

溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

報告書

平成25年12月

日本原子力学会

核燃料部会

序文

平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震により生じた津波により、東京電力福島第一原子力発電所で国内最大規模の原子力事故が発生した。この事故を受けて、当時の核燃料部会岩田修一部会長のご指示のもと核燃料の専門家集団としてこの深刻な課題に取り組んで行くことを目的とし「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」が設立された。核燃料の一研究者の責務としてWG主査の大役をお引き受けした次第である。

本WGは、現場で生じている様々な事象への対応策を全体で検討するというよりは、これまでの溶融燃料に関連する課題を整理、検討する「溶融燃料」サブWGと今後取り組むべき軽水炉燃料にかかわる研究課題を検討、抽出する「研究課題検討」サブWGの2つのサブWGを立ち上げ活動することとした。本WGは、燃料と構造材との反応溶融、FP放出、水蒸気酸化と水素発生など事故時の燃料挙動把握に関する課題、並びに、発電所内の溶融燃料デブリを含む使用済燃料の現状の把握と取り出しに関する課題を対象とすることとした。また、このWGと平行して平成24年夏に設立された学会事故調査委員会においても核燃料部会として「破損燃料」について使用済燃料貯蔵プールからの燃料並びに字ころからの燃料デブリの取り出しに関して課題と提言を提出し報告書をまとめることができた。

これまで、シビアアクシデントについて国内外で多くの試験研究がなされているが、燃料に関連するものを見ても質、量ともまだ十分であるとは言えず、福島第一原子力発電所の課題の最終的な解決のためには今後様々な研究が必要となるものと予想される。本WGで実施した既存の研究成果の整理、検討は極めて意義のあるものであると考える。今後の原子力発電の安全性の向上のためには、多くの関連分野の密な連携と相互のコミュニケーションが重要であると思われ、今回の核燃料部会WGの取り組みが引き金となりシビアアクシデント解析コードなどの改良に反映されることを期待するものである。

平成25年9月でWG設立より2年を迎えたので、ここまでの成果をまとめ報告しておくことが適切であると考え、報告書をまとめ委員会を終了することとした。WGの役割が完了したとは決して思わないが、WGの成果が学会内部、外部の様々な活動に活かして行

っていただきたい。

本WG主査の大役を果たすことができたのは、WGの大阪大学黒崎健幹事、原子力安全推進協会安部田貞昭幹事、ニュークリア・デベロプメント（株）伊藤邦博幹事の皆様のご協力のおかげであると感謝しております。また、サブWGを担当頂いた、電中研の尾形孝成委員、東京大学鈴木晶大委員のご尽力に感謝致します。

山中 伸介

大阪大学

大学院工学研究科教授

溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ 報告書

目 次

1. はじめに	1
2. 溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ活動報告	6
3. 溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ内に設置された サブワーキンググループの活動報告	24
4. 成果の反映	37

1. はじめに

1. 1. 熔融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループの設立背景と趣旨

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（東日本大震災）により運転中であった東京電力（株）福島第一原子力発電所1～3号機は自動停止したが、地震による影響で外部電源を喪失し、さらに津波による非常用電源の機能喪失のため電源の喪失に至った。結果的に、直流電源の喪失と交流電源の復旧失敗により、原子炉及び使用済燃料プール内の核燃料を冷やすことができなくなり、炉心の熔融および圧力容器の損傷を伴う極めて深刻な原子力事故となった。

この日本国内における最大規模の原子力事故における核燃料に関する課題を検討することは、核燃料の専門家としての我々の責務であり、福島第一原子力発電所における様々な取組に寄与できると考えられる。また、このような課題検討は、今後の原子力の安全性向上にも繋がるものと考えられる。なお、ここでいう課題とは、具体的には、核燃料と構造材との反応・熔融・核分裂生成物（FP）放出・水蒸気酸化とそれに伴う水素発生といった事故時の燃料挙動把握に関する課題、及び、原子力発電所内に存在する熔融燃料デブリを含む使用済燃料の現状把握及び取出しに関する課題等のことを指す。

このような背景のもと、2011年8月、核燃料部会において「熔融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」（以下、「WG」という。）が設立された。第1回WGを2011年10月に開催して以来、合計10回のWGが開催された。WGでは、「若手の核燃料研究者」や「核燃料以外の原子力分野における一線級の研究者」等から、「今、核燃料研究者がすべきこと」について意見を述べていただき、議論を深めてきた。なお、議論の内容は、日本原子力学会核燃料部会HPで随時公開してきている。そして、本報告書は、そのWGの活動内容をまとめたものである。

1. 2. WGの活動内容の概要

WGでは、福島第一原子力発電所事故における核燃料に関する課題を検討してきた。具体的には、「核燃料の専門家としての我々の責務」、「福島第一原子力発電所における様々な取組に寄与するもの」、「今後の原子力の安全性向上に繋がるもの」等である。より掘り下げて言及すると、「米国スリーマイル原子力発電所2号機における炉心熔融事故後取得された核燃料関連の情報調査」、福島第一原子力発電所における炉心熔融についての核燃料関連の様々な技術課題検討、具体的には、燃料の取出しや今回生じた事象把握に関する技術課題等、「今後の原子炉の安全性を向上させるための、核燃料の対策／改良、炉心の冷却シ

システムの構築に関する情報の検討」等を、WGの場で行ってきた。

1. 3. WGのメンバー

WGのメンバーは、大学、研究機関、産業界から広く集められた。いずれも、日本を代表する核燃料研究開発のエキスパートである。WGの主査は大阪大学の山中伸介教授である。別紙に、WGのメンバー一覧を示す。

1. 4. サブワーキンググループの設置と活動

WGの活動を加速的に推進するために、WG内に二つのサブワーキンググループ（以下、「SWG」という。）を設置した。一つは、熔融燃料の取り出し・保管・処理などに向けた基礎データを提供するため、熔融燃料の特性と生成過程に関する既存のデータや情報などを整理してとりまとめ、今後の課題を提案することを目的とした「熔融燃料SWG」、もう一つは、福島第一原子力発電所事故の後も継続的かつ戦略的に軽水炉燃料に関する研究を充実させていく必要があり、そのためには、それらの研究に係る情報を収集・分析して取り組むべき研究課題を抽出整理し提示していかなければならないという背景のもと、経済性や安全性の向上の観点から、今後取り組むべき軽水炉燃料に係る研究課題を抽出・整理することを目的とした「燃料熔融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討SWG」である。前者の主査は、電力中央研究所の尾形委員、後者の主査は、東京大学の鈴木委員である。WGと二つのSWGの関係を図に示す。

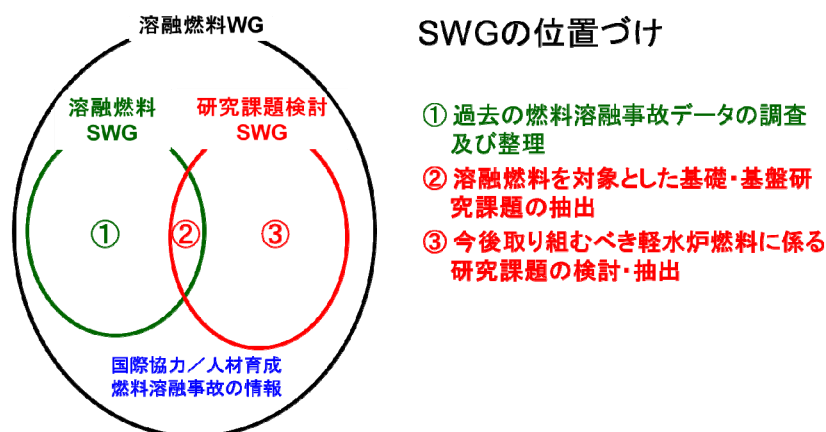


図 WGとSWGの関係

以上、WGの設立の背景、趣旨、活動内容、メンバー、WG内に設置されたSWGの概要について述べてきた。以降、これまで10回にわたって開催された各回のWGにおける議論の内容の詳細や、二つのSWGにおける議論の内容を報告する。

参考資料

溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループホームページ

(http://www.aesj.or.jp/~fuel/WG_Meltdown_Fuel.html)

(別紙)

「溶融事故における核燃料関連の検討ワーキンググループ」メンバー

(平成25年3月7日現在、敬称略、順不同)

主査	山中 伸介	(大阪大学)
幹事	黒崎 健	(大阪大学)
	安部田 貞昭	(原子力安全推進協会)
	伊藤 邦博	(ニュークリア・デベロップメント株式会社)
委員	岩田 修一	(東京大学)
	寺井 隆幸	(東京大学)
	鈴木 晶大	(東京大学)
	檜木 達也	(京都大学)
	有馬 立身	(九州大学)
	永瀬 文久	(日本原子力研究開発機構)
	逢坂 正彦	(日本原子力研究開発機構)
	天谷 政樹	(日本原子力研究開発機構)
	西 剛史	(日本原子力研究開発機構)
	上村 勝一郎	(原子力安全基盤機構)
	木下 幹康	(電力中央研究所)
	尾形 孝成	(電力中央研究所)
	植田 伸幸	(電力中央研究所)
	鈴木 嘉章	(三菱原子燃料株式会社)
	木戸 俊哉	(ニュークリア・デベロップメント株式会社)
	大脇 理夫	(原子燃料工業株式会社)
	宇根 勝己	(日本核燃料開発株式会社)
	水迫 文樹	(日本核燃料開発株式会社)
	坂本 寛	(日本核燃料開発株式会社)
	草ヶ谷 和幸	(GNF-J

グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン)

次頁に続く

前頁からの続き

姉川 尚史 (東京電力株式会社)
真寄 康行 (関西電力株式会社)
北嶋 宜仁 (日本原子力発電株式会社)

以上

2. 溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ活動報告

本報告は、平成23年10月5日～平成25年8月7日の期間、日本原子力学会核燃料部会の主催で計10回開催された「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」における講演および議論内容をまとめたものである。溶融燃料に関する国内専門家の講演をベースとして、ワーキンググループメンバーの間で議論を行った。

2. 1. 第一回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成23年10月5日（水）

講演：シビアアクシデントリスクの評価・管理・低減に向けた燃料及び炉内の放射性物質挙動に係る研究課題について – P S A研究の経験から –（J A E A／現東京都市大学：村松 健 氏）

P S A研究の経験から、シビアアクシデントリスクの評価・管理・低減に向けた燃料及び炉内の放射性物質挙動に係る研究課題が紹介された。

要点は以下の通り。

- ・ T M I 事故以後に開始されたP S A及びシビアアクシデント（S A）の研究により、S A解析コードの開発とその適用研究が進み、S Aの広範なシナリオについて時間的進展やソースタームの特徴が整理され、知識ベースが形成されていた。これは福島事故でも役立ったと考えられる。
- ・ 今後の研究課題としては、S A解析コードやデータは既にP S Aを実施する程度には蓄積されているので残された課題は多くないが、福島第一原子力発電所（1 F）から得られるデータに基づいて現在のソースターム評価手法の精度を検証すること、従来十分に研究されていなかった空気雰囲気でのS A時の燃料挙動・F P放出挙動のデータを得ること、格納容器などのS Aに対する性能評価を行う観点で解析モデルの精度を上げることなどが考えられ、そのために燃料分野の専門家が寄与できることは、S A現象の機構論的な詳細解析コードの精度向上に役立てるために、高温で炉内構造材と混合された状態の燃料の各種物性値のデータを得ることと考えられる。
- ・ 村松氏が講演に使用した資料を付録WG-1に示す。

2. 2. 第二回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成23年11月4日（金）

講演：シビアアクシデント時の燃料からの放射性物質放出（JAEA：工藤 保 氏）

シビアアクシデント時の燃料からの放射性物質放出に係る研究課題が紹介された。要点は以下の通り。

- ・ JAEAが行ったシビアアクシデント時の燃料からの放射性物質放出実験（VEGA実験）では、それまでデータの少なかった領域（温度、圧力等）の実験を実施してきた。燃料が溶融するような高温においては、融点直下から燃料の軟化に伴ってセシウムの放出速度が増大することを示した。
- ・ MOX燃料及びPWR、BWRウラン燃料を対象とした実験において、燃料のタイプによる放射性物質放出の相違は見られなかった。また、燃料の酸化及び溶融の複合的な影響がセシウムの放出に大きく寄与することを示した。
- ・ 工藤氏が講演に使用した資料を付録WG－2に示す。

電中研の尾形孝成委員とNDCの木戸俊哉委員より、WGにおける活動内容の提案がなされた。これら二つの提案をもとに、本WGにおける活動内容について議論を行い、溶融燃料課題検討、情報分析、将来展望検討の観点で活動を行うことが了解され、サブワーキンググループを組織して作業を進めることとした。

2. 3. 第三回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成24年2月20日（月）

講演：シビアアクシデント進展解析コードMELCORについて（JAEA：丸山 結 氏）

シビアアクシデント進展解析コードMELCORについて、講演をいただいた。講演と議論の要点は以下の通り。

- ・ 軽水炉のシビアアクシデント時における事象の進展やその評価の特徴、燃料挙動に関連するモデル（構造材の酸化、物質相互作用、放射性物質の放出等）を中心としたMELCORコードの概要、MELCORコードを用いた1F事故の解析例が紹介された。
- ・ 事故時ソースタームに及ぼす燃料挙動の影響、燃料から放出された後の放射性物質の化学的挙動、不確かさ評価等に基づいた合理的な研究課題選定の重要性などが議論された。
- ・ 丸山氏が講演に使用した資料を付録WG－3に示す。

2. 4. 第四回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成24年5月28日（月）

講演「環境負荷低減を目指した燃料技術」（東大：鈴木晶大 氏）

福島事故の分析を通して、今後目指すべき燃料技術が紹介された。報告と議論の要点は次の通り。

- ・ 燃料取出し・処理の徹底、サイトを中心とした研究拠点化、今後の開発の在り方、等に関する提言がなされた。
- ・ 事故の環境影響を低減するための技術的アイデア（新材料、等）の紹介があった。
- ・ 取り上げるべき優先課題に関する質疑があり、過去40年間の開発成果に基づくジルカロイ被覆管-UO₂燃料の組合せが、不明点が残されており更なる研究の余地はあるものの、軽水炉燃料として最も適するという意見が出た。ただ、従来は過酷事故時の温度領域までの研究が手薄であり、大学等を中心に基礎・基盤的研究を進めることも重要であるとの発言もあった。
- ・ 水素を生じない、融点が高い、等から注目されているSiC被覆管等の新材料の開発等について、実用化の道筋をつけるまでの課題は多いが、人材育成という観点から、忍耐強く実用化に取り組むことも重要であるとの発言もあった。
- ・ 鈴木氏が講演に使用した資料を付録WG-4-1に示す。

講演：「福島第一原子力発電所事故について」（東電：姉川尚史 氏）

当事者の立場から、1F事故の状況、その後の分析等に関する情報を提供いただいた。姉川氏が講演に用いた資料を付録WG-4-2に示す。

報告：「熔融燃料サブワーキンググループ」の活動計画（電中研：尾形孝成 委員）

熔融燃料の特性を調査するサブワーキンググループ（以下、SWG）の活動計画（案）が説明され、作業に入ることが承認された。

2. 5. 第五回熔融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成24年7月30日（月）

講演「安全規制からみた燃料ふるまいと研究課題」（JNES：上村 勝一郎 氏）

安全規制の立場からみた燃料に関わる研究課題について説明がなされた。講演と議論の要点は次の通り。

- ・ JNESから1F事故を踏まえて、海外の専門家に向けて水炉燃料のふるまいに関する会議を提唱した結果、カールスルーエ工科大学（KIT）のシビアアクシデント会議の拡大版として2013年9月にIAEAとの共催で会議が開催されることが計画さ

れた。

- ・ 会議の狙いは、1 F 事故の炉心損傷の進展及び炉心の現状を明らかにするため、現状のデータベースの明確化と研究課題の抽出を行い、事故評価及び今後の安全規制に反映することである。
- ・ 委員より、評価コードにどう取り込むか、必要なデータ範囲の明確化が重要であるとの意見が出された。また、ソースタームに関して、燃料溶融前の事故状態の扱いが重要との指摘があった。
- ・ 通常の事故時の安全評価の課題としてLOCAバルーニング事象での燃料の軸方向リロケーションの発生、燃料ギャップインベントリとして国内では希ガスとハロゲンしか扱っていないという問題（海外ではセシウムを主としたアルカリ金属も取り込み始めている）、燃料の長期貯蔵・直接処分に関連した課題（代表例：He生成に伴うスエリングやマイクロクラックの発生）、高燃焼度燃料のLOCA時ペレット微細化放出（フラグメンテーション&ディスペーション）、水素脆化と再配向、照射材料劣化（スペーサの圧縮強度低下）、破損燃料における顕著な水素発生現象（フランスのリーク燃料輸送時）が紹介された。この原因は通常の水の放射線分解では説明しきれない量でありUやZr酸化物表面の光触媒効果ではないかと推定しているとの説明があった。また、BWRプラントにおける燃焼度増加に伴う燃料被覆管の水素吸収率急増事象の要因もこれと関係しているかもしれないとの指摘がなされた。
- ・ 上村氏が講演で使用した資料を付録WG-5に示す。

報告：溶融燃料SWG第1回会合について（電中研：尾形孝成 委員）

溶融燃料サブワーキンググループ（SWG）の第1回会合の内容が紹介された。作業は約1年後を目途に意見集約を図ること、SWGでのとりまとめ結果については、公刊物の作成を目指すことがWGにて了承された。

2. 6. 第六回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成24年10月15日（月）

講演「デブリ特性の把握と処置方策の検討（概要報告）」（JAEA：矢野公彦 氏）

JAEA核サ研で取り組んでいるデブリ特性把握と処置方策の検討に関する講演をいただいた。主たる内容と議論は次のとおり。

- ・ 1 Fにおいて、10年後を目指した原子炉からデブリを取り出す技術開発に資するデー

タの提供と取出し後の処置方策に資するデータの提供に向けた作業を開始した（H24はデブリ特性把握とデブリ処置技術開発を実施）。

- ・ 特性把握では1Fに固有な B_4C や海水塩の影響、熔融燃料と格納容器の反応にも着目している。
- ・ 2021年ごろから始まるであろうデブリ処置の議論に備えた処置シナリオを検討し、各種処理技術（分析前処理、湿式処理、乾式処理）について比較評価等を行っている。
- ・ 質疑において、「1Fのデブリにどの程度金属が混じっているか」との問いに対して、「現状においては良くわかっていないが、ある程度含まれていると推定している」との回答があった。また、「チェルノブイリでは検出されていないNbが1Fでは出ているようであるが、核種測定結果は入手できているか」との質問に対して、「現状データは入手できていないが、入手に努める」との回答があった。
- ・ 矢野氏が講演で使用した資料を付録WG-6-1に示す。

講演「模擬デブリを用いた熔融燃料の物性の研究」（JAEA：加藤正人 氏）

JAEA核サ研で取り組んでいる模擬デブリを用いた熔融燃料の物性研究状況について以下の説明がなされた。

- ・ 1Fで固有の B_4C の特性と高温挙動について文献調査を行い、約 $1200^{\circ}C$ で B_4C とSUSが共晶を生じ、また B_4C は水蒸気との反応で酸化ホウ素を生じて炉心低温部で凝固しているものと推定している。
- ・ $1200^{\circ}C$ におけるZrと水蒸気の反応は顕著であり、酸化が進行（被覆管外表面）、被覆管内面では燃料との反応で液状化、チャンネルボックス等の多くのジルカロイはそのままジルカロイとして熔融したと推定している。
- ・ UO_2 及びMOXデブリの特性をZr含有率との関係で整理し、融点が最も低い場合で $2500^{\circ}C$ と予想。現在のデブリ（直径1.5mの円柱を想定）中心温度を約 $2200^{\circ}C$ と評価（ $1000^{\circ}C$ 以下になるには5～6年かかる）している。
- ・ 質疑において、「状態図に制御棒のFeが入るとどのようになるか」との問いがあり、「今はFeを状態図に取込めていないが今後着目していく」との回答があった。材質の違い（ジルカロイ2とジルカロイ4）の影響に関する質問に対しては「LOCA時の酸化速度は変わらないとの文献がある」との回答があった。被覆管と燃料の共晶速度にバラツキが大きいとの問いに対しては、「現状パラメータが多いため、集約の方向となるのは困難と思われる」との回答があった。

- ・ 加藤氏が講演で使用した資料を付録WG-6-2に示す。

講演「SiC材の原子炉への適用研究」（京大：檜木達也 氏）

SiC材の原子炉への適用研究状況について、以下の説明がなされた。

- ・ 米国では1F事故以降も原子力を重要な電源と位置づけて建設を進める方向。DOEは新材料としてジルカロイに代えて安全性の高いSiC被覆燃料およびTRUの消滅とU有効利用機能を併せ持つ超高燃焼度燃料（ディープバーン、SiC等3層被覆粒子燃料）の開発に取り組んでいる。
- ・ SiC/SiC複合材料は高温強度、熱クリープ、照射クリープ、耐高温水蒸気腐食、耐スウェリング性に優れる。
- ・ 但し、複合材の多くはSiC繊維を炭素で結合しており、水蒸気に直接晒すことはできないため、外表面にSiCコーティングを行う等の対策が行われている（米国の例）。
- ・ 質疑において、PCMI等の荷重を受けた時に破損を生じないための延性確保策について質問があり、「現状の一般的複合材の示す延性は、擬似延性と呼ぶべきもので、全体としては破損が生じないように見えるが、内部の繊維の切断は生じており、このままではFPを保持する密封性の確保は難しい。その解決策として炭素を使用しないSiC新材料であるポーラスタイプを使うとか、気密性確保のために内面にコーティングを施すことが考えられる」との回答があった。
- ・ 再処理の可能性の質問があり、「燃料を熔融させるのも一案である」との回答があった。
- ・ OECD/NEAの会合に出席した委員より、「会合においてSiC及びSUS被覆燃料の文献調査報告があり、SiCは高温で急激な酸化を生ずるとの指摘がなされた」との紹介があり、WGにおいても、今後当否を含めて留意していくこととした。
- ・ 檜木氏が講演で使用した資料を付録WG-6-3に示す。

報告：熔融燃料SWG1第2回会合報告（電中研 尾形孝成 委員）

電中研尾形SWG1リーダーから、熔融燃料SWGの第2回会合について次のことが紹介された。

- ・ SWG1調査報告書の目次(案)が示され、各担当が調査を開始している。
- ・ 1F事故の経緯等も記載する方向である。
- ・ 報告書を公刊する上で、調査対象の図表について出版社許可取得の必要がある場合はSWGにて行う、等。

報告：燃料熔融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討SWG2活動状況（東大 鈴木晶大 委員）

東大鈴木SWG2リーダーより、SWG2の活動状況について以下が紹介された。

- ・ 第一回SWG（9月11日）において核燃料に係る情報整理と課題検討を行うこととし、作業分担を決めた。
- ・ 第二回SWG（10月10日）において各担当から、通常・異常時、RIA・LOCA時、SA時、貯蔵・輸送・処理・処分時、新材料各々の課題抽出状況が報告された。DBAとSAの狭間にあるDBA超時の燃料挙動を扱う必要性も指摘された。

2. 7. 第七回熔融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成24年12月3日（月）

講演「大学におけるシビアアクシデント(SA)研究の動向」(阪大 黒崎 健 氏)

科学研究費補助金採択課題、文科省公募研究採択課題を中心に、熔融燃料に関連した大学における研究の検索を行い、主な研究の内容について次のような紹介がなされた。

- ・ 科研費研究では東工大の池田先生を中心とした研究者が基盤研究（S）において、期間4年間の福島廃棄物処理・処分に向けた系統的な研究に着手しており、福島の現場に適用できる技術成果が出ることが期待される。また、九州大学の有馬先生のグループがレーザ加熱による熔融燃料の物性測定（融点等）、分子動力学法による融点評価に取り組んでおり、一部データが出つつある。
- ・ 文科省公募研究では、安全性向上に資するテーマが3件採択されているが、熔融燃料に関連した課題は、H24年度の原子力基礎基盤研究で2件採択されているのみ。1件は早稲田大学の岡先生等によるRV下部ヘッドの熔融物挙動の機構論的研究であり、もうひとつは黒崎先生らの表面・界面効果を考慮した熔融燃料中の揮発性FPの挙動評価に関するものである。後者について具体的な説明があり、環境への影響が強いCsとIの放出量を算定する上で、表面・界面効果を考慮したFPの化学形態の特定が重要であるとの認識の下に、化学平衡計算等により、化学形態を解明する研究。
- ・ 出席者から、一部に限っても良いので、2元系に留まることなく正確な熱力学データベースを構築することが事実の解明に繋がるし、海外とのデータ交換にも有益であるとの指摘があった。
- ・ 黒崎氏が講演で使用した資料を付録WG-7-1に示す。

講演「シビアアクシデント研究開発に係る欧州・ロシア研究機関の訪問調査」(JAEA 倉田正輝 氏)

シビアアクシデント研究開発に係る欧州・ロシア研究機関の訪問調査の内容、平成24年3月にJAEAにて開催した欧州研究機関の専門家を招いて開催したセミナーの内容及び平成24年10月にJAEAと電中研共催の過酷事故における燃料破損挙動に関するセミナーに関して、以下の説明がなされた。

- ・ フランス (EDF、AREVA、IRSN、CEA)、ドイツ (KIT、ITU)、ロシア (ISTC*)、スイス (PSI)、ハンガリー (AEKI) を訪問し、1Fの破損燃料取扱い、安全基礎基盤研究計画立案のためのSA研究の現状と経緯を調査した。
*ISTC：日本・米・EU・カナダ等からの拠出金により、ロシア・NIS諸国の大量破壊兵器関連研究者・技術者の平和目的の研究プロジェクトを支援するために設立された国際機関。事務局本部はモスクワ。
- ・ 欧州におけるSA研究は縮小傾向にあったが、安全研究の再構築に向け、SARNETプログラムを開始し、ASTECコード及び詳細個別コードに成果を集約する。福島第一原発事故を受けて、BWR炉心、B₄C、海水等の体系にも取組む姿勢。
- ・ KIT、IRSNではBWR体系の基礎研究が始まっている。B₄C制御棒の早期の崩落、水素発生の可能性が指摘されている。
- ・ 現象理解のために海外では熱力学的な基礎知見を活用しており、データベースが充実している。しかしながらブラックボックスである場合が多く、データにアクセスするには日本独自のデータを取得して交換するような工夫が必要。
- ・ ロシアではチェルノブイリ以降、多様なSA研究を展開してきたが、現在は下火。ただし、モスクワ近郊にあるLUTHでは100kgのウランを用いた熔融試験が出来る世界唯一の設備を有している。
- ・ IRSNにおけるPhebus試験(FP放出挙動)の結果から、酸素ポテンシャルが高い雰囲気(1Fが相当すると考えられる)ではNb蒸発の可能性が示唆される。
- ・ また、JAEA永瀬委員からH24年11月から立ち上がる「福島第一原子力発電所における事故のベンチマーク研究に関するOECD/NEA(BSAF)プロジェクト」について紹介があった。8カ国の研究機関が参加して2014年3月までに1号機から3号機までの事故全体解析を行うもの(フェーズ1)。その後の研究(フェーズ2)も予定されている。
- ・ 倉田氏が講演で使用した資料を付録WG-7-2に示す。

報告「溶融燃料SWG活動状況」（電中研 尾形考成 氏）

電中研尾形SWG1リーダーから、溶融燃料SWG1の第3回会合について次の紹介がなされた。

- ・ 第3回からJAEA浅賀氏が委員に加わった。
- ・ 調査は各委員が分担して作業を進めており、過去に十分な検討が為されているもの（TMI-2等）、あるいは先行調査例（LOFT試験、VI/HI試験、MCCI等）を活用する。
- ・ 核燃料部会の燃料タスクチームから、福島事故の中長期対策の検討を依頼されており、2月頃を目途に纏める。

報告「燃料溶融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討（SWG2）活動状況（東大 鈴木晶大 委員）

東大鈴木SWG2リーダーより、SWG2の活動状況について以下が紹介された。

- ・ 前回WG（10月15日）以降、SWGは開催していない。12月中に開催を予定。
- ・ 通常・異常時については、水素化、1%ひずみ基準等の課題検討を進めている。
- ・ LOCA、SAに対しても課題が多くあることが明らかになってきており、処理・処分、新材料についても文献調査を進めている。

2. 8. 第八回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成25年3月13日（水）

講演：海外における溶融燃料挙動に関する研究の現状（JAEA 永瀬文久 氏）

（付録資料 WG-8-1）

欧米における溶融燃料挙動に関わる研究の現状を調査した結果が報告された（本内容は春の学会企画セッションで報告される）。

- ・ TMI事故以降日米でシビアアクシデント（SA）研究が盛んに行われたが、その後縮小したため、欧州（特にフランス）にてEURSAFEプログラムを2003年に立ち上げ、SA研究に関するネットワーク（SARNET-1、SARNET-2）を継続しているとして、KIT（独）、CEA（仏）、IRSN（仏）、KI（露）、SNL（米）等でのSA実験、解析コードの開発状況が紹介された。
- ・ 質疑により、欧州ではPWR、米国ではBWR、ロシア等VVER所有国ではB₄Cに

関する研究にも力点が置かれていることが確認された。また、SARNET-2（2009-2013）では福島事故も取込んでおり、後継プログラムもその方向となるとの見解が示された。解析コード開発の必要性について、報告者より、各国は自前コードの囲い込みを始めており、日本もASTECに相当する総合的なもの及び機構論的な詳細コードを準備する必要があるとの認識が示された。

報告：溶融燃料サブワーキンググループ活動報告（電中研 尾形考成 氏）

燃料溶融サブワーキンググループリーダーである尾形委員から、第5回SWGの内容が紹介された。全体的には計画作業のほぼ半分が終了した段階であり、制御材とステンレス鋼の反応挙動等一部についてはほぼ終了。

ついで、春の学会企画セッションでの報告予定資料の説明があった。SAに関する国内外の既往研究を調査し、福島廃止措置や今後のSA対策に核燃料工学の立場から貢献するのが活動の狙い。調査は炉内総合試験、照射済み燃料の炉外加熱試験、溶融燃料挙動、個別反応試験、解析コード等、多岐に亘っている。

質疑により、既に始まっているJAEAにおける研究の成果等を取込むことが確認された。

報告：燃料溶融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討サブワーキンググループ活動報告（東大 鈴木晶大 委員）

SWG鈴木リーダーより、活動報告がなされた（本内容も春の学会企画セッションで報告する予定）。研究課題を、通常／異常／事故時における安全性向上、福島事故燃料挙動とSA対策、新材料開発、超長期貯蔵時の燃料挙動の4分野について検討を実施している。

講演：OECD/NEAでのATFに関するワークショップの概要と各国のSiC研究（京大 檜木達也 氏）

（付録資料 WG-8-2）

OECD/NEAが開催したATF（Accident Tolerant Fuel）に関するワークショップ並びに各国におけるSiC開発の状況が報告された。

- ・ ワークショップでの発表の大部分がSiC被覆管に関するものであること、DOE、CEAがATF開発に予算を投入して推進しており、SiC採用により、SBOが生じた際にどれだけ時間を稼げるか、可燃性ガスの発生量、放射性物質の放出を見極めようと

している。

- ・ 質疑により、高温水条件に照射が加わるという条件下でSiCが水素化物化して水素を発生しないか等、の見極め及び内圧上昇時の耐性検討を早期に行うことの重要性が確認された。

2. 9. 第九回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

(核燃料部会運営小委員会と合同)

平成25年4月26日(金)

(1) 報告書骨子案審議

報告書に2012年及び2013年春の企画セッションにおける杉本先生(京大)、永瀬委員(JAEA)の講演内容もWGの活動報告の中に含めることとなった。

(2) 秋の学会企画セッション審議

学会に提出済みの2013年秋の大会企画セッション提案書について協議し、WG報告(山中主査)、溶融燃料SWG報告(尾形委員)、研究課題検討SWG報告(鈴木委員)から構成することが了承された。

(3) 今後の進め方

本WGは8月の第10回会合を持って終了するが、検討の成果を福島事故処理及び今後の研究開発に活用されるよう努めることが確認された。

2. 10. 第十回溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

平成25年8月7日(水)

(1) 溶融燃料WG報告審議

溶融燃料WG報告書案について審議し、以下の扱いとすることが確認された。

- ・ WGの成果の主たる反映先として、学会事故長報告書9.3節に加えて、原子力学会特別専門委員会(関村主査)向けに提示した核燃料技術課題を入れることとする。
- ・ 水化学部会内田前部会長から申し入れのあるソースターム評価について部会横断的な課題として触れる。

(2) 溶融燃料サブワーキンググループ報告審議

溶融燃料サブワーキンググループ報告について審議し、以下の扱いとすることが確認された。

- ・ SA解析コードのうち、SCDAP/RELAP、ICARE、SAMPSON等につ

いて「機構論的に解析する詳細コード」と説明する。SAMPSONには総合、モジュール双方の機能があるとする。

- ・ 解析コードについてマニュアル等から、可能な範囲で比較評価を行う。
- ・ 1F事故ではほう素と燃料の作用に留意することを指摘する。
- ・ 解析コードを高度化した結果の活用先を明らかにする（ハード的対応、設計改良、等）。
- ・ 1Fの現状について解析結果図等を参照して、デブリ取り出し、等の課題に触れることとする。
- ・ 最終報告書について、第3者レビューを受け、SWGとして取り纏めて公刊する。

（3）研究課題検討サブワーキンググループ報告審議

研究課題検討サブワーキンググループ報告について審議し、以下の扱いとすることが確認された。

- ・ 超長期貯蔵、長期中間貯蔵の定義を明確にし、ここでの検討対象を明らかにする。
- ・ 通常から異常な過渡までの開発課題が、1F事故を受けて、事故耐性を高め、環境負荷低減を目指すものであることを説明する（海外でもこの立場で開発が行われている）。この開発に、JMTR、ホットラボ維持、技術・人材確保が重要な課題として入れ込む。
- ・ 新材料の課題の中に、開発の難易度（開発に要する期間）を尺度として加える。フェライト系ステンレス鋼にもう少し可能性が高い材料としての位置づけを与える（GEがDOEに提案していることに留意）。
- ・ 超長期貯蔵（100年以上）となると燃料スエリングによるPCIが課題となることを加える（MOXでは短期側でも課題となる）。

（4）今後の進め方

報告書について、メール回覧にて委員のレビューを受け、秋ごろまでに核燃料部会の了承取得後、公開する。

2. 11. 平成24年春企画セッション

本WG幹事からオープニング挨拶（付録資料 24春企画-1）及び主査からWGの位置づけ等の説明（付録資料 24春企画-2）を行った後、下記2件の講演を行った。

講演：日本におけるシビアアクシデント研究の経緯

京都大学 杉本教授 （付録資料 24春企画-3）

シビアアクシデント（過酷事故、炉心損傷事故）に関する研究は、1979年3月に発

生した米国スリーマイル島（TMI）事故を契機に開始され、1986年4月の旧ソ連チェルノブイリ事故後には我が国を含む内外で本格的な研究が実施された。シビアアクシデントに関する研究は、現象の解明及びアクシデントマネジメント策の有効性評価による原子炉の持つ安全裕度の評価を目的として実施されてきた。研究内容は、炉心の損傷・溶融過程、原子炉圧力容器の健全性、格納容器内の挙動、格納容器の健全性、放射性物質の挙動、及び解析コードの開発・検証に大別される。最近までに得られた主な研究成果とTMI、チェルノブイリ、及び福島事故との関連、並びにシビアアクシデント研究の展望について紹介が行われた。

講演：溶融燃料の形態及び特性

JAEA 永瀬文久（付録資料 24春企画—4）

1Fでは、燃料の溶融が起こりシビアアクシデントに至った。燃料がどのような形で原子炉施設の何処にあるかを推定する上で、また事故解析を行う上で、溶融し炉心材料と混合した燃料の特性を把握することは重要である。溶融燃料の特性について最も広範に調査・分析が行われたのは、1979年のスリーマイル島2号機（TMI-2）事故後に炉心から取り出され他溶融燃料（TMI-2デブリ）に対するものである。

JAEAは、1988～1993年に行われたTMI-VIP計画に参加し、入手した約60個のTMI-2デブリに対して外観検査、密度測定、マイクロ組織観察、元素分析、熱特性評価等を燃料試験施設において行った。デブリの組成は様々であり、金属を多く含むもの、セラミックスを多く含むものがあつた。密度は $6.3 \sim 10.5 \text{ g/cm}^3$ であつた。セラミックスデブリの主成分は $(U, Zr)O_2$ であり、熱拡散率は室温では UO_2 の10～25%であつたが、1500K以上では同等であつた。デブリに近い組成を持った模擬デブリの融点は約2840Kであり、同じ ZrO_2/UO_2 比を持つ $(U, Zr)O_2$ の液相形成温度とほぼ同じであつた。

2. 12. 平成25年春企画セッション

講演1 大阪大学 山中 教授（付録資料 25春企画—1）

溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ活動報告

ワーキンググループ主査である山中教授から、設立の趣旨が「福島第一原子力発電所事故における核燃料に関する課題（具体的には、核燃料の専門家としての我々の責務、福島第一原子力発電所における様々な取組に寄与、今後の原子力の安全性向上に繋がるもの）

を検討するものであることが紹介され、ワーキンググループの中に、溶融燃料サブワーキンググループ、研究課題検討サブワーキンググループを設置して、下記の活動項目の検討を進めていることが説明された。

- ・ 内容米国スリーマイル原子力発電所2号機における炉心溶融事故後取得された核燃料関連の情報調査
- ・ 1Fにおける炉心溶融についての核燃料関連の様々な技術課題検討
 - 燃料の取出し
 - 今回生じた事象把握に関する技術課題 等
- ・ 今後の原子炉の安全性を向上させるための、核燃料の対策／改良、炉心の冷却システムの構築に関する情報の検討

講演2 東京大学 鈴木 准教授

燃料溶融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討サブワーキンググループ活動報告
(付録資料 25春企画―2)

燃料溶融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題を検討する上での視点を、①既存安全対策について基本に立ち戻っての確認と向上、②1Fの燃料回収とシビアアクシデント時燃料挙動、③抜本的な安全対策、④周辺環境に応じた分野横断的な安全向上への取り組み、に置き、4つの分野に分けて検討を実施している。各分野の検討状況を以下に示す。

1. 通常運転時、異常過渡時、事故時における安全性向上

OECD/NEAによるレビューレポートを参考としながら、現行燃料の更なる安全性・堅牢性の向上を図る上での課題として下記を抽出。

- ・ 継続的な材料開発や技術開発による改良燃料の導入
- ・ 最新知見を反映した規制・基準の適切な見直し
- ・ 規制・基準の合理性／信頼性の向上

2. 福島第一発電所燃料挙動とSA対策

- ・ 事故進展シナリオの評価による炉内状況の推定、燃料デブリの特性と性状の推定
- ・ 福島第一発電所事故の事象進展の解明を進め、SAに関する現象の理解を進めること
- ・ SAの各現象の理解の深化、現象のモデリングと解析コードの高度化

3. 新材料開発

- ・ 「水素発生と酸化発熱の有無」を材料選定基準としてクローズアップ
- ・ SiC材料被覆管開発に向けた開発課題の整理及び改良SUS等の検討を実施中

4. 超長期貯蔵時の燃料挙動

- ・ 水素を原因とする燃料被覆管機械特性に係るデータの取得・整備、およびこれらのデータに基づく経年変化を考慮した評価ツールが必要

なお、これらの課題を解決するに当たっては、・研究資源確保・分野横断型研究の推進・国際共同研究の推進・人材育成が必要となることを指摘している。

講演3 海外における熔融燃料挙動に関する研究の現状 JAEA 永瀬文久 氏

(付録資料 25 春企画—3)

- ・ TMI事故以降日米でシビアアクシデント(SA)研究が盛んに行われたが、その後縮小したため、欧州(特にフランス)にてEURSAFEプログラムを2003年に立ち上げ、SA研究に関するネットワーク(SARNET)においてSAに係わる研究開発を実施してきた(最近、JNES、JAEAも参加を検討)。
- ・ KIT(独)でのコード検証試験、CEA(仏)でのPWR体系での挙動試験、IRSN(仏)でのFP高温挙動試験とコード開発、KI(露)、SNL(米)等でのSA実験、解析コードの開発状況が紹介された。
- ・ 欧州ではPWR、米国ではBWR、ロシア等VVER所有国ではB₄Cに関する研究にも力点が置かれている。
- ・ また、福島事故とTMI事故との主な違いが説明され、1Fの廃止措置及び燃料熔融挙動評価には、特にBWRに特有な制御ブレードの熔融及びその影響、炉心支持板以降の熔融進展、下部ヘッドの変形及び破損、MCCIによるコンクリートの損傷等について新たに知見が求められるため、海外との協力や海外施設の活用を検討することの重要性が強調された。

講演4 電中研 尾形 氏

熔融燃料サブワーキンググループ活動報告

(付録資料 25 春企画—4)

活動目的を「東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置や今後のシビアアクシデント(SA)対策に関する研究開発に対して基礎データを提供すること」として、SAに関する国内外の既往研究を調査し、SA事象進展、熔融燃料の生成過程と特性(組織、組成、物性など)、これらに影響を与える因子、およびモデリングの現状等について取りまとめを行っている。調査対象とする既往研究は次の通り。

- ① TMI-2 事故：事象進展、炉内物質の特徴、FP の挙動、炉内物質の取出しなど
- ② 炉内総合試験：STEP、ACRR-ST、ACRR-DF、PBF-SFD、FLHT、LOFT-FP、Phebus-SFD、Phebus-FP など
- ③ 炉外総合試験：SANDIA-XR、CORA、QUENCH など
- ④ 照射済燃料炉外加熱試験：ORNL-HI/VI、Heva、Vercors、VEGA など
- ⑤ 熔融燃料挙動試験：RASPLAV、MASCA、MCCI 関連試験、FCI 関連試験 など
- ⑥ 個別反応試験：Zry/構造材、Zry/ UO_2 、Zry/制御材、Zry/水蒸気、 UO_2 /構造材、 UO_2 /制御材、 UO_2 /水蒸気、制御材/構造材、制御材/水蒸気、構造材/水蒸気
- ⑦ SA 総合解析コードおよび詳細解析コード
- ⑧ 関連する主要な物性値

2. 13. 平成25年秋企画セッション

平成25年原子力学会秋の大会において、本WGの活動を総括するものとしてWG主査、二つのSWG主査から、それぞれ講演を行った。資料を付録資料（25秋企画1～3）として添付する。

付録資料リスト

[WG関連]

WG-1__村松

WG-2__工藤

WG-3__丸山

WG-4-1__鈴木

WG-4-2__姉川

WG-5__上村

WG-6-1__矢野

WG-6-2__加藤

WG-6-3__檜木

WG-7-1__黒崎

WG-7-2__倉田

WG-8-1__永瀬

WG-8-2__檜木

[H24春企画セッション関連]

24春-1__安部田

24春-2__山中

24春-3__杉本

24春-4__永瀬

[H25春企画セッション関連]

25春-1__山中

25春-2__鈴木

25春-3__永瀬

25春-4__尾形

[H25秋企画セッション関連]

25秋-1__山中

2 5 秋—2__尾形

2 5 秋—3__鈴木

3. 溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ内に設置されたサブワーキンググループの活動報告

3. 1. 溶融燃料サブワーキンググループ（SWG）活動報告

3. 1. 1. 背景と目的

福島第一原子力発電所（1F）1～3号機の事故では、炉心の溶融が生じ、溶融物の一部は压力容器を貫通して格納容器底部に達したものと見られている。現在、1F1～3号機からの燃料デブリの取出しに向けて、格納容器内部の観察や炉内状況の推定など様々な現地作業や研究開発が進められている。また、1F事故を受けて、シビアアクシデント（SA）解析コードの開発・改良やSA模擬試験など、SA対策に関する新たな研究開発が国内でも始められつつある。これらを効率的に進めるためには、上述の既往研究の成果を十分に活用することが重要である。そこで、溶融燃料サブワーキンググループ（SWG）では、1F1～3号機の廃止措置や今後のSA対策に関する研究開発に対して基礎データを提供することを目的として、SAに関する国内外の既往研究を調査し、SA事象進展、溶融燃料の生成過程と特性（組織、組成、物性など）、これらに影響を与える因子、およびモデリングの現状等について取りまとめることとした。調査活動は2012年7月に開始し、現在、調査結果をとりまとめているところである。今後、国内の専門家によるレビューを受け、必要に応じて追加調査を行う。最終の報告書は、調査結果がSAに関する種々の研究において活用されるように、公刊物として発行したいと考えている。

本稿では、溶融燃料SWGの調査結果の概要を紹介する。

3. 1. 2. シビアアクシデント（SA）事象の推移の概要

軽水炉のSA事象の推移は、原子炉の型式や起因事象によって若干の違いがあるものの、概ね次のようであると考えられている。崩壊熱により燃料集合体、制御棒およびその他の炉内構造材の温度が上昇し、これらが相互に反応して一部が溶融する。また、ジルカロイ被覆管と水蒸気との反応によって水素が発生するとともに、反応熱によって炉内の温度が急上昇し、被覆管や構造材の融点を超え、さらには燃料ペレットの溶融に至る。損傷が拡大して初期の形状を保持できなくなった炉心では、溶融物の流下や再凝固によって熱伝達が劣化した領域が形成され、その内部では一定規模の溶融物のプールが生じる。溶融物が压力容器底部に移行し、熱的な損傷によって压力容器が破損すると、破損孔を通じて溶融物が流下し、格納容器底部のコンクリートと反応する。これらの一連の現象によって、様々な酸化物や合金など（以下、溶融燃料あるいは燃料デブリと呼ぶ）が形成される。SA時

の原子炉内の挙動は、1979年の米国スリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)における炉心溶融事故の後の炉内状況の分析や解析などによって調べられている。また、TMI-2事故以前から近年に至るまで、研究炉等を用いたSA模擬試験や炉外燃料加熱試験などが米国、欧州、日本など行われており、燃料集合体の破損・溶融過程や核分裂生成物(FP)の放出挙動などが詳細に調べられている。これらの試験・調査の結果はSA解析コードに反映されている。

3. 1. 3. 調査対象

本SWGが調査対象としたSA事象進展に関する既往研究は次のとおりである。

- TMI-2事故：事象親展の概要、炉内物質の特徴、FPの挙動、炉内物質の取り出しなど
- 炉内総合試験：STEP、ACRR-ST、ACRR-DF、PBF-SFD、FLHT、LOFT-FP、Phebus-SFD、Phebus-FP
- 炉外加熱試験：NIELS、CORA、SANDIA-XR、CODEX、QUENCH
- FP放出に関する炉外加熱試験：ORNL-HI/VI、Heva、Vercors、Vercors HT-RT、VEGA
- 溶融燃料挙動試験：RASPLAV、MASCA、MCCI関連試験、FCI関連試験
- 個別反応試験：Zry/水蒸気、Zry/UO₂、Zry/構造材、Zry/制御材、UO₂/構造材、UO₂/制御材、UO₂/水蒸気、制御材/構造材、制御材/水蒸気、構造材/水蒸気
- SA総合解析コードおよび詳細解析コード：MELCOR、SCDAP

3. 1. 4. 調査結果の概要

炉内総合試験は、SA時の燃料破損・溶融進展過程やFP放出挙動などを調べるため、照射済燃料棒または集合体を炉内で加熱するもので、SAの事象進展の理解に大きく寄与した。これらを表1にまとめて示す。炉内総合試験の多くは、TMI-2事故後の1980年代に実施されたが、CEAのPhebus-FP試験を最後に現在は実施されていない。PWRを模擬した試験が多く、B₄C制御棒を使用した試験は2例のみである。

炉外加熱試験は、未照射の燃料棒または集合体を電気ヒータで加熱することにより、溶

融進展挙動を調べる試験である。これらを表2に示す。B₄C制御棒を組み入れた試験も比較的多く実施されており、また、CODEX試験とQUENCH試験では、空気浸入の影響も調べられている。

核分裂生成物（FP）の放出に関する炉外加熱試験は、照射済燃料のセグメントを炉外で高温まで加熱し、その際に放出されるFPの量を計測することで、SA時のFP放出挙動を詳細に調べたものである。主な試験パラメータは、加熱温度、雰囲気、圧力などである。これまでに実施された試験（表3参照）の結果、次のことがわかった。希ガス、Cs、Iは同様の放出速度を示す。Te、Sbは揮発性と思なせるが、未酸化被覆管に一旦保持され、被覆管酸化時に放出される。これらの揮発性物質は約2600K以上ではほぼ全量が燃料から放出される。中揮発性のFPであるMo、Rh、Baの放出率は、揮発性物質の約半分となるが、雰囲気（酸化性/還元性）に影響されやすい。Moの放出率は参加雰囲気では増加するが、BaとRhの放出率は還元雰囲気で増加する。低揮発性物質のRu、Ce、Np、Eu、Srは、放出率は低いが、3～10%が放出される。非揮発性のZr、Nb、La、Ndは2600K以下では放出されない。これら知見のほか、燃料溶融の影響、雰囲気による放出挙動の違いなどについて低揮発性FPも含めてデータが得られている。なお、得られた知見を基に、CORCOR-M、CORSOR-BOOTH、ORN L-BOOTHなどいくつかのFP放出モデルが開発され、SA解析コードに組み込まれている。

表1 炉内総合試験のまとめ

試験名	TMI-2	PBF-SFD	STEP	ACRR-DF	ACRR-ST	NRU-FLHT	LOFT-FP	Phebus-SFD	ACRR-MP	Phebus-FP
施設	発電炉	PBF/INEL	TREAT/ANL	ACRR/SNL	ACRR/SNL	NRU/AECL	LOFT/INEL	Phebus/CEA	ACRR/SNL	Phebus/CEA
年代	1979	1982-1985	1984-1985	1984-1986	1985-1989	1985-1987	1984-1985	1986-1989	1989-1992	1993-2004
目的	-	燃料破損過程、FP放出	FP放出	燃料破損過程	還元雰囲気下でのFP放出	実長の燃料破損過程	初期の炉心損傷過程	初期の炉心損傷過程	後期の溶融進展過程	後期の溶融進展過程、FP放出
試験回数	-	4	4	4	2	4	2	6	2	5
燃焼度	0.9 GWd/t	0-38 GWd/t	31-36 GWd/t	未照射	47 GWd/t	0-28 GWd/t	0.4-1.4 GWd/t	未照射	未照射	0-38 GWd/t
燃料棒本数	全炉心	28~32	4	9~14	4	11~12	11x11	21	UO ₂ /ZrO ₂ デブリベッド~3kg	20 (FPT4はデブリベッド試験)
燃料棒長さ	3.6 m	0.914 m	1 m	0.50 m	0.15 m	4 m	1.67 m	0.8 m	-	1 m
制御棒	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd/B ₄ C	なし	なし	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag, In	Ag-In-Cd/B ₄ C
圧力	5-15 MPa	6.8-7.0 MPa	0.16-8MPa	0.7-2.0	0.2-2.0 MPa	1.4 MPa	0.3-1.4 MPa	0.5-3.5 MPa	0.1 MPa	0.2 MPa
最高温度	>3000 K	>2800 K	~2900 K	~2700 K	~2500 K	2300-2600 K	2400-3000 K	~2750 K	~3400 K	>2800 K

表 2 炉外加熱試験のまとめ

試験名	NIELS	CORA	SANDIA-XR	CODEX	QUENCH
実施機関	KfK	KfK	SNL	KFKI (Hungary)	KIT (FZK)
年代	1982-1986	1987-1992	1993-1996	1995-2002	1997-
目的	初期の溶融進展過程	初期の溶融進展過程	BWRの金属溶融物の排出挙動	初期の溶融進展過程 空気侵入の影響	注水時の水素発生、 空気浸入の影響、B ₄ C
試験回数	23	19	3	7	16(継続中)
燃焼度	未照射UO ₂	未照射UO ₂	未照射UO ₂	未照射UO ₂	被覆管のみ
燃料棒本数	1~9	25~59	64	7~9	~20
燃料棒長さ	0.4 m	1.0 m	1.0 m	0.6 m	1.0 m
制御棒	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd/B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Ag-In-Cd/B ₄ C
圧力	0.1 MPa	0.2-1.0 MPa	0.1 MPa		
最高温度	2523 K	2300~2500 K	~2300 K	~2000 K	1800~2400 K

表 3 F P放出に関する炉外加熱試験のまとめ

試験名	HI	VI	HEVA	VERCORS	VERCORS HT-RT	VEGA
実施機関	ORNL	ORNL	CEA	CEA	CEA	JAERI
目的	燃料からのFP放出挙動	縦置き、雰囲気の影響	雰囲気の影響	雰囲気の影響	高燃焼度、 高温(溶融)	圧力、MOX、雰囲気の影響
試験回数	6	7	8	6	8	10
燃焼度	10~40 GWd/t	40~47 GWd/t	19~37 GWd/t	28~55 GWd/t	37~72 GWd/t	43~56 GWd/t
セグメント長さ	152~203 mm	152 mm	(ペレット3個)	(ペレット3個)	(ペレット3個)	-
最高温度	1675~2275 K	2300~2720 K	1900~2370 K	2130~2620 K	2423~2970 K	2773~3123 K
圧力	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1~1 MPa
雰囲気ガス	水蒸気	水蒸気、水素、水素 + 水蒸気、空気 + 水蒸気	水蒸気、水蒸気 + 水素	水蒸気、水素、水素 + 水蒸気、空気 + 水蒸気	水蒸気、水素、水素 + 水蒸気、空気	He、He + 水蒸気

溶融燃料（コリウム）の下部ヘッドにおける挙動、下部ヘッドに残留した冷却水との相互作用（FCI）、圧力容器との相互作用、コンクリートとの相互作用（MCCI）についても多くの研究例がある。RASPLAV及びMASCA試験は、コリウムと圧力容器との相互作用、下部ヘッドにおけるコリウムの熱流動・成層化などに関する試験である。U酸化物とZr酸化物との溶融物（酸化物相）とFeを主成分とする金属層が分離して成層化する現象について調べられたMASCA試験の結果、酸化物層と金属層の上下関係は、酸化物層の酸素量（酸化割合）によって変わり、酸素が少ない場合には金属Uが生成して

金属層に移行するため、金属層の密度が上がり金属層が下になることなどが明らかにされた。FARO、KROTOS、ALPHA、COMET等の試験は、コリウムが冷却材に注入された時の冷却・凝固挙動、水蒸気爆発の条件、凝固物の粒径などに関する試験である。MCCIに関する試験には、SURC、ACE、MACE、COTELS、MCCI-1/2、VULCANOなどがある。MCCIに関係する現象としては、コンクリートの高温挙動と分解、溶融物プールのガスバブルによる攪拌・熱流動、コンクリートの溶融と溶融物への混合、溶融物の凝固に伴う溶融物組成の変化、溶融物プールの上面および溶融物-コンクリート界面に形成されるクラスト層の挙動（クラック、伝熱など）、金属成分の酸化および酸化反応に伴う発熱などがある。これらが強く関連し合っている点にMCCIの特徴がある。また、コンクリートには、珪質系、玄武岩系、石灰質系などいくつかの種類があり、MCCI挙動がコンクリートの種類によって異なる点にも注意が必要である。

UO₂、ジルカロイ、構造材（SS、インコネル）、制御材（Ag-In-Cd、B₄C、Hf）および水蒸気間の反応は、SAの現象理解の基礎である。これらの組み合わせに対して多くの研究が行なわれており、各々の反応速度がアレニウス型の式で整理されている。また、高温におけるUO₂とジルカロイとの反応を説明するため、2950℃までのU-Zr-O系の三元系状態図が得られている。なお、1990年代にはB₄CとSS及びB₄Cとジルカロイとの反応が多く調べられており、2000年代からはB₄Cと水蒸気との反応に関する研究が行われ、B₄Cと水蒸気との反応は複雑でガス発生を伴うことも明らかになった。

SA解析コードには2種類がある。MAAP、MELCOR、THALESらは、SA時の熱水力、溶融進展挙動、FPの環境への放出などを総合的に解析する総合解析コードである。SCDAP/RELAP、ICARE、SAMPSON等は、限定された現象を機構論的に解析する詳細コードである。これらのコードでは、燃料破損挙動、溶融・リロケーション・凝固挙動、化学反応（発熱と生成物）、デブリベッドの挙動、燃料-冷却材反応、溶融燃料の圧力容器からの漏洩、FPの挙動などが解析目的に合わせてモデル化されているが、改良の余地があると考えられる。

3. 1. 5. 今後の課題

今後、1F事故の経験を世界の軽水炉の安全性向上に活用して行くためには、1Fの廃止措置を着実に進めて格納容器内部の様子を明らかにして、実際の事象進展の全貌を解明して行く必要がある。また、国内においては、SAが関連する規制基準の改訂、SA関連

研究の進展など、1F事故を契機として軽水炉の安全性に関する状況が大きく変化している。これらの状況を踏まえて、今後SAに関する研究開発の課題を抽出した。

1F事故の事象進展の全貌を解明するニーズから、BWR特有の事象進展の研究、1F事象特有の事項に関する評価が重要である。BWR特有の事象進展は、炉内総合試験や炉外加熱試験で試験例はあるが、十分ではないため、次の研究が望まれる。

- ・ B₄C制御棒、チャンネルボックス、燃料棒の相互作用、再配置
- ・ 高Zr、高Fe組成の熔融燃料の下部ヘッドへの再配置、成層化
- ・ 貫通孔の多い下部ヘッドの破損挙動、熔融燃料の圧力容器外への流下、MCCI、FP放出挙動
- ・ 1F事象特有の事項については、これまで研究例がなく、次の試験や解析による推定や評価が必要である。
- ・ 数時間の長期にわたる事象が熔融燃料の組成やFP放出に及ぼす影響
- ・ 海水注入が熔融燃料の特性に与える影響
- ・ MCCI

なお、1F事故プラント内部の観察やサンプリングが可能となれば、これらの詳細な分析が不可欠である。

SA対策の強化に伴い、SAの各現象の理解の深化、現象のモデリングと解析コードの高度化が重要である。SAの各現象については、多くの炉内総合試験、炉外加熱試験、熔融燃料挙動試験が実施されたが、燃料・材料の化学的挙動について理解を深め、炉内外での各種試験およびモデリングを行うことが望まれる。

- ・ 熔融前の燃料破損とペレット分散挙動、FP放出挙動（特に高燃焼度）
- ・ 制御棒破損・熔融挙動
- ・ ステンレス、ジルカロイ、制御材、UO₂等の材料間の反応の進展
- ・ 熔融プールの成層化挙動およびFP放出挙動（雰囲気の影響、熔融コリウムの組成の影響など）
- ・ MCCI：広がり方、ガス発生量（H₂、CO、CO₂）、反応速度、冷却性、雰囲気の影響、熔融コリウムの組成の影響など

格納容器の損傷防止対策、停止中の原子炉や使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止などに関しても、各現象の理解の深化、現象のモデリングと解析コードの高度化が重要である。格納容器の損傷防止対策については、熔融燃料の圧力容器からの流下・分散挙動の研究やコアキャッチャ概念の検討などが考えられる。停止中の原子炉や使用済燃料貯蔵

プールにおける燃料損傷防止については、崩壊熱が低いこと、これまでの多くの研究は空気雰囲気を選定していないこと、などを考慮して、次の研究が重要となろう。

- ・ 空気雰囲気での燃料破損・熔融挙動
- ・ 空気雰囲気でのステンレス、ジルカロイ、 UO_2 等の材料間の反応の進展
- ・ 空気雰囲気での熔融燃料の流動および構造材との反応、FP放出挙動

SA現象理解の基礎となる、 UO_2 、ジルカロイ、構造材（SS、インコネル）、制御材（Ag-In-Cd、 B_4C 、Hf）および水蒸気との反応については、これらの組み合わせについて多くの研究が行われてきた。今後は、 UO_2 -ジルカロイ-SS、ジルカロイ-SS- B_4C など3つ以上の組み合わせに関する研究を進め、SA現象理解の深化に努めることが肝要である。

3. 2. 「燃料熔融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討」サブワーキンググループ活動報告

鈴木晶大（東大）、木戸俊哉（NDC）、坂本 寛（NFD）、天谷政樹（JAEA）、尾形孝成（電中研）、笹原昭博（電中研）、西 剛史（JAEA）、黒崎 健（阪大）

福島第一原子力発電所事故により燃料熔融挙動理解やシビアアクシデント（SA）対策に注目が集まっているが、軽水炉燃料研究においてはこれらの課題のみならず、継続的及び抜本的な安全性向上のための研究を進展させる事が極めて重要である。また、社会状況の変化により、研究開発資源の適切な配分、中間貯蔵の長期化、試験設備の維持・高度化、人材確保等の点で懸念が発生する可能性があるものの、事故後も軽水炉発電は我が国に不可欠の電源であり、その安全確保の中心課題の一つである軽水炉燃料研究は継続的かつ戦略的に研究を充実させていく必要がある。これらを踏まえ、「燃料熔融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討」サブワーキンググループ（以下、研究課題検討SWG）では、今後取り組むべき軽水炉燃料に係る基礎研究課題の抽出・整理を行った。活動報告では、通常運転（及び異常過渡）、設計基準事象（反応度投入事故（RIA）及び冷却材喪失事故（LOCA））、シビアアクシデント、超長期貯蔵時の燃料挙動、事故耐性燃料被覆材の観点から、研究課題の抽出整理について活動を総括する。

3. 2. 1. 通常運転（異常過渡）時の燃料／材料に係る研究や開発

福島第一原子力発電所事故を受け、通常運転時及び異常過渡時における軽水炉燃料安全について、更なる安全性・堅牢性の向上、またその基礎となる予測性・模擬性の向上が重要となっている。燃料安全については、継続的研究の着実な進展により確証を積み重ねていく事が極めて重要であるが、基本に立ち返っての抜本的な安全性向上の観点が必要であり、国内状況を考慮しながら国内外の最新知見を積極的に活用することを基本方針として調査を実施した。最新知見を反映した世界最高水準のソフトウェア、ハードウェア及び規制・基準のための技術開発を行うための研究課題の抽出を行い、次の3つのカテゴリーに分類・整理した。

(1) 総合的な安全性／堅牢性を有する軽水炉燃料の研究・開発、性能の実証・確認

安全裕度を向上させる燃料の開発は、福島第一事故以前から継続的に実施されており、これらを引き続き推進していく事が高い安全性／堅牢性の観点から最も肝要である。特に、低水素吸収燃料被覆管、低FP放出燃料、耐PCI燃料、熱的余裕向上燃料等の開発、導入が必要である。また、安全評価を行うためのインプットを精緻化し、適切なプラント安全設計につなげるための通常時から過渡時までの燃料挙動予測精度向上、評価手法・解析コードの高度化が必要である。

(2) 国内外の最新知見を反映した規格／基準の策定、ガイドライン整備のための研究・開発

- ① 燃料被覆管の破損評価クライテリアへの新技術・新知見反映
- ② PCI破損評価に関する規格／基準の高度化
- ③ 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、ガイドライン作成
- ④ リーク燃料対応のガイドライン作成
- ⑤ 燃料長期保管時の健全性評価データ拡充／予測精度向上、基準・ガイドライン作成

(3) 安全維持・向上のための研究開発リソース高度化

照射／照射後試験施設（JMTR、ホットラボ等）、核／熱水力評価施設、輸送（キャスク）、耐震評価施設などのインフラ維持・整備・高度化が必要となっている。また、試験／検査／取扱い技術維持・高度化、及び人材確保・育成手法の高度化が必要である。

以上に示すように、軽水炉燃料の安全性の向上には、それぞれのカテゴリーにおいて産官学が有機的かつ効率的に研究課題に取り組む必要がある。

3. 2. 2. 設計基準事象である反応度事故（RIA）及び冷却材喪失事故（LOCA）

時について

種々の模擬実験や炉外での個別効果実験等により、これらの事故時燃料挙動評価に必要なデータ及び知見が蓄積されてきているが、原子炉施設の事故時安全性をさらに向上させる観点で、燃料分野として今後以下のような課題に取り組む必要があると考えられる。

(1) R I A時及びL O C A時の燃料挙動に共通する課題

- ① R I A時及びL O C A時の燃料挙動に関するデータ及び知見の拡充
 - ・ 燃焼に伴う被覆管の水素吸収等による材料の劣化及び従来の材料に比べ腐食量や水素吸収量が少ないとされる燃料被覆材（改良合金被覆管等）や製造時微細組織を変更した燃料ペレットの使用がこれら事故時の燃料挙動に及ぼす影響の評価
 - ・ ペレットからのF Pガス放出や温度上昇に伴う燃料の熱機械的変化の影響の評価、など
- ② 事故時及び事故後の燃料に関して冷却可能形状維持及び長期冷却性に関する考え方や評価手法の構築、及びそのために必要な試験等の実施
- ③ 事故時燃料挙動解析コード等の整備、挙動解析評価手法の維持向上及び高度化
 - ・ 燃料材料に関する種々の物性等のデータベース更新及び不足データの追加取得
 - ・ 実験結果の再現性をより高める解析モデルの構築、計算によるシミュレーション技術開発
 - ・ コードの検証に必要な試験データの取得及びデータベースの整備、など

(2) R I A時燃料挙動に係る課題

R I A時燃料挙動については、R I A時燃料破損メカニズムの解明を通して、現在燃焼度のみの関数で定められているP C M I破損しきい値（安全基準）の高度化（例：腐食や水素吸収の影響を考慮した指標の導入）、破損に伴う燃料放出による圧力バウンダリへの影響評価、ペレットの融点低下に及ぼす燃焼度の影響の確認、使用中にリークを生じた燃焼の進んだ燃料のR I A時挙動評価、などに関するデータ及び知見を今後取得していく必要があると考えられる。

(3) L O C A時燃料挙動に係る課題

L O C A時燃料挙動については、L O C A時の燃料棒内でのペレット細片化及びペレット細片の径方向や軸方向への移動挙動、燃料棒からのペレット放出挙動、並びにこれらの移動や放出がもたらす影響の評価、L O C A後の燃料の長期にわたる形状保持能力の評価、などに必要なデータ及び知見を今後取得していく必要があると考えられる。特に、L O C A時の燃料棒内でのペレットの移動や燃料棒外への放出挙動については安全上の課題とな

る可能性があり、海外で実施されている試験結果等にも注目していく必要がある。

(4) その他の課題

その他の課題としては、シビアアクシデントに至る状況を考慮すると、非常用炉心冷却系の性能評価基準である燃料被覆温度1200℃、酸化量15% ECRを超える条件での燃料材料の挙動評価も重要であり、そのための試験や基礎データの拡充が必要と考えられる。また、上で述べた種々の評価に必要な質の高い実験データを取得するためには、試験施設（NSRR等の試験用原子炉、ホットラボ施設等）の維持や実験技術レベルの維持、新規技術開発に必要な人材の確保などの実験技術の維持に努める必要がある。

以上のように、原子炉施設の事故時安全性をさらに向上させる観点で、燃料分野として取り組むべき課題をRIA/LOCA共通及び個別のものとして抽出し、整理及び検討を行った。なお、上記の課題に留まらず、例えば「設計基準事象の範囲内でも、不足しているデータがないか」など今後も燃料の事故時安全性を向上させるための課題について常に検討を行っていくことが重要と考えられる。

3. 2. 3. シビアアクシデントに関する核燃料関連の課題について

シビアアクシデント（SA）に関する核燃料関連の課題は、次のように福島第一原子力発電所（1F）1～3号機の廃止措置に関する課題とシビアアクシデント現象理解の深化に関する課題に大別される。

(1) 1F廃止措置に関する課題

1F廃止措置に関する核燃料関連の課題としては、燃料デブリ取り出しを効率的に進めるため、事故進展シナリオの解析評価による炉内状況の推定、および燃料デブリの特性と性状の推定が重要であり、これらを実施する計画となっている。解析評価による炉内状況の推定結果は、燃料デブリ取り出しに先立って採取される実燃料デブリサンプルの分析に活用でき、また、サンプル分析結果を内外挿して炉内状況を推定する際にも活用される。炉内状況の推定および燃料デブリの特性と性状の推定のためには、次の課題がある。

- ・ 燃料溶融事象に関する既往研究の調査と整理
- ・ 福島第一発電所事故特有の条件（B₄C制御棒の溶融挙動、海水注入、長い事象継続時間、溶融燃料とコンクリートとの反応など）を踏まえた燃料破損・溶融試験による現象把握と燃料デブリ特性の評価
- ・ 上記を支援するための炉内溶融物質の熱力学的解析など

(2) シビアアクシデント現象理解の深化に関する課題

1 F 事故を受けて S A 対策の強化が求められている。S A 対策には事故の経験を活かしてゆくべきであり、そのためには、1 F 事故における事象進展の解明を進め、S A に関する現象の理解に活用することが重要である。そのためには、T M I - 2 の例に見るように、次の課題を解決して行く必要がある。

- ・ 事故プラントからの遠隔操作によるサンプリングと分析、溶融物質生成過程の評価
- ・ これを効率的に進めるためのインフラ整備（燃料デブリサンプルの分析施設の現地整備または円滑なサンプル輸送手段の整備など）
- ・ 関係機関による分析結果の共有
- ・ 国際協力体制の構築
- ・ S A 対策の有効性を検討するためのツールである S A 解析コードの検証と改良

1 F 事故における事象進展の解明に加えて、軽水炉の各種炉型に対して、S A における各現象の理解を深めて、現象のモデリングと解析コードの高度化を進めることが重要である。例えば、現状の S A 総合解析コード（M A A P、M E L O R など）では、炉心構成材料間の化学反応の多くは取り扱わない、燃料と構造材との溶融混合物の混合比や燃料破損の判定条件などを入力値で与える、など燃料溶融事象の扱いは単純化されている。そのため、これらを適切に取り扱うことができるようにするためには、次の燃料・材料の化学的挙動について理解を深め、炉内外試験およびモデリングを行うことが必要である。

- ・ 燃料溶融前の燃料破損と燃料ペレット分散挙動、および F P 放出挙動（特に高燃焼度）
- ・ B₄C 制御棒崩落挙動
- ・ ステンレス、ジルカロイ、制御材、燃料等材料間の反応の進展挙動（雰囲気の影響など）
- ・ 溶融プールの成層化挙動および F P 放出挙動（雰囲気の影響、溶融コリウムの組成の影響など）
- ・ 溶融コリウム-コンクリート反応（広がり方、ガス発生量（H₂、CO、CO₂）、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など）

このほか、放射性物質の大規模拡散を防止するため、格納容器の損傷防止対策の検討も重要となってきた。これには、欧州やロシアなどのように下部ヘッド冷却やコアキャッチャーの概念の調査、検討が考えられるが、その基礎となる

- ・ 耐熱材とコリウムとの反応（冷却性、雰囲気の影響、溶融コリウムの組成の影響など）

に関する試験が必要である。

また、使用済燃料プールにおける燃料損傷などこれまで試験対象となっていなかった体

系に関する取組みも重要である。使用済燃料プールでは、空気雰囲気であること、崩壊熱が小さいことなど炉内とは異なる条件となるため、以下のような課題がある。

- ・ 燃料棒の破損挙動の解明（燃料棒破損メカニズム、空気雰囲気の影響、など）
- ・ 燃料集合体とラックとの反応機構の解明（特に、空気雰囲気における反応）
- ・ 溶融物質の流下挙動解明（特に、空気雰囲気の影響）
- ・ F P 放出機構の解明（特に、空気雰囲気の影響）

3. 2. 4. 超長期貯蔵時の燃料挙動に関する課題

日本では40～60年程度の乾式貯蔵期間が想定されているが、現在想定されている乾式貯蔵期間を大きく超えて長期間乾式貯蔵した場合には、貯蔵される使用済燃料被覆管の機械特性などの健全性を評価する必要がある。IAEAや米国等では100年を超える貯蔵を検討しており、このような超長期貯蔵時を考えた場合に、被覆管のクリープ、被覆管に固溶している水素を原因とする機械特性劣化、ヘリウムによるペレットスエリング（MOX燃料の場合）などの影響をより一層取り入れる必要がある。長期貯蔵に対応したデータ取得では加速試験も必要になると考えられるが、加速因子の考え方等を含む試験方法自身の妥当性、現状のヘリウムガス雰囲気貯蔵以外の貯蔵環境の可能性に備えた使用済燃料への影響評価（海外の先行研究の調査も含む）、貯蔵期間の拡大により新たに追加の可能性のあるリスク評価、貯蔵中の使用済燃料の状態を評価するために必要な検査・モニタリング技術の開発等が課題となる。

3. 2. 5. 事故耐性燃料被覆材について

福島事故を受け、シビアアクシデント時における「水素発生と酸化発熱の有無」という被覆管材料の選定基準がクローズアップされている。SBO時に水蒸気反応までの時間が稼げるという観点から、現行ジルカロイを上回る性能を発揮する事故耐性燃料被覆材の開発が必要となっており、SiCあるいは改良ステンレスといった非ジルカロイ系新材料に注目する必要がある。国際的にも、OECD/NEAにおいて各国から事故耐性燃料被覆材としてSiC材料を中心とした提案がなされており、米国ではSiC材料についてのプロジェクトが立ちあがっている。ステンレス鋼はSBO時に水蒸気反応までの時間がやや稼げ、軽水炉条件での実績があるため、ジルカロイの代替材の候補となっているが、中性子経済性が劣り、高温強度もやや不足しているという点から、改良したステンレス鋼の研究開発が課題となっている。一方、SiCはが靱性や軽水炉条件での実績に難点はあるもの

の、その他の特性においては優れた性質を有するため、軽水炉での被覆管材料として福島事故以降特に注目されている。S i Cについては高温における急激な水素発生と酸化発熱が無いこと、S i C等による冷却水側へのコーティングやライナーの設置あるいはS i C自体による被覆管作成を進める必要がある。このような状況から福島事故以降における新材料開発は、S i C被覆管材料、S i Cコーティング、改良ステンレス鋼の開発状況に注力する必要がある。

S i C被覆管材料開発について、S i C被覆管材料の研究開発は2012年度から国内だけでも2つのプロジェクトが立ち上がっており、S i Cの靱性を向上させるため、S i C/S i C複合材料にして開発が行われている。また、S i C被覆管材料の論文についても数件の報告がなされており、熱物性などの基礎特性データが蓄積されつつある。照射特性（スエリング、機械特性）や高温での酸化状態のデータも温度の関数等で誤差を持つ評価式で表示されており、実設計に有用なデータベースとして整備されつつある。S i C/S i C複合材料の製造プロセスについても国内プロジェクト以外での研究開発も進んでおり、靱性が向上したとの報告がある。また国際的にも事故耐性質材料として各国で中心課題として取り上げる動きが顕著であり、今後さまざまなデータの取得や規格基準が急ピッチで整備される見込みである。以上のように、この2年間ににおいても靱性の向上や照射特性データの取得などS i C被覆管材料の研究開発はかなりの進展を見せている。しかし、燃料ピンの封入方法やS i C被覆管材料の大型化など集合体に組み上げるには依然大きな課題が残っており、このレベルまでの加工技術の開発が望まれている。

3. 2. 6. まとめ

通常運転（及び異常過渡）、設計基準事象（反応度投入事故（R I A）及び冷却材喪失事故（L O C A））、シビアアクシデント、超長期貯蔵時の燃料挙動、事故耐性燃料被覆材の観点から、燃料/材料に係る研究や開発課題の抽出整理を実施した。通常運転時、異常過渡時、設計基準事象においても安全性向上が必須となっており、各課題を抽出した。シビアアクシデントの観点からは、1 F廃止措置への対応とS A現象理解の深化についての課題を抽出した。シビアアクシデント時の水素発生と酸化発熱に注目した事故耐性燃料材料の開発が必要であり、S i C材料等、改良S U S等の検討課題を整理した。また、乾式貯蔵における超長期貯蔵時の燃料被覆管挙動についての課題も整理した。

これらの課題を解決するにあたっては、安全性/堅牢性を有する軽水炉燃料の研究・開発、性能の実証・確証、規格/基準の策定、ガイドライン整備、開発・安全維持・向上の

ための研究開発リソース高度化が必要であり、研究資源確保、分野横断型研究の推進、国際共同研究の推進、人材育成が必要となる。本検討結果が、産官学の今後の研究の方向性の指針となるよう、情報発信を進めて行く。

4. 成果の反映

4. 1. 東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会報告書用の原稿作成

原子力学会に設置された「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会（委員長 東大田中知教授）」に核燃料部会から阪大山中教授（本WG主査）が参加しており、核燃料部会内の核燃料事故調査チーム（リーダー山中教授）向けに、本WGの検討成果を取り纏めて答申した。本成果は事故調査委員会報告書の「9. 3節 破損燃料について」という形で盛り込まれている。

4. 2. 核燃料に関する技術マップ案の作成

4. 2. 1. 経緯

- (1) 平成25年2月よりMETI資源エネルギー庁の「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業」の一環として、資源エネルギー庁の委託を受けて、日本原子力学会は「特別専門委員会」を設立し、原子力安全対策高度化に資する技術戦略マップの策定活動を開始している。この事業は、「安全の高度化に資する研究開発を実施して技術基盤を整備し、原子力の安全性向上に取り組むことが重要である」とされている。
- (2) 核燃料部会としては、福島第一原子力発電所事故後に安全対策高度化に向けた技術開発や安全研究について様々な検討を「熔融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」及びワーキンググループ内に設置した「研究課題検討サブワーキンググループ」で行ってきており、研究課題の収集・整理を行った。
- (3) 核燃料部会内の活動を纏めている「核燃料タスクチーム」は、研究課題検討サブワーキンググループが主体となって纏めた研究課題をレビューし、その結果を研究課題技術マップ案として「特別専門委員会」に提出し、協力してきた。

4. 2. 2. 核燃料に関する技術マップ

次頁に、現状において纏まった核燃料に関する技術戦略マップ案を示す。課題を大きく福島1号機から4号機の廃止措置に向けた課題、原子炉安全性高度化に向けた課題、基礎基盤技術維持・向上・再構築に向けた課題に分類して整理している。

今後は研究課題について分野横断的な検討により具体的な技術マップとして再構成し、炉の安全性向上を実現していくことが重要と考えられる。

核燃料に関する技術課題の全体像		
項目	課題	概要
1F1～4号機廃止措置関係		
SFP集合体取出し	取出し時燃料集合体健全性	機械的強度の評価
	損傷燃料取扱い技術	機械的強度の評価
	燃料集合体長期健全性評価	腐食 / 機械的強度の評価・推定、FP浸出特性評価
燃料デブリ取り出し	燃料デブリ取出し装置装置開発	模擬デブリ特性評価による取出し技術カタログ 格納容器及び原子炉圧力容器内部調査技術の開発
	燃料デブリ収納・移送・保管	キャニスター腐食量推定、FP放出挙動推定
	燃料デブリ特性把握、処置技術開発	熔融燃料デブリ等の機械的特性、溶解特性等を与えるB4C、海水、温度/事故進展状況履歴の影響評価、デブリ処置カタログの作成
	炉内状況把握	事故時燃料挙動評価の精緻化、FP挙動評価/事故時燃料挙動評価の精緻化
	臨界管理	事故時燃料挙動評価の精緻化
	計量管理	計量管理のストラテジー構築
原子炉安全性高度化		
DBAまでの安全性向上		
設計、加工・製造における安全裕度向上	TBD	
通常時から異常過渡時までの燃料堅牢性向上(貯蔵時を含む)	総合的安全性 / 堅牢性を有する燃料の研究開発、性能実証・確証	低水素吸収燃料被覆管の開発(材料開発及び材料特性評価試験)、耐PCI、低FP放出燃料の開発(材料開発及びPCI低減、FP放出率低減の確認)、熱的余裕向上燃料の開発(裕度向上の確認、実証)
	規格基準整備、ガイドラインの策定	現行燃料被覆管及び次世代燃料被覆管の破損をより適切に評価するために、規格基準やガイドラインの再構築、及び再構築に必要な照射材料を用いた試験データの取得・整備
	安全維持・向上のための研究開発リソース高度化	国内で原子力を継続するために、原子力が魅力ある産業であり、多大な社会貢献に資する産業であることを、国全体として共有していく体制を築く上で必要な種々のインフラの維持、整備。また、インフラを活用し、社会に正しい発信を行う人材の確保・育成
通常時から異常過渡時までの燃料挙動予測	通常時から異常過渡時までの燃料挙動解析技術の維持向上	通常時から異常過渡時までの予測精度を向上させるための検証用データの追加及びデータベースの再構築、燃料挙動予測コードの改良
RIA/LOCA時の燃料冷却性維持	RIA時及びRIA後の燃料冷却性評価	RIA時及びRIA後の燃料(燃焼が進んだものを含む)の冷却可能形状維持条件の把握
	LOCA時及びLOCA後の燃料冷却性評価	LOCA時の燃料冷却可能形状維持条件の詳細把握、LOCA後の燃料の形状保持能力及び長期冷却性の評価
RIA/LOCA時の燃料挙動予測	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時燃料破損メカニズムの解明、燃焼に伴う材料劣化や燃料に加えられた種々の改良がRIA時燃料挙動に及ぼす影響の把握、リーク燃料(燃焼が進んだもの)のRIA時挙動及び機械的エネルギー発生条件の把握
	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	LOCA時の被覆管変形挙動やベレットの燃料棒内移動・燃料棒外への放出挙動の詳細把握、燃焼に伴う材料劣化や燃料に加えられた種々の改良がLOCA時燃料挙動に及ぼす影響の把握
	RIA時及びLOCA時燃料挙動解析技術の維持向上	通常時からRIA時・LOCA時を対象とした燃料挙動解析コードの開発・整備・改良・検証、解析モデルの構築、挙動解析技術及び評価手法の高度化
貯蔵時燃料健全性向上	TBD	
SFP保管時の燃料健全性向上	TBD	
処理・処分	TBD	

B- DBA条件における安全性確保		
B- DBA条件での燃料挙動予測	B- DBA条件での燃料挙動予測	設計基準事故を超える領域での燃料挙動や形状変化の詳細把握、挙動解析技術及び評価手法の開発・整備
SA対策向上		
燃料保全	事故耐性燃料・制御棒の開発	SA時の高温下においても、形状、強度を維持することが可能なSiC複合材料を被覆管等に実用化するための技術開発
事故事象の緩和	事故耐性燃料・制御棒の開発	SA時に燃料の昇温速度の緩和、耐熱温度の向上、水素発生抑制による、事故事象の抜本的な緩和を行うため、SiC複合材料や改良SUS等を被覆管やチャンネルボックス等に実用化するための技術開発
SA時AM技術向上		
SA現象理解の深化	1F事象進展解明	事故プラントからのサンプリングと分析、溶融物質生成過程の評価、SA解析コードの検証と改良などを進め、1～3号機における事象進展を解明
	炉内現象理解の深化	現状のSA総合解析コードでは単純化された取扱いとなっている燃料・材料の化学的挙動について理解を深め、炉内外試験およびモデリングを実施
	格納容器の損傷防止対策の検討	下部ヘッド冷却やコアキャッチャーの概念の調査、検討
	SFP燃料プールにおける燃料破損に関する現象解明	空気雰囲気であること、崩壊熱が小さいことなど炉内とは異なる条件の下で生じる使用済燃料プールにおける燃料破損挙動を解明するための試験およびモデリング
炉内FP挙動予測精度向上 (上記、炉内現象理解の深化のうちのFP挙動に関するもの)	炉心崩壊時ベレット破砕挙動とFP放出挙動のモデル化	通常運転時並びに事故時の条件を考慮した燃料形状変化とその時/その後のFP放出挙動のモデル化
	FPインベントリ評価	冷却水流動状態に伴う中性子スペクトル変化を考慮した核計算モデルの開発とFP分析技術の開発、ならびに測定結果に基づく計算モデルの検証
	被覆管破損前のFP挙動評価	通常運転時におけるベレットからの種々のFP挙動並びに炉心崩壊事故開始に至るまでのFP挙動モデルの詳細化
	炉心崩壊時の温度評価モデルの精緻化	FPや核燃料物質の移動に伴う発熱源の移動を考慮した温度評価モデルの開発
	RPV内燃料崩落時の燃料デブリからのFP放出	崩落プロセスの影響を考慮した、RPV雰囲気中に晒された燃料ベレット(燃料デブリ)からのFP放出・蒸発挙動モデルの詳細化
	PCV内燃料デブリからのFP放出	PCV雰囲気に晒された燃料ベレット(燃料デブリ)からのFP放出・蒸発挙動モデルの詳細化(MCCIを含む)
AM対応技術向上支援ツールの開発	AM時対応教育用シミュレータにおける燃料挙動モジュールの開発	SA時の燃料挙動、FP挙動のモデル化
原子力利用の高度化(詳細は燃料高度化ロードマップ参照)		
現行軽水炉燃料の高度化	高度化燃料の政策的位置付け 材料開発/照射挙動評価 高度化MOX燃料の開発	詳細は燃料安全高度化ロードマップを参照
次世代軽水炉システムにおける燃料技術の開発	次世代炉燃料の政策的位置付け 材料開発/照射挙動評価 濃縮度5%超対応技術開発	
原子力安全確保のための技術情報基盤の整備	燃料の破損限界試験 技術情報基盤整備	
制度的基盤の整備	トピカルレポート制度の導入・運用 審査指針類の体系化・体系化された指針の運用 学協会規格技術評価制度 先行使用燃料体の位置付けの明確化 型式認定制度の導入 標準審査要領の整備	
	関連する諸課題に対応する(できる)人材の育成と産官学への輩出	
	関連する開発研究・安全研究に必要な施設基盤の整備と設備利用に関する戦略的・合理的な国際協力	
	知的財産の確立と国際標準化に向けた戦略的国際協力の両立	
環境的課題	第二再処理工場、水化学高度化、核・熱・安全評価技術高度化	

基礎基盤技術維持・向上・再構築		
燃料挙動素過程に関する技術の維持・向上・再構築	実験技術維持・向上	燃料挙動、FP挙動、腐食挙動など関連挙動の素過程に関する実験技術の維持向上
	解析(計算科学を含む)技術維持・向上	燃料挙動、FP挙動、腐食挙動など関連挙動の素過程に関する解析技術の維持向上
研究開発リソースの確保・維持・向上	TBD	