 8-4-2) は福田委員から、深層防護の各レベルからのくくり方について検討を行うと共に、望まれる姿についての整理を行ったこと、さらに時間軸への落とし込みについて、目指す姿から実現するために必要な時期を大ぐりに検討していることが説明された。グループ 3 の課題も同時に表現されている。

グループ 3 (資料 8-4-3) では、別に検討された炉物理ロードマップの成果を課題調査票に反映して整理したことが青木委員から説明された。燃料デブリなどの不定形体系の解析手法に関する課題が追加されたが、シビアアクシデントを扱う課題調査票に記載した方が良いかもしれないとコメントがあった。

安全を保つ、向上するために必要な課題は整理できたが、それを実現するための仕組み、制度や設備などに課題があると議論になった。解析コードの開発、高度化、新材料の導入では、トピカルレポート制度、型式認定制度の拡充が望まれる。中期的には照射試験を行う施設の維持や LUA 導入のあり方も課題である。

グループ 4 では、候補技術の開発継続の判断のタイミングと判断の枠組みと、判断のポイントを明示して課題調査票を見直したことが檜木委員から説明された。標準委員会傘下の炉心燃料分科会において、事故耐性燃料に対する燃料安全の考え方を整理することが考えられている。学会としての考え方を規制に提案することが考えられているので、これを取り入れるようにする。

5. 検討の進め方について

グループ1、2と3は、1つの図でロードマップを表現するように進める。時間軸の区切りは、短期(2020年まで)、中期(2030年まで)、長期(2050年まで)で変更しない。グループ4は、同じ図に重ねて表現することは困難と考えられるので、別の図とすることで検討する。課題調査票は細かな修正を加えて完成させ、それをロードマップとして多様なステークホルダにどのように見せるのかを検討する。1月末を目途に素案を作成して、次回会合までにメールで連絡して確認を進める。

この他、規制の仕組みに対するニーズ、要望を整理する。また、材料試験炉、ホットラボ等の施設インフラ、人材に関する課題も整理する。これらの課題も課題調査票に整理したはずなので、現状を確認する。

6. 今後の予定、その他

次回会合(第9回)は、2月27日(火)午後を予定する。会場は別途連絡する。

本WGは年度末3月が期限だが、ロードマップのローリング活動は継続して行う必要があると考えられるので、来年度以降の核燃料部会の活動の進め方について、部会運営小委員会の場で検討を考えていただくように依頼した。

以 上

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WG 第9回会合
 議事録

日 時：平成30年2月27日(火) 13:30～17:35

場 所：東京大学本郷キャンパス 工学部8号館 2階226大会議室

出席者：阿部主査(東大)、檜木(京大)、宇埜(福井大)、有馬(九大)、三原(JAEA)、江藤(MRI)、北島、太田(電中研)、山内(東電)、真寄、玉井(関電)、久宗(原電)、甲斐(電事連)、垣内(東芝ES)、近藤(日立GE)、福田、大和(MHI)、草ヶ谷(GNF-J)、片山代理牛尾(NFI)、青木、手島(MNF)、平井、坂本(NFD)、篠原(NDC)、鈴木(原安進) 計25名

オブザーバ：北野(規制庁)、伊藤(NDC)

欠席者：森下(京大)、牟田(阪大)、天谷、倉田(JAEA)、岡崎(MRA)、河村(電中研)、島田(原電)、大脇(NFI)、安部田(元MHI)、皆藤(JAEA)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 9-1. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」第8回会合 議事録
- 9-2. 「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG」報告書(案)
- 9-3-1. グループ1の検討の進捗について
- 9-3-2. グループ2の検討の進捗について
- 9-3-3. グループ3の検討の進捗について
- 9-3-4. グループ4の検討の進捗について
- 9-4-1. 規制の仕組みに対する課題について
- 9-4-2. 施設基盤整備の記載

議事

0. 主査挨拶、出席者／資料確認

阿部主査の冒頭挨拶に続いて出席者を確認した。亀田委員が退任され甲斐委員が新任。本日は片山委員代理で牛尾氏、オブザーバとして北野氏、伊藤氏が参加する。委員名簿は更新した後、核燃料部会ホームページに掲載する。

続いて議事次第に基づき、配布資料の確認が行われた。

1. 第8回議事録の確認(資料9-1)

既にメールによる確認を経ており確定しているが、第8回議事録が確認された。これは、活動の成果として核燃料部会ホームページに掲載済みである。

2. 報告書(案)について(資料9-2)

鈴木委員から、報告書(案)の骨子が説明された。これまでの学会 特別専門委員会、研究専門委員会の枠組みを踏襲した記載とする、報告書本文では、課題の要点と考え方、ロードマップを説明する、課題調査票他の必要な資料は添付とする方針で合意された。

3. 各グループの検討方針と進捗の報告、および全体の調整について

グループ1（資料 9-3-1）は平井委員から、合同のグループ会合を開催し活動のまとめ方について議論したことが報告された。ロードマップの第一階層は社会的ニーズを踏まえたシナリオを説明、第二階層は技術マップで解決すべき課題を深層防護の各レベルに分けて検討、第三階層で時間軸のロードマップの形に表す考え方について福田委員から、江藤委員から第一階層の検討案が説明された。3Eへの貢献を説明する用語は、誤解を生まないように検討していく。第三階層で、①具体的課題の把握と解決、②設計改良による安全性向上（ハード対応）、③安全評価の信頼性向上（ソフト対応）、と対応を区分けすることで良いとなった。

グループ2（資料 9-3-2）は山内委員から、安全解析手法の高度化は他の課題と関連するインターフェイスを中心に整理、また SFP における安全高度化の課題を整理したことが報告された。SFP の安全性は、課題が示されるだけでロードマップの形とならないかもしれないが、炉心周りの安全性と独立して整理する方針となった。燃料の面から整理する、設備対応はアクシデントマネジメントの面で整理されるはず。

グループ3（資料 9-3-3）は青木委員から、基礎基盤技術が中心なのでグループ1, 2, 3 のロードマップの中に炉心・熱水力関係の課題を書き込んだことが報告された。

グループ4（資料 9-3-4）は檜木委員から、課題調査票は海外動向の進展等を追記した、候補技術ごとの開発段階における実施内容で、原理実証、技術実証、実用開発の3段階を独立した1枚のロードマップに図示したことが報告された。

なお、課題調査票は改訂作業が公開版と枝分かれしてしまい、特にグループ4、事故耐性燃料は、改訂を進めていたものの反映のタイミングが合わなかったため、公開版はずいぶん前の状態（公開版は2016年11月30日改訂）となっている。公開版との違いを確認した上で、現時点の最新版としてこのWGで改訂したことを改訂履歴に書き入れる。

とりまとめるロードマップの素案について全般議論した。課題調査票も完成させて、報告書を取りまとめていく。

4. その他の課題について

その他の課題で、規制の制度に対するニーズ、要望（資料 9-4-1）を議論した。また、人材、設備インフラ、国際貢献（牽引）の視点も議論した。施設基盤では照射試験施設とホットラボ施設の必要性を議論した。文科省の原子力研究開発基盤作業部会で施設基盤の必要性（JMTRの後継となる新たな照射炉が必須）等が議論されており、年度内に中間報告を取りまとめるとなっている。この検討と整合する形で発信していきたい。

5. 今後の予定、まとめ

本日の議論を元に、報告書ドラフトを完成させる。内容はメール連絡で確認するとし、次回会合は予定しない。

本WGは年度末3月が期限だが、ロードマップのローリング活動は継続して行う必要があると考えられる。来年度以降の活動の進め方について、核燃料部会運営小委員会に打診したところ、報告書をまとめた後、WGとしての方針を出すように指示があった。その間は延長するとなった。

以上

資料4. 学会 企画セッションでの報告

日本原子力学会「2016年秋の大会」核燃料部会 企画セッションにおいて、本WGで検討している軽水炉燃料等の安全性向上に係る課題の概要とローリング活動の状況が報告された。核燃料部会報 No.52-1(*)にその結果が掲載されているので、該当部分を添付する。

(*) http://www.aesj.or.jp/~fuel/Pdf/kaihou/kaihou_2015_52-1.pdf

核 燃 料

2017 年 2 月発行

No.52-1 (通巻)

目 次

I. 企画セッション

原子力学会 2016 年秋の大会 核燃料部会企画セッション

「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」概要報告

..... 尾形(電中研)、平井(NFD)、青木(MNF)、
檜木(京都大)、巻上(東電HD)

1

II. 国際会議紹介

(1) 軽水炉燃料の「TopFuel2016」国際会議の報告

..... 天谷(JAEA)、石橋(日立)、太田(電中研)、垣内(東芝)、坂本(NFD)、柴田(JAEA)、
谷口(JAEA)、徳島(JAEA)、古本(MNF)、松永(GNF-J)、三輪(JAEA)、山下(JAEA)、山田(東電HD)

4

(2) 核燃料・材料に関する国際会議(NuMat2016)報告

..... 三輪、逢坂(JAEA)

20

(3) 「HOTLAB 2016」報告

..... 湊、勝山、玉置、小澤、小野澤、豊川、仲吉、鷺谷(JAEA)

26

III. 夏期セミナー報告

第 29 回 核燃料部会 夏期セミナーの開催報告

..... 手島(MNF)

29

IV. 編集後記

35



I. 企画セッション

日本原子力学会「2016年秋の大会」核燃料部会企画セッション：

「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」の概要報告

電力中央研究所 尾形 孝成

核燃料部会が設置している「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」では、日本原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」が2015年5月に報告した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」のうち軽水炉燃料の安全性向上に係る課題について主体的にローリング活動を進めており、燃料信頼性向上・高度化、炉心・熱水力設計評価技術の高度化、事故耐性燃料の開発、安全評価技術との関わり（インターフェース）の四分野について、各分野の課題に対する取組みのあるべき姿を議論している。2016年秋の大会における核燃料部会企画セッション（9月9日(金)13:00～14:30、座長：東京大阿部弘亨教授）では、各分野の代表者が軽水炉燃料の安全性向上に係る課題の概要とローリング活動の状況を報告した。以下、各分野の報告の概要を紹介する。

(1) 燃料信頼性向上・高度化（NFD 平井睦氏）

軽水炉燃料等の安全高度化のうち、燃料信頼性向上および高度化に関して抽出した課題について、安全対策の種類、並びに深層防護レベルに対して各項目を分析し、検討を進めた途中経過を報告した。

軽水炉燃料の安全に関しては、設計・製造、運転、輸送・貯蔵における通常時、過渡時、DBA、DECを含むB-DBA、SA時に至る広い分野について検討が必要である。いずれの分野においても、止める、冷やす、閉じ込めるといった基本的な安全機能を満たすことが要求され、これを満足するための対策が課題として抽出される。この課題の中にはハードやソフトを含めた直接的な対策の他に、それらをサポートする間接的な対策や、安全を確保した先の対策が含まれている。これらの安全対策を、1)現状の安全課題、2)改良材料や燃料設計変更による安全性向上、3)コードや基準等の見直し、新規技術課題や未評価項目、未反映知見への取り組みによる安全評価の信頼性向上、これらをサポートする4)要素技術/基盤技術の維持/向上、5)燃料の安全性向上及び高度化燃料の早期実用化のための許認可等の制度検討、および安全を確保した上での6)燃料の高度化、に大別した。

深層防護レベルに関しては、a)Lv1～3における材料や構造などハード改良による安全性向上、b)Lv1～3における被覆管機械的破損に関する信頼性向上、c)Lv2およびLv3におけるNon LOCA時の安全性向上/評価の信頼性向上、d)Lv3におけるLOCA時安全性向上/評価の信頼性向上、e)Lv3におけるソースタームなどの事故時被ばく評価、f)Lv1～3における燃料集合体/チャンネルボックスの安全性向上、g)Lv4におけるSA時燃料挙動に関わる評価の信頼性向上、h)Lv3,4におけるSA時の安全性向上燃料に分類した。

これらの分類により、各課題の位置づけを明確にした上で、時間軸へ展開していく計画である。

(2) 炉心・熱水力設計評価技術の高度化（三菱原子燃料 青木繁明氏）

「炉心・熱水力設計評価技術の高度化」では、基盤となる「炉心・熱水力設計評価技術」があり、適用先としての「運転性能の高度化」及び「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」について、現状報告及び工程について報告した。

「炉心及び熱水力設計評価技術」は、通常及び事故時の炉心挙動評価の基盤技術である。これらの技術の信頼性向上は、通常運転での安全性に関する説明性の向上、さらに、異常事象収束対策の信頼性向上に寄与すると考えられる。報告では、最適評価および不確かさ評価技術の開発、未臨界度測定を含む炉心解析結果を確認する実験技術の開発、炉物理計算には不可欠の核データの測定及び評価技術の維持、不確かさ評価の入力データとなる共分散データの整備を行う内容と工程を紹介した。この中で、核設計コード標準ベンチマークの整備に対し、実機データを使用可能にすること等を提案した。

「運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、負荷追従等）」では、既設プラントの高稼働率運転、長期安定運転を実現するために、炉心出力の向上や長期サイクル運転の導入により達成されると考えている。

「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」では、原子力プラントの性能を最大限に活用し設備利用率を向上させるためには、出力向上や長サイクル運転といったプラント運用技術の高度化が有効であるとし、その概要と工程について紹介した。また、炉心構成要素（高燃焼度燃料、事故耐性燃料および制御棒等）の設計変更、原子炉の運転条件見直しに対し、運転上の制限を遵守し、安全余裕を確保した状態で原子炉の運転を行うためには、炉心設計、運用管理技術の高度化を継続的に推進していくことが必要である。

(3) 事故耐性燃料の開発（京都大 檜木達也氏）

事故耐性燃料・制御棒は、想定外の事象に起因する事故も含めて、固有安全性の向上により、最終的には炉心における事故発生リスクの飛躍的低減や事故拡大リスクの大幅な抑制を達成する概念である。要素技術として、炭化ケイ素(SiC)、改良ステンレス鋼、改良ジルコニウム合金、代替革新的燃料（被覆粒子燃料、トリウム燃料、炭化物燃料、窒化物燃料、シリサイド燃料、添加酸化物燃料）、改良制御棒の検討を行っている。

国内で行われている要素技術の現状のレビューを行い、研究開発の進め方として、短期的段階では、効果が高いと思われる革新的な候補技術の開発を活性化し、固有課題について技術成熟度を向上させると共に、革新技術導入による安全性向上効果の定量評価法を確立した上で、技術の最終的な達成目標と達成に至るまでの開発課題や開発ステップ、及び候補技術の選択の手法等を明確にする必要がある。中長期的段階では、短期的段階において技術選定した実用化技術に基づき、経済性のある燃料の設計、量産加工技術の開発、安全性評価手法の確立、安全性向上効果の検証、革新技術に対応した炉心設計や炉心運用技術の高度化及び規格基準や規制の整備、等を着実に進め、実用化までに必要な開発期間と

得られる効果を適切に評価し、適宜技術導入していくことで、段階的に炉心の事故耐性性能を向上させていく。

(4) 燃料安全高度化ロードマップのインターフェース（東電HD 巻上毅司氏）

軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングを進める上で、特に燃料安全高度化とのインターフェースを意識すべき課題2件を取り上げ、検討を進めている状況を報告した。

1件目は、許認可用安全コードの最新化の必要性、福島第一事故事象の過酷事故解析コードへの反映など、燃料・炉心を内包する原子炉システムの安全解析に係る課題「安全解析技術の高度化」である。2件目は、使用済燃料貯蔵に係る安全対策や重大事故解析手法の高度化など、使用済燃料を内包する貯蔵・輸送設備の安全評価の高度化に係る課題「使用済燃料の安全評価技術の高度化」である。これらは共に、核燃料分野以外との関連が深いことを踏まえ、深層防護レベルに基づく体系化を通じて、炉心・燃料を取り巻く現象と原子力システムの安全性向上との関連（インターフェース）を明確化することを目指している。

「安全解析技術の高度化」については、シビアアクシデント時の炉心溶融挙動として、核分裂生成物の放出挙動と構造変形-物質移動を対象に、被覆管破損前から溶融炉心が格納容器内キャビティへ落下するまでの過程に応じて、必要となるモデル化と試験の整理を進めている。また、「使用済燃料の安全評価技術の高度化」については、使用済燃料プールの安全確保に関連する安全機能（冷却、閉じ込め、臨界防止）と関連する特性について、深層防護のレベル展開の整理を進めている。核燃料分野に限定することなく、設計、シビアアクシデントなどに係る広範な課題として、ローリング検討に反映させていく予定である。

質疑では、安全解析に関連するデータの取得・整備の必要性に関する問いかけがあった。軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングは原子力安全向上を国民に訴えていく活動であり、深層防護に基づく整理を通じて、炉心・燃料関連の課題と原子力安全との関連を分かりやすく示せるように努めている旨を回答した。

以上