

# 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017

(熱水力 RM 2017)

## 28年度報告書

平成29年3月

日本原子力学会

熱流動部会

「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ

(協力) 計算科学技術部会

## はじめに

日本原子力学会熱流動部会では、2007年に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を設置し、2009年3月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」を策定し、熱流動部会のホームページに公開した。その後、ロードマップのローリングのために熱流動部会に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループを設置し、その下に「シビアアクシデント」「スケーリング」「プラント改良技術」のサブワーキンググループを設けた。しかしながら、2011年3月に東日本大震災および東京電力福島第一原子力発電所事故が発生した。その教訓をロードマップに取り入れるべく3つのサブワーキンググループを「シビアアクシデント」「安全評価」「基盤技術」に改組し、2015年3月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」を策定した。その後、ロードマップの改訂を継続すべく、2016年9月に熱流動部会において「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループを設置し、ロードマップのローリングを行ってきた。本報告「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力 RM 2017)」は、このローリングの成果を反映して策定したものである。

東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省として、日本原子力学会は、原子力安全に対する専門家の取り組みが不十分であったこと、および、巨大複雑システムである原子力発電所を俯瞰的に運営する視点が不足していたこと、を事故の背後要因として挙げている。ロードマップは専門家自らが研究開発の現状を俯瞰的にまとめ、そのまとめられた情報を専門家間で共有することによって、今後の研究開発の方向付けを行ったり、最新の研究開発の成果を原子力安全に取り込むことに活用するものである。すなわち、2011年の事故の反省を踏まえた「学」の取り組むべき重要な活動である。

経済産業省資源エネルギー庁では、総合資源エネルギー調査会・原子力小委員会の下に、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループが設置され、日本原子力学会との連携のもとで2015年6月に「軽水炉安全・技術・人材ロードマップ」が策定された。2017年3月にはローリングを経て改訂版が策定され、今後も定期的にローリングが行われることになっている。資源エネルギー庁のロードマップは、原子力発電所の自主的安全性向上を目指した活動の一環であり、広い分野を対象としている。一方、本報告は熱流動分野に限定されているものであるが、熱流動分野に関してはより詳細な調査・検討がなされている。また、資源エネルギー庁のロードマップとの対応整理が行われ、本報告に付録3として記述されている。

東京電力福島第一原子力発電所の事故では炉心が溶融し、溶融デブリの状況が未だに十分把握できていない。原子力発電所の安全に対する熱流動分野の重要性は極めて大きい。また、地震や津波といった外的事象への対策がこれまで不十分であったとの反省を踏まえ、熱流動の専門家として外的事象に対しても積極的に研究開発に関るべきであるとの意図から、外的事象についても本報告に取り入れている。これには計算科学技術部会の多大な協力をいただいております、ここに感謝したい。

本報告が専門家間で共有され、原子力安全に貢献することを願っている。

平成 29 年 3 月

越塚 誠一(ワーキンググループ主査)

## はじめに

(旧熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版))

日本原子力学会熱流動部会では、平成 19 年に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を設置して熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009 を定め、軽水炉の開発研究、安全研究、研究開発基盤整備の推進に関する道筋を示していた。戦略マップに熱水力安全評価技術は的確に開発・整備されるべきところ、実態は必ずしも期待した通りには進まなかったと認識している。

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所の事故の現実を直視すれば、熱水力安全研究を着実に実施し、人材を育成するとともに、研究基盤を確固たるものとすることを目指したこの取り組みは、不十分であったと言わざるを得ない。熱水力分野は、シビアアクシデントやリスク評価と深く関わるので安全研究の主幹を構成するものであることは、福島第一原子力発電所事故の教訓から明らかである。したがって、熱水力安全研究の関係者は、重い責任を担っているはずである。

2014 年 4 月のエネルギー基本計画においては、「エネルギー政策の要諦は、安全性(Safety)を前提とした上で、エネルギーの安定供給(Energy Security)を第一とし、経済効率性の向上(Economic Efficiency)による低コストでのエネルギー供給を実現し、同時に、環境への適合(Environment)を図るため、最大限の取組を行うことである」と記され、原子力利用における安全研究の位置付け、意義が改めて認識される。シビアアクシデントにかかる研究、リスク評価は言うまでもなく、将来の原子力利用のための技術開発も適切に実施し、エネルギー基本計画にこめられた期待に応えなければならない。

そのためには、福島第一発電所事故の教訓をかみしめ、重点的に実施すべき、軽水炉の開発研究、安全研究、研究開発基盤整備を明確にし、それを着実に実施することが大切であり、改めてその方向性とマイルストーンを明示した戦略マップが求められる。折しも、総合資源エネルギー調査会・原子力小委員会のもと、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループが設置され、日本原子力学会との連携のもとで軽水炉安全・技術・人材に関するロードマップが策定されたところである。熱流動部会は、このロードマップとの整合性をもちながら熱水力安全分野の技術基盤確立について、責任をもって取り組まなければならない。

ここに、「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループの26年度報告書として、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)をまとめる。この戦略マップが実効的であり続け、当初の目的を達成するためにも、関係各位のご理解とご協力をお願いしたい。

平成 27 年 3 月  
山口 彰(ワーキンググループ主査)

## 目次

はじめに .....	2
1章 熱水力安全評価基盤技術高度化検討 .....	5
1.1 背景 .....	5
軽水炉における熱水力の役割、 我が国の原子力を取り巻く情勢と熱水力技術戦略マップの役割、 ロードマップの策定と改訂の経緯	
1.2 目的 .....	9
1.3 実施内容 .....	10
1.4 熱水力RMの改訂に際する「考え方」について .....	11
1.5 ワーキンググループの構成 .....	14
2章 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力 RM 2017) .....	15
2.1 全体の俯瞰「導入シナリオのまとめ」 .....	15
2.2 時系列ロードマップ .....	16
2.3 技術マップ(課題整理表) .....	24
2.3.1 基盤技術 .....	25
2.3.2 安全評価 .....	37
2.4 個票(課題調査票)と優先度 .....	42
2.4.1 基盤技術 .....	43
2.4.2 安全評価 .....	74
3章 結言 .....	110
付録1 シビアアクシデントSWGの技術マップ .....	112
付録2 外部発表 .....	140
付録3 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応 .....	146
付録4 委員名簿、委員会設立申請書 .....	174

# 1 章 熱水力安全評価基盤技術高度化検討

## 1.1 背景

### 軽水炉における熱水力の役割

軽水炉利用において熱水力は、炉心反応度の安定制御ならびに発電機への熱の伝達を担うと共に、事故時を含めて炉心の冷却とその健全性確保など重要な役割を果たす基幹技術である。特に、燃料や材料に対する境界条件として、さらには安全設備の設計や有効性評価、リスク評価に不可欠の基盤情報を与える。

わが国における軽水炉発電は、1960 年より旧日本原子力研究所(JAERI)に建設され 1963 年 10 月に臨界した動力試験炉(Japan Power Demonstration Reactor (JPDR)、米国 General Electric(GE)社の試験研究用 BWR、12.5 MWe)に遡る。ほぼ同時に、軽水炉事故時の冷却材の振る舞いや炉心冷却の確保に係る安全基盤研究について、1963 年に旧日本原子力産業会議 安全特別研究会に「SAFE Project 小委員会」が設けられ、主に政府の原子力平和利用研究委託費を基に、事故時の燃料溶融防止、放射性物質放出の防止と抑制を目的とする(工学約)後備安全防護装置(post incident device)の研究<sup>\*1</sup>が開始された。これは冷却材喪失事故(LOCA)時における非常用炉心冷却系(ECCS)の有効性確認に関する先駆けの研究であり、(株)日立製作所、旧日本原子力事業(株)、旧三菱原子力工業(株)が実験及びモデル分析を行った。以来、熱水力分野における安全(基盤)研究は我が国の軽水炉発電での安全確保における極めて重要な部分を担ってきたが、そのことを端的に示す例である。

1979 年に米国で発生した TMI 事故以降には、多くの実規模試験設備が整備されたほか、Best Estimate (BE) 安全解析評価技術の導入や開発、高度な知識や技術を持つ研究者や技術者の確保、国際協力での情報の取得など技術基盤の整備が広範に行われ、設計と安全の確保・向上に必要な技術情報の整備・蓄積が進んだ。ところが、対象とする軽水炉は高温高圧条件で運転される大型の設備であり、通常時および事故時に発生する熱水力現象は、熱伝達や相変化を伴う单相や混相での多次元過渡流動、燃料や構造との相互作用など極めて多様なため、現在でも、数値解析で全体を精度良く表現することは必ずしも十分にできない部分が多い。このため、軽水炉に採用される機器の設計と性能確認においては多くの場合、必要な技術情報やデータが、実規模設備を用いた実証試験により取得されている。

熱水力が軽水炉発電に関与する技術は、炉設計、安全評価、経済性の確保など多岐にわたるため、研究・開発に必要な技術基盤である実験(試験)施設、解析評価技術、技術者や研究者、国際協力について、常に十分な体制を維持しつつ安全性や経済性の改善が図られる必要が有る。ところが東京電力福島第一原子力発電所の事故(以下、1F 事故)が発生した 2011 年には、熱水力は主要な技術開発が概ね終了した分野として研究や開発の規模が大巾に縮小されつつあった。このため、研究や技術の水準の継承・発展の努力が、経済産業省 資源エネルギー庁による「原子力立国」計画に基づいて平成 19 年 9 月に発表されシビアアクシデント対策の強化等の特徴とする次世

---

\*1 「SAFE プロジェクト小委員会報告書 一水型動力炉の後備安全防護装置の研究」日本原子力産業会議(昭和41年6月) (一社)日本原子力産業協会(JAIF)のアーカイブより入手可能

代軽水炉の開発<sup>\*2</sup>を1つの拠り所として進められる程度にまで衰退していた。

この様な状況は1F事故によって抜本的に見直しが必要と迫られ、国内の原子力発電所では、2012年9月に発足した原子力規制委員会が1F事故の教訓を基に2013年7月に施行した新規制基準<sup>\*3</sup>に準拠した安全対策を取り入れると共に、安全性の改善を継続的に行うこととされた。既設炉では、これまでの安全対策の有効性や実効性をすべからく見直し、低頻度高影響の事象である外的事象の影響への考慮を対策に取り入れると共に、IAEA (INSAG-10、SSR-2/1 等) や WENRA (RHWG: Report - Safety of new NPP designs) が提起する第5レベルまでの深層防護を考慮して熱水力分野ではシビアアクシデントが規制対象となり、従来のアクシデントマネジメント(AM)策を超える内容での対策が規制対象とされた。

日本原子力学会 熱流動部会はこの様な状況を踏まえ、これまで進められてきた熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップの改訂検討を、1F事故の教訓をふまえた世界最高水準の安全性に寄与する技術の研究・開発を目指すべく見直し、安全(基盤)研究や開発の実施と、その成果を基にした安全性向上のための技術や規格基準類の検討・整備に貢献することとした。

## 軽水炉における熱水力の役割

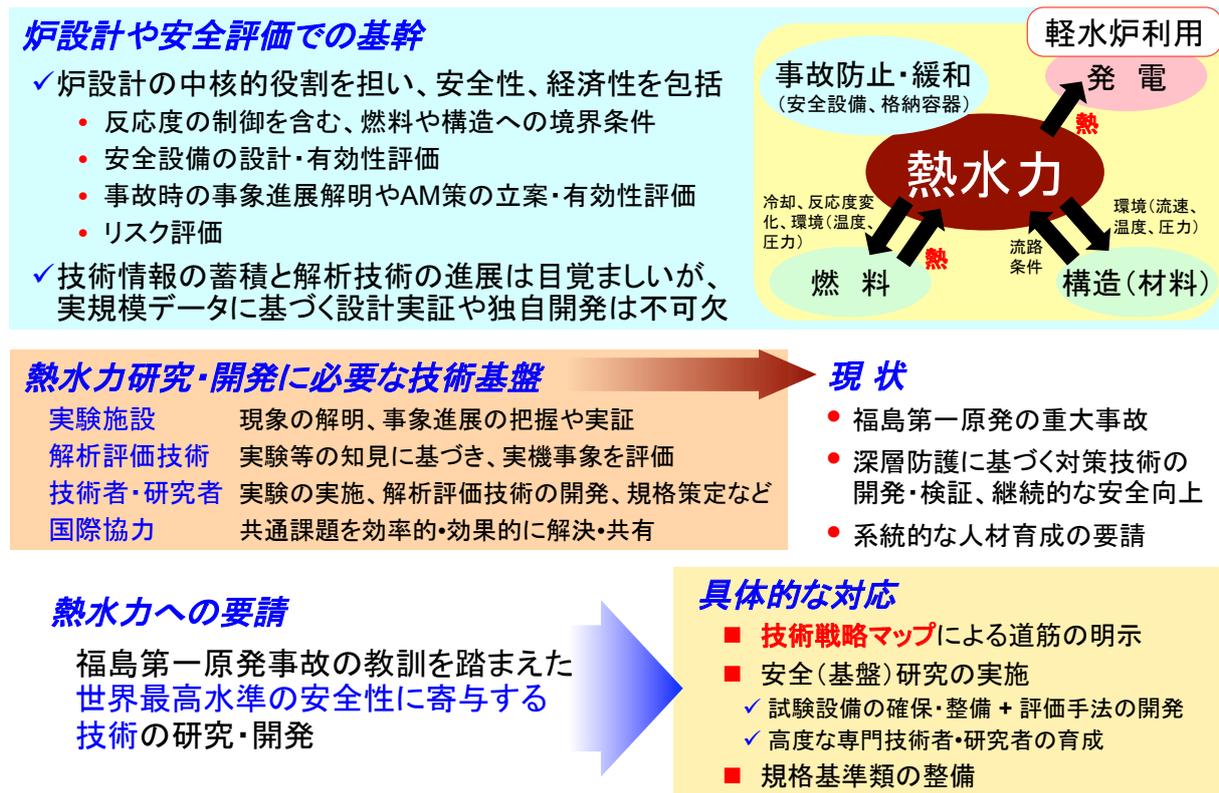


図 1. 1. 1 軽水炉における熱水力の役割

\*2 原子力委員会 平成 22 年第43回(8月17日)資料: 次世代軽水炉等の技術開発について など

\*3 原子力規制委員会HP: [https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin\\_kisei\\_kijyun.html](https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin_kisei_kijyun.html), [https://www.nsr.go.jp/law\\_kijyun/law/003/index.html](https://www.nsr.go.jp/law_kijyun/law/003/index.html) など

## 我が国の原子力を取り巻く情勢と熱水力技術戦略マップの役割

我が国を取り巻く情勢として、経済発展、資源・エネルギーの確保、環境保全のトリレンマがあると言われて久しく、これらに貢献するとの期待により「原子力立国計画」政策の下で次世代軽水炉の開発が進められたが、それは2011年3月11日の1F事故によりストップした。既設炉は、1F事故の教訓を基に低頻度高影響の外的事象の影響を勘案するなど、原子力規制委員会が定めた新規制基準に沿って安全性を抜本的に向上させた上で再稼働の判断を受けることとされた。我が国では今後、軽水炉による発電を安全かつ安定して進めるために、安全性の継続的な改善を図ることが求められている。関連する様々な対策の実施、ならびに必要な基盤技術や安全評価手法の整備等を合わせて進めるためには、関与する技術の全体を俯瞰した上で、軽水炉技術を継続的に改善・発展させる道筋を明示した技術戦略マップ(ロードマップ)を策定して関係者間でその内容を共有し、試験設備や人材など必要な技術基盤を確保しつつ、研究・技術開発の実施や規格・基準類の整備に必要な情報の提供を効果的・効率的に実施していく必要がある。

一般的にロードマップは、次のような役割を担うと考えられる。

- ✓ 取り組む技術課題の意義や役割、実施内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム
- ✓ 取り組む技術課題の到達点、重要度評価、研究・技術開発の内容、R&Dの実施策と必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを明示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス
- ✓ 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表
- ✓ 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ 兼 ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング
- ✓ 研究・開発をはじめとする関係組織における人材育成への参考資料

日本原子力学会では熱水力分野におけるロードマップとして「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」を以下の経緯により策定し、かつ改訂(ローリング)を進めてきた。

### ロードマップの策定と改訂の経緯

日本原子力学会は旧原子力安全基盤機構(JNES)の委託により、平成16年度に燃料高度化、高経年化対応、軽水炉高度利用、高レベル放射性廃棄物処分(ニーズ調査)の4分野についてロードマップを策定した。熱水力分野については、軽水炉高度利用として炉の出力向上に特化した内容が、先行する米国の経験を参考として提起された。燃料高度化と高経年対応はその後、平成18年度に同ロードマップの改訂(ローリング)がなされ、旧原子力安全・保安院が同年9月に開始した総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会における原子力安全基盤小委員会において安全研究ニーズ、安全研究事業などの審議に参照された。

一方、熱水力は平成16年度のロードマップ策定後に内容の見直しを行っておらず、原子力情勢の変化が反映されていないことから、新たなロードマップの策定が求められた。このため、日本原子力学会では産官学の委員から構成される「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を班目春樹主査(当時、東京大学教授)の下で平成19年10月に開始し、平成21年3月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」(以後、熱水力RM第1版)を策定して、熱流動部会のHPを通じて公開した。この熱水力RM第1版では主に、資源エネルギー庁による「原子力立国

計画」に基づく次世代軽水炉の開発を中心に、安全評価手法の改良・整備、シビアアクシデント研究の実施、現行炉の高経年化や新型燃料への熱水力からの対応など、経済性と安全性の両立と向上を目指す軽水炉の研究・開発に係る技術課題が採用された。それら技術課題の全体を俯瞰した、当時の導入シナリオのまとめ(熱水力RM第1版)を図1. 1. 2に示す。

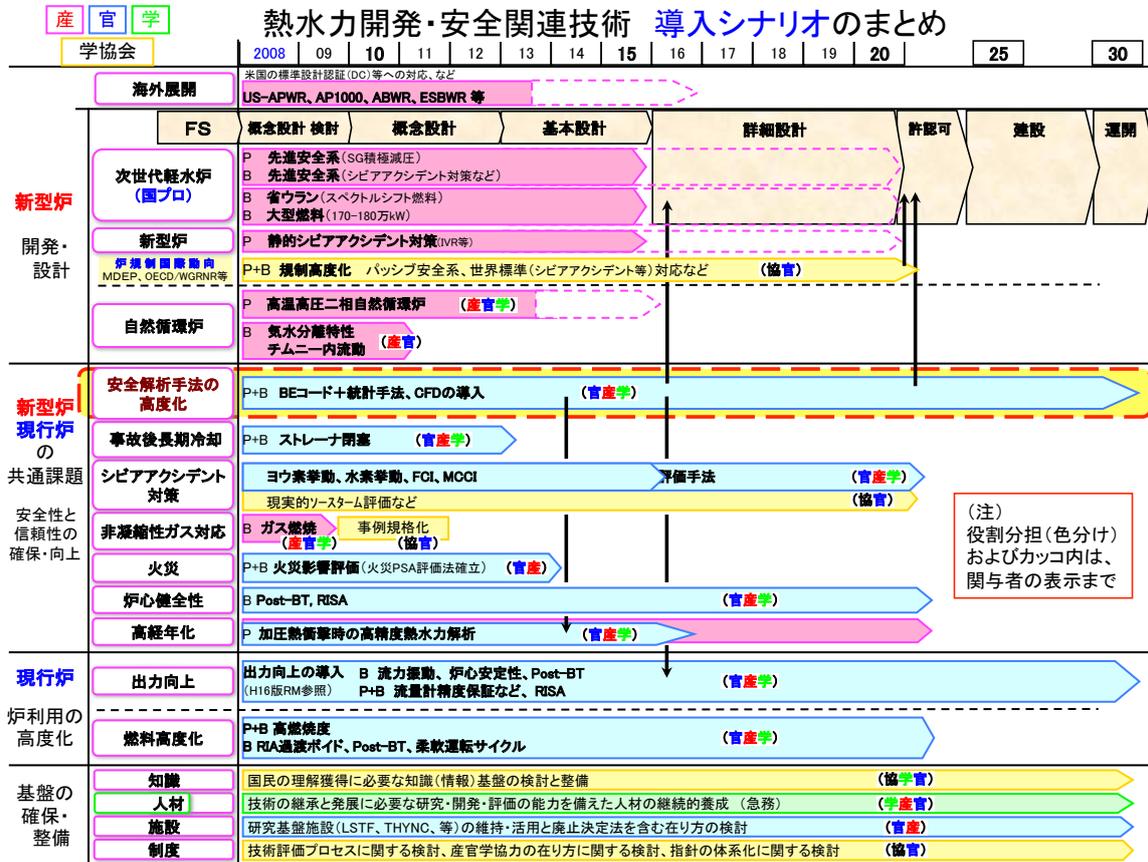


図 1. 1. 2 熱水力RM第1版(2009) 導入シナリオのまとめ

なお、熱水力RM第1版の策定に際しては、技術基盤の状態を確認し、技術課題の検討に資するため、中間報告書\*がまとめられた。特に、これまでの熱水力研究の変遷について、産業界(メーカー3社)及び官界(旧 JNES/NUPEC、旧 JAERI、JAEA)が情報を提供すると共に、国内の主要な大学へ新型軽水炉の開発や、軽水炉の安全確保・向上に関わる熱水力研究全般(シビアアクシデント研究を含む)に対する研究のモチベーション、熱水力人材確保、ならびに大学の役割に関して、我が国の代表的な大学へアンケート調査が行われた。その結果、試験設備のほとんどは廃止され、大型の設備はJAEAのLSTFやTHYNC程度と少なく、予算の低減に伴って実験のアクティビティが低下している状況が判明した。アンケートでは、原子力において熱水力研究が非常に重要な成果を挙げてきたことを確認しつつも、関連他分野への応用も重要である等の意見が出され、学術的追求と次世代軽水炉開発に係る研究・開発とは、考え方や取り組み方に異なる点があることが浮き彫りにされた。同時に、安全研究や民間の開発研究に必要な人材が大きく減少していることが認

\* 「熱水力安全評価基盤技術高度化検討 19年度報告書(案)」平成20年8月  
日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会

識され、産業界、官界、大学は一致して人材育成が喫緊の課題であることを表明した。

日本原子力学会では熱水力RM第1版の策定後、熱流動部会に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ(WG)を設置して、改訂(ローリング)の議論を開始した。ここでは産業界の活動と共に、新しい炉設計における安全確保・向上の確認に必要な規制支援のための安全研究、優れた人材の育成と先端的な基礎・基盤研究が期待される学术界の活動に目を向けることが大切と考えられた。このため、ニーズや課題の組み立てならびに内包される技術課題の点で相互により良く理解され、相補的、効果的でタイムリーな研究・開発が進められる様に「ニーズとシーズのマッチング」を目標とし、WGの下に「シビアアクシデント」「スケーリング」「プラント改良技術」の3つのサブワーキンググループ(SWG)を新たに設け、技術課題のより詳細な検討を開始した。

ところが、改訂途上の平成23年3月11日に東北地方太平洋沖地震とそれに伴う大津波が発生し、東京電力福島第一原子力発電所で炉心溶融と大規模な放射性物質の放出を伴うシビアアクシデント(1F事故)を引き起こした。このため、同WGでは1F事故の教訓を熱水力RMの改訂に反映すべく、同様な事故を二度と生じさせないよう安全性を抜本的に強化する姿勢を持って検討内容の見直しに取り組むこととし、3つのSWGを「シビアアクシデント」「安全評価」「基盤技術」に編成し直して、あらためて改訂を開始した。1F事故の教訓を基にした熱水力RMの改訂では、いちはやく「シビアアクシデント」SWGが技術マップの改訂を終了し、日本原子力学会2013年秋の大会で報告を行った。<sup>\*5</sup> 改訂されたシビアアクシデント(SA)の技術マップを付録1に掲載する。他の2つのSWGでは、同技術マップも参考にしつつ、1F事故の教訓である低頻度高影響の外的事象の影響や、2013年に定められた原子力規制委員会の新規制基準の内容等も考慮して改訂に向けた検討を継続し、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2015(改訂版)」(以下、改訂版技術戦略マップ)<sup>\*6</sup>を2015年3月に策定した。

日本原子力学会熱流動部会では、同改訂版技術戦略マップを基に、引き続き継続した見直しを図ることとし、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」WGを2016年9月に設立してローリングを開始した。本報告は、同ローリングの成果を反映して改訂された「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2017(熱水力RM2017)」に係るものである。

## 1.2 目的

1F事故の教訓を踏まえて、日本原子力学会が策定した「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2009」(熱水力RM第1版)の改訂版である「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2015(改訂版)」(改訂版技術戦略マップ)を基にローリングを行い、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2017」(熱水力RM2017)を取りまとめる。特に、軽水炉発電への社会からの要請である安全性の確保と継続的な改善を真摯に受け止め、熱水力分野に必要な安全評価技術を含む技術課題や解決策、技術基盤などを示すと共に、適切な達成目標と達成への時系列ステッ

<sup>\*5</sup> 阿部ら、「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」日本原子力学会2013年秋の大会、TN09、熱流動部会セッション、八戸工業大学

<sup>\*6</sup> 熱流動部会 HP: <http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-WG/TH-WG.pdf>

プを技術課題の重要度分類と共に明示する。これにより、関連する研究・開発の実施と人材育成の活性化を図り、学会に課せられた社会貢献という役割を、部会の活動を通じて効率的・効果的に果たす。

### 1.3 実施内容

日本原子力学会 熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」WG によるローリングでは、下記に示す改訂版技術戦略マップの3項目の骨組みをベースに、技術課題の改訂(研究・開発の主な進捗や成果の記録を含む)、新たな技術課題の追補、外的事象への取り組み(主に、計算科学技術部会による)、ならびに経済産業省資源エネルギー庁と日本原子力学会による「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の技術課題との対応整理が行なわれた(付録3参照)。本報告書は、これらの進展を熱水力RM2017として取りまとめる。

なお、計画された研究・開発が終了した技術課題についても、情報の透明性(トレーサビリティ)を確保し、今後の技術課題の検討に資するため、記録として記載を残す。

#### (1) 技術課題の俯瞰と同定

軽水炉の熱水力分野における安全性の確保・確認、安全性の継続的な改善(リスクの継続的な低減)ならびに基礎基盤研究・開発に関して、産官学が実施する、ないし実施を計画する技術課題について、それらの全てを【導入シナリオのまとめ】として俯瞰し、時系列ダイアグラム上に表示する。

#### (2) 時系列ロードマップ

【導入シナリオのまとめ】に対応して、技術課題毎に、あるいは関連する複数の技術課題の集合として、達成への時系列ステップを時系列ロードマップとして表示する。このとき、技術課題の分類、担当分担を明示すると共に、技術課題のR&Dと安全評価技術の改良や開発・整備との関係(連携策)を示す。さらに、技術テーマの内容などについて、簡潔な説明を行う。

#### (3) 技術マップ

技術マップは大まかに、課題整理表と課題調査票(個票)で構成され、時系列ロードマップに採用された技術課題の選択の理由や実施上の課題、成果の利用法等、詳細な情報を示す。

**課題整理表** まず、軽水炉事故事象の推移に沿って必要とされる安全機能、安全裕度向上策(AM策)、関与する現象などを網羅した課題整理表(技術マップ)を作成した。同時に課題の優先度付けを行って、採用する技術課題の選択を行った。そのとき、既に作成されているシビアアクシデントの技術マップ(付録1)を参考にすると共に、地震や津波等の外的事象の影響を考慮した。

安全評価(解析コードの開発・整備)については、事故事象の推移に伴って現れる現象を整理すると共に、それらの解析に用いられるシステム解析コード(利用中と開発中)を分類した。さらに活用先を整理すると共に、今後の開発の検討に必要な数値解析手法の展望をまとめた。

**課題調査票** 次に、採用した技術課題毎に課題調査票(個票)を作成して、技術の背景や到達点、実施目的、実施内容(R&D要件)、関連する現象や技術のブレークダウン、成果の内容と利用法などを調査・整理した。成果の利用法においては、得られた成果の規制等に用いられる規格・基準への反映や規制の合理化や標準化の推進に必要な手法を整理・提案した。さらに、R&D実施の優先度を検討すると共に、資金や実施者など実施形態の案を示した。

一方、安全評価(解析コードの開発・整備)については、課題整理表によって整理・区分した技術課題のうち複数の課題に対応するものがあるなど、整理が異なる場合が多い。このため、その様な条件を考慮した上で、対象とする深層防護レベルや安全機能、安全評価が必要とされる判断基準、解析手法の現状と課題、R&Dの必要性、評価用実験データの充足度、実施方法などを記載し、それらを基に優先度を考慮する。

#### 1.4 熱水力 RM の改訂に際する「考え方」について

ここでは、評価基準や時間軸(マイルストーン)など、日本原子力学会 熱流動部会の技術戦略マップ(熱水力 RM)の改訂に際する基本的な考え方を説明する。

##### (a) 安全の確保と向上について

熱水力 RM では、1F事故の反省と教訓を基に、深層防護を考慮して包括的にリスク低減を図ることで、国内の原子力発電所が世界最高水準の安全性を有し、さらに安全性を継続的に改善していくことを目指して、個々の技術課題を検討する。そのとき、シビアアクシデント(SA)が規制要件化された原子力規制委員会による新規制基準を考慮する。

##### (b) 課題の選定について(主に基盤技術について)

(a)で示された考え方をベースに、まず、事故のシナリオに沿って事故現象と対策を網羅した課題整理表を作成して、熱水力 RM で扱うべき技術課題を抽出している。そのとき、SA 現象と対策の対応を考慮・明確化しつつ、安全裕度向上策(AM 策)を主対象とし、リスク低減の程度が大きく、AMに伴う不確かさが依然として大きく、有効性評価手法の成熟度が低い技術課題を優先して選定する。さらに、1F 事故を教訓に、起因事象としての外的事象の影響を検討する。選定・追補された技術課題は、2.4.1章に示される。なお、これらの成果は概ね、安全評価を行う解析コードの開発・整備にフィードバックされる。

##### (c) 評価基準と優先度について(主に基盤技術について)

選定された技術課題毎に課題調査票を作成し、実施課題の背景と依拠する重要技術の到達点、解決すべき課題、期待される R&D の内容、期待される成果と利用法等をデータベース的にまとめる。さらに、これらの基本情報を基に、R&D 実施の優先度を検討する項目として主に下記の3点を設ける。

- ① リスク低減の度合い [既存リスク評価情報を参考とする]
- ② 研究上 [知見の不足度]

## (d) 時間軸(マイルストーン)について

技術課題毎に開発・整備の時間軸を有するが、熱水力 RM の全体に対してもマイルストーンを検討する。それらの要件は、再稼働など新規規制基準への対応を中心に短期間のうちに実現すべき即時対応の課題、安全性の向上につながる新たな技術課題、再稼働後の継続的な安全性向上に向けた設計の改良や定期的な安全評価、安全評価手法の継続的な開発、1F廃炉(デブリ取り出し等)ロードマップの考慮、新型軽水炉(輸出炉)の設備を既設炉の安全向上にフィードバックする、などである。主なマイルストーンは、2. 1章の導入シナリオのまとめ、及び 2. 2章の時系列ロードマップ上に記載される。

なお、熱流動部会による熱水力 RM の策定・ローリングと平衡行して、経済産業省資源エネルギー庁の原子力小委員会 自主的安全向上・人材育成 WG と日本原子力学会が連携して策定・ローリングを進める「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」(付録 3 参照)でも、軽水炉利用の全体を俯瞰した固有のマイルストーン(ホールドポイント)が表示されている。このとき、熱水力 RM の策定・ローリングに際しては、情報の疎通を計りつつも独自に当面の目標を定め、策定後のローリングに際してホールドポイントの改定などを図ることとする。

## (e) 人材育成について

人材育成は、軽水炉を用いた発電事業が行われる限り、関連する全ての技術を継承し、かつ安全性を確保して継続的に改善していくために必須の要件である。求められる人材(資質)は多岐であり、産業界(事業者、メーカー)、規制(規制委員会、規制支援研究者)、学(研究所、大学)では各々、異なった目標と方法で人材育成が行われる。このため、熱水力 RM においては、安全性の確保と継続的な改善の取組みに貢献する研究・開発系の人材の育成に求められる条件を念頭に、ニーズとシーズのマッチングを意識して、個別の研究・開発テーマの参考に供すべく技術課題毎に関連した現象をなるべく詳しく示し、R&D の到達点を課題と共に示すなど、できる限りの情報付与を行う構成とする。

## (f) 外的事象(人為を含む)の扱いについて

1F事故は地震に起因した津波を原因としており、この様な頻度は小さくても極めて大きな影響を与える可能性を持つ外的事象への対応が、原子力規制委員会による新規規制基準では抜本的に改められ、強化されている。一方、熱水力分野では、例えば津波や随伴する浮遊物によって炉設備が破壊される等の可能性を考えるだけでなく、安全評価で検討される on-site の火災の様に、シミュレーション手法の成熟度が(特に日本で)低く、規制ニーズのスケジュール感がはっきりしない課題も有る。外的事象について熱水力分野の技術者や研究者はこれまで、地震の影響など少数の課題を除き、必ずしも主体的に研究を実施してきておらず、他学会を中心に研究されてきているものが多い。このため、外的事象が原子力発電所に与える影響の重大性を考慮したとき、外的事象の影響に関する研究は今後、他学会や原子力学会では計算科学技術部会の専門家との協力を図り、広く最新の研究成果を取り入れながら、原子力安全や熱流動の専門家も更なる安全向上の視点を持って積極的に取り組んでいくべき課題と考えられる。

改訂版技術戦略マップでは以上の考え方に対応すべく、まず外的事象と技術課題との連関が当

時の基盤技術SWGの技術マップ(課題整理表)において示され、外的事象の評価を行う観点から、主要な外的事象の最新知見について当時の安全評価SWGの個票(課題調査票)に「情報収集」課題として調査結果が示された。

熱水力 RM 2017 では、外的事象に関する検討が主に数値解析の分野で行われていることから、日本原子力学会 計算科学技術部会の協力により、実施されている解析・評価について、数値解析手法等の紹介と共に示される。

(g) 熱水力 RM の活用とローリングについて (参照: 図1. 4. 1)

熱水力 RM を参照し、予算措置を得て実施された技術課題の成果は、安全性を向上する技術等として原子力発電所等へ適用が図られる。さらに、技術基準や標準等の策定に活かされることで、継続的な安全性の向上に貢献することが期待される。このため本報告書は、積極的に公開・発信し、関係者と共有、ならびに利用を図る。公開・発信の方法は、日本原子力学会熱流動部会のホームページへの掲載、学会誌への投稿、国際会議等への投稿などが挙げられる。さらに、社会情勢やニーズの変化に伴って内容の見直しが必要となる可能性があるため、それらの推移を常にモニターし、扱う技術課題の妥当性等の検討を行って、技術戦略マップの改訂の可否を判断し、それに応じた改訂の実施ならびに報知・発信等を継続的に行う必要が有る。

このようなローリング活動は、日本原子力学会熱流動部会に恒設される WG が担い、具体的なローリングの実施内容を定めると共に、内容の見直しを定期的に行うことが妥当である。

## 熱水力RMの活用とローリング

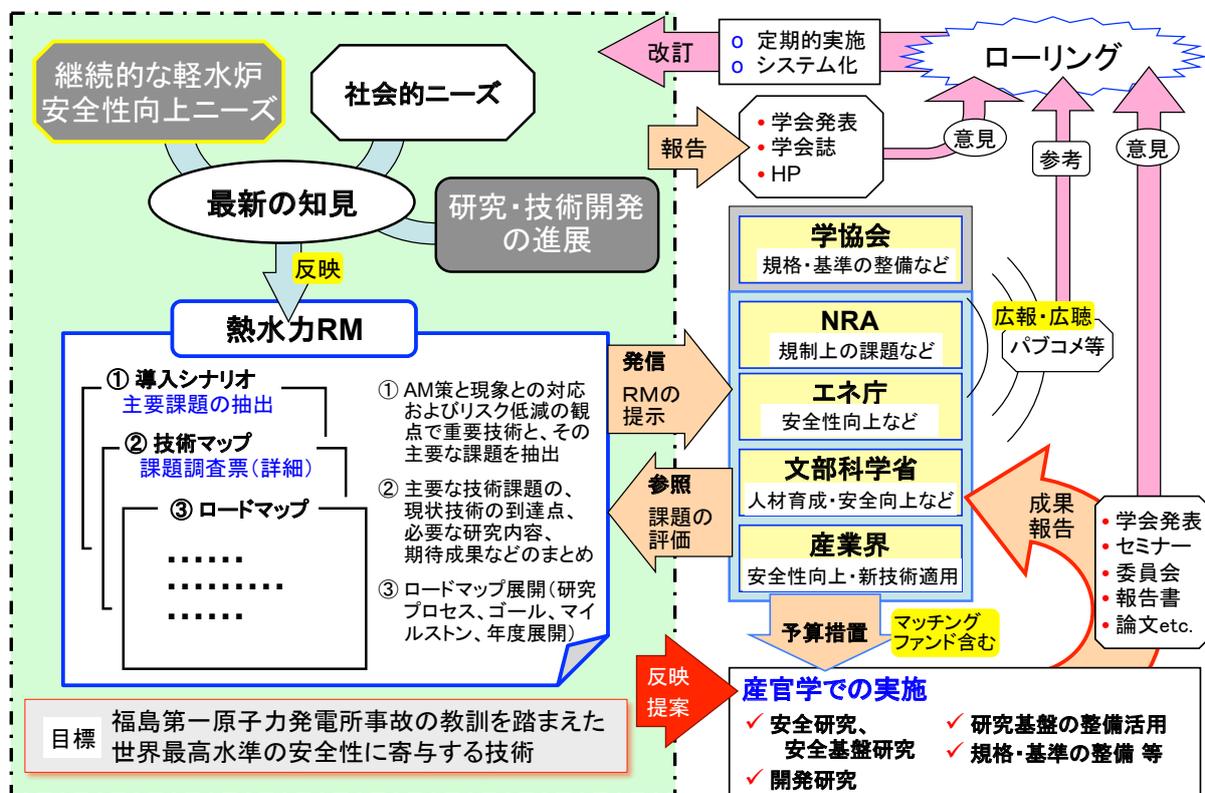


図1. 4. 1 熱水力 RM の作成と展開

## 1.5 ワーキンググループの構成

旧「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」(改訂版技術戦略マップ)は、「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」WG および、主に技術課題を検討する基盤技術 SWG、主に安全解析技術を検討した安全評価 SWG、シビアアクシデントの技術マップを策定したシビアアクシデントSWGにより策定された。本「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017」(熱水力 RM 2017)は、熱流動部会に 2016 年 9 月に設置された熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討 WG によるローリングの成果として策定された。

同WGには、電力やメーカーなど産業界、規制庁など官界、大学や研究所など学术界から委員が参加し、東京大学の越塚誠一教授が主査を務めた。WGのメンバーリストを付録4に示す。なお、参加機関のうち、(株)東芝、(株)日立製作所、三菱重工業(株)、(一財)電力中央研究所、(国研)日本原子力研究開発機構、東京大学の5機関、1大学が幹事を務めると共に、熱流動部会から研究小委員長が幹事会に参加した。

## 2章 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）

### 2.1 全体の俯瞰「導入シナリオのまとめ」

本項では、熱水力 RM 改訂のベースとなる熱水力開発・安全技術の導入シナリオ(まとめ)を示し、その考え方を記載する。図2. 1. 1に導入シナリオのまとめを示す。

導入シナリオでは、2020 年代前半までを時間軸に記載し、その間に想定される技術動向や技術開発、例えば国内では1F 事故後の SA(シビアアクシデント)対応を規制要件とする新規制への対応から既設プラントの再稼働、さらには自主的安全向上に基づく継続的な安全強化や残余のリスク低減、1F プラントからのデブリ取出しなどをマイルストーンとして、これに関連する技術開発を熱水力 RM の対象としている。

また、技術課題抽出の範囲としては、特に1F 事故を教訓として安全性向上に寄与するという観点から、1F 事故の現象解明を含めた SA および AM(アクシデントマネジメント)関連技術、ならびに、外的事象評価をも含めたシミュレーション技術の高度化を技術戦略マップのスコープとしている。技術開発のベースとなる知識、人材、設備、制度についても概観している。

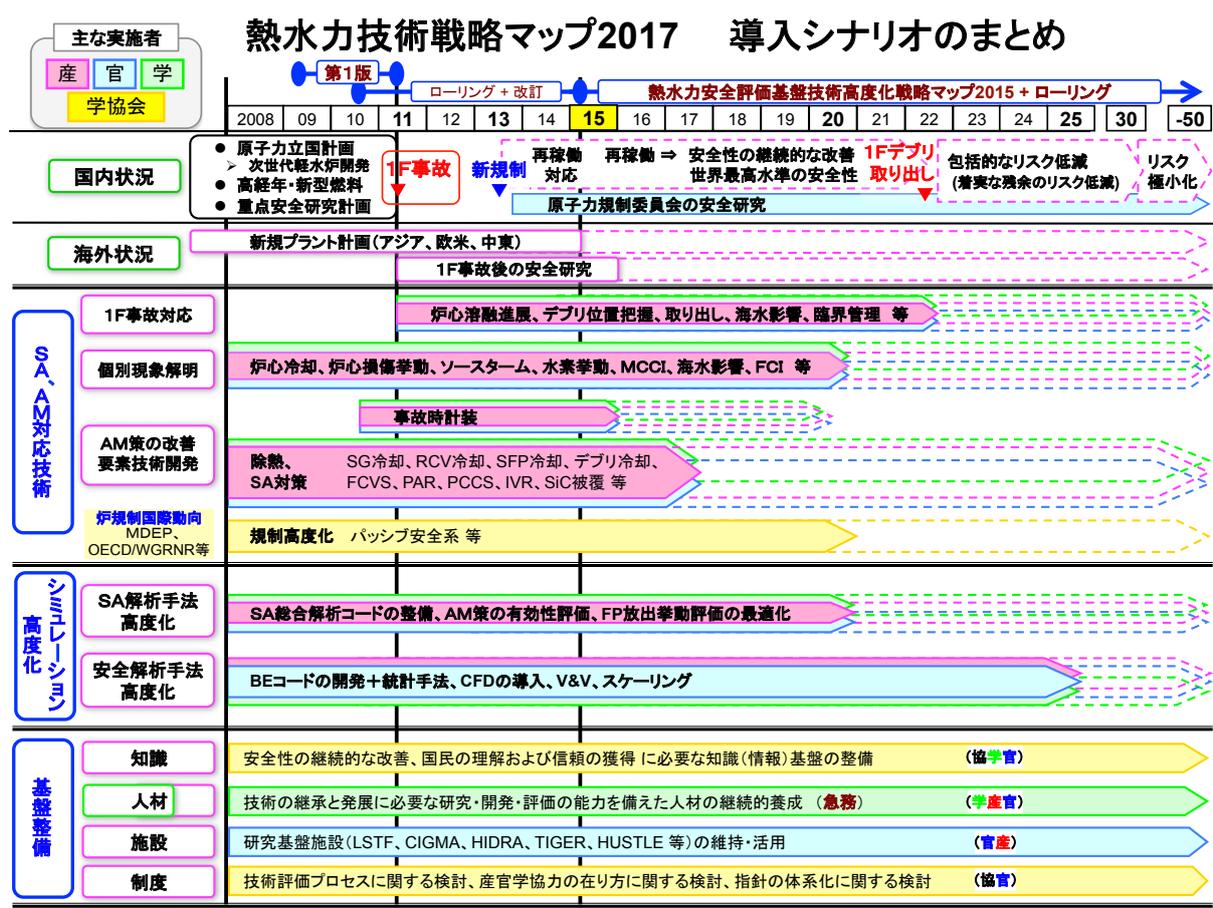


図2. 1. 1 熱水力 RM 2017 導入シナリオのまとめ

## 2.2 時系列ロードマップ

旧改訂版技術戦略マップの策定は3つのサブワーキンググループ(SWG)で行われ、各々の役割に応じたスタイルで技術マップと時系列ロードマップが検討された。最初に成果がまとめられたシビアアクシデントSWGでは時系列ロードマップを作成せず、主なシビアアクシデント現象に対する対策を考慮した詳細な技術マップが2013年に作成された。(付録1参照)

基盤技術SWGと安全評価SWGではその後、継続して検討が進められたが、マイルストーンを意識した時系列ロードマップは、主にバックキャスト的に技術課題が検討・実施される基盤技術SWGの所掌であり、安全評価SWGが担当する解析コード(評価手法)の開発・整備についてはフォアキャスト的性格が強い。このため、時系列ロードマップは主に基盤技術SWGの所掌とし、安全評価SWGは関連する評価手法について、関与する時系列ロードマップに追記する形式とした。

熱水力 RM 2017 へのローリングに際しては、2015年の改訂版技術戦略マップの方法を踏襲することとし、「基盤技術」「安全評価」の2つの分野を時系列ロードマップ上でジョイントして、得られた最終形を時系列ロードマップとして示す。ただし、1つの時系列ロードマップには、関連する複数の技術課題を載せている。このため、2.1 全体の俯瞰「導入シナリオのまとめ」とペアで見ることにより、本改訂版技術戦略マップが対象とする課題の全容について、相互の連関を理解できる構成としている。

(1) 事故時の燃料損傷防止

過酷事故の防止と影響緩和のために事故状況に応じた様々な対応策が計画され、それを着実に実施するための訓練も施されている。この対応策の立案のためには、過酷事故時の事象推移に係る現象の精度の良い把握と、解析コードへの適切なモデル化が必要である。燃料損傷防止のためには、過酷事故時に複雑に推移する沸騰挙動と二相水位の変化、露出部燃料の冷却特性、代替注水を目的とした減圧時の挙動や注水のサブクールの影響、代替注水として利用された海水などの成分の影響、燃料被覆管の酸化挙動、また、PWR 特有の2次冷却系の冷却の効果などの技術課題があり、それらの技術的知見が高度化されることで、事象推移の精度良い把握と、より現実的なAMの時間的余裕などを明確にすることができる。

これらの現象・事象の精度の良い把握のためには、実験的また先進の解析的アプローチが必要であり、達成時期は対象とする事象により異なるが、概ね1~5年の範囲で一定の知見が得られ、その後の継続的研究によりデータベースの充実が図られることになる。

必要とされるデータベースは、定格運転状態(高温・高圧)から、ミッドループ運転、停止時など様々な局面でのデータが必要であり、大学で実施可能な小規模な試験から国プロレベルの大型試験でのアプローチによるデータの充実が期待される。また、先進の解析手法(例えば粒子法など)を適用した不純物挙動の把握など、多角的なアプローチにも期待される。

熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

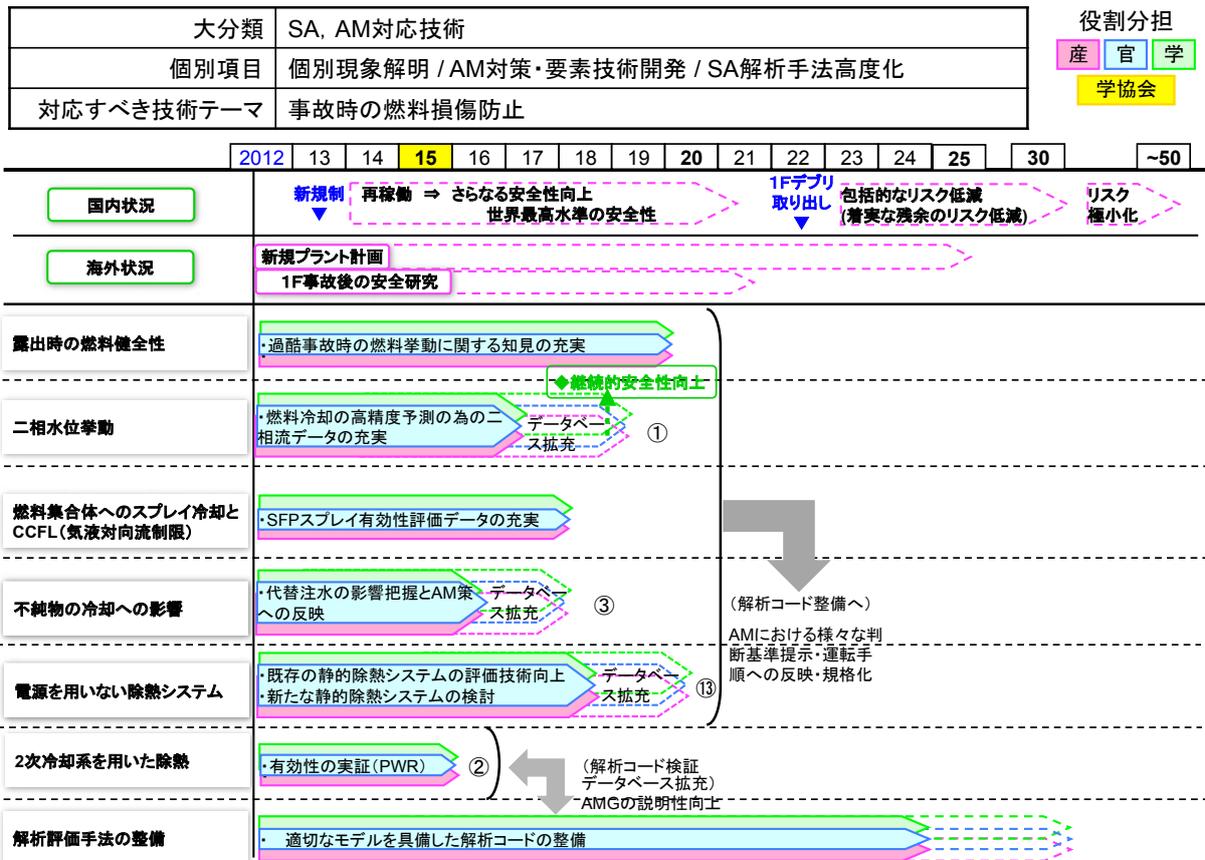


図2. 2. 1 時系列RM(事故時の燃料損傷防止)

## (2) 圧力容器健全性

炉心の冷却不良に伴って発生する炉心損傷・溶融挙動は、過酷事故の進展における大きな影響因子の一つである。また、炉心溶融物が圧力容器下部プレナムに落下(リロケーション)した場合、圧力容器の健全性が維持できても圧力容器貫通部等が損傷される可能性があり、炉外事象への進展の観点で大きく影響する。

TMI-2 事故を契機に、多くの炉心損傷模擬試験が実施され、SA 総合解析コードが開発されてきている。しかし、炉内の溶融進展や溶融物の移行挙動に関する不確かさは依然大きい。そのとき、圧力容器下部ヘッ드의貫通破損については、その破損モードは概ね想定されているが、破損の発生条件や破損面積の予測には大きな困難さや不確かさがある。特に、BWR 下部ヘッド貫通部の損傷挙動等に関する知見は非常に限られている。さらに、1F事故の際には、消防車を用いた消火系ラインによる淡水及び海水の代替注水が実施されたが、不純物を含む海水による伝熱特性や沸騰濃縮による流路閉塞の可能性等、海水影響に関する知見も限られている。

このような炉心損傷挙動、圧力容器の損傷挙動、海水や不純物の影響の解明については、福島第一原発における燃料デブリ取り出し等の観点からも非常に重要な課題と考えられる。

一方、アクシデントマネジメント策ならびに一部の新型軽水炉では、事故時に圧力容器を水没させ、外部冷却によって下部ヘッドに落下した炉心溶融物を冷却・保持して、圧力容器破損を防止する IVR(In-Vessel Retention)概念を採用している。IVR 冷却性向上の観点から、圧力容器外面の冷却性・限界熱流束等についての知見拡充が有益である。

### 熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

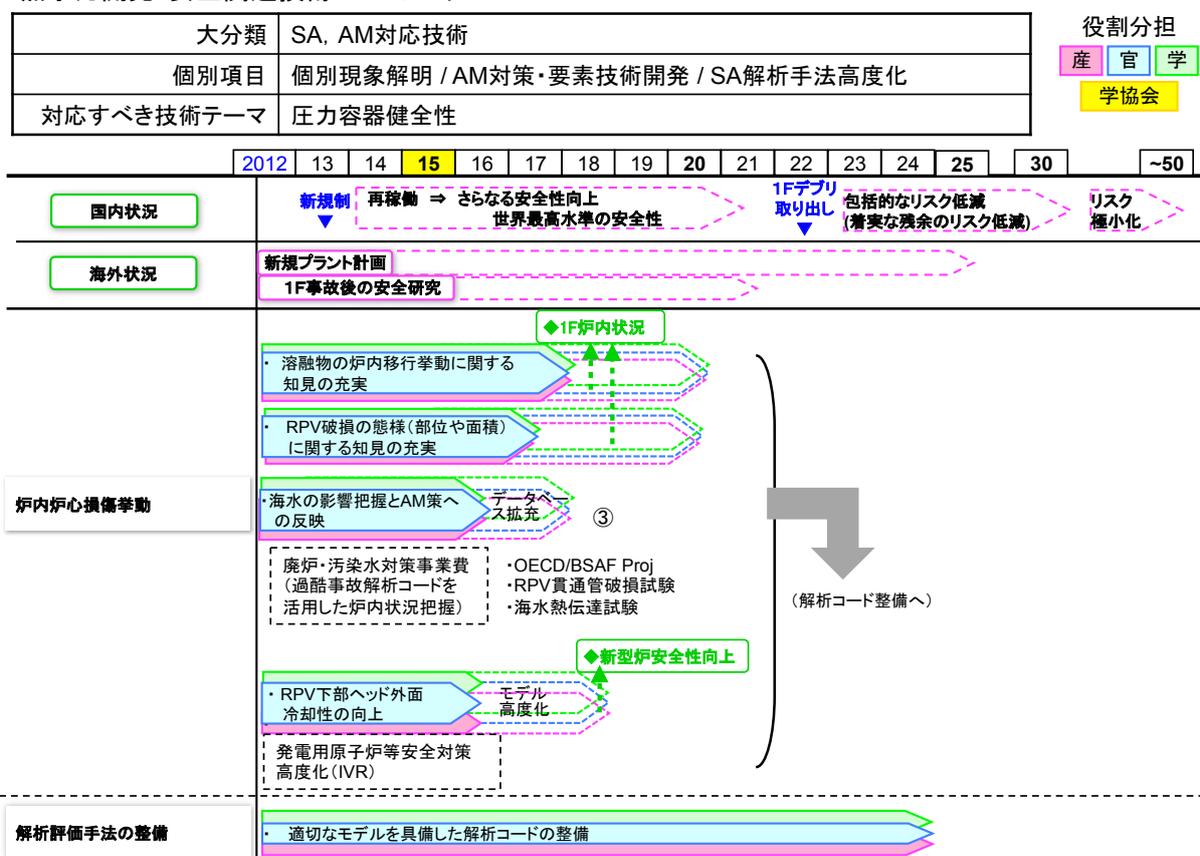


図2. 2. 2 時系列RM(圧力容器健全性)

(3) 格納容器健全性(溶融炉心冷却)

本項目は技術マップの「格納容器への注水」に係るものであり、格納容器下部注水やコアキャッチャーによる溶融炉心冷却 等が含まれる。

溶融炉心の冷却は、特に注水が遅れた場合などには不確かさが依然として大きい領域であり、冷却に影響を及ぼすパラメータに関する知見の拡充や、格納容器床部の侵食を抑制しつつ冷却を促進する方策の構築は、格納容器の健全性を確実に担保する観点から重要である。

早期注水の有効性に関する知見が拡充されれば既設炉でも活用可能であり、格納容器健全性保持に係る信頼度向上や手順(AMG)の最適化等への活用が期待される。ただし、耐熱材に関するデータベースは得られつつあるが、既設炉では設置スペース等の制約があり、形状の工夫や簡素化等が今後の課題である。

溶融物の冷却に係る伝熱流動や耐熱材の物性に関する基礎試験、解析モデルの開発や検証・高度化への参画は、大学や研究機関における人材育成にも資する。

熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

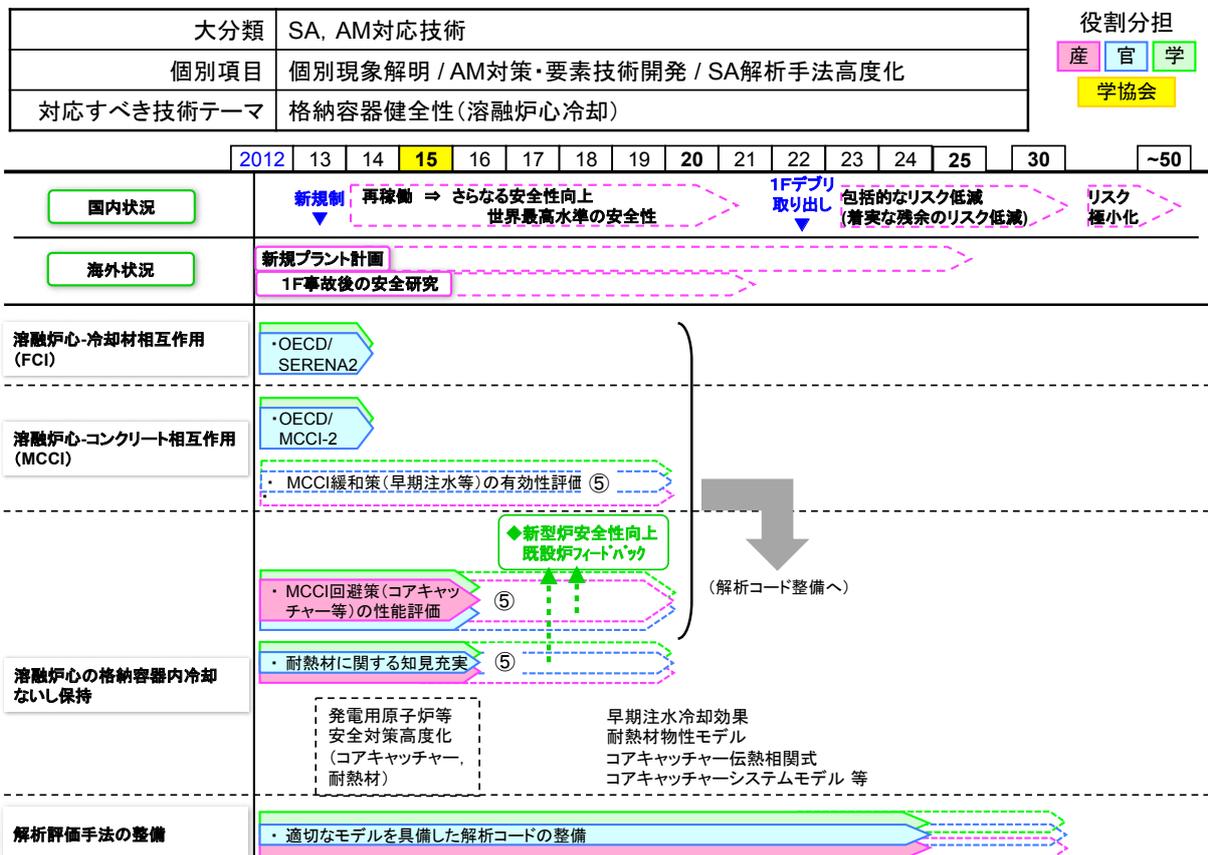


図2. 2. 3 時系列RM(格納容器健全性(溶融炉心冷却))

(4) 格納容器健全性(過圧・過温)

本項目は技術マップの「格納容器からの除熱」に係るものであり、クーラー(熱交換器)による格納容器除熱、過温破損防止対策、格納容器除熱時システム挙動 等が含まれる。

格納容器の閉じ込め機能のさらなる向上は、環境への FP 放出を可能な限り低減する観点から重要である。静的格納容器冷却系(PCCS: Passive Containment Cooling System)の設計条件を中心とした基本的性能は把握されているが、性能と密接に関連するシステム挙動等に関する知見を拡充し、国内の評価基盤を構築することが求められている。

クーラーによる除熱やシール材に係る知見が拡充されれば既設プラントで活用可能であり、格納容器の閉じ込め機能のさらなる向上や手順(AMG)の最適化等への活用が期待される。PCCS の導入は、格納容器外の水プールのレイアウトや新たな重量物に対応した耐震性確保などの考慮が別途必要のため、新プラントからになると考えられるが、解析コードの精度向上等は既設炉のクーラー設計にもフィードバック可能である。

非凝縮性ガスが混在する条件下での凝縮熱伝達や自然循環等に係る基礎試験や解析モデルの検証・高度化への参画は、大学や研究機関における人材育成にも資する。

熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

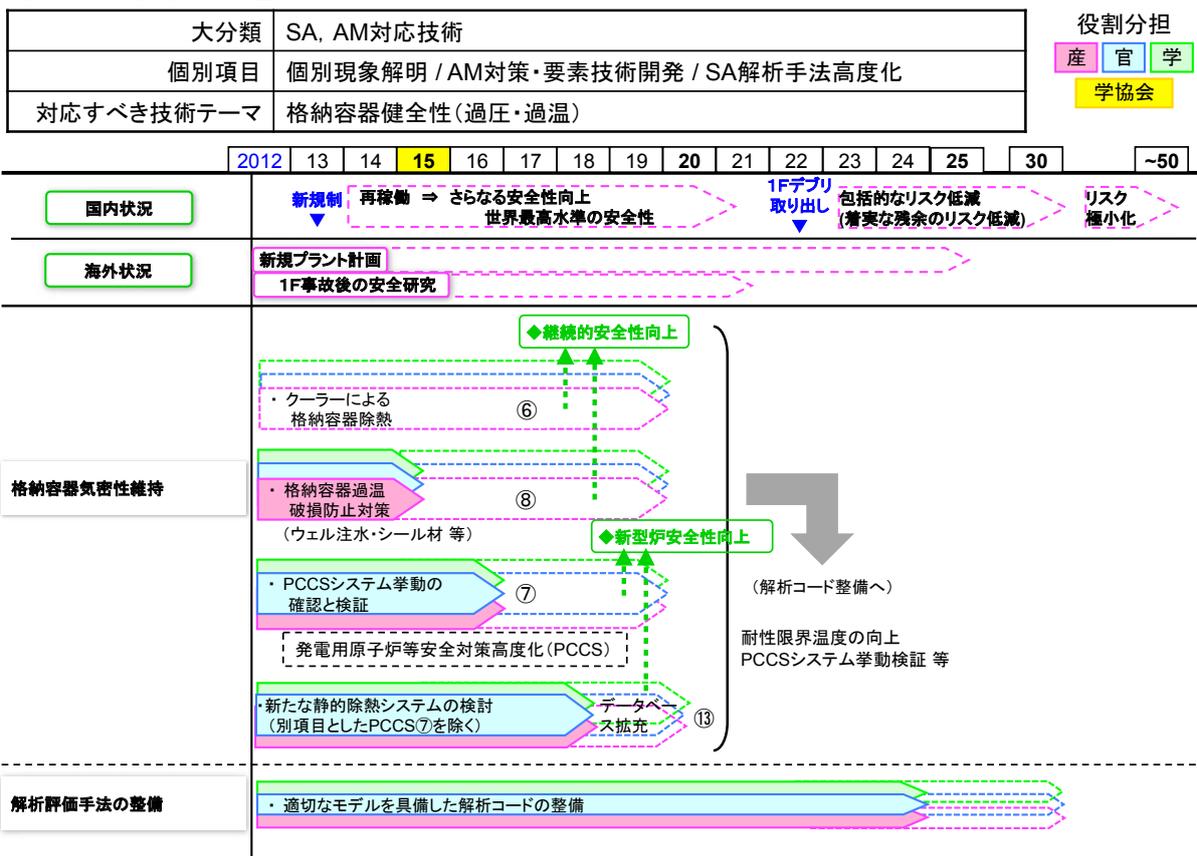


図2. 2. 4 時系列RM(格納容器健全性(過圧・過温))

(5) 水素関連

SA 時の水素燃焼リスクを低減するマネジメント策の検討には、静的触媒式水素再結合器(PAR: Passive Autocatalytic Recombiner)等の水素処理設備の性能も含め、発生、移行、混合、燃焼に至る多くの現象を高い精度で評価する必要がある。これまで OECD/NEA の THAI プロジェクト等、種々の関連研究が実施されてきているが、水蒸気を含む雰囲気との混合、成層化等による濃度／分布の不確かさの削減、エアロゾル等による PAR の性能低下防止等、依然として多くの課題が残されている。また、BWR での不活性化された格納容器では、発生した水素が長期に亘り高濃度で残留する可能性が有り、事故時雰囲気下で水素を安全に処理することが課題となっている。一方、燃料被覆管材料を SiC に見直すことにより水素の発生自体を抑制する方策などが根本的な対策として挙げられており、中長期的な研究課題となっている。

水素処理に係る課題の克服にあたっては、実験的アプローチに加え、CFD を用いた解析的アプローチが有効である。達成時期は課題により異なるが、概ね1～5年の範囲で一定の知見が得られ、その後の継続的研究によりデータベースの充実が図られる。ただし SiC 被覆管に関しては、伝熱特性や機械的特性の把握をはじめ、実用化に向けて 10 年単位での研究開発が必要である。

上記研究においては、水素濃度の空間分布等の国プロレベルでの大型試験によるデータ取得を除いては、大学で実施可能な小規模な試験によりデータの充実を図ることが可能であり、人材育成の観点でも貢献が期待される。

熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

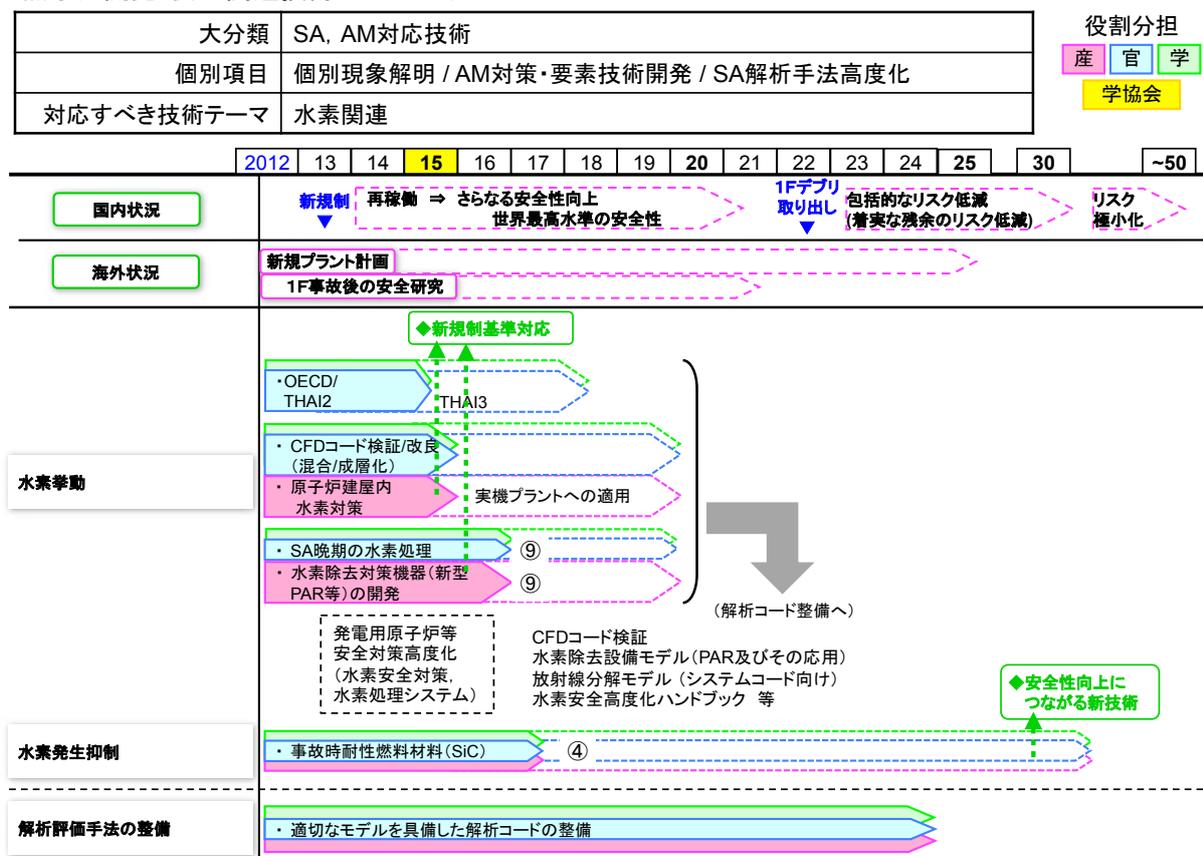


図2. 2. 5 時系列RM(水素関連)

(6) 格納容器健全性(FP 挙動)

本項目は技術マップの「FP 閉じ込め」に係るものであり、炉心損傷後の FP 挙動評価の全般および、フィルタベントや BWR の圧力抑制プールでのプールのスクラビング等の性能確認・向上が含まれる。

フィルタベントやプールのスクラビングによる基本的な FP 除去効果は TMI 事故後の SA 研究の過程で把握されてきているが、環境への FP 放出を可能な限り低減する観点から、性能に影響を及ぼすパラメータに関する知見(機構論的観点を含む)を拡充し、国内の評価基盤を構築することが重要である。

フィルタベントやプールのスクラビングに関する新たな知見は既設プラントに適用可能であり、解析コードの予測精度向上やそれによる手順(AMG)等の最適化への活用が期待される。達成時期としては概ね 3~5 年程度で一定の知見が得られ、その後の継続的な研究によりデータベースの充実が期待される。

また、1F事故を踏まえると、環境影響リスク評価の高度化に関する知見が重要となる。格納容器が損傷した場合の FP 放出量の精度よい把握と、その大気、海洋拡散における評価手法の高度化が期待される。

このような FP 放出低減設備の性能向上に係る R&D をはじめ、ソースタームに係る基礎試験や解析モデルの検証・高度化への参画は、大学や研究機関における人材育成にも資する。

熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

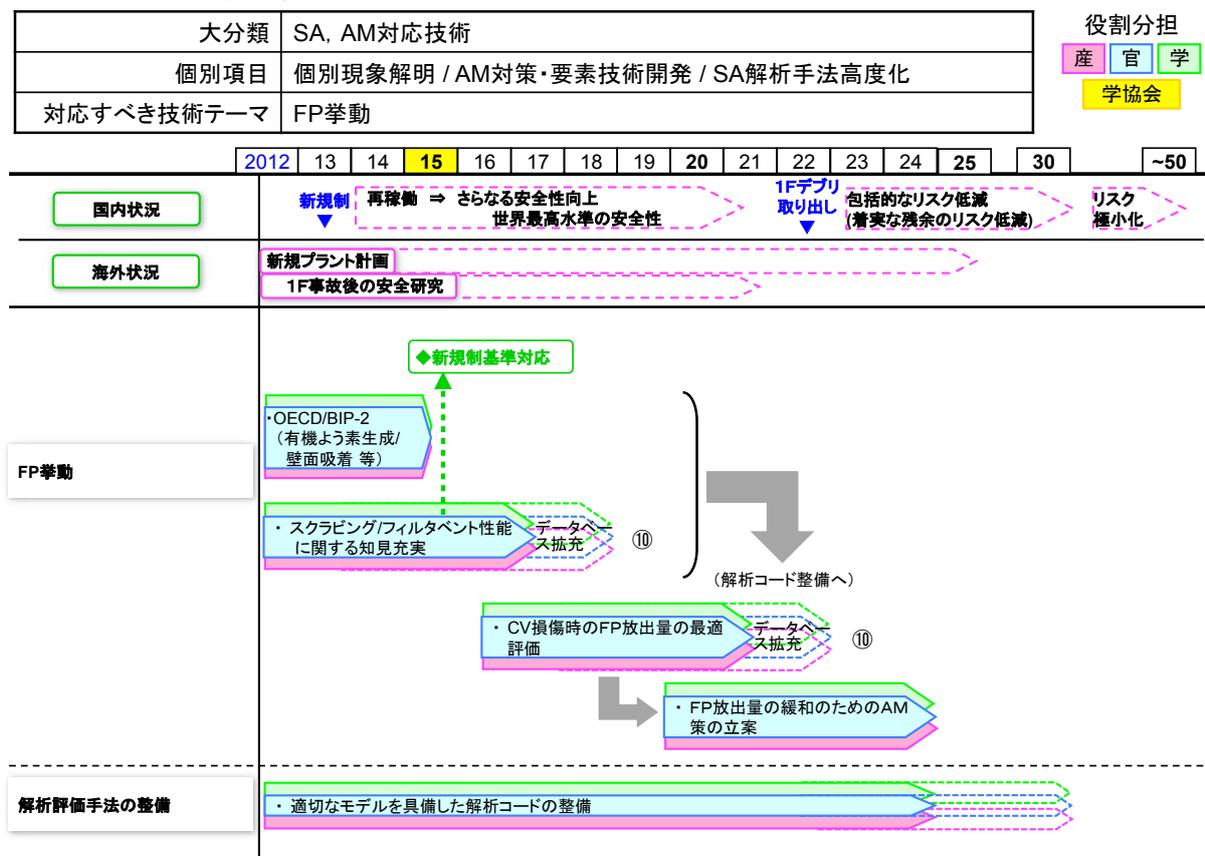


図2. 2. 6 時系列RM(FP 挙動)

(7) その他

熱水力分野に関連する分野外の対応として、1F事故後の大きな安全上の課題としては、以下の2点を抽出した。

1)再臨界

福島第一原発の各号機においては、炉心溶融が生じた結果、燃料は形状不定の燃料デブリとなり、比較的融点の低い制御棒をはじめとする炉心構造物も損傷したと考えられている。燃料デブリの大部分は、RPV下部に、さらにRPVが損傷した炉ではPCV内にも存在すると推定されている。それらの燃料デブリは現在、臨界になっていないと考えられるが、今後の燃料デブリ取り出し作業等に伴ってデブリ形状(水中での堆積挙動等)や水量・水張り状態等が大きく変化する場合でも、再臨界を防止する必要がある。

このため、燃料デブリに対する臨界評価手法や臨界管理技術の開発が必要である。

2)事故時計装

1F事故では計測システムの多くが機能を喪失して、プラント状態の把握・監視が困難となり、原子炉水位や格納容器内の水素濃度等、原子炉の安全性確保に必要な情報が把握できない状況となった。

このため、SA ならびにその後の長期間の廃炉過程にわたり、原子力発電所の確実な状態把握を可能とする事故時計装システムの開発が必要である。

熱水力開発・安全関連技術 ロードマップ

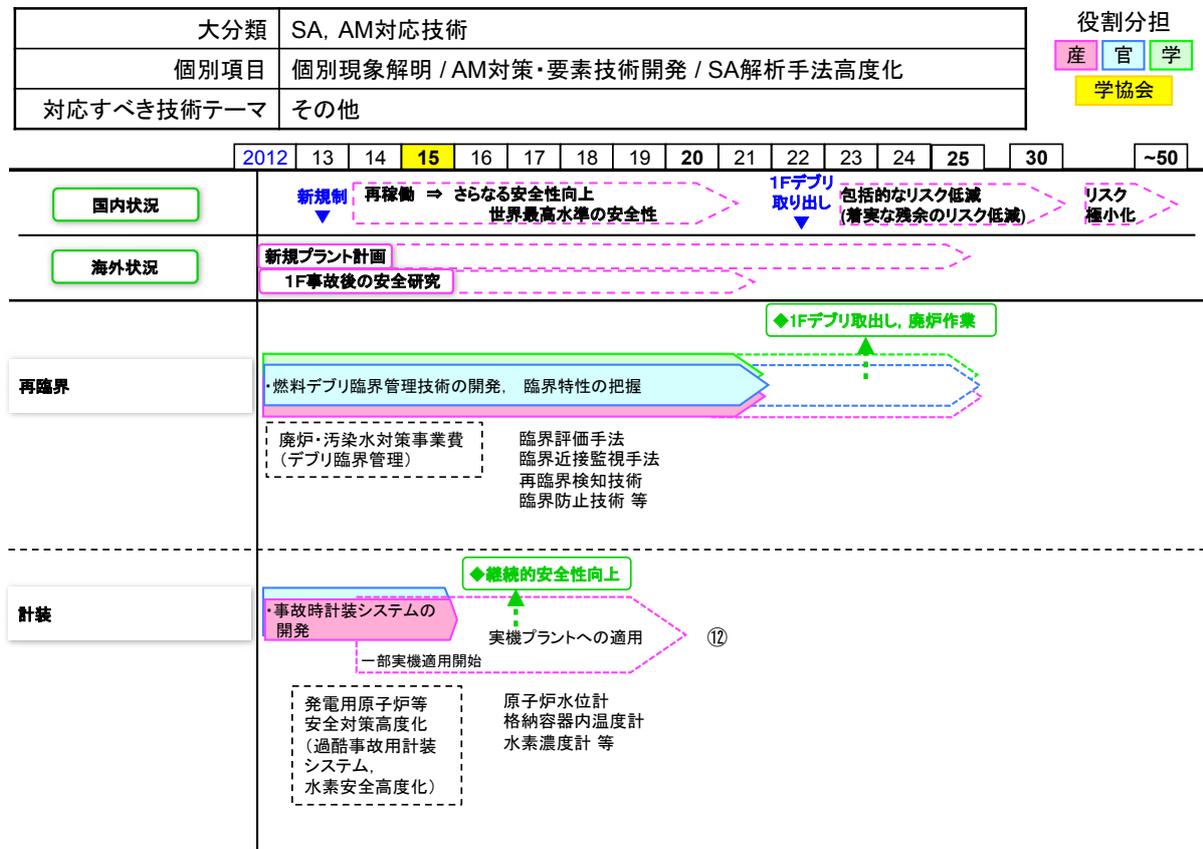


図2. 2. 7 時系列RM(その他)

## 2.3 技術マップ(課題整理表)

技術マップの検討は、旧改訂版技術戦略マップの策定作業を行った3つのサブワーキンググループ(SWG)毎に行われ、独自に作成された。熱水力RM 2017では、基本的にこれらの技術課題を継続して掲載しつつ、新たに同定された技術課題、ならびに実施課題の進捗について追記した。研究・開発が終了した技術課題についても、情報の透明性(トレーサビリティ)を確保し、今後の技術課題の検討に資するため、記録として記載を残している。

旧シビアアクシデントSWGはシビアアクシデント現象に基づいた技術マップを2013年に完成し、同年秋の企画セッションで報告<sup>\*1</sup>を行った。同技術マップは本報告書の付録1に掲載されるが、それまでの知見と議論に基づいてまとめた当時の内容を、熱水力RM 2017でもそのまま記載している。今後、ローリングによって継続的に見直しが行われることが期待される。

2.3章と2.4章には、基盤技術、安全評価について2つの旧SWGによる技術マップを、2.3章:技術マップ(課題整理表)、2.4章:個票(課題調査票)の順に掲載する。これら2つの分野では扱う技術課題のレベルや評価基準、成果の利用法が異なり、「基盤技術」では軽水炉の安全の確保・向上に資する具体的な技術開発課題を扱うが、「安全評価」はほぼ全課題にわたって必要となる設計や安全(事故)評価など解析手法(解析コード)の改良や開発を中心として扱う。このため、異なる視点を持って課題の整理と評価が行なわれ、説明も各章で個別に行われている。

2.3章には、まず、熱水力RMで扱う技術課題の選定に用いる課題整理表を示す。

---

\* 阿部ら、「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」日本原子力学会2013年秋の大会、TN09、熱流動部会セッション、八戸工業大学

### 2.3.1 基盤技術

旧改訂版技術戦略マップの策定過程で技術開発課題を同定した旧「基盤技術」SWGによる技術マップ(課題整理表)を掲載する。旧「基盤技術」SWGでは、安全裕度向上策を切り口として安全性向上、リスク低減の観点で重要となる技術を網羅的に洗い出し、重要度の高い項目について内容や成果活用に関する課題調査票(2.4.1章に記載)の作成が行われた。また、外的事象については、物理現象に関する知見や評価手法の現状について、火災・津波を例として整理が試みられた。

旧「基盤技術」SWGにて作成された技術マップ(課題整理表)を表2.3.1に示す。主な安全裕度向上策(以下、AM(アクシデントマネジメント)策)と対応する課題の抽出では、軽水炉での事象の進展に合わせて、炉心損傷前、損傷後、格納容器破損前、破損後の各フェーズおよび使用済燃料プールに関連するAM策をリストアップした。各AM策に関わる技術開発の優先度については、評価・選択の指標として「リスク低減の度合」、「AMに伴う不確かさ」、「有効性評価手法の成熟度」を挙げ、定性評価を行った。ただし、優先度の評価については、既存のリスク評価情報や過去に実施された優先度評価の事例を参考に、旧SWGメンバーの知見および議論に基づいて実施したものであり、今後のローリングで継続的に検討・改訂されるものである。さらに、関連する熱水力現象と技術開発課題の例を示した。なお、各課題に関連して実施されている、あるいは実施された国プロなどを新たに付記した。

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術)

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策及びその具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象とR&Dの課題の例	優先度の高い課題
			リスク低減の度合い	AMに伴う不確かさ	有効性評価手法の成熟度		
炉心損傷前	反応度制御	ATWS 対策 RPT/ARI/SLC (BWR) タービントリップ/MSIV 閉/AFW 起動/緊急ホウ酸濃縮 (PWR)	大 ATWSは必ずしもドミナントシーケンスではないが、緩和に失敗した場合は早期大規模放出に至る可能性が有る	中 短時間に手動操作を伴う場合は人的因子に不確かさ	高 核熱結合評価手法は概ね整備されている	核熱結合挙動 [課題(例)] ・高精度核熱結合解析(含、ホウ酸の混合・希釈等) + 検証データの整備	
	原子炉減圧	原子炉減圧ロジックの追加(BWR) 水位低+時間遅れの起動ロジック追加	大 高圧注水失敗シーケンスに効果的	小 ESF 作動ロジックとは独立で信頼性は高い	高 原子炉挙動の評価手法は整備されている	二相伝熱流動全般(減圧過程) 減圧沸騰 二相水位 蒸気冷却 等 [課題(例)] ・過渡状態での二相水位予測	①
		原子炉減圧(BWR) 可搬式資機材(弁駆動用バッテリー、ポンベ等)を用いた逃がし安全弁の開放	中 内の事象では減圧ロジックで十分低減外的事象に対する備えとしては有効	中 短時間に手動操作を伴う場合は人的因子に不確かさ	高 原子炉挙動の評価手法は整備されている	同上	
	原子炉への注水・インベントリ保持(高圧/低圧)	動力電源に依存しない注水系等 IC, RCIC 等(BWR) タービン動 AFW (PWR)	大 高圧シーケンス時のインベントリ保持に有効	中 現状では起動後長期に運転状態の調整が必要	高 原子炉挙動の評価手法は整備されている	二相伝熱流動全般(冷却過程) スプレイ冷却 リウエット 等 [課題(例)] ・海水やホウ酸水の沸騰濃縮による流路閉塞や冷却性能低下	不純物の冷却への影響 ③
		代替注水(常設/可搬式) 代替注水系による注水	大 注水機能喪失/SBO 時等のバックアップとして有効	中 可搬式の場合は系統構成に一定時間を要する(位置的分散上は有利)	高 原子炉挙動の評価手法は整備されている	同上	

(注) ATWS:スクラム失敗、RPT:再循環ポンプトリップ、ARI:代替制御棒挿入、SLC:ほう酸水注入系、ESF:工学的安全施設、AFW:補助給水

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 2/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
炉心損傷前 「続き」	原子炉/格納容器 からの除熱	代替 RHR(車載等) RHR 2 次側の代替 冷却	大 格納容器加圧シー ケンスに有効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(位置的分 散上は有利)	高 プラント挙動評価 手法は整備され ている		
		2 次冷却系を用いた 除熱(PWR) SG への注水と主蒸 気逃がし弁開による 1 次系の自然循環 冷却	大 1 次系 高圧シーケ ンス等における冷 却、減温減圧に有 効	中 or 小 短時間に手動操作 を伴う場合は人的 因子に不確かさ	中 原子炉挙動の評 価手法は整備さ れているが、妥当 性確認の充実要	1 次系保有水減少時の自然循 環冷却、リフラックス冷却 ② 凝縮熱伝達 対向流 等	
		格納容器ベント 耐圧ベント	大 格納容器加圧シー ケンスに有効	小 弁操作のバックアッ プ整備により不確 かさは低減	高 プラント挙動評価 手法は整備され ている		
	(燃料温度の上昇)	新型炉心材料 SiC 被覆管等	大 酸化による炉内水 素発生を大幅に抑 制できる	中	低 材料特性データ の充実が必要	被覆管の酸化・破裂 不純物の冷却への影響 [課題(例)] ・事故耐性燃料材料(SiC)	事故耐性 燃料材料の 材料特性 ④ (実証までに長 期間を要する)

(注) RHR: 残留熱除去系

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 3/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
炉心損傷後 (圧力容器破損前)	原子炉減圧 (BWR)	(炉心損傷前と同様)	中 内的事象では減圧 ロジックで十分低減 外的事象に対する 備えとしては有効	中 短時間に手動操作 を伴う場合は人的 因子に不確かさ	高 原子炉挙動の評 価手法は整備さ れている	二相伝熱流動全般(減圧過程) 減圧沸騰 二相水位 蒸気冷却 等	
	代替注水 (常設/可搬式)	(炉心損傷前と同様)	大 注水機能喪失/ SBO 時等のバック アップとして有効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(位置的分 散上は有利)	高 原子炉挙動の評 価手法は整備さ れている	炉内炉心損傷挙動 燃料からの FP 放出 炉心構成物質の溶融・移行 溶融炉心の成層化状態 溶融炉心から容器への熱 流束 下部ヘッド外部冷却の限 界熱流束 圧力容器の腐食 海水やホウ酸水の沸騰濃 縮による流路閉塞や冷却 性能低下 再臨界 炉心部の未臨界性及び再 臨界 原子炉容器内下部プレナ ムデブリの未臨界性	炉内容融進展 の不確かさ  IVR  構造健全性(腐 食)
	原子炉/格納容器 からの除熱	(炉心損傷前と同様)					

(注) IVR: 溶融デブリ炉内保持、SBO:全交流電源喪失

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 4/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
圧力 容器 破損	(破損の態様)	—	(現象論にて評価)			下部ヘッドペネトレーション破損 原子炉容器の破損面積 (温度誘因のパウダリ破損を 含む) 原子炉冷却系の減圧	格納容器への 荷重条件
格納 容器 破損	早期破損 (Energetic な 事象 等)	—	(現象論にて評価)			溶融炉心-冷却材相互作用 (FCI) 粗混合過程 溶融炉心の冷却性 トリガリング 機械的エネルギー変換効率 高圧融体放出 (HPME) / 格納容 器直接加熱 (DCH) デブリ分散が発生する原 子炉圧力 デブリ分散時の圧力・温度 上昇 直接接触(シエルアタック)	
	格納容器耐性	—	(現象論にて評価)			格納容器 (CV) 漏えい CV 破損	
	格納容器バイパス	—	(現象論にて評価)				

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 5/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
格納容器破損前 (圧力容器破損後)	格納容器への注水	代替格納容器スプレイ 代替注水系による 注水	大 格納容器加圧シー ケンスに有効 環境影響低減に有 効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(位置的分 散上は有利)	高 スプレイ効果の評 価手法は整備さ れているが, 極低 流量の場合の知 見は乏しい	スプレイ冷却 FP 除去	
		格納容器下部注水 代替注水系による 注水	大 溶融炉心-コンクリ ート相互作用 (MCCI) の進展抑 止に有効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(位置的分 散上は有利)	低 デブリ冷却挙動 の評価手法は存 在するが, 冷却メ カニズムの定量 化は十分でない	MCCI 溶融物の堆積と流動 注水による冷却挙動 溶融デブリの対流熱伝達率 コンクリート侵食挙動 クラストの高温熱物性・強度 クラスト上へのデブリ噴出 水素及び一酸化炭素の放出 [課題(例)] ・早期注水時の冷却効果確認	早期注水効果 の確証試験及 び評価モデル 整備 ⑤
		コアキャッチャー	大 MCCI の進展抑止 に有効	小 静的機器で構成さ れ不確かさは小さ い	低 個別の設計特徴 (構造/材料等)を 考慮した評価モ デルが必要	溶融炉心の格納容器内冷却・ 保持 デブリ落下・移行挙動 ジェットインピンジメントによる侵食 デブリの拡がり 溶融プールの対流熱伝達 溶融物の成層化 デブリ冷却 流れの安定性 デブリによる侵食 構造耐性 [課題(例)] ・高温域での耐熱材物性, 化学 共存性	物性試験, 評価モデル整 備, 確証試験 ⑤

(注) FP:核分裂生成物

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 6/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
格納容器破損前 (圧力容器破損後)「続き」	格納容器からの 除熱 (過圧防護を含む)	DWクーラー(BWR) CV再循環ユニットを用 いる自然循環冷却 (PWR) ・ダクトによるCV再循 環ユニットの自然循 環揚程確保 ・熱交換器への通水 ・沸騰防止のための 加圧	大 格納容器冷却に有 効 環境影響低減に有 効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(位置的分 散上は有利)	中 自然対流冷却挙 動の評価手法は 整備されている が、妥当性確認 の充実要 蒸気凝縮による 水素濃度上昇の 影響確認必要	非凝縮性ガスを含む凝縮熱伝 達と自然対流 ⑥	
		静的格納容器冷却系 (PCCS)  伝熱管冷却	大 格納容器加圧シー ケンスに有効 環境影響低減に有 効	小 静的な方式であれ ば事故後の操作等 は不要	高 静的格納容器冷 却挙動の評価手 法は整備されて いる	非凝縮性ガスを含む凝縮熱伝 達と自然対流 格納容器気相成層化 サプレッションプール成 層化 (BWR) 伝熱管冷却 伝熱管単体性能 伝熱管群の影響 エアロゾル付着挙動 格納容器内システム挙動 [課題(例)] ・個別のプラント形状を考慮し たシステム挙動	システム相互作 用の検証(新た なプラント設計 の場合) ⑦
		格納容器壁面冷却	同上	同上	中 静的格納容器冷 却挙動の評価手 法は整備されて いるが、SA 条件 での外面冷却効 果の検証は十分 でない	格納容器壁面冷却 格納容器内外面の熱伝達 格納容器外面を水冷する 際の水膜挙動 [課題(例)] ・シビアアクシデント(SA)条件 での外面冷却効果とそれに伴う 格納容器内自然対流熱流動	

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 7/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
〔圧力容器破損後〕 格納容器破損前 〔続き〕	格納容器からの 除熱 (過圧防護を含む) 〔続き〕	ウェル注水/シール材	大 格納容器過温シ ェンズに有効 建屋側への水素リ ーク防止に有効	小 手動でのウェル注 水操作を実施する 場合には人的因子 による不確かさあり	高 ウェル部冷却性 能については、 SA 解析コードで 評価可能だが、 妥当性確認の充 実要	[課題(例)] ・ウェル内での自然対流熱伝達 ・高温化シール材開発 ⑧	
		代替 RHR(車載等) (炉心損傷前と同様)					
		格納容器ベント (炉心損傷前と同様)					

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 8/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
炉心損傷後 (共通)	水素燃焼対策	イグナイタ	大 格納容器自由体積 が小さいプラントに おいて水素濃度上 昇による爆轟防止 に有効	中 自動起動の場合は 操作に伴う不確か さは小さいが、電源 喪失後の電源再投 入操作に係る不確 かさあり	中 ガス条件に対す る着火性は実験 にて検証されて いる 水素濃度分布評 価方法は概ね整 備されているが、 密度成層化が顕 著な試験等の予 測精度は十分で ない	水素生成(化学/放射線含む) 水素拡散・混合・濃度分布 水素燃焼 水素処理設備の性能(空気雰 囲気, 不活性化雰囲気) ⑨	
		PAR	大 水の放射線分解等 による長期的な水 素濃度上昇防止に 有効	小 操作に係る不確か さは無い	中 水素処理特性を 境界条件で与え るが、被毒による 触媒機能低下、 低酸素濃度での 触媒性能、高水 素濃度における 触媒による水素 着火に係る妥当 性確認の充実要		
		不活性化/ SA 晩期水素処理 窒素封入/触媒等	大 事故後長期の燃焼 回避/安定状態達 成に有効	小 静的な方式であれ ば事故後の操作等 は不要	低 触媒を用いる場 合は性能把握・ 向上が必要	触媒性能 [課題(例)] ・低酸素, 被毒影響等	SA 雰囲気中 での水素処理性 能向上・確認 ⑩

(注) PAR: 静的触媒式(水素)再結合装置、SA:シビアアクシデント(重大事故)

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 9/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
炉心損傷後 (共通「続き」)	FP 閉じ込め	代替 RHR(車載等) (炉心損傷前と同様)	大 格納容器加圧シ ェンセスに有効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(位置的分 散上は有利)	高 プラント挙動評価 手法は整備され ている	(スクラビング/フィルタベントに も共通) 燃料から注入水, 気相への FP 移行 原子炉冷却系内 FP 挙動 よう素挙動 エアロゾル挙動 スプレイによる FP 除去効果 再付着、蒸発 格納容器からの漏えい	データベースの 充実 モデルの高度 化
		格納容器ベント プールのスクラビング (BWR)	大 格納容器加圧シ ェンセスに有効 環境影響低減に有 効	中 格納容器内水位に 依存 弁操作は手動バッ クアップ等により不 確かさ低減	中 一般的試験デー タや解析モデル は存在 減圧沸騰が生じ るような場合は知 見が不足	プールのスクラビング 減圧沸騰(エントレインメント) [課題(例)] ・高プール水温状態での DF	過渡的条件下 での FP 除去効 果把握
		フィルタベント	大 格納容器加圧シ ェンセスに有効 環境影響低減に有 効	中 外的事象(例えば 地震)時の系統の 健全性, 弁操作, 途中注水, pH, 水 量管理	中 解析モデルは有 る。AM手順(物 理・化学的条件) に応じた対象物 質に応じたモデ ルの妥当性確認 (国内評価基盤 整備)と精緻化を 期待	ノズル部の流動状態とDFの関 係	データベースの 充実と評価基盤 の構築 ⑪

(注) DF: 除染係数、濾過係数

表 2.3.1 課題整理表(基盤技術) 10/10

状態	安全機能等	安全裕度向上(AM)策 及び その具体的方策の例	優先度の視点と評価			関連する現象と R&D の課題の例	優先度の高い 課題
			リスク低減の 度合い	AM に伴う 不確かさ	有効性評価手法 の成熟度		
炉心損傷後 (共通) [続き]	サポート機能	事故時計装の代替策/ 追加 代替原子炉水位計 装(熱電対方式等)	中 現行設備のバック アップとして、炉心 損傷シーケンスに おいて有効	小 熱電対等の信頼性 は高い	低 解析手法への反 映は不要	原子炉水位計装 格納容器内計装 R/B 計装	プラント状態の 把握 ⑫
		代替 AC/DC 電源					
		水源の確保					
格納容器破損後	水素燃焼対策 (原子炉建屋)	水素濃度制御 非常用換気空調系 建屋ベント 建屋PAR	大 建屋内での水素燃 焼防止に有効	小 PAR 等の静的機器 を採用する場合、 信頼性は高い	高 CFD 等による建 屋内の水素濃度 評価手法は確立 済み	水素混合 水素燃焼 換気/自然循環	
	FP 閉じ込め (原子炉建屋)	FP 拡散抑制 放水等	小 FP の除去効果は 限定的	小 可搬式の放水等 による場合は、放 水分布や人的因子 による不確かさあり	中 設計条件のスプ レイによる FP 除 去効率の評価手 法は確立している	原子炉建屋内 FP 挙動 FP 除去効果	
	FP の環境移行 (含、管理放出)	—				大気拡散(地表沈着を含む) 海洋拡散 地中移行	
使用済燃料	使用済燃料からの 除熱	使用済燃料プールの 冷却 代替注水系による 注水	大 FP 閉じ込め障壁は 限定されるため、損 傷防止は環境影響 低減に有効	中 可搬式の場合は系 統構成に一定時間 を要する(時間的余 裕は大)	中 燃料露出に至っ た場合の冷却挙 動は不確かさが 残されている	自然循環(液相/気相及び建屋 内対流・凝縮) スプレー(落水)冷却 高酸素雰囲気中の燃料挙動 再臨界	
	サポート機能	事故時計装の代替策/ 追加 代替プール水位計 測等	中 現行設備のバック アップとして、燃料 損傷防止に有効	小 熱電対等の信頼性 は高い	低 解析手法への反 映は不要		

(注) R/B:原子炉建屋、CFD:計算流体力学(解析手法)

表 2.3.1(別表) 外的事象に関する整理 (基盤技術)

分類		代表的ハザード	随件事象	主な現象が 原子力発電所に及ぼす影響	防護設備	関連する主要な技術分野 (現象論)
自然	気圏	強風 (台風, 竜巻)  豪雨 積雪 極度の高温 隕石	飛来物 砂嵐 洪水, 土砂災害 閉塞 (空調等)	風力による荷重・振動 貫通・剥離  荷重, ヒートシンク喪失 ヒートシンク喪失 衝撃波, 貫通・剥離	建屋 建屋, 分離  溢水対策 建屋	耐風工学, 気象予測
	水圏	異常潮位, 津波  極度の低温, 凍結 塩害	波力, 遡上 引き波	津波流動, 静的・動的荷重 ヒートシンク喪失 ヒートシンク喪失 腐食	防潮堤  取水設備 (凍結対策)	耐津波工学
	地圏	地震  地盤変動  火山噴火	構造物の振動 及び 二次的揺動 火災 溢水 隆起, 沈下, 流動化, 地割れ, 地滑り, 斜面 崩壊, 土石流 噴石, 降下火砕物, 火 山ガス, 火災, 地震	地震荷重, 外部電源喪失 ボイド挙動, スロッシング  漏えい, 没水, 被水, 蒸気影響  堆積荷重, 閉塞・目詰まり	耐震, 免震  分離 分離, 溢水対策  フィルタ	地震時の熱流動  溢水評価  火山影響評価
	生物	海生物等 小動物		ヒートシンク喪失 短絡	スクリーン等 (, 薬注)	
自然または 人為 (電氣的擾乱)	電磁波障害 落雷 大規模系統変動		地絡, 短絡, 火災 電圧・周波数変動	シールド等 避雷設備		
人為	火災 爆発 移動物の衝突, 重量 物の落下 治水構造物の損壊 有害物質の放出	電気回路異常  構造物の振動, 火災  洪水, 土砂災害	燃焼, 発煙 圧力波, 衝撃波 貫通・剥離, 振動, 燃焼  発生・流出, 移行・拡散	分離 (, 消火) 建屋 建屋, 分離  溢水対策	火災影響評価  航空機衝突評価  有毒ガス影響評価	

構造物・機器の応答・連成 (流体振動を含む)

## 2.3.2 安全評価

次ページより旧安全評価 SWG によって取りまとめられた解析コードの改良(利用中)や開発に係る技術マップ(課題整理表、表2.3.2)を掲載する。ここでは、いわゆる内の事象(原子炉、格納容器、建家内の現象)について技術マップに展開しており、福島事故以降関心の高まった外的事象については、安全評価に係るシミュレーション技術の成熟度も考慮して調査課題とし、個票(課題調査票)の作成にとどめられた。

熱水力 RM 2017 では、外的事象に関する検討が主に数値解析の分野で行われていることから、日本原子力学会 計算科学技術部会の協力により、実施されている解析・評価について、数値解析手法等の紹介と共に示している。

技術マップでは、課題として炉心損傷前後の原子炉容器内現象、格納容器内現象及び原子炉建家内の現象の4つを取り上げた。なお、2.4.2 節で記載する個票(課題調査票)の内、これらの4つの課題に対応する個票(課題調査票)には番号を付けて関係を明確にした。

技術マップ(課題整理表)では、それぞれの課題について、事故の進展に伴って発生する主な事象と着目する物理量を列挙し、おのおのについて、産官学の各々が利用・改良し、ないし開発する解析コードを当てはめた。さらに、それぞれの課題全体について、解析コードの活用先と技術の展望につき記述した。最後に、この技術マップと対応する個票(課題調査票)をベースにシミュレーション技術に関する RM の整備項目としてそれぞれの課題について纏めた。

表2. 3. 2 技術マップ(課題整理表) 安全評価

課題	番号	調査項目		解析コード(利用中と開発中)				解析コードの改良と開発		
		主な事象	着目する物理量(+対策例)	産(BWR)	産(PWR)	産(研究開発)	官	学	活用先	技術の展望
炉心損傷前	①	安定性	減幅比	ODYSY → TRACG? 安定性解析コード → TRACT	-(Pは不要)	→TRACE/PARCS	LAPURO5-J, TRACE-PARCS SKETCH-INS/TRACE →国産システムコード		DBA 解析への適用 AM 策、SA 策の有効性評価の高度化 SA 解析へのつなぎ	機構論的なモデリング +モデル V&V 多次元/多相シミュレーション DBA 解析での統計評価手法との連動
		ECCS 挙動 (LOCA や P:SGTR にて 作動)	PCT~炉心内の流動や水位 (対策:ECCS 長期注水/循環、P: ダウンカマーバイパスの現実的評価、炉心過渡熱伝達評価、各所での CCFL に伴う冷却材分布の影響評価、など + 加圧熱衝撃(PTS) (対策:RPV 材料の脆化モニターや RPV 破損挙動予測など)	SAFER/GESTR → TRACG SAFER/CHASTE SALUTE/CHARM → TRACT	SATAN-M(LB,SB), WREFLOOD, BASH-M → MCOBRA/RELAP5 M-RELAP5	→TRACE	RELAP5/MOD3 COBRA-IV, TOODEE2 SKETCH-INS/TRACE →国産システムコード			
		自然循環	PCT~炉心水位 (対策:高信頼性水位計、P: SG 減圧や二次側注水) + P: ボロン希釈に伴う反応度印加 (対策:ECCS 注水?) + P: 過渡時、SGTR 時、極小破断 LOCA 時等での運転員自然循環クールダウン (対策:詳細な温度分布計測など)	ISCOR, SAFER, REDY, ODYN → TRACG,TRACT	MARVEL, SATAN-M(SB) → MCOBRA/RELAP5, M-RELAP5	→TRACE	REALP5/MOD3 TRACE →国産システムコード			
		AOO (ATWS & RIE を除く)	MCPR, DNBR (対策:ポンプ停止時過渡時等の精確な予測、燃料の耐久性評価、高耐久性燃料の開発など vs. 学会標準)	REDY/SCAT, ODYN/TASC → TRACG REDY/SCAT BANDIX/FRANCESCA → TRACT	MARVEL, THINC-III → SPARKLE-2	→TRACE/PARCS	RELAP5/MOD3 COBRA-IV, TOODEE2 SKETCH-INS/TRACE, TRACE-PARC →国産システムコード			
		ATWS & RIE	冷却材圧力(対策:炉心出力の分布や過渡 vs. 熱水力条件の把握、毒物注入など) + ボロン希釈(対策:ボロン水(ECCS)注水)	ODYN/TASC → TRACG? REDY/SCAT → TRACT	MAREVL, TWINKLE → SPARKLE-2	→TRACE/PARCS	SKETCH-INS/TRACE TRACE-PARCS →国産システムコード			
		炉外、CV 内	原子炉格納容器内の圧力、温度 (対策:CV スプレイの継続注入、CV 内除熱設備(ファン・クーラー)に雰囲気除熱)		COCO →GOTHIC	STAR-CCM+ LP(集中定数系)モデル	CONTEMPT-LT →国産システムコード			
炉心損傷後	②	炉心損傷に至る核熱的挙動 (スクラムで核反応は停止)	炉心損傷条件到達時刻 (対策:起回事象依存 ~ イベントツリー分類と分岐に係る熱水力レスポンスの予測 + 過熱中の再冠水冷却やスプレイ冷却の応答を含む)	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR TSUBAME THALES2 国産システムコード	SAMPSON 全モジュール (MCRA+FRHA+THA)	AM 策、SM 策の有効性評価の高度化	機構論的なモデリング (RV 破損メカニズム同定、材料挙動)
		炉心損傷の開始場所の予測	炉心内温度分布~炉心内水位 (mixture level) の圧力等依存性+時間変化の把握 (対策:SA 時水位計、SA 時炉心内温度分布計装等)	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR TSUBAME THALES2 国産システムコード	(MCRA+FRHA+THA)	SA 緩和のための燃料、NPP 設計の高度化	多次元/多相シミュレーション (3次元解析:溶融炉心移行挙動、炉心溶融物の成分分離挙動、炉内構造物との相互作用詳細化、FP 移行挙動の高精細化、高速化、純水注入時溶融炉心熱水力的不安定評価)
		損傷炉心の移動と堆積挙動	キャンディング(材料物性や温度分布依存性)、損傷炉心の堆積時刻(炉心水位依存性、破損状況依存性 ~ クラスト状や瓦礫状、等々、P と B の相違、シュラウド全部の座屈崩壊も要考慮) (対策:注水時の燃料や構造物の応答)	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR TSUBAME THALES2	(MCRA+DCA+THA)	許認可解析、及びそのクロスチェック SA 後の廃炉措置における工法策定、安全対策 運転シミュレータによる SA 訓練 PA への活用、ハザード啓蒙	モデル V&V(上記の検証、デブリ物性評価手法の高度化)
		原子炉容器損傷箇所	原子炉容器損傷箇所 ~ 溶融物の移動・堆積と IVR の効果、RPV のクリープ破損ないし溶融破損 (B: 制御棒案内管の影響等も) (対策:P: PIV、B:制御棒案内管からの注水、RPV 圧力~減圧の影響→ DCH と関連)	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR TSUBAME THALES2	(DCA+THA+CVPA)		

(注) ここに示される解析コードは、大部分が海外からの導入コードやその改良版である。国産コードは THALES2 や SAMPSON など限定的である。

表2.3.2 技術マップ(課題整理表) 安全評価 (続)

課題	番号	調査項目		解析コード(利用中と開発中)				解析コードの改良と開発		
		主な事象	着目する物理量(+対策例)	産(BWR)	産(PWR)	産(研究開発)	官	学	活用先	技術の展望
格納容器内	③	過圧・過温破損	最大圧力、温度(対策:P:代替 CV スプレー、CV 再循環ユニットによる自然対流冷却、B:?)		MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR TSUBAME THALES2		同上	機構論的なモデリング +モデルV&V(CV破損メカニズム同定)  多次元/多相シミュレーション (3次元解析:炉心溶融物の成分分離挙動,コンクリート侵食挙動,炉外溶融物拡がり詳細化,CV 構造物との相互作用詳細化, CV 構造物の耐性評価, 水素挙動評価詳細化,FP 移行挙動評価の高精細化,高速化,純水注入時溶融炉心熱水力的不安定評価)  モデル V&V(上記の検証,デブリ物性評価手法の高度化)
		FCI	最大圧力、機械的衝撃力(対策:比較的高い CV 圧力、飽和しない低サブクール P:キャピティ注水、B: Mark-II~圧力抑制プール水)	JASMINE LS-DYNA (AUTODYN)	MAAP, JASMINE	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR JASMINE	(CVPA+DSA+VESUVIUS)		
		DCH	構造物の温度?(か?)~「炉内:破損箇所の予測」+CV 圧力急昇と過圧破損(対策:RV の減圧、RV 注水+減圧(feed & bleed))	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR CFDコード	(DSA+CVPA(要高度化))		
		水素燃焼(爆燃、爆轟含む)	水素燃焼加圧圧力水素濃度(対策:PAR/イグナイタ設置など?)		MAAP, GOTHIC, CFD	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR, GOTHIC THALES2(爆燃・爆轟を除く) CFDコード	(CVPA+HYNA+DSA)		
		炉心デブリの拡がり	拡がり面積(対策?)+CV アタック(対策?)		MAAP+KTH*試験に基づくモデル	MAAPver5, MELCOR2.1	MELCOR	(DSA+CVPA)		
		MCCI	浸食厚さと浸食部の構造~クラストの強度(対策:CV 注水など) +発生ガス量(対策:フィルタードベントなど) +コアキャッチャーの耐久性や冷却性	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR/COCO THALES2	(DSA+CVPA)		
		シェルアタック	溶融炉心の CV 接触	MAAP	-(P は不要)					
		エアロゾル FP 挙動	外部への放出量?	MAAP	MAAP	MAAPver5 MELCOR2.1	MELCOR THALES2	(FPTA+CVPA+FPRA)		
原子炉建屋	④	SFP 挙動	被覆管温度 燃料溶融進展 水素発生量?	MAAP	MAAP, GOTHIC, CFD	STAR-CCM+ LP(集中定数系)モデル MAAPver5, MELCOR2.1	TRACE CFDコード	CVPA+FPTA-	AM 策有効性評価の高度化	機構論的なモデリング +モデルV&V 多次元/多相シミュレーション

(注)V&V: 検証(検査)と妥当性確認(Verification & Validation)

## シミュレーション技術に関するRMの整備項目 (炉心損傷前の原子炉容器内現象)

- **主要な評価対象及び現象**
  - 通常運転及び運転時の異常な過渡変化を対象としたNPPの基本設計及び安全設計
    - 燃料の許容設計限界, 核熱結合安定性, 核設計, 燃料熱機械設計, NPP内過渡変化などにかかわる熱流動現象
  - 事故時の安全設備の設計, 多重故障事故時のAM策の有効性評価
    - ECCS系, AM策などで使用される冷却設備内で生じる熱流動現象, ATWS時の核熱結合不安定
- **シミュレーション手法**
  - 燃料集合体レベルから燃料棒レベルの空間解像度への設計及び安全評価解析手法の高度化
    - 高い時空間解像度の3次元核熱結合システムコードによるBEPU, 統計的安全評価
  - 原子炉システムコードとCFD解析技術との融合
  - 構成式の高度化( 経験的 ⇒ 現象論的 ⇒ 機構論的 )
- **モデルV&V, 実験データベースの拡充**
  - VVUQ(V&V + Uncertainty Qualification)の推進 ⇒ 不確かさ定量化用実験データ
  - 低圧・低流量, CFDレベルなどの2相流現象に対する実験データ
- **優先度／役割分担／資金**
  - 高／産官学／民間・国

## シミュレーション技術に関するRMの整備項目 (炉心損傷後の原子炉容器内現象)

- **主要な評価対象及び現象**
  - AM策などの有効性評価, 継続的な安全性向上(原子炉停止系及び原子炉の冷却又は閉込めに係る事象進展・クロノロジの予測, 事象シーケンスの洗出し)
    - 溶融デブリの移動及びこれに伴う冷却水との相互作用
    - 炉心損傷, IVR(In-Vessel Retention)
    - 炉心損傷箇所, 溶融デブリ移動経路, 原子炉容器損傷箇所などの同定
- **シミュレーション手法**
  - 集中定数系モデル + 多数の経験式 + 機構論的又は現象論的な数理モデル(MAAP, MELCOR)
  - 多次元モデル + 機構論的又は現象論的な数理モデル + 経験式(RELAP/SCDAP, SAMPSON)
    - 複雑な構造・形状での溶融物の移動挙動にかかわる種々の数理モデル
  - CFD解析コードとの連成
- **モデルV&V, 実験データベースの拡充**
  - 燃料の溶融, 酸化, 移動, 冷却水との相互作用などに関わる多相・多成分の熱流動実験(材料挙動を含む)
    - 実燃料を用いた実規模実験は困難。
    - 模擬燃料物質, 縮小実験データ(多数)からのスケールリング ⇒ シミュレーションの不確かさ評価
    - 福島第一原子力発電所事故, TMIなどの実機データに基づくシミュレーションの妥当性確認
- **優先度／役割分担／資金**
  - 高／産官学／国・民間(国際協力)

## シミュレーション技術に関するRMの整備項目 (格納容器内現象)

- **主要な評価対象及び現象**
  - AM策, SA対策の有効性評価, 継続的な安全性向上(放射性物質の格納容器への閉込めに係る事象進展・クロノロジの予測, 事象シーケンスの洗出し)
    - MCCI, 溶融デブリー冷却材間の相互作用・デブリーの拡がり, 溶融物による格納容器直接過熱, 水素の移動・燃焼(着火, 爆燃, 爆轟含む), FP移動挙動(化学反応, プールスクラビング, FCVS), 貫通部損傷
- **シミュレーション手法**
  - 総合コード MAAP, MELCOR, GOthicなど
  - 詳細総合コード SAMPSONなど
  - 複数の多次元モデル又は詳細モデルの統合及び高速化
    - 溶融デブリー冷却水相互作用 JASMINE, MC3D
    - 水素挙動・燃焼 COM3D
    - MCCI TOLBIAC, MEDICIS
  - 水素移動・燃焼など, CFD解析との連成
- **モデルV&V, 実験データベースの拡充**
  - 溶融燃料の移動・拡がり, コンクリートとの熱化学反応, 冷却水との相互作用, 放射性物質の除去, 水素などの移動・燃焼などにかかわる多相・多成分の熱流動実験(材料挙動を含む)を通じた現象説明・妥当性確認用データの拡充
    - 実燃料を用いた実規模実験は困難。
    - 模擬燃料物質, 縮小実験データ(多数)からのスケーリング ⇒ 不確かさの定量化
    - 福島第一原子力発電所事故の実機データに基づくシミュレーションの妥当性確認
- **優先度／役割分担／資金**
  - 高／産官学／国・民間(国際協力)

## シミュレーション技術に関するRMの整備項目 (原子炉建屋内:SFP現象)

- **主要な評価対象及び現象**
  - 継続的な安全向上におけるAM策, SA対策の有効性評価
    - プール水位大幅減少時の燃料被覆管健全性・酸化・損傷, 臨界, スプレイ冷却などにかかわる熱流動現象, 並びにこれらの知見及び核特性解析を含む解析技術に基づくプール水内燃料集合体配置設計の高度化
- **シミュレーション手法**
  - 3次元核熱結合システムコードによるBEPUによる安全評価
    - 対策の有効性評価, 事象シーケンスの洗出しに活用
  - CFD(蒸気及び／又は空気流中における液滴輸送, 液滴冷却)の活用による対策設計
  - 関連する種々の2相流現象に関する構成式の開発
- **モデルV&V, 実験データ**
  - VVUQの推進
  - 関連する種々の2相流現象に関する実験データの取得
- **優先度／役割分担／資金**
  - 高／産官学／国・民間

## 2.4 個票(課題調査票)と優先度

本章には、旧改訂版技術戦略マップで整理された技術課題を踏襲しつつ、新たに熱水力RM 2017にて付け加えられた技術課題に関して背景や目的、実施に際する課題、成果の利用などを説明する課題調査票を示す。

なお、末尾には、地震や津波等の外部事象について、旧改訂版技術戦略マップの策定時に調査した結果のうち、旧安全評価SWGの成果を示す。

## 2. 4. 1 基盤技術

技術マップでの優先度評価に基づいて、主要な AM 策と、これに付随する技術課題を抽出した。この結果、重要な技術開発課題として以下の 13 の課題が抽出・改訂された。これらの技術課題と SA 時に必要となる機能との関係を図 2. 4. 1 に示す。これら 13 の課題については、今後の技術開発テーマの抽出、計画策定のためのデータベースとして活用されることも想定して個別の個票（課題調査票）を作成し、開発の背景、目的、課題ならびに目標とする到達点などをまとめた。

- |                       |                   |
|-----------------------|-------------------|
| ① 過渡状態での二相水位予測        | ⑧ ウェル注水/シール材      |
| ② 2次冷却系を用いた除熱(PWR)    | ⑨ シビアアクシデント時の水素処理 |
| ③ 不純物の冷却への影響          | ⑩ FP挙動の最適評価       |
| ④ 事故耐性燃料材料            | ⑪ 格納容器ベント         |
| ⑤ 熔融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ | ⑫ 事故時計装の代替策/追加    |
| ⑥ クーラーによる格納容器除熱の実証    | ⑬ 電源を用いない除熱システム   |
| ⑦ 格納容器除熱時システム挙動の検証    |                   |

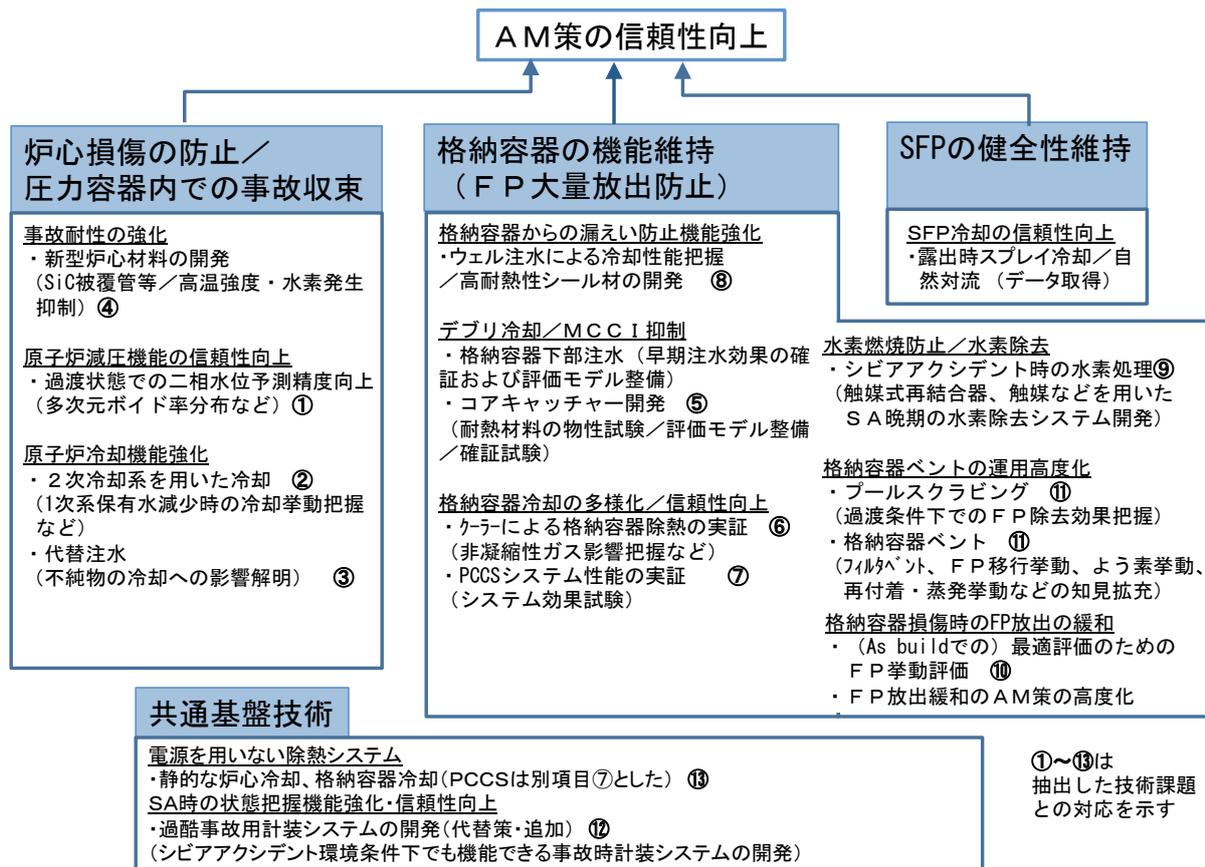


図 2. 4. 1 抽出・改訂課題と SA 時の必要機能との関係

① 過渡状態での二相水位予測

課題名	過渡状態での二相水位予測
安全裕度向上(AM)策	原子炉減圧(ロジック追加、可搬式資機材活用による逃がし弁開放)
関連する SA 現象	二相伝熱流動全般(減圧過程)
背景 (課題とする理由)	<p>BWR の減圧操作においては、原子炉水位が低下するとダウンカムと炉心との間の自然循環は停滞する。さらに水位が低下すると燃料が露出し、注水や蒸気冷却が十分でない場合には冷却が劣化するおそれがある。一連の事象を定める沸騰二相流の到達高さ(二相水位)は炉心冷却特性を定める重要因子である。運転監視可能な圧力や熱出力、差圧計測水位(コラプスト水位)から二相水位を精度よく予測できれば、炉容器減圧操作や事故緩和策を適時に実施可能になる。</p> <p>燃料の熱的余裕評価手法は、燃料集合体内形状の非均質性が拡大している燃料に対して、評価精度は低下してゆく傾向にある。燃料集合体内形状の非均質性拡大に関わる3次元気液二相流現象を解明し定量化するために必要となる熱流動試験データベースを構築できれば、燃料の熱的余裕を評価する熱水力手法を高度化することが可能になり、これまで以上に熱的余裕を精度良く評価することが可能となる。すなわち、安全裕度を適正評価し、また、高い除熱性能(高限界出力)を有する燃料の設計も可能となる。</p>
実施目的	原子炉水位が低下して燃料が露出するまでの燃料バンドル及び上部プレナムの沸騰二相流、および燃料内多次元性を有する熱水力条件を対象に、運転で監視できる圧力や熱出力、コラプスト水位などを基に二相水位を予測するためのデータベースを拡充し、過酷事故解析、熱水力評価手法に使用できる評価モデルを整備する。
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 燃料バンドル内のボイド率及び二相水位分布、冷却特性の取得</li> <li>✓ 上部プレナム内の多次元ボイド率及び相速度分布の取得</li> </ul> </li> <li>■ 圧力や熱出力、コラプスト水位をパラメータに燃料バンドル内の二相水位及び燃料被覆管冷却特性を計測する。また、上部プレナムの多次元ボイド率及び相速度分布を計測する。さらに高圧からの減圧操作を模擬した過渡試験により、圧力過渡においてフラッシングを考慮した二相水位と冷却特性を把握する。これらデータベースから数理モデルを構築して、過酷事故解析における二相水位予測精度を向上させる。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>燃料露出は THTF 設備や FLHT 設備を用いたボイルアップ実験が実施されている。得られた二相水位の変動が大きく、ボイド率や相速度などの情報は限定されている。また圧力過渡のデータベースは存在しない。</p> <p>資工庁国プロ 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業として次が実施されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 「燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化」(平成 24~28 年度)にて燃料露出過程を模擬した熱流動条件における燃料バンドル内のボイド率分布や相速度分布を取得。</li> <li>✓ 「燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発」(平成27 年度開始)炉心の蒸気・水二相流の詳細3次元解析用モデルを構築して安全性評価に活用するため、燃料棒間二相流挙動を把握するクロスフロー試験やサブクール沸騰試験を行う。</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ Kenichi KATONO, et al., "Void Fraction Distribution Measurement in an Unheated 5 x 5 Rod Bundle under Low Flow Rate and Wide Range of Pressure Conditions," NTHAS10, N10P1103, 2016.</li> <li>✓ 新井崇洋, ほか 4 “発熱バンドル流路内の沸騰二相流におけるボイド率分</li> </ul> </li> </ul>

	<p>布計測手法の開発”, 混相流, 27, 5, (2014), pp.647-654.</p> <p>✓ Takahiro ARAI, et-al., “Multi-dimensional void fraction measurement of transient boiling two-phase flow in a heated rod bundle”, Mechanical Engineering Journal, Vol. 2, No. 5, (2015), pp. 1-10.</p> <p>✓ Takahiro ARAI, et-al., “Radial and axial development of boiling two-phase flow in 5x5 heated rod bundle under atmospheric pressure”, Multiphase Science and Technology, Vol. 27, Issue 2-4 (2015), pp.203-213.</p>	
<p>関連する現象および技術のブレークダウン</p>	<p>■ 多次元二相流動の把握</p> <p>✓ バンドル内及び大口径内多次元二相流計測技術の向上</p> <p>✓ SA 解析コードの信頼性向上と説明性の向上</p> <p>✓ SAMG の高度化</p>	
<p>期待される成果</p>		
<p>1) 得られる知見</p>	<p>■ 減圧操作時の自然循環流量変化</p> <p>■ 減圧操作時の燃料冷却特性</p> <p>■ 説明性の向上した SA 解析コード</p>	
<p>2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))</p>	<p>■ SAMG の高度化</p> <p>■ 動的 PSA</p>	
<p>R&amp;D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]</p>		
<p>1) リスク低減の度合い</p>	<p>高圧注水失敗などのロジックに対する AM 対応、原子炉減圧ロジックの評価高度化に有用</p>	<p>A</p>
<p>2) 研究上 (知見の不足度)</p>	<p>過渡時(減圧)、代替注水(サブクール追加)、および炉内ボイド率多次元分布を考慮した二相流挙動、評価モデル</p>	<p>A</p>
<p>3) 設計・開発上 (マイルストーン)</p>	<p>5年後を目途とする、安全向上評価(SAR)</p>	<p>A</p>
<p>備考</p>		
<p>実施形態(案)</p>		
<p>予算措置(例)</p>	<p>国/民間 国、民間共通の課題であるため、両者の負担が考えられる</p>	
<p>実施時期</p>	<p>2012~2016 年度で以下の事業は終了。 資工庁国プロ 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業「燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化」</p>	
<p>課題検討の実施者 (産、官、学)</p>	<p>研究機関、産業界(メーカー)、基礎実験・モデル作成等は大学</p>	
<p>備考 (実施上の制約条件など)</p>		

## ② 2次冷却系を用いた除熱

課題名	2次冷却系を用いた除熱の有効性実証
安全裕度向上(AM)策	2次冷却系を用いた除熱(PWR)
関連する SA 現象	2次冷却系を用いた除熱時の 1 次系の自然循環及びリフラックス冷却挙動、並びに蒸気発生器伝熱管における熱伝達挙動
背景 (課題とする理由)	PWR においては、事故時に蒸気発生器(SG)により 1 次系から除熱することにより、1 次系のインベントリを失うことなく炉心崩壊熱を格納容器外に放出することが可能であり、また、LOCA 時にも 1 次系を減圧して漏えい量の減少を図ると共に、低圧の注入設備による注水を促進することが可能であることより、最も重要な AM 策の一つになっている。これまでもシステム試験により SG を用いた除熱の有効性が示されているが、1 次系保有水が小さい場合、SBO 時等、種々のシナリオをカバーできるだけのデータは不十分であり、評価上の不確かさも存在する。このため、AM 策の有効性実証、評価手法検証のデータベース拡充の為にシステム試験による実証が必要である。
実施目的	PWR における種々の SA シナリオにおいて用いられる AM 策である SG を用いた除熱の有効性を実証し、評価手法検証のためのデータベースを拡充すること。
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 1 次系保有水減少時の 1 次系自然循環あるいはリフラックス冷却挙動の定量的把握</li> <li>✓ 非凝縮性ガスの除熱特性への影響把握</li> <li>✓ SBO シナリオで想定される低出力での長期自然循環特性の定量的把握</li> </ul> </li> <li>■ 実施内容 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ システム試験による上記課題にかかるデータ取得と分析</li> <li>✓ 安全解析手法の関連する物理モデルの改良、妥当性確認</li> </ul> </li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>冷却材喪失時の特定の高圧シナリオで高圧注入不能時に SG 除熱による 1 次系減温・減圧による蓄圧注入、低圧注入の促進が AM 策として有効であることはシステム試験により実証されているがパラメータ範囲が十分とは言えない状況である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献: Asaka, H. et al., "Secondary-Side Depressurization during PWR Cold-Leg Small Break LOCAs Based on ROSA-V/LSTF Experiments and Analyses", J. Nucl. Sci. and Technol., 35[12], 905-915 (1998).</li> </ul> <p>資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金(プラント安全性高度化)」の「安全システムの高度化」(2011~2015 年度)にてパラメータ範囲を拡張した技術開発が行われた。2 次系減圧時期、減圧速度(ループアンバランス含む)、破断サイズ、蓄圧注水系溶存窒素濃度等がパラメータであった。AM 策としての有効性を確認するとともに既存解析手法の保守性(PCT を高めに予測等)を確認した。併せて、最適に評価するための現象理解が進んだ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献: Morimoto, T. et al., "Study on PWR Safety System Using SG Secondary-Side Depressurization", NUTHOS-10,-1195, Okinawa, Japan, December 14-18, (2014).</li> </ul>
関連する現象および技術のブレークダウン	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 2次冷却系を用いた除熱時の 1 次系挙動における諸点 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 1 次系二相自然循環あるいはリフラックス冷却</li> <li>✓ SG 伝熱管における凝縮熱伝達、対向流</li> <li>✓ 1 次系各部のボイド率分布</li> </ul> </li> </ul>

期待される成果		
1) 得られる知見	■ 種々の SA シナリオにおける SG を用いた除熱時の伝熱特性、二相流動にかかるデータ	
2) 利用法 (標準、ガイドライン 等を含む)	■ 安全解析手法の改良、妥当性確認のためのデータベースとして活用 ■ 有効性評価の精度向上による AM 策の信頼性向上	
R&D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	1次系高圧シーケンス、SBO 等における冷却、減温減圧に有効	A
2) 研究上 (知見の不足度)	設計基準外の広範な条件における SG 除熱時の伝熱特性、二相流動にかかるデータが不足	B
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	安全性向上評価等における最新知見を反映した SA 対策の有効性評価に活用	A
備考		
実施形態 (案)		
予算措置(例)	国／民間 (SG 除熱は PWR に共通の技術であり、大規模システム試験は国資金で行うのが望ましいが、特定の評価手法を対象とした妥当性確認については民間で行うのが妥当)	
実施時期	2016 年度にて以下の事業は終了 資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金(プラント安全性高度化)」の一部	
課題の実施者 (産、官、学)	研究所(国)、産業界(メーカー)	
備考 (実施上の制約条件 など)	大型システム試験装置の供用期間も工程に影響	

### ③ 不純物の冷却への影響

課題名	不純物の冷却への影響
安全裕度向上(AM)策	代替注水(炉心損傷前の炉内注水、炉心損傷後のクラスト・デブリ注水)
関連する SA 現象	不純物の沸騰濃縮による流路閉塞、冷却性低下
背景 (課題とする理由)	我が国の全ての軽水炉は過酷事故時の最終冷却源は海水である。また核反応を抑制するためにはホウ酸水を注入することになる。これらが損傷前の炉心や熔融後のクラスト及びデブリベットに注水された際に沸騰濃縮により析出するため、析出による流路閉塞や伝熱劣化を正確に把握しておくことが重要である。
実施目的	炉心燃料バンドル及びクラスト・デブリベットに注水された海水およびホウ酸水(混合溶液を含む)が沸騰濃縮して析出する塩による流路閉塞や伝熱劣化を予測するためのデータベースを拡充し、過酷事故解析に使用できる評価モデルを整備する。
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 海水及びホウ酸水の沸騰濃縮による析出挙動の取得</li> <li>✓ 海水とホウ酸水との混合溶液の粘性や析出特性把握</li> <li>✓ スペーサやタイプレートなどの構造物の幾何形状の影響</li> <li>✓ 析出による流路閉塞及び伝熱劣化の計測</li> </ul> </li> <li>■ 炉心燃料バンドルを対象に熱流束や沸騰濃縮時間をパラメータに塩析出分布を計測する。スペーサやタイプレートなどの形状変化が析出量や閉塞割合に及ぼす影響を把握する。クラスト・デブリベットでは、ドライアウト熱流束に及ぼす塩析出の影響を把握する。これらデータベースから数理モデルを構築して、過酷事故解析における塩析出の流路閉塞や伝熱劣化予測精度を向上させる。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>海水の沸騰濃縮については製塩法として知見が抱負であるが、複雑構造物や狭隘部での析出挙動については情報が限定されている。ホウ酸水の沸騰濃縮については PWR の冷却材喪失事象に着目したバンドル体系実験の概要が報告されているが、詳細は PWROG 以外は入手不能。混合溶液については、知見は見当たらない。</p> <p>原子力施設等防災対策等委託費(海水及びホウ酸注入影響評価試験)事業において、ホウ酸塩の特性やメタホウ酸の生成、析出物が沸騰熱伝達に与える影響に関する知見が得られている。また、X線 CT 撮影や ICP-MS を用いた元素濃度分析等によるバンドル内での塩水沸騰濃縮試験、および模擬クラスト(多孔質体)を銅ブロック伝熱面上に設置したプール沸騰伝熱試験により、海水と、海水とホウ酸との混合溶液での濃縮傾向の違い、また、塩析出やクラストが高温になることで海水のクラストを介しての供給が困難になり伝熱が劣化する可能性があること、海水とホウ酸水は水よりは沸騰熱伝達係数が低いことから、海水やホウ酸水との混合溶液での冷却にはこれらの伝熱劣化要因を考慮する必要があることなどが明らかになっている。</p> <p>■ 文献: 堀田ら、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験」、原子力学会 2013 春の年会～ 永武ら、「シビアアクシデント時の炉内状況把握に関する海水の影響評価」、原子力学会 2013 春の年会～</p>
関連する現象および技術のブレークダウン	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 多次元二相流動の把握 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 海水とホウ酸水の混合溶液と析出塩の特性把握</li> <li>✓ スペーサ等の狭隘部への塩析出挙動</li> <li>✓ 海水およびホウ酸水注入時の伝熱劣化予測性能の向上</li> <li>✓ SA 解析コードの信頼性向上と説明性の向上</li> <li>✓ SAMG の高度化</li> </ul> </li> </ul>

期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 海水とホウ酸水の混合溶液の粘性など</li> <li>■ 減圧操作時の自然循環流量変化</li> <li>■ 減圧操作時の燃料冷却特性</li> <li>■ 説明性の向上した SA 解析コード</li> </ul>	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ SAMG の高度化</li> <li>■ 動的 PSA</li> </ul>	
R&D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスクの低減度合い	SAMG に対する選択肢の拡大(利用できる水に関する知見の拡充)、SAMG 高度化と説明性の向上	A
2) 研究上 (知見の不足度)	析出塩の形状測定技術・組成分析技術 沸騰濃縮・析出評価モデル	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	5年後を目途とする、安全向上評価(SAR)	A
備考		
実施形態(案)		
予算措置(例)	国/民間 国、民間共通の課題であるため、両者の負担が考えられる	
実施時期	2016年度にて以下の事業は終了した。 平成28年度原子力施設等防災対策等委託費 (海水及びホウ酸注入影響評価試験)事業	
課題検討の実施者 (産、官、学)	研究機関、産業界(メーカー)、基礎実験・モデル作成等は大学	
備考 (実施上の制約条件など)		

#### ④ 事故耐性燃料材料

課題名	炉心損傷リスクおよび水素発生リスク低減
安全裕度向上(AM)策	事故耐性燃料材料
関連する SA 現象	炉心冷却不全による燃料温度上昇、ジルコニウム合金被覆管およびチャンネルボックスと水との酸化発熱反応の急激な進行、炉心損傷と酸化反応に伴う水素生成
背景 (課題とする理由)	<p>ジルカロイ (Zry) は 1200°C 以上で、急激に水蒸気酸化と脆化が進行し、炉心損傷に至る。シビアアクシデント時の炉心損傷防止や炉心冷却喪失時の時間裕度の拡大を課題解決として、Zry に代わる事故耐性を有する炉心燃料材料の開発と適用が注目されている。</p> <p>事故耐性材料には、高融点であり酸化脆化および水素発生が少ない SiC 材料が候補として挙げられており、炉心燃料適用への工学的・工業的課題として、脆性の克服と耐食性の向上、接合技術を含む長尺円筒管あるいは角管の製造技術の確立、通常時過渡時の燃料成立性および事故時プラント安全性などが挙げられている。他にも、水蒸気反応が殆どなく水素発生も少ない改良ステンレス鋼、改良 Zry や、高融点かつ高熱伝導で FP 閉じ込めに優れる代替革新的燃料（被覆粒子、トリウム、炭化物、窒化物、シリサイド、添加酸化物）が検討されている。また制御棒には、水素発生が少ないことに加え、燃料に先行して破損しない、制御材が燃料物質から分離しない材料の開発が進められている。</p> <p>上記の事故耐性燃料の、通常運転時、過渡時、事故時の安全性を実証するには、事故耐性燃料の挙動を必要十分な精度でトレースできる解析コードの開発、及び当該コードによる安全性評価が必要となる。しかし、解析コード開発に必要な、高温・高圧、高放射線、水蒸気環境下における事故耐性燃料材料に関する知見は必ずしも十分ではない。また、通常運転時および異常な過渡変化時に生じる沸騰遷移機構または現象は、Zry 被覆管と異なる可能性がある。結果として、炉心および燃料の冷却に関連する熱水力設計とのかかわりの観点から安全性へ影響を与えることとなる。事故耐性燃料の熱水力挙動にアプローチした既往研究や知見は乏しく、現状では精度のよい設計は困難である。</p>
実施目的	通常運転時および異常な過渡変化時における炉心燃料の安全設計において、熱的破損および機械的破損に関連する評価すべき事象があり、被覆管表面における熱流束と冷却材による除熱とのバランス、急激な温度上昇やリウエットでの急激な温度低下により発生する熱応力に対する被覆管健全性（破損しないこと）の維持について模擬試験を実施し確認する必要がある。また、事故時安全性の評価精度向上のためには、事故耐性燃料材料の高温条件での物性値及び酸化反応並びに反応モデル、腐食特性（減肉）などの不確定性を低減させる必要がある。
実施内容	<p>■ 解決すべき課題（実験の方法、研究のアプローチ）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ SiC 被覆管やコーティング、他の事故耐性燃料材料の自然/強制対流沸騰冷却域、ポスト・ドライアウト域での熱伝達挙動の確認と把握</li> <li>✓ 集合体体系と過渡時出力を模擬した限界出力試験の実施と熱水力試験データの取得</li> <li>✓ 取得した限界熱流束データに基づく被覆管温度と伝熱劣化性能に関わる相関式の作成</li> <li>✓ リウエット時の事故耐性燃料の被覆管熱衝撃挙動の把握とデータ取得</li> <li>✓ 中性子照射による熱伝導低下、スウェリング、燃料内の温度・圧力分布等、燃料棒の熱機械特性把握</li> <li>✓ 事故耐性燃料材料の高温条件での物性値取得、被覆管の高温蒸気酸化反応モデル、腐食モデル開発</li> </ul>
技術の到達点 (現状)	過渡事故時における熱水力上の安全評価パラメータおよび関連する燃料の損傷モードの知見は、現状はジルコニウム合金被覆管に関するものが主であり、事故耐

<p>(文献を含む)</p>	<p>性燃料に対する熱水力試験データや評価コードは整備されていない。</p> <p>MEXT 委託事業「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」(2012～2015 年度)では主に、SiC 複合材試作と材料特性試験が実施された。また SiC の物性モデルを用いた DBA 解析により、代表的な過渡事象でクラディング温度が Zry とほぼ同じであることが確認された。ORNL の 2MPa までの SiC 酸化モデルを用いた SA 解析により、水素発生量低減効果を確認。酸化膜厚さの影響や、クラディングやチャンネルボックスに適用した場合の感度評価が実施された。</p> <p>MEXT 委託事業「高度の安全性を有する炉心用シリコンカーバイト燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発」(2012～2016 年度)では主に、SiC の長尺管製造方法、端栓接合技術、破損時挙動、研究炉装荷試験の結果分析、高温・水蒸気環境下酸化挙動、熱衝撃試験などが実施された。</p> <p>MEXT 委託事業「新しい事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発」(2015～2017 年度)では、酸化皮膜を材料表面に施工することによる、Zry 燃料被覆管の限界熱流束の向上や炉内構造物の応力腐食割の抑制等の効果 (RISA 効果)、適切な皮膜を施すことによる、腐食抑制機能、水素発生抑制機能、自己修復機能、事故耐性機能の確認が行われている。</p> <p>METI 委託事業「安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備」が 2015 年度から開始。SiC の他に、改良ステンレス鋼、改良 Zry、改良制御棒(ATCR)について、過渡、事故解析による評価が行われている。</p> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ ICAPP'12 Paper12175(2012)</li> <li>✓ 日本原子力学会 2016 春の大会 1H06</li> <li>✓ ICONE24-60250 (2016)</li> <li>✓ 安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発 (<a href="https://www.jst.go.jp/nuclear/result/h28/pdf/shiryo36.pdf">https://www.jst.go.jp/nuclear/result/h28/pdf/shiryo36.pdf</a>)</li> <li>✓ 高度の安全性を有する炉心用シリコンカーバイト燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発 (<a href="https://www.jst.go.jp/nuclear/result/h28/pdf/shiryo12.pdf">https://www.jst.go.jp/nuclear/result/h28/pdf/shiryo12.pdf</a>)</li> <li>✓ 新しい事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発 (<a href="https://www.jst.go.jp/nuclear/result/h28/pdf/shiryo21.pdf">https://www.jst.go.jp/nuclear/result/h28/pdf/shiryo21.pdf</a>)</li> </ul> <p>JST 国家課題対応型研究開発推進事業では、以下が行われている。</p> <p>■ 原子カシステム研究開発事業 -安全基盤技術 150c 研究開発-</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発 (24～27 年度)</li> <li>✓ 原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発 (24～27 年度)</li> <li>✓ 高度の安全性を有する炉心用シリコンカーバイト燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発 (24～28 年度)</li> </ul> <p>■ 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 原子力基礎基盤戦略研究プログラム 戦略的原子力共同研究プログラム -原子力利用に係る安全性向上のための基礎基盤研究-</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 新しい事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発 (2015～2017 年度)</li> </ul>
----------------	--

<p>関連する現象および技術のブレークダウン</p>	<p>核沸騰から遷移沸騰への移行が始まるときの沸騰熱伝達の過程において、SiC の場合には膜沸騰状態になっても燃料被覆管の破損を起こす恐れは小さく、燃料棒の健全性を維持するための熱的制限値を緩和できる可能性が考えられる。</p> <p>■ 沸騰遷移後の破損モードと確実な冷却手段に係る技術開発・検証</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ ジルカロイと異なると考えられる沸騰遷移後の破損モードの解明と運転許容基準の策定</li> <li>✓ SiC 被覆管の表面粗さと沸騰熱伝達の向上、被覆管表面コーティングによる CHF 向上</li> </ul>
<p>期待される成果</p>	
<p>1) 得られる知見</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 限界熱流束及びリウエット相関式</li> <li>■ 熱水力データベースの取得</li> <li>■ 高温水蒸気による酸化モデル・腐食モデル</li> </ul>
<p>2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 高温安定性を有するため、通常運転および異常な過渡時における安全裕度の向上に寄与するばかりでなく、シビアアクシデント時の炉心損傷防止あるいは酸化反応による水素発生を緩和に有効であり、リスク低減に寄与する</li> <li>■ 事故耐性燃料の安全評価ガイドライン(仮称)</li> </ul>
<p>R&amp;D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]</p>	
<p>1) リスク低減の度合い</p>	<p>酸化による炉内水素発生を大幅な抑制に有効</p> <p style="text-align: right;">B</p>
<p>2) 研究上 (知見の不足度)</p>	<p>熱水力挙動の既往研究や知見は乏しく、現状は精度のよい設計が困難</p> <p style="text-align: right;">A</p>
<p>3) 設計・開発上 (マイルストーン)</p>	<p>実証までに比較的長期間を要するが、新設・新設計炉の導入時期も考慮要</p> <p style="text-align: right;">B</p>
<p>備考</p>	
<p>実施形態 (案)</p>	
<p>予算措置(例)</p>	<p>国/民間</p> <p>(基礎研究については、技術基盤の向上に広く寄与することから、国資金で行うのが望ましい。実規模集合体試験については、安全性向上に寄与する技術であること、大規模な技術開発であり効率的な実施が必要であることなどから、産官学協同で行うのが望ましい。なお、熱水力試験は現行燃料用の試験設備、装置の活用が可能である。)</p>
<p>実施時期</p>	<p>MEXT 委託事業「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」が 2015 年度終了</p> <p>METI 委託事業「安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備」が 2015 年度より開始</p>
<p>課題検討の実施者 (産、官、学)</p>	<p>民間(メーカー)</p> <p>基礎研究の一部を大学ないし研究機関へ再委託</p>
<p>備考 (実施上の制約条件など)</p>	<p>SiC 複合材料は輸出管理規則の先端素材に該当するため、役務あるいは貨物の輸出については手続き上の制約が生じる可能性あり。</p>

⑤ 溶融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ

課題名	溶融炉心の格納容器内冷却性向上及び MCCI の不確かさ低減
安全裕度向上(AM)策	溶融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ
関連する SA 現象	溶融炉心の格納容器内冷却・保持（デブリ落下、ジェットインピンジメント、拡がり・対流・噴出、成層化、侵食・ガス放出、冷却水伝熱流動、高温熱物性、構造耐性）
背景 (課題とする理由)	<p>既設プラントのアクシデントマネジメント(AM)策としては、デブリへの注水や事前の水張りによってコンクリート侵食を抑制する対策が採られている。しかし、注水が遅れた場合には、デブリ上面のみの冷却だけではデブリ冷却性に不確かさがある。</p> <p>また、溶融炉心の格納容器内冷却性向上及び MCCI の不確かさ低減のためには、高温のデブリを冷却保持し、侵食による格納容器破損を防止するコアキャッチャを開発する必要がある。同設備としては、デブリと格納容器コンクリートの接触を回避するため接触部に高融点の耐熱材を張るとともに、パッシブフラッダ等により静的に注水を可能とする方式が考えられる。さらに、デブリ冷却性を向上させるためには、デブリを上面のみならず全周から冷却する冷却構造が効果的である。</p>
実施目的	デブリ冷却とデブリによる侵食を高い信頼性で抑制できる方策の開発による、格納容器破損の確実な防止
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題（実験の方法、研究の具体的アプローチ） <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 早期注水効果の確証、及び冷却水の熱流動及び熱伝達挙動の確認</li> <li>✓ 溶融デブリの自然対流熱伝達挙動の確認</li> <li>✓ 耐熱材の高温度域での熱拡散物性値の確認</li> <li>✓ 耐熱材の耐浸食性の確認</li> </ul> </li> <li>■ 注水効果、溶融デブリの自然対流熱伝達、コアキャッチャによる冷却といった格納容器下部で想定される一連の熱移行挙動をもとに、デブリー耐熱材相互作用による耐熱材侵食挙動を評価可能なシステム挙動解析コードの開発と実機事故シナリオ解析</li> <li>■ デブリ上面注水、デブリ内自然対流、崩壊熱、デブリー耐熱材相互作用を模擬した試験による静的デブリ冷却システムの実証</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>既設プラントのアクシデントマネジメントとしては、デブリへの注水や事前の水張りによってコンクリート侵食を抑制する対策が採られている。しかし、注水が遅れた場合には、デブリ上面のみの冷却だけではデブリ冷却性に不確かさがあり、デブリの冷却を促進するための種々の構造が提案されている。デブリと直接接触する材料の高温域における熱物性や化学共存性や、デブリー-冷却材-構造の全体挙動を評価できるコードは十分整備されていない。</p> <p>デブリ冷却は、経産省補助事業「プラント安全性高度化(静的デブリ冷却システムの開発)」(2011～2016年度)にて開発実施。各種事故シーケンスに対応した最適な耐熱材の侵食評価モデルの構築及び実 SA 時におけるデブリ冷却システム評価手法の確立を実施。耐熱材侵食データの取得及び熱伝導度などの耐熱材特性の測定、静的デブリ冷却システムの実機適用性の予備的評価を実施。静的デブリ冷却関連の文献は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 日本原子力学会 2014 春の大会 N15（耐熱材）</li> <li>✓ 日本原子力学会 2014 秋の大会 I12（デブリ状態図）</li> <li>✓ ICONE23(2015)1329</li> <li>✓ ICAPP(2016)142</li> </ul> <p>コアキャッチャは、経産省委託事業「薄型コアキャッチャの開発に向けた基盤整備」(2011～2015年度)にて開発実施。既設炉の格納容器床面の限られたスペースに設置することができ、溶融炉心-コンクリート相互作用を防止できる薄型コアキ</p>

	<p>ヤッチャを開発。実長二相流動試験装置による自然循環流動把握、実機条件での薄型コアキャッチャーの成立性確認を実施。コアキャッチャー関連の基本文献としては以下が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ Nucl. Eng. Des. 169, 185-195 (1997) [SULTAN 試験]</li> <li>✓ Nucl. Eng. Des. 169, 49-87 (1997)</li> <li>✓ ICONE21 (2013) 16635</li> <li>✓ ICAPP (2014) 14179</li> </ul> <p>また薄型コアキャッチャーに関する研究成果は、下記のとおり公開されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ NTHAS9 (2014) N9A0012</li> <li>✓ 日本原子力学会 2016 春の大会 2C24</li> </ul>	
<p>関連する現象および技術のブレークダウン</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ デブリの確実な冷却手段に係る技術開発・検証 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ デブリ上面冷却：早期注水の効果点及び直接接触沸騰熱伝達</li> <li>✓ ライナーと耐熱材の間に水層を設け、デブリ落下初期から核沸騰による潜熱輸送を行い、耐熱材の負担を軽減する。</li> <li>✓ コアキャッチャーのライナー下部冷却にナノフルイドを適用し CHF を向上。</li> </ul> </li> </ul>	
<p>期待される成果</p>		
<p>1) 得られる知見</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ コアキャッチャー設計に関するデータベース</li> <li>■ 冷却性能相関式(シビアアクシデント解析コードへの組み込み)</li> <li>■ 解析コード検証データベースの取得</li> </ul>	
<p>2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 静的に動作するため、地震等の外的事象に起因する駆動源の喪失によるシビアアクシデント緩和の信頼性向上に有効であり、リスク低減に寄与する</li> <li>■ SA 対応システム設計ガイドライン(仮称)</li> </ul>	
<p>R&amp;D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]</p>		
<p>1) リスク低減の度合い</p>	<p>MCCIの進展抑止に有効であり、環境影響(FP放出や漏えい)の抑制にも効果的</p>	<p>A</p>
<p>2) 研究上 (知見の不足度)</p>	<p>注水が遅れた場合の冷却性については不確かさがあり、耐熱材等による耐性向上をはかる場合は物性データの充実が望まれる。また、このような体系を扱う総合評価コードは、十分整備されていない。</p>	<p>A</p>
<p>3) 設計・開発上 (マイルストーン)</p>	<p>新設計・輸出炉の設計や安全評価に活用。また、現行炉への適用が可能となれば、安全性向上評価に活用。</p>	<p>A</p>
<p>備考</p>	<p>溶融物と耐熱材/犠牲材が直接接触する構造の場合</p>	
<p>実施形態 (案)</p>		
<p>予算措置(例)</p>	<p>国/民間 (SA 現象の残された課題に対処しリスクの低減に大きく寄与する技術であり、共通的な課題(例えば耐熱材の浸食抑制効果等)は、国資金で行うのが望ましい。デブリ冷却促進方法としては種々の方法が考えられるため、特定の冷却方法を対象にした設計検討は民間が行うのが適切である。)</p>	
<p>実施時期</p>	<p>資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金(プラント安全性高度化)」の一部として静的デブリ冷却システムの開発実施、2016 年度終了 資源エネルギー庁委託事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(薄型コアキャッチャーの開発に向けた基盤整備)」は 2015 年度終了</p>	

課題検討の実施者 (産、官、学)	民間、基礎実験の一部は大学・研究機関等 (実施場所は、試験設備インフラの観点から海外機関の活用も考慮)
備考 (実施上の制約条件 など)	

⑥ クーラーによる格納容器除熱の実証

課題名	クーラーによる格納容器除熱の実証
安全裕度向上(AM)策	格納容器(CV)再循環ユニットを用いる自然対流冷却(PWR) DW クーラーによる冷却(BWR)
関連する SA 現象	非凝縮性ガスを含む凝縮熱伝達と自然対流
背景 (課題とする理由)	<p>PWR においては、SBO 及び LUHS 時の CV 気相部冷却のための AM 策として、格納容器再循環ユニットに冷却水を通水し自然対流による CV 気相部冷却を図る手段を採用している。</p> <p>有効性確認のための性能試験による実証はなされているものの、水素発生等により非凝縮性ガス濃度が上昇した場合の伝熱性能については、データが必ずしも十分でない状況である。AM 策の有効性に係る不確かさを低減し信頼性を向上させる観点で、より広いパラメータ条件での性能試験が必要である。</p> <p>BWR においては、補機冷系による DW クーラーの冷却水循環が可能な場合に、格納容器雰囲気からの自然対流による除熱を行う方策が AMG に採用されている。代表的なクーラーの SA 雰囲気中における除熱性能は、試験及びその解析により確認されている。また、SA 時の格納容器除熱専用の除熱性能を向上させた DW クーラーの開発も進められている。DW クーラーによる除熱によりイベントの遅延または回避が期待できる。</p>
実施目的	<p>PWR については、SA 時 CV 気相部冷却手段である CV 再循環ユニットを用いる自然対流冷却の有効性をより広いパラメータ範囲で実証し、AM 策の信頼性を向上させることが目的である。</p> <p>BWR については、異なるクーラーの型式や新設計が導入される場合には、その性能を確認する必要がある。</p>
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 非凝縮性ガス濃度上昇時の CV 再循環ユニットの除熱特性の把握</li> <li>✓ 非凝縮性ガス濃度を含む除熱特性評価式の構築</li> </ul> </li> <li>■ 非凝縮性ガスに関してパラメータ範囲を拡張した実規模相当のクーラーを用いた性能試験を実施し、非凝縮性ガスを含む除熱特性評価式を構築する。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>PWR については、性能試験により非凝縮性ガス濃度固定の場合について、必要なパラメータ範囲での特性が取得されており、また、OECD による公開の試験により妥当性が裏付けられている。</p> <p>BWR については、旧 NUPEC による機器単体及びシステム試験において、代表的なクーラーの SA 雰囲気中の除熱性能が確認されている。メーカー独自の、SA 対応に特化した DW クーラーの開発も行われており、小規模の要素試験で除熱性能が確認されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献 Evaluation of the Cooling Performance of Non Safety Grade Air Recirculation System Cooling Coils (JEARI-memo 08-127, June 1996, "Proceedings of the workshop on severe accident research in Japan (SARJ '95) December 4-6, 1995, Tokyo Japan")</li> </ul>

	原子力学会和文誌 Vol.2, No.3 (2003) 2016 年原子力学会春の年会、予稿集 1109 2016 年原子力学会春の年会、予稿集 1110	
関連する現象および技術のブレークダウン	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ クーラーによる自然対流冷却における諸点</li> <li>✓ 混合ガス流速(自然循環力)評価</li> <li>✓ 非凝縮性ガスの除熱性能に対する影響</li> </ul>	
期待される成果		
1) 得られる知見	■ クーラーの伝熱特性への不凝縮性ガス定量的影響	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 安全解析手法の改良、妥当性確認のためのデータベースとして活用</li> <li>■ SA 対策に適用可能な DW クーラーの開発</li> </ul>	
R&D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	設計基準外事象における CV 気相部冷却に有効	A
2) 研究上 (知見の不足度)	クーラーによる自然対流冷却特性の不凝縮性ガスの影響にかかるデータが不足	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	安全性向上評価等における最新知見を反映した SA 対策の有効性評価および SA 対策向けの DW クーラーの設計に活用	A
備考		
実施形態 (案)		
予算措置(例)	国／民間 (クーラーによる CV 気相部冷却方法として種々の方法が考えられるため、特定の冷却方法を対象とする場合は民間が行うのが適切。共通的な課題(例えば伝熱にかかる基礎データ取得等)は国資金で行うのが望ましい。)	
実施時期	産業界の独自努力で実施中	
課題の実施者 (産、官、学)	民間(メーカー)、基礎実験の一部を大学ないし研究所へ再委託	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑦ 格納容器除熱時システム挙動の検証

課題名	格納容器除熱時システム挙動の検証
安全裕度向上(AM)策	コンデンサ型静的格納容器冷却系(PCCS)
関連する SA 現象	凝縮伝熱性能(単管, 管群), エアロゾル挙動, システム相互作用
背景 (課題とする理由)	<p>外的事象を含むシビアアクシデント時におけるリスク低減のためには、系統の構成及び構造が単純で耐震性に優れ、動的駆動源に依存することなく格納容器過圧破損の防止及び放射性物質の放出抑制が達成できる、静的格納容器冷却システムが効果的である。</p> <p>静的格納容器冷却にはコンデンサ冷却や壁面冷却等の方式がある。耐震上メリットのある横置き U 字管熱交換器タイプの PCCS (横型 PCCS) の熱交換器単体性能 (蒸気凝縮性能, 伝熱管圧損特性) は民間にて確認済みであるが、静的システムの除熱性能は格納容器全体挙動と連成して変化することから、実機適用及び PRA への反映のためにはシビアアクシデント雰囲気 (大量の不凝縮性ガス存在条件) を考慮したシステム総合挙動試験による実証と、試験データを用いたシビアアクシデント解析コードの検証が必要である。</p>
実施目的	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ システム挙動試験による横型 PCCS 性能の実証</li> <li>・ 実験解析によるシステム解析コードの検証</li> </ul>
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題 (実験の方法、研究の具体的アプローチ) <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ システム挙動試験による横型 PCCS 性能の実証</li> <li>✓ 実験解析によるシステム解析コードの検証</li> </ul> </li> <li>■ BWR の格納容器構成を模擬可能な試験装置を用いて、「PCCS での蒸気凝縮→不凝縮性ガス蓄積・伝熱劣化→差圧増による不凝縮性ガス排出→伝熱回復」という一連の静的除熱メカニズムを、格納容器内システム総合挙動として確認する。</li> <li>■ 試験データに基づいて解析コードを検証し、検証された解析コードによる実機の解析によって PCCS による格納容器過圧抑制機能を実証する。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>横型 PCCS の単体性能は試験に基づき把握されており、単体性能を予測する解析モデルも構築済みである。また、経産省補助事業「プラント安全性高度化(静的格納容器冷却システム(PCCS)開発)」(2011~2015 年度)にて、各種事故シナリオに対応したシステム性能を試験で把握、冷却性能および過圧抑制性能が実証され、シビアアクシデント解析コードによるシステム挙動解析手法が確立された。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献: <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ NTHAS2 (2000) 332, 336, 344</li> <li>✓ 日本機械学会 2002 秋 1912</li> <li>✓ ICAPP' 03-3133 (2003)</li> <li>✓ ICONE10-22442 (2002)</li> <li>✓ 日本原子力学会 2002 秋の大会 L46</li> <li>✓ 日本原子力学会 2016 秋の大会 1K15</li> <li>✓ 日本原子力学会 2016 秋の大会 1K16</li> </ul> </li> </ul>
関連する現象および技術のブレークダウン	<p>PCCS に関連する現象・技術としては以下がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ PCCS 作動メカニズムの前提となる D/W-W/W 間気密性の信頼性向上</li> <li>✓ 動的システムが作動した場合のシステム相互作用</li> <li>✓ エアロゾルの付着挙動及びその伝熱性能への影響</li> </ul>

期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 横型 PCCS システム性能の実証</li> <li>■ ベンチマーク用試験データの取得</li> <li>■ 格納容器システム挙動解析コードの検証</li> </ul>	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 静的に動作するため、地震等の外的事象に起因する駆動源の喪失によるシビアアクシデント緩和の信頼性向上に有効であり、リスク低減に寄与する</li> <li>■ 横型 PCCS 全体のシステム設計に関するデータベース</li> <li>■ 静的安全システムの設計ガイドライン(仮称)</li> <li>■ PRA 評価</li> </ul>	
R&D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	動的な駆動源に依存しないシステムとして格納容器加圧シーケンス対策に有効であり、環境影響(FP 放出や漏えい)の抑制にも効果的	A
2) 研究上 (知見の不足度)	機器の性能は確認されているが、静的システムの性能は格納容器全体挙動との連成が重要であるため、システム挙動試験による実証及び解析コードの検証が必要	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	新設計・輸出炉の設計や安全評価に活用。また、現行炉への適用が可能となれば、安全性向上評価に活用。	A
備考		
実施形態 (案)		
予算措置(例)	国 (外的事象を含むリスクの低減に寄与する安全システムの実証であり、また、取得した試験データはシステム解析コードのベンチマークに広く活用できることから、国資金で行うのが望ましい。)	
実施時期	資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金(プラント安全性高度化)」の一部として静的格納容器冷却システム(PCCS)の開発実施、2015年度で終了	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間(実機を適切に模擬したシステム試験条件とする必要があるため)	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑧ ウェル注水/シール材

課題名	格納容器の過温防止対策
安全裕度向上(AM)策	ウェル注水/シール材
関連する SA 現象	格納容器(PCV)過温、水素漏えい
背景 (課題とする理由)	<p>ウェル注水</p> <p>BWR で炉心損傷などの重大な事故が発生した場合に、PCV 頂部外側に注水を行い、PCV 頂部接合部の過熱・破損を防止することで、PCV 頂部からの水素等の漏えいを防止する。ウェル部の冷却性能に関しては、SA 解析コードで評価可能であるが、妥当性確認の充実が必要。</p> <p>格納容器シール材</p> <p>PCVトップヘッドやハッチ類(機器ハッチ、エアロック等)のフランジガスケット(非金属材料)に対し、PCV耐熱限界温度の向上によるSA時における水素漏えいの抑制のため、より耐熱性に優れたシール材の開発を産業界で実施中。</p>
実施目的	PCV 内雰囲気設計温度を超える過温条件になった場合でも、PCV トップヘッドの冷却、及び耐熱性に優れたシール材を適用することで、PCV からの水素漏えいを抑制する。
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題(実験の方法、研究の具体的アプローチ) <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ ウェル注水時の冷却性能評価手法の妥当性確認</li> <li>✓ 高耐熱性シール材の開発</li> </ul> </li> <li>■ 実施内容(実験の方法、研究の具体的アプローチ) <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ ウェル部形状をモデル化した体系での自然対流熱伝達率測定</li> <li>✓ 代替シール材の材料特性試験(高温環境など)、耐圧・耐漏えい性確認</li> </ul> </li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>旧NUPECにおいて、格納容器貫通部の漏えい試験(平成2年度～9年度)が実施されている。有機シール部を使用した電気配線貫通部や機器ハッチなどフランジガスケット部を対象に、破損限界把握試験(AM条件下での健全性確認、リーク発生条件評価)、エアロゾル捕集特性試験が行われ、以下の成果が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ AM実施時に想定される条件下では、放射線エージングや雰囲気ガスの種類に無関係にリークが生じない。</li> <li>・ AM実施時に想定される条件を超える場合、低電圧モジュールの場合、266～324℃で、フランジガスケットの場合、279～349℃で微小リークが発生。高電圧モジュールの場合、400℃まではリーク発生なし。</li> <li>・ リーク面積評価値は、低電圧モジュールで約<math>7 \times 10^{-6} \text{m}^2</math>、フランジガスケットで約<math>1.5 \times 10^{-5} \text{m}^2</math>(ガスケット1mあたり)。</li> <li>・ リークパスでのエアロゾル捕集効果(除染係数DFの平均値)は、低電圧モジュール、フランジガスケットでそれぞれ約 600、16 が得られた。</li> </ul> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書、平成 15 年3月、原子力発電技術機構</li> </ul> <p>JAEA はH25 より原子力規制委員会の「原子力発電施設等安全調査研究委託費(原子力発電施設等安全調査)」の一部として大型格納容器実験装置 CIGMA を製作し、H27 にPCV の過温破損、水素ガスや放射性物質の移行等に関する実験を開始した。ウェル注水条件の模擬実験が行われ、非凝縮ガスの影響下での蒸気凝縮など関連する諸現象の詳細計測により、現象解明ならびに3次元流動数値解析の</p>

	<p>V&amp;Vに必要なデータが取得されている。</p> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 柴本ら、「外面冷却による格納容器内熱水力挙動に関する CIGMA 実験 CC-PL-04」、日本原子力学会 2016 秋の大会 1K17</li> <li>✓ 石垣将宏、「大型格納容器試験装置 CIGMA を用いた実験及び数値解析」平成 28 年度安全研究センター報告会  <a href="https://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/h28/28-1.pdf">https://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/h28/28-1.pdf</a></li> <li>✓ 「大型格納容器実験装置(CIGMA)を用いた初めての実験を実施」JAEA プレス発表(H27年10月)、<a href="https://www.jaea.go.jp/02/press2015/p15102901/">https://www.jaea.go.jp/02/press2015/p15102901/</a></li> </ul>	
関連する現象および技術のブレイクダウン	<p>ウエル注水/シール材に関連する現象・技術としては以下がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ PCVヘッド部の冷却性に関し、PCV内の凝縮伝熱特性とウエル側での自然対流、沸騰伝熱を考慮した評価</li> </ul>	
<b>期待される成果</b>		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 高耐熱性シール材に関する特性データベースの拡充</li> <li>■ ウエル注水によるPCVヘッド部の冷却効果</li> </ul>	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ SAMGの高度化</li> <li>■ 格納容器過温破損防止機能の強化</li> </ul>	
<b>R&amp;D 実施の優先度</b> [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	現行炉への適用 シビアアクシデント時の影響緩和の有効性	A
2) 研究上 (知見の不足度)	現象・性能に関する知見 評価手法の成熟度	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	現行炉への適用 輸出炉の設計	A
備考		
<b>実施形態 (案)</b>		
予算措置(例)	国/民間 (国、民間共通の課題であり、両者の負担が行われている。)	
実施時期	2013 年度以降	
課題検討の実施者 (産、官、学)	産(メーカー等)、官(原子力規制委員会など)、研究機関(JAEA など)	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑨ シビアアクシデント時の水素処理

課題名	シビアアクシデント晩期時の漏洩抑制・燃焼回避
安全裕度向上(AM)策	シビアアクシデント晩期時水素処理
関連する SA 現象	水素生成, 水素混合, 水素燃焼
背景 (課題とする理由)	<p>福島第一原子力発電所事故では、燃料被覆管のジルコニウムと水蒸気が激しく反応し水素が大量に発生した。また除熱機能喪失により、格納容器が破損し大量の水素が原子炉建屋に漏えい、さらに原子炉建屋に漏えいした水素に対する対応手段がなかったことにより水素爆発が発生した。</p> <p>この事故を踏まえ、大型ドライ型格納容器を有する国内既設 PWR では、水の放射線分解で発生する水素を含め格納容器内の水素濃度を低減させるため、PAR の設置が進められている。PAR は事故時における格納容器内での水素燃焼防止のため、触媒上で水素・酸素を再結合反応させるもので、欧州プラント等では既に採用されており、BWR の原子炉建屋の水素爆発防止策としても、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界以下に抑制するために、既設プラントの一部に PAR が設置されている。</p> <p>一方、不活性化された BWR の格納容器では、事故発生直後に大量に発生する水素処理技術が求められている。また事故収束後も長期間に渡って、格納容器内残留水素を適切に一定期間保持し漏えいを抑制するとともに、最終的な系外への放出前に燃焼を生じ難い性状に転換するなどして極力低減する方を確立する必要がある。</p> <p>このような、事故時雰囲気等の制約下で水素を安全に処理する方法は水素透過膜、アンモニア合成触媒、過酸化金属等が研究されており、その性能向上・最適化、評価モデルの構築と検証などの基盤的検討を進めるとともに、実機を想定した成立性を見通しをつける必要がある。</p>
実施目的	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PARシステムの、触媒毒に対する耐性向上、新型触媒の性能把握等、システム高度化や性能評価手法のさらなる高度化</li> <li>・不活性化された BWR 格納容器の水素蓄積防止、建屋への水素漏えい・環境放出抑制技術の開発</li> </ul>
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題（実験の方法、研究の具体的アプローチ） <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 水素処理特性の把握、性能向上、最適化</li> <li>✓ 水素処理性能のモデル化</li> <li>✓ 水素処理モデルの検証</li> <li>✓ 実機性能の実証</li> </ul> </li> <li>■ 有力な方式の選定と、そのメカニズム及び特性の把握に基づく性能向上・最適化を行う。</li> <li>■ 水素処理性能の評価モデル（簡易モデル、機構論モデル等）を構築する。</li> <li>■ 解析モデルの（試験データ等との比較による）検証を行う。</li> <li>■ 実機解析により、シビアアクシデント晩期時の水素処理機能を実証する。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>PAR は、欧州等で多くの試験が実施されており、SA 時の PCV 内環境を模擬した条件下で、スプレイ水、エアロゾル等の毒物、高水蒸気濃度の影響を含めて、水素処理性能は把握されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ KALI-H2（PCVスプレイ時のPAR性能影響）</li> <li>・ H2PAR（エアロゾルの影響確認）</li> <li>・ THAI Project（高エアロゾル濃度下での影響、水素除去性能）</li> </ul> <p>国内でも、BWR への適用検討を目的として、水素処理性能に対する高濃度ヨウ素</p>

	<p>被毒、格納容器スプレイ、低酸素濃度の影響が試験で確認されている。  また、格納容器スプレイにより PAR 上方で下降流が形成される体系での水素処理性能への影響も試験で確認されている。さらに、CFD を活用した格納容器内の流動場を評価し、PAR の設置場所についての検討も実施された。  以上などにより、実機プラントに対する性能評価手法は概ね確立されている。</p> <p>経産省委託事業「水素安全対策高度化」(2012～2015 年度)の一環で、自動車用の排気ガス浄化触媒をベースとした新型 PAR システムの開発が進められている。</p> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ OECD/NEA THAI Project, Hydrogen and Fission Product Issues Relevant for Containment Safety Assessment under Severe Accident Conditions, Final Report, 2010</li> <li>✓ 日本原子力学会和文論文誌 Vol. 1, No. 1 (2002)</li> </ul> <p>BWR の不活性化雰囲気では、アンモニア合成触媒、水素透過膜、過酸化金属等の水素処理技術の研究例がある。アンモニア合成触媒は、水蒸気無しの条件では晩期処理に適用可能であることが確認されているが、PCV 内に設置する場合には水蒸気に強い触媒の開発が必要となる。</p> <p>経産省委託事業「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備」(2012～2016 年度)では、過酸化金属の還元作用を利用した事故直後の水素処理システム開発において、処理材および反応器の水素処理特性データの取得と評価手法に関する研究が進められている。</p> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 原子力学会 2005 年春の年会 E22～E24</li> <li>✓ 原子力学会 2013 年秋の大会 H37～H38(アンモニア合成触媒)</li> <li>✓ 原子力学会 2014 年春の年会 N13</li> <li>✓ 原子力学会 2016 年秋の大会 2E05, 2E06(過酸化金属)</li> <li>✓ ICONE24-60917(2016) (過酸化金属)</li> </ul> <p>経産省委託「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化、フェーズ1:2012～15 年度)」では、原子炉の運転のみならず、今後の廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための技術基盤の整備として、次の3項目が実施された:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 予測:水素挙動統合解析システムの整備(① 複雑系放射線分解、爆発燃焼火炎の伝播加速に係る解析と試験、② 水素混合系流動解析システムの構築)、</li> <li>(2) 防止・緩和:防災・減災技術開発(① 新形式受動的再結合触媒利用システムの開発、② 大型水素火炎消炎機構の開発、③ 新形式水素濃度モニターの開発)、</li> <li>(3) 成果の普及(水素ハンドブックの作成、公開・国際セミナーの開催)  (編)日野ら、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック(第1版)」  JAEA-Review 2016-038 (March 2017)</li> </ol> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 平林ら、原子力学会 2016 年春の年会 1M02 (水素濃度モニター)</li> <li>✓ Terada et al. Proc. ICHS 2015 (水素挙動解析コードの開発)</li> <li>✓ Kamiji et al., ICONE23-1648 (2015) (PAR)</li> </ul>
--	--

	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 小川ら、「原子力における水素安全の課題と対策: 原子力における水素安全対策高度化ハンドブック」、原子力学会誌H27年5月、34</li> <li>✓ 原子力学会特別専門委員会「水素安全対策高度化」 <a href="http://www.aesj.net/sp_committee/com_hydrogen">http://www.aesj.net/sp_committee/com_hydrogen</a></li> </ul>	
関連する現象および技術のブレークダウン	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ PARに関する現象・技術 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 不活性化/SA 晩期処理(低酸素濃度条件での性能確認)</li> </ul> </li> <li>■ 不活性化 PCV の水素処理に関連する現象・技術 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 二次格納施設（原子炉建屋）への水素漏えい挙動及び燃焼防止策</li> <li>✓ 気密性の高い格納容器構成材料の開発（非金属部分）</li> <li>✓ FP 挙動との相互作用（アンモニアの生成は圧力抑制プール水をアルカリ性にし、ガス状水素の放出を抑制する効果もある。）</li> <li>✓ 水素透過膜の耐放射線性、不純物影響、温度・圧力影響の評価</li> <li>✓ 過酸化金属反応の濃度・温度・圧力影響評価。水蒸気の影響評価</li> </ul> </li> </ul>	
<b>期待される成果</b>		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 安全解析における安全余裕の定量化、説明性向上</li> <li>■ 触媒毒等に対するロバスト性の向上</li> <li>■ 水素処理特性データベースの取得</li> <li>■ 水素処理性能評価モデル（単体ツール、システム解析コード等への組み込み）</li> </ul>	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 事故後における長期安定状態の確保</li> <li>■ シビアアクシデント晩期時水素処理システムの設計に関するデータベース</li> <li>■ SA 対応システムの設計ガイドライン(仮称)</li> <li>■ 原子力発電所での水素安全に係る知見を網羅したハンドブック</li> <li>■ PRA 評価</li> </ul>	
<b>R&amp;D 実施の優先度</b> [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	現行炉のシビアアクシデント時の影響緩和に有効 事故後短期・長期の水素燃焼回避及びプラント安定状態の達成・維持に有効	A
2) 研究上 (知見の不足度)	現象・性能に関する知見、評価手法の習熟度(PAR) 不活性化雰囲気中に残留した多量の水素を実機スケールで安定かつ効率的に処理する技術は確立されていない	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	現行炉への適用、輸出炉の設計(PAR) 安全性向上評価等における最新知見を反映した SA 対策の有効性評価に活用	A
備考		
<b>実施形態 (案)</b>		
予算措置(例)	<p>国／民間</p> <p>(PAR については、国、民間共通の課題として両者の負担が考えられる。不活性格納容器対策としては、事故後長期のリスク低減に寄与する安全技術であり確立された方式はまだないため、先進的技術の開発や技術基盤の課題(例えば材料特性や処理性能の把握・向上等)は国資金で行うのが望ましい。具体的な機器・系統設計や配置検討等は民間が行うのが適切である。)</p>	

<p>実施時期</p>	<p>経産省委託事業「水素安全対策高度化」(フェーズ1)が2015年度で終了 (フェーズ2)が2016年度に開始。 経産省委託事業「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備」:2012~2016年度</p>
<p>課題検討の実施者 (産、官、学)</p>	<p>民間、基礎実験の一部は大学・研究機関等</p>
<p>備考 (実施上の制約条件 など)</p>	

⑩ FP挙動の最適評価

課題名	FP放出量評価精度の向上
安全裕度向上(AM)策	スプレイ、スクラビングなど
関連する SA 現象	炉心溶融、リロケーション、原子炉容器破損、MCCI、IS-LOCA ほか
背景 (課題とする理由)	<p>従来の我が国の規制基準(原子炉立地審査指針)では、原子炉施設の立地評価の妥当性を確認する目的で、仮想事故※を想定しても周辺の公衆に著しい放射線災害(早期影響)を与えないよう求めていた。</p> <p>しかしながら、放射性物質の放出により、健康影響の観点のみならず周辺住環境へ甚大な影響を及ぼした1F事故を踏まえると、原子炉のリスクを適切に評価する為には環境影響リスクを正しく把握する必要があることが明白になった。シビアアクシデント時の、環境影響リスクを適切に把握するためには、事故進展に伴う、格納バウンダリからの FP 放出を精度よく把握するとともに、大気拡散、海洋拡散などの評価手法の高度化が課題として挙げられる。</p> <p>事故進展に伴う FP の放出の評価については、MAAP、MELCOR、SAMPSON や THALES-II などの FP モデルの高度化が期待され、また、FP 大気拡散については、SPEEDI、WinMACCS、および詳細コード WRF/CAMx などの不確かさ把握と高度化が期待される。</p>
実施目的	過酷事故の影響評価を行う際に、ドミナントとなるFP核種と化学形態を明らかにするとともに、過酷事故で想定される環境、条件(温度、湿度、スプレイ、スクラビング、壁面沈着、再蒸発など)におけるそれらの核種の状態、移行を適切に評価できるモデルを構築する。また、環境影響を適切に把握するための大気拡散、海洋拡散コードの高度化を図る。
実施内容	<p>■ 実施内容(実験の方法、研究の具体的アプローチ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 過酷事故で想定される環境、条件の明確化</li> <li>✓ 溶融燃料から放出される核種形態の明確化</li> <li>✓ デブリから放出される核種形態の明確化</li> <li>✓ 過酷事故で想定される環境、条件でのFP挙動試験</li> <li>✓ 物理化学的解釈からのモデル化</li> <li>✓ 過酷事故解析コードへの導入</li> <li>✓ 大気拡散、海洋拡散モデルの高度化</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>過酷事故解析コード MAAP や MELCORでのモデルの取り扱いは以下にまとめられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第5部 MAAP) 平成 27 年 6 月 東北電力株式会社、東京電力株式会社、中部電力株式会社、中国電力株式会社</li> </ul> <p>原子力規制委員会原子力規制庁では外部委託事業の例として、  「H28 年度 事故時放射性物質生成量評価手法の高度化」、  「H27～28 年度 MELCOR コードのヨウ素挙動モデルの改良」、  「H27～28 年度 MELCOR コードのシビアアクシデント(SA)現象モデルの妥当性確認」、  「H27～28 年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業」  「H27 年度 液滴によるエアロゾル除去挙動に関する解析」(屋外事象)  などが実施されている。</p>

	<p>また、米国では NRC の SOARCA プロジェクトにおける事故時の環境影響評価や、Vogtle 炉を対象としたフルスコープレベル 3PRA 研究など解析技術に関するものがある。</p> <p>主な文献</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• U.S.NRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project: Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”, NUREG/CR-7155 (2016)</li> <li>• U.S.NRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, Final Summary Report”, NUREG-1150 (1990)</li> <li>• IAEA, “IAEA Safety Standards : Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, Specific Safety Guide No.SSG-4 (2010)</li> <li>• “State of the Art Report on Iodine Chemistry”, B. Clément (IRSN) et.al, NEA/CSNI/R(2007)1</li> <li>• Bal Raj Sehgal, “Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology” (2012)</li> </ul>	
関連する現象および技術のブレークダウン	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ スprayによる除去</li> <li>✓ スクラビングによる除去</li> <li>✓ フィルターベント、金属フィルターなどによる除去</li> </ul>	
<b>期待される成果</b>		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ SA時の環境負荷軽減に関するAMの充実</li> <li>■ 新規制基準への適合性に関する、現実的評価でのアプローチ</li> <li>■ レベル2の結果を踏まえたレベル3PRA、リスクコミュニケーションの高度化</li> </ul>	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ FP放出を緩和するSAMGの高度化</li> <li>■ 自治体と協力した防災計画の立案</li> </ul>	
<b>R&amp;D 実施の優先度</b> [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	現行炉への適用 シビアアクシデント時の影響緩和の有効性	A
2) 研究上 (知見の不足度)	現象・性能に関する知見 評価手法の成熟度	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	現行炉への適用 輸出炉の設計	A
備考		
<b>実施形態 (案)</b>		
予算措置(例)	国/民間	
実施時期	2017 年度～ (最低 5 ヶ年程度は必要)	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間、国(規制委員会)、研究機関	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑪ 格納容器ベント

課題名	シビアアクシデント時の環境影響低減
安全裕度向上(AM)策	格納容器ベント
関連する SA 現象	格納容器内 FP 挙動及び除去効果全般(プールスクラビング等も含む)
背景 (課題とする理由)	<p>シビアアクシデント時の多様なシーケンスにおける環境影響を極小化するためには、格納容器の過圧破損を防ぐベントを適切なタイミングで行い、同時に放射性物質の放出量を(ベント位置がドライウェル/ウェットウェルのいずれであっても)最小限に抑えることが可能な、フィルタベントシステムの設置が有効である。</p> <p>同設備は、チェルノブイル事故以降、欧州を中心として研究開発・実装がなされており、その基本的な性能は立証済みである。しかしながら、環境への影響を最小限に抑え、かつ格納容器の健全性も可能な限り保持するという観点で、最適な SAMG を立案する(安全性の高度化を進める)ためには、エアロゾル、無機・有機よう素など対象を分けて、ノズル部(ベンチュリー方式やバブリング方式)での流動様式や圧力や温度、pH などに対して敏感に左右される除染係数(DF)に関して知見を積み上げ、評価モデルを提案するなど、国内の評価基盤を構築しておくことが重要である。また、同設備が有効に機能する、圧力、流量などの条件範囲があるのであれば、それらを確認する必要がある。併せて、さらなる安全性、住民被ばく量の低減を目指したベントシステムの高度化は継続して検討されるべきと考える。</p>
実施目的	<p>シビアアクシデント対応として導入されるフィルタベントシステムを対象に、同設備の運用高度化(安全性の高度化)を検討するための DF に関するデータベースを充実させ、評価モデルを提案するなど国内の評価基盤を構築する。</p> <p>上記と並行して、さらなる安全性、住民被ばく量の低減を目指したベントシステムの高度化を継続して検討する。</p>
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題(実験の方法、研究の具体的アプローチ) <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ ノズル部(ベンチュリー方式やバブリング方式)での流動様式の確認</li> <li>✓ 対象放射性物質毎の DF の圧力や温度依存性の確認</li> <li>✓ 対象放射性物質毎の DF の pH 依存性の確認</li> <li>✓ 再付着や蒸発などの影響の確認</li> </ul> </li> <li>■ 流動様式や物理的環境と DF の相関など、データベースを充実させ、MAAP や MELCOR などの SA 解析コードのモデルを高度化する。ソースタームを精度よく評価することで、環境負荷を最低限とする SAMG の最適化を検討する。</li> <li>■ さらなる安全性、住民被ばく量の低減を目指したベントシステムの高度化を検討する。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>既存フィルタベントシステムは、欧州での実績や知見から十分な性能を有していることは確認されているが、様々な様相を呈する SA 時に柔軟な AM 策を立案するためには、機構論的観点での性能評価に関する基盤技術が不足している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献: <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ NEA/CSNI/R(2014)7 OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting</li> <li>✓ 栗田ら、「フィルタードベント性能評価試験の概要」、JSME 第 18 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集、E111、2013.6.20-21、千葉。</li> <li>✓ T. Kanai, et-al., "Development of an aerosol decontamination factor evaluation method using an aerosol spectrometer", Nuclear Engineering and Design 303, pp58-67 (2016)</li> <li>✓ T. Kanai, et-al., "Study of new evaluation method for aerosol decontamination factor", Proc. NUTHOS-11, N11P0607 (2016).</li> </ul> </li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ T. Kanai, et-al., "Decontamination process of elemental iodine with filtered containment venting system", Proc. ICONE-23 (2015), ICONE23-1653.</li> <li>✓ N. Horiguchi, et-al., "Numerical simulation of two-phase flow behavior in Venturi scrubber by interface tracking method," Nuclear Engineering and Design, 310, pp580-586 (2016)</li> </ul>	
<p>関連する現象および技術のブレークダウン</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 放射性物質の確実な除去と二相流動様式の適切な把握</li> <li>✓ ノズル部の流動様式の把握と機構論的観点での理解による機器の高度化</li> <li>✓ SA 解析コードの信頼性向上と説明性の向上</li> <li>✓ SAMG の高度化</li> </ul>	
期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ フィルタベントシステムに係る DF のデータベース拡充</li> <li>■ 新たな DF 相関式</li> <li>■ 住民被ばくのさらなる低減・回避策</li> <li>■ 説明性の向上した SA 解析コード</li> </ul>	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ SAMG の高度化</li> <li>■ 動的 PSA</li> </ul>	
R&D 実施の優先度 [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	過酷事故時の多様な局面での適切な運用のための知見の拡充。運用最適化。	A
2) 研究上 (知見の不足度)	ノズル部（ベンチュリー方式やバブリング方式）での流動様式や圧力や温度、pH などに対して敏感に左右される除染係数（DF）の知見の拡充	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	SAMG の高度化と説明性の向上	A
備考		
実施形態（案）		
予算措置(例)	国／民間 (国、民間共通の課題であるため、両者の負担が考えられる。)	
実施時期	2016 年度で以下の事業を終える。 経済産業省 資源エネルギー庁国プロ「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備」事業の一部  原子力規制庁 競争・公募事業「H28 年度スクラビング除去効果試験」実施	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間、研究機関、基礎実験・モデル作成等は大学	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑫ 事故時計装の代替策/追加

課題名	過酷事故時計装システムの開発
安全裕度向上(AM)策	事故時計装の代替策/追加
関連する SA 現象	原子炉水位(計装配管基準水の蒸発等も含む)、ドライウェル水位、原子炉建屋への水素放出、使用済燃料プールの冷却
背景 (課題とする理由)	福島第一原子力発電所で発生した事故では、計測システムの機能の多くを喪失し、プラント状態の把握が困難となる事態に至った。 このため、原子力発電プラントにおいてシビアアクシデントが発生した場合の過酷環境条件下においても、機能できることを目標とした事故時計装システムの研究開発を国プロとして実施中。
実施目的	シビアアクシデント環境条件下でも機能できる事故時計装システムの開発を進め、実機プラントへの早期適用を図る。
実施内容	<p>■ 実施内容(実験の方法、研究の具体的アプローチ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ SA計装への要求条件の定義 福島第一原発事故事象の整理と課題の検討、SA計装パラメータ候補の抽出、SA計装パラメータの選定、SAシナリオの作成、環境条件の設定、要求条件の設定</li> <li>✓ SA計装の基本計画の策定 SA計装の基本仕様の設定、基本仕様に基づいた開発計画の策定</li> <li>✓ SA計装の開発 開発計画に基づいて、SA計装の基本設計と試作、基礎試験を実施し、その後システム設計と試作、確認試験を実施</li> <li>✓ 海外規格動向調査 海外規格など海外のSA計装の動向を調査して、SA計装の要求条件等の開発への反映等を実施</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>国プロ(資源エネルギー庁 発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金事業「過酷事故時計装システムに関する研究」:2011~2014 年度(フェーズ I))で実施されている開発の全体概要、個別システムの開発状況の一部(独立型熱電対式原子炉水位計システム、格納容器内温度計システム、差動型熱電対式原子炉水位計測システム、水素吸蔵材料方式水素濃度検出システム、固体電解質型水素計)について、原子力学会で報告されている。また、光ファイバ型放射線モニタシステム、光ファイバセンサを用いた PCV 水位計測システム、格納容器用電極式水位温度計他、耐環境型性納容器圧力計、電気化学式水素センサについても原子力学会で報告されている。</p> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 放射線工学部会セッション「我が国における過酷事故時計装システムの開発研究の現状と展望」日本原子力学会 2014 年春の年会 TN07~10</li> <li>✓ 日本原子力学会 2015 年春の年会 I17~I26</li> <li>✓ ICONE 22 (2014) 30581</li> <li>✓ ICONE 23 (2015) 1142</li> <li>✓ ICONE 23 (2015) 1179</li> <li>✓ ICONE 23 (2015) 1180</li> <li>✓ IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.16</li> <li>✓ J. Nucl. Sci. and Technol., 53[6], 870-877 (2016)</li> </ul> <p>なお、経産省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備</p>

	事業(水素安全対策高度化、フェーズ1:2012~15年度)の一環で、JAEAが超音波式水素濃度計の開発を実施している。 ■ 文献: ✓ Kamiji et al., ICONE23-1648(2015)(PAR)	
関連する現象および技術のブレイクダウン	炉心損傷後のプラント状態を4種類に区分して、各状態に対して計装システムへの要求条件を整理 ✓ SA1:炉心燃料は損傷、原子炉容器内に存在 ✓ SA2:原子炉容器が損傷、容器外に炉心燃料が漏えい ✓ SA3a:格納容器が損傷(格納容器内への注水成功) ✓ SA3b:格納容器が損傷(格納容器内への注水失敗)	
<b>期待される成果</b>		
1) 得られる知見	■ SA環境条件下での新たな計装パラメータの追加 ■ SA計装システムへの要求条件・環境条件の明確化 ■ SA環境条件下での確証試験等による各計測システムの成立性	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	■ SAMGの高度化 ■ SA環境条件下での計測システムの信頼性向上	
<b>R&amp;D 実施の優先度</b> [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	現行炉への適用 シビアアクシデント時の影響緩和の有効性	A
2) 研究上 (知見の不足度)	現象・性能に関する知見 評価手法の成熟度	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	現行炉への適用 輸出炉の設計	A
備考		
<b>実施形態(案)</b>		
予算措置(例)	国/民間	
実施時期	経済産業省 資源エネルギー庁国プロ ◇ 発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助金事業「過酷事故用計装システムに関する研究」:2011~2014年度(フェーズI) ◇ 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業「水素安全対策高度化」:2012~2015年度(フェーズI)	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間、研究機関	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑬ 電源を用いない除熱システム

課題名	電源を用いない除熱システム
安全裕度向上(AM)策	電源を用いずに原子炉を長期間冷却可能な除熱システム
関連する SA 現象	沸騰, 凝縮, 自然対流伝熱性能
背景 (課題とする理由)	<p>外的事象を含むシビアアクシデント時におけるリスク低減のためには、系統の構成及び構造が単純で、動的駆動源に依存することなく原子炉を冷却可能な静的冷却システムが効果的である。IC、PCCS といった水冷システム、無限のヒートシンクである大気を利用した空冷システム、およびこれらを組み合わせたハイブリッド式の静的除熱システムにより、原子炉の安全性向上を図る。</p> <p>特に、空冷システムにおいては、その性能が熱伝達率の低い空気の自然対流熱伝達に支配されるため、実規模相当の試験体を用いた実証試験が必要である。また、取得した試験データを用いてシビアアクシデント解析コードの検証が必要である。</p>
実施目的	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水冷/空冷システムを含む、静的除熱システムの性能評価手法の確立</li> <li>・ 試験による空冷システム実現性の検証</li> <li>・ 試験解析によるシビアアクシデント解析コードの検証</li> </ul>
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 解決すべき課題（実験の方法、研究の具体的アプローチ） <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 試験による静的除熱システムの伝熱性能データの拡充</li> <li>✓ 試験による空冷伝熱性能データの取得</li> <li>✓ 試験データを用いたシビアアクシデント解析コードの検証</li> </ul> </li> <li>■ 特に空冷システムにおいては、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内の熱を、空冷熱交換器まで輸送する輸送系を含めた、システム全体の除熱性能評価や、起動特性、外部環境の変動に対するロバスト性などを確認する必要がある。</li> <li>■ 試験データに基づいて解析コードを検証し、検証された解析コードによる実機の解析によって、静的除熱システムの設計妥当性や有効性検証する。本項目のスコープには、水冷システムや、空冷システム単独の評価の他、これらを組み合わせたハイブリッド式の静的除熱システムも含む。</li> </ul>
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>水冷システムについては「⑦格納容器除熱時システム挙動の検証」に記載されている内容を含め、従来から多くの報告がある。水冷システムと空冷システムを併用したハイブリッド式の静的除熱システム概念、空冷システムを構成する熱交換器を小型化するための、伝熱促進技術については、以下の文献などで報告されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 文献 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ IAEA-CN-235-10 (2015)</li> <li>✓ ICONE22-31080 (2014)</li> <li>✓ ICONE22-30989 (2014)</li> <li>✓ NTHAS10-E1158 (2016)</li> </ul> </li> </ul>
関連する現象および技術のブレークダウン	<p>空冷に関連する現象・技術としては以下がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 自然対流熱伝達の促進</li> <li>✓ 伝熱促進技術の一般空冷機器への展開</li> <li>✓ 水冷システムへの負荷低減による水冷システムの小型化</li> </ul>
期待される成果	
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 水冷システム、空冷システムの除熱性能データ</li> <li>■ ベンチマーク用試験データ</li> <li>■ シビアアクシデント解析コードの検証</li> </ul>
2) 利用法	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 空冷システムおよび水冷システム設計に関するデータベース</li> </ul>

(標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 静的除熱システムの設計ガイドライン(仮称)</li> <li>■ PRA 評価</li> </ul>	
<b>R&amp;D 実施の優先度</b> [A(最優先)、B(優先)、C(情報収集・検討)]		
1) リスク低減の度合い	動的な駆動源に依存しないシステムとしてシビアアクシデント対策に有効であり、環境影響(FP 放出や漏えい)の抑制にも効果的。	A
2) 研究上 (知見の不足度)	機器の性能は個別に確認されているが、静的除熱システム全体としての性能および起動特性及び外部環境の変動に対するロバスト性は実規模大の試験装置での実証試験が必要。また、試験データを用いた解析コードの検証が必要。	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	新設計・輸出炉の設計や安全評価に活用。また、現行炉への適用が可能となれば、安全性向上評価に活用。	A
備考		
<b>実施形態 (案)</b>		
予算措置(例)	国 (外的事象を含むリスクの低減に寄与する静的除熱システムの実証であり、また、取得した試験データは解析コードのベンチマークに広く活用できることから、国資金で行うのが望ましい。)	
実施時期	産業界の独自努力で実施中	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間 (実機データが必要となるため)。伝熱促進技術は大学。	
備考 (実施上の制約条件など)		

## 2.4.2 安全評価

技術マップ(課題整理表、2.3.2 節)での課題整理に基づいた評価対象又は事象について、重要なシミュレーション技術を抽出し、モデル V&V を考慮して個票(課題調査票)を作成した。そのとき、技術マップから、シミュレーション技術に関する項目を抽出するとともに、優先度付け、ギャップ分析、などを考慮して、評価の対象とする深層防護レベルや安全機能、関連する判断基準又は国際基準や新規制基準の要求との関係、シミュレーションの現状、技術的な課題などの項目に整理・記載した。

なお、技術マップに展開した 4 つの課題に対応する個票(課題調査票)には番号を付けて関係を明確にした。それらは、

- ① 原子炉内現象(AOO から BDBA までにおける炉心損傷前の原子炉圧力容器内及び格納容器内のプラント挙動)
- ② 原子炉内現象(炉心損傷後)
- ③ 格納容器内現象
- ④ 原子炉建屋内現象(SFP 挙動)

である。

さらに、安全評価は、基盤技術の技術課題の実施の成果を概ね全て取り込んで解析ツールを整備・改良し、原子力発電所の安全評価に供することが主要な目標の1つであることから、対応する技術課題の番号を、個々の個票(課題調査票)に記載した。

また、本報告では、改訂版技術戦略マップでは技術マップ(課題整理表)に展開しなかった外的事象(津波、火山、竜巻、溢水、火災)については、課題調査票に整理した。津波、火山、竜巻については、計算科学技術部会の協力により情報の更新を行った。

課題調査票 ①

<p>課題名</p>	<p>原子炉内現象 (AOO から BDBA までにおける炉心損傷前の原子炉圧力容器内及び格納容器内のプラント挙動)</p>
<p>対象とする深層防護レベル, 安全機能</p>	<p>設計基準内(第 1 層から第 3 層)及び第 4 層。 安全機能: 燃料の冷却及び重大事故時の緩和策</p>
<p>関連する判断基準 又は国際基準, 新規 規制基準の要求との関 係</p>	
<p>シミュレーションの現 状(方法, 技術, ニー ズとのギャップ)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉圧力容器内の挙動については, 集中定数系から炉心等を 3 次元で模擬する粗メッシュ 3 次元核熱結合解析コードまで, 解析機能や詳細度などが多岐にわたる様々な解析コードが主に米国からの導入コードを基に整備され, 安全解析(結果に保守性が担保される解析), 事故現象の分析や設計解析など(現象の忠実な再現を目指した解析)など目的に応じて使用されている。             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ これらの解析コードの信頼性には必ずしも十分でない部分があり, 信頼性を高めるには, モデル V&amp;V(Verification &amp; Validation)を, 必要なデータベースを準備して適切かつ系統的に実施するとともに, 不確かさを合理的に組合せて安全評価パラメータの予測不確かさにつなげる統計的安全評価などの VVUQ(V&amp;V + Uncertainty Quantification)の実現に取り組む必要があるが, 未だ何もないか, その途上にある。</li> <li>➢ さらに, 深層防護レベルの第 1 層と第 2 層を直接に取り扱える空間解像度の実現に向けた種々のニーズが生じている。たとえば, 人工粘性, 初期値問題に対する不適切性, 急激な圧力変動の生じる多相流などに対する数値解析の忠実性の抜本的な向上, 多相多成分流体の 3 次元かつ現実的な多速度場挙動評価ニーズの高まりなどである。</li> </ul> </li> <li>• 格納容器内の現象解析を含むプラント全体の挙動としては, 非常用炉心冷却系(ECCS)の信頼性確保に係るストレナ閉塞事象などに対する解析の信頼性向上があり, CFD 解析性能の向上及び V&amp;V の拡充が必要とされる。</li> <li>• なお, 米国では国益とテロ対策などにより, 解析コードのソースコードを国外に公開することを原則禁止する措置が連邦議会の決定に基づいて採られているため, 導入コードの改良を自在に実施することは困難である。我が国で独自に開発された総合解析コードも有ったが, 継続的に整備されつつ用いられている例は皆無に等しい。</li> </ul> <p>本技術課題については, 原子力規制委員会原子力規制庁が、 「H28 年度 国産システムコードの開発(サブチャンネル解析手法の調査)」、 「同、(基盤構成式の開発)」、「同、(3 次元詳細炉心中性子動特性解析手法の調査)」、「同、(基盤部の開発)」、「同、(CFD コンポーネント部の整備)」、 「H27～28 年度 原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉の事故時熱流動調査)」、 「H27 年度 国産システムコードの開発(構成式情報の調査)」、「同、(CFD コンポーネントモデルの妥当性確認のための試験データの調査・収集と試験解析)」、 「同、(3次元熱水カモデルのデータ構造設計、)」 「H24～26 年度 原子力発電施設等安全調査研究委託費(原子力発電施設等安全調査)」 など、多数の委託事業を行い、安全解析クロスチェック等に用いる高精度な国産システムコードの開発に取り組んでいる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 安全性評価の信頼性向上には、燃料集合体気液二相流の三次元挙動を適切に評価する必要がある。燃料の熱的余裕評価手法は、燃料集合体内形状の非均質化が拡大している燃料に対して、評価精度は低下してゆく傾向にある。燃料集合体内形状の非均質性拡大に関わる3次元気液二相流現象を解明し定量化するために必要となる熱流動試験データベースを構築できれば、燃料の熱的余裕</li> </ul>

	<p>を評価する熱水力手法を高度化することが可能になり、これまで以上に熱的余裕を精度良く評価することが可能となる。すなわち、安全裕度を適正評価し、また、高い除熱性能(高限界出力)を有する燃料の設計も可能となる。そこで三次元挙動の把握に重要なクロスフロー、サブクール沸騰現象を対象に、解析コードの高度化に資する詳細二相流データベースの構築が、下記の資源エネルギー庁委託事業でH27年度より実施されている。</p> <p>「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>また、燃料集合体の安全性評価上重要なドライアウト、リウエットモデルは、現状では非定常現象を考慮した機構論的なモデルになっていない。スペーサモデルについても同様であり、今後はこれらのモデルの高度化が求められる。また、ATWSを想定した高熱流束・高流量でのpost-BT挙動の検証も課題である。</li> </ul>
<p>関連する基盤技術</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 過渡状態での二相水位予測</li> <li>② 2次冷却系を用いた除熱(PWR)</li> <li>③ 不純物の冷却への影響</li> <li>④ 事故耐性燃料材料</li> <li>⑫ 事故時計装の代替策/追加</li> <li>⑬ 電源を用いない除熱システム</li> </ul>
<p>技術的な課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 燃料集合体レベルから燃料棒レベルへの空間解像度の向上に向けた核熱結合安全評価解析手法の高度化</li> <li>✓ 多相多成分多速度場に向けた基礎式の拡充。2(多)圧力化、界面積濃度輸送方程式などの初期値問題の不適切性の回避、多相多成分流の動的挙動の現実的な評価を目指した基礎方程式系の改善などの推進。</li> <li>✓ 燃料の損傷メカニズムの最新知見に対応した燃料の熱機械挙動解析手法の高度化と安全評価解析手法の結合</li> <li>✓ 原子炉システムコードとCFD解析技術との融合</li> <li>✓ 高忠実度かつ堅牢で適用範囲の広い多相多成分多速度場ソルバの開発</li> <li>✓ 膨大な実験データの集積が必要な燃料集合体レベル熱流動挙動に対する経験的な構成式から、局所熱流動現象に基づき、過渡・事故に対しても自然な適用性・外挿性が期待できる現象論的又は機構論的な構成式への高度化の実現</li> <li>✓ VVUQのための不確かさ定量化に用いる不確かさ評価済み実験データベースの拡充</li> <li>✓ 低圧、低流量、高温などの従来の解析手法中のモデルの欠落又はモデル化が不十分な領域;CFDグレードの詳細レベルの多相多成分流れに対する実験データの拡充</li> <li>✓ PRAとの融合、連携などを推し進めることにより、新設計、新知見に基づく評価すべき事象シーケンスの漏れのない洗出しの実現</li> </ul>
<p>研究が必要な理由及び期待される研究成果</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 熱流動分野では個別の課題の成果はモデル開発とV&amp;Vを経て最終的には該当する熱流動解析コードに集約されていく。すなわち、基本的な熱流動解析コードはその国の熱流動技術の「総合力」を示すものであり、そのため、各国独自の解析コードが開発されている。(例: TRACE, CATHARE, ATHLET, MARS, COSINE) 我が国でも、原子力安全で基本的な熱流動解析コードは国産で開発する必要がある。</li> <li>• 燃料、炉心、プラント機器、プラント安全保護系、次世代計装技術、重大事故対策などの開発、設計などの最適化及び安全性の一層の向上、並びにより科学的・合理的な審査の実現及び規制課題の着実な解決を目指すことで、最新知見を踏まえた継続的な安全性向上につなげる。</li> </ul>

<p>妥当性確認用の 実験データベース、 スケーリングの要否 など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• AOO, DBA レベルを含め深層防護レベル第 4 層のbdba に至るまでの不確かさ評価済み実験データの拡充, 及び例えば集合体レベルでなく燃料棒レベルの空間解像度の現象に焦点を当て, 現象解明も併せて可能とする妥当性確認用実験データの系統的な取得が必要である。また, CFD コードの適用範囲の拡大(特に3次元2相流動など)を見据えて対象を選定した上で, 必要なCFD グレードの実験データベースの蓄積を目指すことが重要である。</li> <li>• スケーリングについては, 高温高圧蒸気・水実験の実施に困難を伴う場合を含め代替流体の適用の推進, 及び個別現象又はその組合せに応じたスケーリング則の特定や限界の検討を進めるとともに, CFD コードなどを含むコードスケーリング方法に関する研究などを推し進めることが重要である。将来的には, 研究を体系化し, 標準などの規格の策定につなげることが望ましい。</li> </ul>
<p>今後の取組み方針 新知見の獲得, 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードの ライフサイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• これまでの導入コードの利用に代えて我が国独自の解析コードを開発し, 安全解析や事故時現象の詳細分析, 新機能の安全系の設計や性能評価など, 規制及び民間のニーズに適合した性能を整備することで, 原子力発電所の継続的な安全性向上に即した解析性能の改良を遅滞なく進める。</li> <li>• この様な解析コードの独自の開発や整備には, 更なる人材育成ならびに性能検証用の詳細データの整備が必要である。</li> <li>• 開発された解析コードは, 失敗学の視点も取り入れ, コードの利点である事故事象を仮想現実で体験できることを利用して, シミュレータへの適用や訓練の多角化に積極的に利用すべきである。</li> </ul>
<p>研究の優先度及びその根拠</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 設計指標, 安全評価パラメータへの影響が大きく, 知見の充足度が低くかつ不確かさの大きな現象やモデルから優先的に対応を進めることが必要である。</li> <li>• また, 解析コードの骨格となる数値解法などは開発及び忠実度の検証に長期を要し, 解析コードの構成式の枠組みなどに影響を与える場合も想定されるため, 優先的に開発を進める必要がある。</li> </ul>
<p>資金の出所, 制約条件など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 国及び民間(開発・整備、利用するコードに依存するが、例えば、原子力規制委員会原子力規制庁が推進する「国産システムコードの開発」では、高精度な安全評価クロスチェック解析等に用いる新たな国産システムコードの開発に向けて、多数の外部委託事業が行われている)</li> </ul>

課題調査票 ②

課題名	原子炉内現象(炉心損傷後)
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、及び第4層 原子炉停止系及び原子炉の冷却あるいは閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準 又は国際基準, 新規 制基準の要求との関 係	<p>新規制基準では、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第3章第37条、および同解釈にて重大事故(シビアアクシデント: SA)として、以下の記述があり、防止対策の有効性評価(SA 解析)を実施することになる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</li> <li>• 「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。             <ol style="list-style-type: none"> <li>(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</li> </ol> </li> </ul> <p>また、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では、有効性評価の手法及び範囲として</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</li> <li>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</li> <li>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</li> </ol> <p>などとしており、適切に選択された解析コードによる評価方法を求めている。</p>
シミュレーションの現 状(方法, 技術, ニー ズとのギャップ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 炉心損傷に至る核熱的詳細挙動, 炉心損傷箇所, 炉心損傷推移, 炉心溶融物の流動経路, 原子炉容器の損傷箇所の予測が必要である。</li> <li>• 現状の SA 時原子炉内熱流動解析コードとして、スクラムから原子炉容器破損, 格納容器破損までの事象を集中定数系モデルで高速解析するコードや、多チャンネルのノード・ジャンクションモデルで比較的詳細に解くコードが多用されている。 前者の代表コードは、産業界が開発主体の MAAP(FAI)であり、集中定数系モデルに経験式を多数採用して高速化を図っている。福島第一原子力発電所の事故後、溶融炉心の位置推定のために、IRID/IAE 補助事業「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」(2011 年度～)において MAAP のモデル高度化が実施されている。2015 年度までに、シュラウド/RPV 壁間輻射モデル改良、RPV 下部ヘッド損傷モデル改良、デブリ流入と浸食モデル追加、コア・コンクリート反応中の注水時熱伝達モデル改良、核分裂生成物沈着モデル追加、等が実施された。(原子力学会 2013 年春の年会～2016 年秋の大会「過酷事故解析コード MAAP による炉内状況把握に関する研究」(1)-(16))。</li> <li>• 後者には、規制側が開発した MELCOR(米 NRC/SNL)や、規制側から民間に委託された RELAP/SCDAP(ISS)がある。これらは全て、米国製のコードである。 MELCOR コードは、原子炉内については炉心, ダウンカム, 下部プレナム, 上部ヘッド等の領域をノードとしてジャンクションで繋ぎ、ジャンクションでの質量とエネルギーの輸送を解く。経験式が使用されているが、2 次元ノード・ジャンクションで炉心溶融とリロケーションを解く COR パッケージや、下部ヘッドの熱負荷を 2 次元熱伝導モデルで解く BH パッケージなど要所に詳細モデルを用いている。MELCOR コードの性能評価やモデルの高度化に関連しては、原子力規制委員会 原子力規制庁が「H27～28 年度 MELCOR コードのシビアアクシデント現象モデルの妥当性確認」などの委託事業を実施している。 RELAP/SCDAP コードは、二流体モデルを有する通常運転時プラント動特性解析の Best Estimate コードである RELAP コードに、SA 解析パッケージを組み込んだ機構論的なコードである。ノード・ジャンクションモデルであるが、下部</li> </ul>

プレナムの炉心溶融物と圧力容器下部ヘッ드의熱的相互作用を CFD コードと連成解析できる機能を有する。

一方、原子炉容器内の挙動を機構論的モデルで解析するコードとして、SAMPSON(エネ総工研 IAE)がある。SAMPSON コードは、原子炉内熱流動に初期の RELAP5 コードを利用しているものの、燃料棒のヒートアップや水素発生を2次元モデルで解析し、炉心部の溶融炉心移行挙動解析に2次元三相多成分熱流動モデルを採用している。また、原子炉容器下部ヘッ드에落下した炉心溶融物の熱流動と圧力容器の破損挙動に、3次元拡がり溶融凝固連成モデルと容器壁の3次元熱伝導モデルを用いている。

- 炉心溶融物の流動経路は、制御棒とその案内管や炉心下部支持板などの炉心支持構造物、燃料集集体支持金具や燃料集集体上下部ノズルなどの燃料集集体構造に依存して複雑な挙動を示すため、より詳細なモデリングが必要である。また、炉心の原子炉容器の破損挙動の詳細化には、貫通配管の溶融破損等の構造物のモデリング等が必要とされる。
- 原子力規制委員会 原子力規制庁では、1F事故の教訓の反映ならびに安全規制の継続的な改善のために、SA 対策の有効性評価において重要度の高い炉心損傷・溶融進展に関する評価モデルの整備を H24 年度に開始している。委託事業として、例えば「H27～28 年度 RPV 内炉心損傷・溶融進展解析モデルの開発」を実施している。開発された解析コードは、DF-4、XR2-1、CORA、QUENCH-06、FARO、KROTOS 等の実験データを用いて性能検証を行い、MAAP、MELCOR、IMPACT/SAMPSON 等の主要なシビアアクシデント解析コードと解析性能の比較評価を行っている。
- OECD/NEA の CSNI(原子力施設安全委員会)は、1F事故の炉心溶融過程等に係る解析コードの性能評価の取組として、国際共同研究プロジェクト BSAF (Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant)の Phase-I を 2012 年に開始し、日米仏韓韓など8ヶ国から 15 機関が参加し、7種類のシビアアクシデントコードが用いられた。Phase-I では地震から約 6 日間の1～3号機の事故の推移について、参加各機関が所有する独自のコードを用い、圧力や温度などの測定データや実施されたAM策などの情報をベースに、それらとできる限り矛盾しない解が得られる解析を実施することで、炉内外状況推定が実施された。それにより、デブリの炉内残留割合、ペDESTALへの落下割合、および RPV 損傷時刻などの各機関の推定結果が統合され、事故の状況推定に一定程度の知見を提供している。同時に、現状のナレッジベースによるSAコードのモデル向上に関する課題も抽出された。2015 年以降、1F事故のソースタームや、6 日を越えた長期間解析、および、2号機の圧力ピークなど、幾つかの抽出された未解決課題の解明に関する Phase-II が 11 ヶ国の参加により実施されている。

関連文献など:

- (1) <https://www.oecd-nea.org/jointproj/bsaf.html>: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project
- (2) OECD-NEA, "Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project)," NEA/CSNI/R(2015)18, March 2015
- (3) F. Nagase et al., "Overview and Outcomes of Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS (OECD/NEA BSAF Project)," Proc. NURETH-16, Chicago (2015) 7033.
- (4) M. Pellegrini et al., "Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS Best Estimate Case Comparison," ibid. 4053.
- (5) 内藤正則、「シビアアクシデント解析コードの概要」日本原子力学会 2015 秋の大会@静岡、計算科学技術部会セッション「シビアアクシデント解析の現状と Challenge」(部会HPから入手可能)

**JST 国家課題対応型研究開発推進事業** 原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブでは、炉心や原子炉容器内での溶融炉心の挙動に関して以下が行われている。

- 戦略的原子力共同研究プログラム 原子力利用に係る安全性向上のための基礎基盤研究のうち、

	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 革新的な伝熱面構造制御による大型 PWR の IVR 確立 (26~28年度)</li> <li>■ 日英原子力共同研究プログラム シビアアクシデント分析共同研究のうち、</li> <li>✓ シビアアクシデントにおける炉心構造物移行の高精度数値シミュレーション (26~28年度)</li> <li>■ 原子力プラントの安全性向上に係る基礎基盤研究のうち、</li> <li>✓ 原子炉容器下部ヘッ드의溶融物挙動の機構論的研究 (24~26年度)</li> </ul> <p><b>JST 国家課題対応型研究開発推進事業</b> 原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブでは、ソースタームに関して以下が行われている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 原子力プラントの安全性向上に係る基礎基盤研究のうち、</li> <li>✓ 表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価 (24~26年度)</li> </ul>
<p>関連する基盤技術</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>③ 不純物の冷却への影響</li> <li>④ 事故耐性燃料材料(SiC)</li> <li>⑤ 溶融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ</li> <li>⑩ FP 挙動の最適評価</li> <li>⑫ 事故時計装の代替策/追加</li> </ul>
<p>技術的な課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SA 時の原子炉内解析では炉心の溶融や、構造材との相互作用などこれまでの設計基準事象では想定していなかった事象を取り扱うため、従来のノード・ジャンクションモデルや集中定数系モデルでは、予測が困難な事象も想定される。炉心溶融の3次元解析、原子炉容器破損のメカニズム同定、材料挙動などの解析の高度化が必要である。また、高度化したシミュレーション技術の不確かさの評価も実機適用には重要と思われる。</li> </ul>
<p>研究が必要な理由及び期待される研究成果</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 廃炉に向けた原子炉容器内部の損傷状況の空間分布や、新型炉の SA 防護のための設計支援、既設炉を含めてアクシデントマネジメント(AM)策の改良検討などには、これまでの設計基準事象から SA までをも含めたより精度の高い高度なシミュレーション技術が必要である。</li> </ul>
<p>妥当性確認用の実験データベース、スケーリングの要否など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 実燃料を使った溶融実験などは非常な困難を伴う。制約も多いが、スケーリングもできる限り実規模に近づけ、解析結果の信頼性の検証が充分にできることが望ましい。また、多成分・多相の溶融・酸化挙動など、材料の性質を解明することも重要である。</li> </ul>
<p>今後の取組み方針 新知見の獲得、 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードのライフサイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 我が国独自の SA 総合解析コードの開発を行う。このことにより、SA 現象に精通する人材の育成を系統的に進めるなど、原子力発電所の安全性の継続的な改善に効果的に貢献できる。</li> <li>• 福島第一原子力発電所の炉内状況の実測値に基づき、シミュレーションの実機検証を進めたい。</li> <li>• これまでの安全解析は、事象が安全に収束することまでをスコープにモデル開発、解析を行ってきたが、安全解析と SA 解析に境界は無いものとする視点を持つ必要がある。福島第一原子力発電所の事象は逆説的に、SA 解析が提示すべき原子炉破損例の一つとなったが、その事象推移に固執せず、事故のシナリオは一つではないことを心に留めて、コード開発を実施・継続すべきである。</li> <li>• 今後原子力利用が続く限り、原子炉容器内の現象のシミュレーションは必要であり、コードのライフサイクルは長い。これまでの原子力システム流体解析コード等の実績から、今後の新設炉の SA 防護設計、既設炉の継続的な安全性向上評価に合わせ、実用化の見通しが得られたモデル・知見を継続的に導入することで、より長期に渡るコードの性能向上とその利用による継続的な安全性の向上を期待することは十分可能である。</li> <li>• これからの SA 解析コードは、失敗学の視点も取り入れ、コードの利点である事故事象を仮想現実で体験できることを利用して、シミュレータへの適用や訓練</li> </ul>

	の多角化に積極的に利用すべきである。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 廃炉や既設・新設のプラントの安全性向上評価に向けて、最優先の研究課題である。</li> </ul>
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 国及び民間(開発・整備、利用するコードに依存)</li> <li>• 資源エネルギー庁による国プロは IRID(国際廃炉研究開発機構)に集約されている。</li> </ul>

課題調査票 ③

課題名	格納容器内現象
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、及び第4層 放射性物質の格納容器内への閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準 又は国際基準, 新規 制基準の要求との関 係	<p>新規制基準では、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第3章第37条、および同解釈にて重大事故(シビアアクシデント:SA)として、以下の記述があり、防止対策の有効性評価(SA解析)を実施することになる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</li> <li>• 「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。             <ol style="list-style-type: none"> <li>(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</li> </ol> </li> </ul> <p>また、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では、有効性評価の手法及び範囲として</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</li> <li>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</li> <li>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</li> </ol> <p>などとしており、適切に選択された解析コードによる評価方法を求めている。</p>
シミュレーションの現 状(方法, 技術, ニー ズとのギャップ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 現状の SA 時原子炉内熱流動解析コードは大部分、米国から導入したコードである。             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 産業界が主体となって開発した代表的なコードには MAAP コード(FAI)があり、集中定数系モデルに経験式を多数採用して高速化を図っている。</li> <li>➢ 規制側が主体となって開発した MELCOR コード(米 NRC/SNL)は、原子炉内については炉心、ダウンカマ、下部プレナム、上部ヘッド等の領域をノードとしてジャンクションで繋ぎ、ジャンクションでの質量とエネルギーの輸送を解く。MELCORも MAAPと同様に、経験式が使用されているが、2次元ノード・ジャンクションで炉心溶融とリロケーションを解く COR パッケージや、下部ヘッドの熱負荷を2次元熱伝導モデルで解く BH パッケージなど要所に詳細モデルを用いている。</li> <li>➢ 規制側から民間に委託された RELAP/SCDAP コード(ISS)は、二流体モデルを有する通常運転時プラント動特性解析の Best Estimate コードである RELAP コードに、SA 解析パッケージを組み込んだ機構論的なコードである。ノード・ジャンクションモデルであるが、下部プレナムの炉心溶融物と圧力容器下部ヘッドの熱的相互作用を CFD コードと連成解析できる機能を有する。</li> </ul> </li> <li>• 我が国で開発されたコードの代表例として、原子炉容器内の挙動を機構論的モデルで解析する SAMPSON コード(エネ総工研 IAE)がある。SAMPSON コードは、原子炉各部の機構論的モデルを組み込んだ多次元の Best Estimate コードである。SAMPSON コードは原子炉内熱流動に初期の RELAP5 コードを利用しているが、燃料棒のヒートアップや水素発生を2次元モデルで解析し、炉心部の溶融炉心移行挙動解析に2次元三相多成分熱流動モデルを採用している。また、原子炉容器下部ヘッドに落下した炉心溶融物の熱流動と圧力容器の破損挙動に、3次元拡がり溶融凝固連成モデルと容器壁の3次元熱伝導モデルを用いている。SAMPSON コードの高度化は、国プロ(エネ庁 発電用原子炉等事故対応関連技術基盤整備事業「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」、平成23年～24年、エネ庁 発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」、平成25年、国際廃炉研究開発機構 廃炉・汚染水対策事業費補助金、平成26年～28年)にて</li> </ul>

	<p>実施されている。なお、MAAP と類似の集中定数系モデルに基づく総合解析コードとして THALES2(JAEA)が有り、高速な演算速度を利用したリスク評価などに用いられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 局所的な溶融燃料の熱流動評価や、原子炉内ないし格納容器内構造物との相互作用評価に対しては、詳細コードの適用が有効と考えられる。しかし、プラントの過酷事故の時間スケールは数時間～数日に及ぶため、異常の発生から格納容器の損傷長期の事故進展におけるプラント状態の評価、水素や FP の放出量評価に対しては、比較的ノードが少なく、相関式を活用した統合解析コード(MAAP や MELCOR 等)が適用されてきた。</li> <li>• 一方、格納容器内の状態評価については、前述の MAAP、MELCOR のほか、詳細解析として Fluent や OpenForm など各種の CFD を用いた評価や、EPRI が開発した GOTHIC コードなどが知られている。  これら CFD などの詳細解析コードを用いた精度良い解析に用いるための二相乱流モデルや相変化モデル(蒸発/凝縮)類の組み込みが、例えば原子力規制委員会原子力規制庁の外部委託事業  「H28 年度 三次元性を考慮した二相乱流解析手法の整備」、  「H28 年度 多次元多成分熱流動解析手法の高度化」  などにより実施されている。</li> <li>• 格納容器内で生じ得る主な SA 現象として次のものが挙げられる。溶融炉心－冷却材相互作用(FCI)(水蒸気爆発含む)、溶融物の噴出による格納容器直接加熱(DCH)、水素燃焼(爆燃、爆轟含む)、溶融炉心－コンクリート相互作用(MCCI)、FP 挙動(ソースターム)等。 <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 巨視的なモデルを用いてプラントシステム全体の SA 挙動を評価する MAAP、MELCOR 等、統合解析コードにおいても、上記現象は評価対象になっている。しかしながら、それらの解析コードに組み込まれている個々の物理モデルは、巨視的な観点で構成された簡易なものであり、現象の詳細な挙動の理解のためには不十分である。</li> <li>➢ 現状、現象の詳細な挙動の理解のために、上記の個々の現象を理解するための試験結果に基づいて個々の現象に特化した解析コードが開発されており、機構論的モデルの様な詳細なモデルのみで構成された統合解析コードは見当たらない。これは、現状の計算機性能を考えると、現実的な計算時間で評価することができないためであり、やむを得ない。計算機性能の向上と共に、近い将来には、詳細なモデルを組み込んだ統合解析コードの開発が期待される。</li> </ul> </li> <li>• 上述した個々の現象を評価するための解析コードの現状を以下に示す。 <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 溶融炉心－冷却材相互作用(FCI)(水蒸気爆発含む)：多くの詳細解析コードが開発されている。例えば、JASMINE(JAEA)、MC3D(CEA/IRSN)、VESUVIUS(エネ総工研)等がある。しかしながら、現象の不確かさが大きいので、それぞれの結果にはおおきなずれがみられる。</li> <li>➢ 溶融物による格納容器直接加熱(DCH)：多相、多成分、多速度場のモデルが必要であり、詳細解析コードの数はそれほど多くない。例えば、高速炉の詳細安全解析コードである AFDM(ANL)には、検証された特別な DCH のモデルが組み込まれている。また、もともと FCI を対象に開発されたコードである MC3D(IRSN)が、現在、DCH モデルを開発中である。しかしながら、最近では、STAR-CD 等の商用コードの適用が試みられている。</li> <li>➢ 水素燃焼(爆燃、爆轟含む)：MELCOR 等の統合解析コードにも水素燃焼モデルは組み込まれているが、火炎伝播のモデルは組み込まれていない。水素燃焼に特化した解析コードはあまり見当たらないが、詳細解析コードの1つとして、CFX(ANSYS)、FLUENT(ANSYS)等の商用コードが挙げられる。CFX コードには、eddy-break-up モデル等の爆燃モデルが組み込まれている。また、格納容器の現象評価に特化した解析コードの中では、COM3D(KIT)、DET3D(KIT)、TONUS-3D(IRSN/CEA)等が、乱流爆燃モデルや eddy-break-up モデルを含む水素燃焼モデルを有している。  例えば、原子力規制委員会原子力規制庁による外部委託事業として、  「H28 年度 爆燃解析のための解析コードの整備及び予備解析の実施」、  「H27～28 年度 燃焼速度モデルに基づく水素爆燃解析」  などが実施されている。</li> </ul> </li> </ul>
--	---

- 溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) : TOLBIAC(CEA)、COSAC(IKE)、MEDICIS(GRS)等、多くの詳細解析コードが開発されている。それぞれ、用いられている熱伝達式、コリウムの熱化学データ、化学反応の扱い、プールの層モデル等の違いがみられる。SAMPSON(IAE)のMCCI解析モジュールでは、3次元のデブリ拡がり溶融凝固モデルと3次元コンクリート侵食モデルを中核に化学侵食モデルや侵食コンクリートの3次元移流拡散モデルが組み込まれている。炉型ごとの事故時の格納容器底部の損傷を詳細に解析可能であり、耐熱材の敷設効果の評価等への適用性も有する。

原子力規制委員会原子力規制庁の外部委託事業として、例えば、「H28年度 炉心溶融-コンクリート相互反応解析コードに関する基本設計」、「H27~28年度 MELCOR コードのシビアアクシデント(SA)現象モデルの妥当性確認」などが実施されている。

文献

JNST, Vol.53, No.9, 1260-1275 (2015)

日本原子力学会 2015年春の年会予稿集, H41 (2015)

- FP挙動(ソースターム): MELCOR、MAAP、THALES等のSA総合解析コードには、損傷燃料や溶融プールからのFP放出、移行、沈着のほか、スプレイやフィルターベント(スクラビング)など工学的設備による除去効果等の主要なFP挙動モデルが組み込まれている。FP放出の扱いについては半経験的なモデルに基づくものが多いが、より機構論的なモデル化の試みも行われている。また、ヨウ素については放射線場での化学形態を適切に考慮する必要があり、SA総合解析コードは主要な反応に限定した扱いが多いが、KICHE(JAEA)など素過程に係わる多数の反応式を解くコードも開発され、長期にわたるSA過渡に生じる現象(例: BWR圧力抑制プールからのヨウ素の再放出挙動など)の評価に用いられている。
- 一方、原子力規制委員会原子力規制庁では外部委託事業の例として、「H28年度 事故時放射性物質生成量評価手法の高度化」、「H27~28年度 MELCOR コードのヨウ素挙動モデルの改良」、「H27~28年度 MELCOR コードのシビアアクシデント(SA)現象モデルの妥当性確認」、「H27~28年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業」、「H27年度 液滴によるエアロゾル除去挙動に関する解析」(屋外事象)などが実施されている。

**JST 国家課題対応型研究開発推進事業** 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業では、格納容器内での溶融炉心の挙動などに関して以下が行われている。

- 戦略的原子力共同研究プログラム 原子力利用に係る安全性向上のための基礎基盤研究のうち、
  - ✓ Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化 (28年度に開始)
- 廃炉加速化プログラム 日英原子力共同研究 燃料デブリ取出しに関する研究のうち、
  - ✓ 燃料デブリ取り出し戦略の構築: リスク管理と物理シミュレーションの融合 (28年度に開始)

**JST 国家課題対応型研究開発推進事業** 原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブでは、ソースタームに関して以下が行われている。

- 原子力プラントの安全性向上に係る基礎基盤研究のうち、
  - ✓ 表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価 (24~26年度)

<p>関連する基盤技術</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>③ 不純物の冷却への影響</li> <li>⑤ 溶融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ</li> <li>⑥ クーラーによる格納容器除熱の実証</li> <li>⑦ 格納容器除熱時システム挙動の検証</li> <li>⑧ ウェル注水/シール材</li> <li>⑨ シビアアクシデント時の水素処理</li> <li>⑩ FP 挙動の最適評価</li> <li>⑪ 格納容器ベント</li> <li>⑫ 事故時計装の代替策/追加</li> <li>⑬ 電源を用いない除熱システム</li> </ul>
<p>技術的な課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 水素燃焼、MCCI、FP 挙動(ソースターム)など主な SA 現象については、未知な部分を解明するための試験を実施し、さらにモデルの精度向上を図る必要がある。また、高度化したシミュレーション技術のスケーリングの検討ならびに不確かさの評価も実機適用の信頼性の確保・向上の点で重要と思われる。</li> <li>• 前述のように、溶融燃料が炉心から流出する際、その経路は制御棒とその案内管や炉心下部支持板などの炉心支持構造物、燃料集合体支持金具や燃料集合体上下部ノズルなどの燃料集合体構造に依存して複雑な挙動を示すため、より詳細なモデリングが必要である。これらの課題に対し、従来のノード・ジャンクションモデルや集中定数系モデルでは、予測が困難な事象も想定される。</li> <li>• 炉心溶融の3次元解析、原子炉容器破損のメカニズム同定、材料挙動などの解析の高度化が必要である。</li> <li>• また、下部プレナムから格納容器ペDESTAL、原子炉キャビティに落下した溶融燃料とコンクリートとの相互作用(いわゆる MCCI)については、これまで様々な試験に基づくモデル化がされているが、現象そのものの不確かさの大きさや、実機と試験の差異(特に、BWR ではペDESTALに多くの金属構造物が存在し、その影響を無視できない可能性がある)を考慮したモデルの高度化が必要である。</li> </ul>
<p>研究が必要な理由及び期待される研究成果</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 廃炉に向けた原子炉容器内部の損傷状況の空間分布や、新型炉の SA 防護のための設計支援、既設炉を含めて事故対応マネジメント策の検討などに過酷事故まで含めたより精度の高い高度なシミュレーション技術が必要である。</li> <li>• マクロコード中の巨視的モデルの検証が必要である。</li> </ul>
<p>妥当性確認用の実験データベース、スケーリングの要否など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 実燃料を使った溶融実験などは非常に困難を伴う。制約も多いが、スケーリングもできる限り実規模に近づけることが望ましい。また、多成分・多相の溶融・酸化挙動など、材料の性質を解明することも重要である。</li> </ul>
<p>今後の取組み方針      新知見の獲得、      信頼性向上      開発 RM      時間軸(コードのライフサイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 福島第一原子力発電所の炉内状況把握の進捗とともにシミュレーションの検証とモデル改良を進めていく必要がある。</li> <li>• 上記の技術的課題を受けて、詳細コードの開発・検証のための試験と、それによるモデルの開発・改良を進めるべき。マクロコードの巨視的モデル検証は、試験が限定されたものであるため、狭い領域に限られる。その問題を克服するため、詳細コードの開発は進めるべきである。</li> <li>• これまでの安全解析は、事象が安全に収束することまでをスコープにモデル開発、解析を行ってきたが、安全解析と SA 解析に境界は無いものとする視点を持つ必要がある。福島第一原子力発電所の事象推移に固執せず、事故のシナリオは一つではないことを心に留めて、コード開発を継続すべきである。</li> <li>• 今後原子力利用が続く限り、原子炉容器内の解析、シミュレーションは必要であり、コードのライフサイクルは長い。これまでの原子力システム流体解析コード等の実績から、今後の新設炉の SA 防護設計、既設炉の継続的な安全性向上評価に合わせ、実用化の見通しが得られたモデル・知見を継続的に導入することで、より長期に渡るコード利用を期待することは十分可能である。</li> <li>• これからの SA 解析コードは、失敗学の視点も取り入れ、コードの利点である事故事象を仮想現実で体験できることを利用して、シミュレータへの適用や訓練</li> </ul>

	の多角化に積極的に利用すべきである。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 廃炉や既設・新設のプラントの安全性向上評価に向けて、最優先の研究課題と考える。</li> </ul>
資金の出所, 制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 国及び民間(開発・整備、利用するコードに依存)</li> <li>• 国際協力(先方が民間や国際コンソーシアム等の場合)</li> </ul>

課題調査票 ④

課題名	原子炉建屋内現象(SFP 挙動)
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、および第4層、使用済燃料の冷却および過酷事故時の緩和効果
関連する判断基準 又は国際基準, 新規制基準の要求との関係	<p>使用済燃料貯蔵プール(以下 SFP)における燃料損傷防止対策の有効性の評価に関しては、原子力規制委員会が示すガイドライン(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 2))では、補給水系が壊れた場合にプール水の冷却が停止し、水温が上昇すると同時に蒸発により水位が減少する事故、およびサイフォン効果によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水位が低下する事故についての評価が示されている。</p> <p>また、さらに大規模な漏えいが発生した場合の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和させるための冷却設備も要求されており、このような厳しい事故におけるアクシデントマネジメントなどの検討の為に、そのような事態になった場合の冷却特性などを把握しておくことが必要である。</p>
シミュレーションの現状(方法, 技術, ニーズとのギャップ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>シミュレーション評価対象としては、プール冷却機能喪失、またはプール水喪失過程における、燃料の挙動評価、空気での自然循環冷却、建屋による水蒸気の凝縮、プール壁やラック間でのふく射除熱、燃料溶融過程、溶融した燃料(デブリ)の流下過程、溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)、MCCI、原子炉建屋内 FP 移行、水素挙動、スプレーによる冷却効果などがあげられる。</li> <li>解析コードとして、MAAP、MELCOR などがあげられる。また、単純化した集中定数系モデル、また CFD などの利用も考えられる。</li> <li>新規制基準への審査対応としての利用が期待される。また、事業者の継続的安全性向上の観点で、新しい知見の継続的な反映が必要となる。</li> </ul> <p>本技術課題に対しては、</p> <p>経済産業省資源エネルギー庁国プロ 「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(重大事故解析手法の高度化)(H26 年度開始、H28 実施中)」「重大事故解析手法(MAAP、SAMPSON)の高度化に係る SFP 貯蔵燃料の被覆管酸化・スプレー冷却試験、臨界評価等)、</p> <p>原子力規制庁委託事業 「H27~28 年度 使用済燃料プールの事象の解析(スプレー冷却特性の評価)」、 「H27 年度 使用済燃料プールの事象の解析(使用済燃料間の崩壊熱分布を考慮した熱流動解析)」、 「H27 年度 BWR 使用済燃料プールを模擬した臨界実験データの解析」</p> <p>など、多くの事業が実施されている。</p>
関連する基盤技術	<p>③ 不純物の冷却への影響</p> <p>⑫ 事故時計装の代替策/追加</p> <p>⑬ 電源を用いない除熱システム</p>
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 大気圧、高酸素環境における Zr 酸化反応のモデル化</li> <li>✓ 建屋内の水蒸気(ex 凝縮)・水素の振る舞いの評価</li> <li>✓ 二相水位、スプレー冷却効果</li> <li>✓ ふく射、水漏れ時の空気の自然対流効果、</li> <li>✓ デブリ挙動、臨界近接評価、</li> <li>✓ MCCI</li> </ul>
研究が必要な理由及び期待される研究成果	<ul style="list-style-type: none"> <li>SFP は原子炉に比較してバウンダリが脆弱なため、過酷事故時の緩和方策が重要となる。また、酸素リッチな環境にあるため、Zr 酸化反応などについて、原子炉内の挙動とは異なる可能性もあり、対策設備の精緻な有効性評価のために燃料被覆管の酸化に伴う発熱と火災の発生や、それらの影響なども明らかにしておくべき課題である。</li> </ul>
妥当性確認用の実験データベース, スケーリングの可否	<ul style="list-style-type: none"> <li>CFD コードの適用や既存システム解析コードモデル精緻化にあたり、その妥当性を示すための検証データベースを必要に応じて拡充する必要がある。</li> </ul>

など	
今後の取組み方針 新知見の獲得, 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードの ライフサイクル)	<ul style="list-style-type: none"> <li>再稼働後の継続的な安全性向上評価に合わせ、導入できる新知見は適宜採用する必要がある。</li> </ul>
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> <li>不確かさの大きな現象やモデルから対応していくことにする。</li> </ul>
資金の出所, 制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> <li>国及び民間</li> </ul>

課題調査票「情報収集」課題

課題名	津波
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、原子炉停止系及び原子炉の冷却あるいは閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準又は国際基準, 新規制基準の要求との関係	<p>新規制基準<sup>1)</sup>の第五条及び第四十条において、(津波による損傷の防止)として、以下の記述がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「基準津波」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</li> <li>重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</li> </ul> <p>また、審査ガイド<sup>2)</sup>では、基本方針として以下が述べられている。</p> <p><b>(基準津波)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>施設の安全設計に用いる基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定すること。</li> <li>基準津波は、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定すること。</li> </ul> <p><b>(耐津波設計方針)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設の耐津波設計の基本方針については、『重要な安全機能を有する施設は、施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがある津波(基準津波)に対して、その安全機能を損なわない設計であること』である。この基本方針に関して、設置許可に係る安全審査において、以下の要求事項を満たした設計方針であることを確認する。</li> </ul> <p>(1)津波の敷地への流入防止 重要な安全機能を有する施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない。また、取水路、放水路等の経路から流入させない。</p> <p>(2)漏水による安全機能への影響防止 取水・放水施設、地下部において、漏水可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する。</p> <p>(3)津波防護の多重化 上記2方針のほか、重要な安全機能を有する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。</p> <p>(4)水位低下による安全機能への影響防止 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する。</p> <p>なお、『原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド』には次の記載がされている。 溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。</p>
シミュレーションの現状(方法, 技術, ニーズとのギャップ)	<p>基準津波の基本方針(上記)を受けて、津波の評価手法及び評価条件が 3.4.1(1)～(10)に細かく定められている。シミュレーションの関連する代表的な項目を以下に示す。</p> <p>なお、これら評価手法及び評価条件は土木学会が平成14年に策定した文献<sup>3)</sup>に記載されている内容と同等である。同文献中の設計津波水位評価の流れを図1に示す。既往津波の再現性の確認がなされた解析モデルを用いて、評価地点における基準断層モデルを設定し、その不確かさをパラメータスタディで評価して設計想定津波群の中から敷地に最も影響を与えるものとして、設計想定津波(基準津波)を確定する。</p> <p><b>(基準津波)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 基準津波の策定、波源のモデル化、水位変動及び砂移動の評価等に当たっては、妥当性を確認した数値計算等を用いていることを確認する。</li> <li>(3) 津波の数値シミュレーションに当たっては、津波の断層モデル、津波の波</li> </ul>

	<p>源、海底地形、海岸地形等に係る最新の調査・測量に基づいて適切にモデル化を行っていることを確認する。</p> <p>(6) 計算領域及び計算格子間隔は、波源域の大きさ、津波の空間波形、海底・海岸地形の特徴、評価対象サイト周辺の微地形、構造物等を考慮して、津波の挙動を精度良く推計できるように適切に設定されていることを確認する。</p> <p>(7) 計算格子間隔は、主要な計算領域全体にわたり、津波の空間波形の 1 波長の 1/20 以下になっていることを確認する(長谷川ほか(1987))。</p> <p>(8) 陸上部及び施設周辺の海域では、構造物等の局地的な地形を表現するために、最小計算格子間隔は可能な限り(例えば 5m 程度)小さく設定されていることを確認する。</p> <p>また、3.5.1 基準津波の選定方針では以下の記載がある。</p> <p>(1) 基準津波は、発生要因を考慮した波源モデルに基づき、津波の伝播の影響等を踏まえた津波を複数作成して検討した上で、安全側の評価となるよう、想定される津波の中で施設に最も大きな影響を与えるものとして策定されていることを確認する。</p> <p>(2) 数値計算に当たっては、基準津波の断層モデルに係る不確実性を合理的な範囲で考慮したパラメータスタディを行い、これらの想定津波群による水位の中から敷地に最も影響を与える上昇水位及び下降水位を求め、これらの津波水位波形が選定されていることを確認する。</p> <p>(3) 遠地津波は周期が長いことから、引き波の際の水位下降量のみならず、水位低下の継続時間を確認する。</p> <p>さらにガイドでは、<b>確率論的津波ハザード評価</b>により、評価地点における基準津波による水位の超過確率が求められていることの確認を必要としている。そのために以下のモデルの設定、数値計算、不確かさの評価を実施していることを確認するとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波発生モデル(波源モデル、津波発生頻度)、伝播モデルの設定</li> <li>・津波水位の確率分布(偶然的不確かさ)の評価</li> <li>・津波評価結果の認識論的不確かさ(ロジックツリー)</li> </ul> <p><b>(耐津波設計方針)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・シミュレーション関係では、3.2.1 敷地周辺の遡上・浸水域の評価の確認が求められている。</li> <li>・具体的な確認のポイントは、形状のモデル化、メッシュサイズ、解析条件等である。</li> </ul> <p><b>(基礎方程式)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・線形長波理論: 波高と水深が無視できる(非線形項が無視できる場合)場合に適用する。運動方程式は非定常項、圧力項からなる。</li> <li>・非線形長波理論(浅水理論): 非線形項が無視できない場合に適用する。運動方程式は非定常項、圧力項、移流項からなる。</li> <li>・分散波理論: 伝播に伴い津波波形の曲率が大きくなり、水粒子の鉛直方向加速度が無視できず、波の分散性が現れる場合に適用する。津波の発生時での線形性と遠浅海岸での非線形性の 2 種ある。</li> </ul> <p><b>(数値計算手法)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・近海伝播を対象とする場合、浅水理論を適用し、スタガード格子による陽的差分法(リープフロッグ法)が基本であり、移流項は1次風上差分(数値粘性などによる安定化)などを用いる</li> <li>・遠方海域からの伝播を対象とする場合、長時間伝播すると次第に短周期成分遅れが生じてくることから、この効果を再現するためには分散項を含む運動方程式の適用が必要となる。計算スキームとしては、スタガード格子で、かつ連続の式には陽的差分法、運動方程式には陰的差分法が採用されることが一般的である。</li> </ul> <p><b>(ニーズとのギャップ)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・決定論的な津波評価に対しては、既往津波の再現性の確認がなされた解析モデルを使用し、基準断層モデルの不確かさを考慮した上で、基準津波を設定して評価する方法論は確立しており、不確かさの考慮が妥当であればニーズに</li> </ul>
--	---

	<p>対するギャップは小さいと思われる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 一方、上記の津波に関するシミュレーションの課題について、日本原子力学会 2012 年秋の大会における計算科学技術部会セッションでの講演<sup>4)</sup>では、以下のレビューがなされている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波の発生→△</li> <li>・津波の伝播→○</li> <li>・津波の遡上・浸水→△</li> </ul> </li> </ul> <p>これらは、原子力発電所をはじめ沿岸に立地する重要構造物の津波に対するリスクの定量的評価や、設計津波の超過確率を把握するための確率論的津波ハザード評価<sup>7),8)</sup>の際に必要な不確かさが、津波の発生や津波の遡上・浸水の評価で課題となることを示していると考えられる。</p>
<p>技術的な課題</p>	<p>(1) 設計津波水位の評価では以下が不確かさ要因として挙げられている。<sup>3)</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波波源の不確実性、数値解析上の誤差、データの誤差</li> <li>・津波水位の不確実さ評価(断層に関するパラメータサーベイ:地震発生域での最大規模のマグニチュードの想定方法)</li> <li>・海底地形、海岸地形データの誤差</li> </ul> <p>以下は、文献 5 で挙げられている課題。</p> <p>(2) 福島第一原子力発電所事故の再現解析では、波源モデルの改良により、観測データの再現性(検潮記録、地殻変動(すべり量)、浸水高、遡上高)が良好に再現されたが、やや過小評価がみられる。</p> <p>(3) 地震以外の津波(山体崩壊・海底地すべり等)については、評価の実績が少なく、評価方法が地震起因の津波ほど確立されていない。</p> <p>(4) 沿岸及び敷地内の高精度な津波挙動:平面 2 次元数値計算</p> <p>(5) フラジリティ評価:3 次元数値計算による津波挙動、流体力の評価方法</p> <p>(6) 遠浅海岸でのソリトン分裂の評価方法</p> <p>なお、主要な現象と関連事項として、次が挙げられる:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・震源での発生(波源域での初期津波形成)</li> <li>・外洋での伝播(線形/非線形長波/線形分散性)</li> <li>・外洋から沿岸への伝播(非線形分散波)</li> <li>・沿岸(耐津波)構造物周辺の挙動(遡上・侵入, 砕波, 侵食, 洗掘)</li> <li>・構造物の応答</li> <li>・漂流物, 土砂移動</li> </ul>
<p>研究が必要な理由及び期待される研究成果</p>	<p>下記のように他学会で津波に関する研究が実施されており、「技術的な課題」に関連する研究も実施されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・土木学会、原子力学会で標準やガイドの作成が実施されている。</li> <li>・また、日本地震工学会論文集等には東北地震津波のシミュレーションに関する論文が多数掲載されている。</li> </ul> <p>「原子力サイトにおける 2011 東北地震津波の検証」、杉野(JNES)他、日本地震工学会論文集 第 13 巻、第 2 号(特集号)、2013</p> <p>「海溝型巨大地震における強震動パルスの生成とその生成域のスケーリング」、野津((独)港湾空港技術研究所)他、日本地震工学会論文集 第 12 巻、第 4 号(特集号)、2012</p> <p>「2011 年東北地方太平洋沖地震の震源のモデル化」、川辺(京都大学原子炉実験所)他、日本地震工学会論文集 第 13 巻、第 2 号(特集号)、2013</p> <p>「地震動シミュレーションから得られる海底地盤の鉛直変位を用いた津波シミュレーション」、秋山(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)他、日本地震工学会論文集 第 12 巻、第 4 号(特集号)、2012</p> <p>「岩手県陸前高田市における 2011 年東北地方太平洋沖地震津波による大規模土砂移動の再現計算」、山下ら(東北大学災害科学国際研究所)他、土木学会論文集 B2(海岸工学), Vol. 71 (2015) No. 2 p. 1_499-1_504, 2015</p> <p>「確率論的津波ハザード評価における津波想定の影響」、杉野(規制庁)他、日本地震工学論文集, 第 15 巻, 第 4 号, pp.40-61, 2015</p> <p>など、多数。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力学会としては安全評価の観点から、現行の評価手法の理解を進めるとともに、安全研究の観点から、「技術的な課題」の課題の現状を把握し、必要に応じて、(1)に係る不確かさ評価手法をV&amp;Vの観点からのレビュー、(2)～(6)に係る流動評価手法の検討等の活動も考えられる。</li> </ul>
<p>妥当性確認用の 実験データベース、 スケーリングの要否 など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各種の既往調査資料(検潮記録、痕跡記録、浸水面積・地殻変動、地震の発生位置・規模等)</li> <li>・各研究機関が逆解析により算定した海溝付近のすべり分布</li> <li>・地すべり等に起因する津波発生事例</li> <li>・火山噴火に起因する津波発生事例</li> <li>・津波波源の設定に係る地震規模の推定には適切なスケーリング則の適用が必要。</li> </ul> <p>文献3や文献9では以下の記載がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・モーメントマグニチュード Mw と断層パラメータの関係は、地殻構造、津波をもたらす地震の発生様式等に応じた適切なスケーリング則に基づいて定める。</li> </ul>
<p>今後の取組み方針 新知見の獲得、 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードの ライフサイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新規基準のガイドでは、基本方針として、以下が記載されている。 施設の安全設計に用いる基準津波は、<u>最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定すること。</u></li> <li>・確率論的津波ハザード評価に係り、評価手法の高度化に対して、原子力学会としてのニーズを明確にする。</li> <li>・他学会における研究の動向、研究 RM 等を調査し、ニーズに対する対応状況から、学会として必要性が高い項目を抽出する。</li> </ul> <p>なお、原子力規制委員会(原子力規制庁)の H27 年度及び H28 年度の外部委託事業として、次が実施されている。</p> <p><u>一般競争入札(物品・役務)</u> H27、28 年度耐震・耐津波裕度評価コード SANMARG の整備 H27、28 年度地震・津波等の外部事象による施設への影響に関する新たな知見の調査 H28 年度 BWR プラントの津波 PRA 手法の整備 H28 年度地震・津波に関する新たな知見の調査 H28 年度耐震・耐津波等の外部事象に関する欧米規制動向の調査 H27 年度防潮堤を考慮した敷地内施設の津波リスク評価に係る津波遡上解析 H27 年度耐震・耐津波に関する欧米規制動向の調査 H27 年度原子力施設耐震・耐津波安全設計審査規制研究事業 (亀裂進展解析システム CRACK-FEM の改良整備) (津波観測波形の分析及び津波模擬波形の作成) (地震・津波に関する新たな知見の調査) (深海底コア・露頭のテフラ試料採取及び分析)</p> <p><u>一般競争入札(委託契約)</u> H28 年度原子力施設等防災対策等委託費事業 (耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備に係る防潮堤水理試験) (漂流物影響、洗掘影響) (障害物影響) H27 年度原子力施設等防災対策等委託費事業 (耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備に係る防潮堤水理試験) (その1)(その2) (津波堆積物に基づく津波波源推定手法の開発)事業</p> <p><u>企画競争・公募等(委託契約)</u> H28 年度 原子力施設等防災対策等委託費事業 (津波堆積物に基づく津波波源推定手法の開発)事業 H27 年度 原子力施設等防災対策等委託費 (日本海沿岸の歴史津波記録の調査)事業</p>

研究の優先度及びその根拠	・当面は調査を継続
資金の出所, 制約条件など	・規制研究、電力共通研究等
参考文献	<p>1) 「実用発電用原子炉およびその附属施設の技術基準に関する規則」(2013) 原子力規制委員会</p> <p>2) 「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」(2013) 原子力規制委員会</p> <p>3) 「原子力発電所の津波評価技術」平成 14 年 2 月 土木学会原子力土木委員会津波評価部会</p> <p>4) 「津波評価および解析手法の現状と課題」(高橋智幸/関西大学) 日本原子力学会 2012 年秋の大会計算科学技術部会セッション</p> <p>5) 「原子力発電所における津波の評価方法」(松山昌史/電力中央研究所) 日本原子力学会 2012 年秋の大会計算科学技術部会セッション</p> <p>6) 「東日本大震災の津波再現解析」(谷/東京電力) 日本原子力学会 2012 年秋の大会計算科学技術部会セッション</p> <p>7) 「確率論的津波ハザード解析の方法」平成 23 年 9 月 土木学会原子力土木委員会 津波評価部会</p> <p>8) 「日本原子力学会標準: 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準: 2007」、2007 年 9 月、日本原子力学会.</p> <p>9) 「波源断層を特性化した津波の予測手法(津波レシピ)」 文科省地震調査委員会津波評価部会(平成 29 年 1 月 13 日公表)</p> <p>参考知見として次が挙げられる:</p> <p><b>【現象に関する知見】</b> 日本原子力学会「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集」AESJ-SC-TR006(2012) 事例 A の節に、原子力発電所を対象とした国内外(日, 米, 仏, 印)の津波による影響に関する知見がまとめられている。</p> <p><b>【評価手法に関する知見】</b> 日本地震工学会 原子力安全のための耐津波工学の体系化に関する調査委員会 第 10 回(2014 年 2 月 24 日)資料「(第 10 章)耐津波工学関連の解析コード」 各種の耐津波工学関連解析コードの特徴や適用範囲等に関する調査状況(実施中)が紹介されている。</p> <p>関連資料(一般産業, 確率論, 規制要件 等): 原子力規制委員会 「耐津波設計に係る工認審査ガイド」(2013) 電気協会 「原子力発電所耐津波設計技術規程」JEAG 4629-2014 日本原子力学会 「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」AESJ-SC-RK004(2011)</p>

課題調査票「情報収集」課題

課題名	火山
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、原子炉停止系及び原子炉の冷却あるいは閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準又は国際基準, 新規制基準の要求との関係	<p>想定される原子炉設備の判断基準は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定する火山災害に対して、原子炉の停止を要求される場合に、外部電源喪失を仮定し、さらに火山災害による影響を考慮しても、原子炉を安全に停止出来ること。</li> <li>想定する火山災害によって、崩壊熱を安定に冷却でき、放射性物質の閉じ込め機能を喪失しないこと。</li> <li>原子炉プラントをいくつかの火山災害カテゴリー、レベルで防護区画に分割。各区画で想定する火山災害で安全保護系、工学的安全施設などの安全上重要な設備、及びそれにかかわるケーブルが損傷しないことを評価で示す。</li> </ul> <p>新規制基準の要求事項のうち火山災害に関して、原子力発電所の半径160km圏内の火山を調査し、火砕流や火山灰の到達の可能性、到達した場合の影響を評価し、予め防護措置を講じることが要求されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火山噴火予知連絡会が提示した活火山定義「概ね過去1万年以内に噴火した火山及び現在活発な噴気活動がある火山」(国際標準準拠)に基づき、108の活火山を選定。気象庁が常時観測・監視を実施している火山:25火山、活動的で特に重点的に観測研究を行うべき火山:13火山、活動的火山及び潜在的爆発活力を有する火山:24火山を主として、火山タイプごとにNo.1の重要評価事象(例えば、火砕流、溶岩流、噴煙、泥石流)ごとの「火山噴火災害危険区域予測図」が作成されている。 危険区域予測図のタイプは、火山学的マップ、行政資料型マップ、住民啓発型マップの3種。</li> <li>噴火タイプは、マグマ噴火としてその爆発性と流動性に基づき、アイスランド式(流動的)、ハワイ式、ストロンボリ式、ブルカノ式、プリニー式(爆発的)があり、マグマ噴火以外にマグマ水蒸気噴火がある。</li> </ul>
シミュレーションの現状(方法、技術、ニーズとのギャップ)	<p>評価対象又は事象は下記の通りである。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>火山噴火にともなう直接的被害:噴出岩塊、降下火砕物、溶岩、火砕流・火砕サージ、岩屑なだれ・山体崩壊、火山性地震動、地殻変動による施設破壊(断層、隆起、沈降)</li> <li>火山噴火にともなう二次被害 A: 泥石流、土石流、洪水、火山ガス・噴煙、空振、火山性津波</li> <li>火山噴火にともなう二次被害 B: 火砕物(火山灰等)による停電、機器不全、交通遮断、インフラ切断</li> </ol> <p>「火山噴火災害危険区域予測図」の作成に、災害実績図、モデル式や数値シミュレーションによる評価が行われている。火山ごとに噴火形態、規模、想定事象の危険区域予測図が作成される。また、溶岩流物性についても多くのデータが蓄積されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>災害実績図 過去(古文書を含む)の災害状況の資料、データを用いて、危険区域予測に必要な前提条件や噴火パラメータ決定のための情報を提供する(気象状況も含む)。シミュレーション予測が出来ない場合は、災害実績図をもって危険区域予測図を作成することもある。</li> <li>モデル式及び数値シミュレーション <ol style="list-style-type: none"> <li>噴出岩塊の初速、射出角、弾道計算</li> <li>噴火シミュレーション マグマ溜まりからのマグマ上昇と火口から噴出を解析するシミュレーション、噴煙柱の形成シミュレーション、水蒸気爆発シミュレーションが行われている。解析手法は、3次元二流体モデル、粒子法、圧縮性流体モデルなど。現状では、計算規模の制約等から、現象解明のツールとしてのものが多い。</li> </ol> </li> </ol>

	<p>3) 溶岩流シミュレーション  溶岩流をビンガム流体として扱い、浸水解析を応用した陽解法2次元熱流体解析モデルが広く知られており、危険区域予測図の作成や行政のハザードマップ作成に実用されている。また、溶岩流の凝固挙動による複雑な熱流動や防護設備の効果を解析するため、3次元の拡がり・溶融凝固と自然対流を連成させた非圧縮性熱流体解析コードが開発され、国際協力による溶岩流解析に用いられている。</p> <p>4) 噴煙(移流・拡散)・降灰シミュレーション  気象データを利用した大気シミュレーションに基づく、災害区域予測が行われている。解析コードは、非圧縮性流体解析モデル、等。</p> <p>5) 泥流、土石流シミュレーション  2次元の二流体モデルで水と土砂間の抵抗則、土砂の堆積速度、平衡濃度をモデル化したシミュレーションコード、及びその泥流への応用コードが開発されている。</p> <p>6) 火山性地震や津波による影響評価  火山性地すべりや津波に関しては Kinematic モデルや二層流モデル、粒子法モデル等が提案されている。</p>
シミュレーション技術の成熟度	<ul style="list-style-type: none"> <li>噴火、溶岩流、火砕流シミュレーションのような先端 CFD 技術は、原子力分野と同レベル。広大な地形を対象とするため、大規模計算技術についても同等。洪水、浸水同様に溶岩流や火山灰などの汎用的解析技術に関して、ハザードマップ作成など、防災面での実用化が進んでおり、新規制基準対応では初めに実用性の高い解析技術、発電所ごとの地勢に応じて高度解析技術の適用が想定される。</li> </ul>
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>噴火予知について、火山学会では、学術的に取り組むべき段階にあると位置付けている。さらに、火山によっては噴火形態や噴火規模、火口位置がこれまでの噴火実績と異なるケースが多いため、シミュレーションの荷重条件や境界条件の特定が困難である。したがって、火砕流・溶岩流から火山灰にわたる現象を対象に、噴火規模と火口位置といった境界条件に幅を持たせたパラメータサーベイ的な予測が必要と考えられる。また、火山噴火はその活動停止時期の予知が困難であり、一旦噴火すると復旧計画の見通しが明確でないことにも注意すべきである。</li> <li>シミュレーションに関しては、噴火、火砕流、溶岩流シミュレーションのモデル高度化、大規模体系解析(高速化)技術のさらなる発展が必要とされる。</li> </ul> <p>なお、主要な現象および関連事項として、次が挙げられる:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火山灰等の降下</li> <li>火山から発生する飛来物(噴石)</li> <li>火砕物密度流 (*)</li> <li>溶岩流 (*)</li> <li>火山ガスの噴出</li> <li>岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊 (*)</li> <li>火山性土石流、火山泥流及び洪水</li> <li>新しい火口の開口 (*)</li> <li>津波及び静振</li> <li>大気現象</li> <li>地殻変動 (*)</li> <li>火山性地震とこれに関連する事象</li> <li>熱水系及び地下水の異常 (*) 設計対応困難な現象</li> </ul>
研究が必要な理由及び期待される研究成果	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山噴火のリスク評価を行う上で、各種の火山噴火にともなう現象シミュレーション技術が必要である。特に、直接的被害として火砕流、溶岩流、二次被害として泥流、土石流、洪水の予測手法高度化が期待される。</li> <li>火山噴火の諸現象が、原子力発電所に与えるダメージとそのシーケンスの分析を行い、各事象に最適のシミュレーション技術を選定する必要がある。</li> </ul>

<p>妥当性確認用の 実験データベース、 スケーリングの要否 など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火砕流、溶岩流については、雲仙普賢岳、桜島、ハワイ島、エトナ山等の実現象データ、あるいは現在も活動中の火山データが豊富であり、スケーリングを必要としない検証が可能である。</li> </ul>
<p>今後の取組み方針 新知見の獲得、 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードの ライフサイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山災害のリスク評価が必要となる時期までに、研究成果を達成する必要がある。</li> </ul> <p>なお、原子力規制委員会(原子力規制庁)の H27～H28 年度の外部委託事業として、次が実施されている。</p> <p><u>一般競争入札(物品・役務)</u> H28 年度国内のカルデラ火山に関する情報整備 H27 年度火山影響評価知見整備事業 (ArcGIS への Tephra2 シミュレーションコードの実装) (降下火山灰シミュレーションにおけるコード及びパラメータ特性の影響分析)</p>
<p>研究の優先度及びその根拠</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山災害のリスク評価の必要性により、研究の優先度は変わる。新規規制基準では、原子力発電所の半径 160km 圏内の火山を調査し、火砕流や火山灰の到達の可能性、到達した場合の影響を評価し、予め防護措置を講じることが要求されている。</li> </ul>
<p>資金の出所、制約条件など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火山防災の統括は内閣府であるが、国プロは、気象庁系では国交省、国研・大学系は文科省予算が主である。また、二次被害に関して、所轄官庁が国交省、環境省(火山灰処理)にまたがることも考えられる。</li> </ul>
<p>参考文献</p>	<p>参考知見として次が挙げられる:</p> <p><b>【現象に関する知見】</b> IAEA, "Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations," SSG-21 (2012) 主に立地の観点から、火山のハザード評価及び現象の概要について記載。「設計対応不可能な現象」の分類は、国内評価ガイドと同等。</p> <p><b>【評価手法に関する知見】</b> 国際航業株式会社「原子力施設の安全に係る火山活動調査研究」平成 21～22 年度 (独)原子力安全基盤機構委託研究 (2011) 火山の調査方法、噴火シナリオの想定や火山リスクの評価方法等について調査整理したもの。火山噴火間隔の確率論的モデルを三宅島を例に試算。溶岩流、火砕流、降下火山灰、火山泥流 等については数値シミュレーション手法がある。ニセコ→泊発電所を対象とした溶岩流のケーススタディを実施。</p> <p>関連資料(一般産業、確率論、規制要件 等): 原子力規制委員会「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(2013) 電気協会 「原子力発電所火山影響評価技術指針」JEAG 4625(2014) 内閣府ほか 「火山防災マップ作成指針」(2013) 柳澤英明ほか「地滑り・津波統合モデルによる寛政4年(1792)有明海津波の再現シミュレーション」土木学会論文集 B2(海岸工学) Vol.70, No.2, I_151-I_155 (2014) 文屋ほか「山体崩壊・海底地すべりに伴う津波を対象とする波源振幅予測式の適用性」土木学会論文集 B2(海岸工学) Vol. 69, No. 2, I_266-I_270(2013) J. Horrillo et al., "A simplified 3-D Navier-Stokes numerical model for landslide-tsunami: Application to the Gulf of Mexico", Journal of Geophysical Research: Oceans, Vol. 118, 6934–6950 (2013) Georgia Institute of Technology, "Understanding landslide-generated tsunamis — and predicting their impact", June 27, 2016 C. Brian et al., "Physical modelling of tsunamis generated by</p>

	<p>three-dimensional deformable granular landslides on planar and conical island slopes”, Proc. R. Soc. A, 472, 20160052 (2016)</p> <p>K. Tsunematsu et al., “Estimation of ballistic block landing energy during 2014 Mount Ontake eruption”, Earth, Planets and Space, 68:88 (2016)</p>
--	---

課題調査票「情報収集」課題

課題名	竜巻(竜巻に伴う強風圧力、気圧差、飛来物による衝撃)
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、原子炉停止系及び原子炉の冷却あるいは閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準又は国際基準, 新規制基準の要求との関係	<p>(A)原子力規制委員会の新規制基準          規則第五号<sup>1)</sup>第六条、規則第六号<sup>2)</sup>第七条が各々、外部からの衝撃による損傷の防止として以下を規定する。ただし、想定される自然現象については同規則の解釈<sup>3)</sup>が「敷地の自然環境を基に、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるもの」とし、強風には竜巻だけでなく風(台風)も含まれる。</p> <p>規則第五号<sup>1)</sup>          第六条 安全施設は、<u>想定される自然現象</u>(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、同施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると<u>想定される自然現象</u>により同施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>規則第六号<sup>2)</sup>          第七条 設計基準対象施設が<u>想定される自然現象</u>(地震及び津波を除く。)によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p><b>設計対象施設の設計の基本方針</b>          「実用発電用原子炉の規制基準に関連する内規」の影響評価ガイド<sup>4)</sup>が、以下を示している。</p> <p><b>設計対象施設</b>          (1)竜巻防護施設          「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」<sup>5)</sup>の重要度分類における耐震Sクラスの設計を要求される設備(系統・機器)及び建屋・構築物等とする。          例：原子炉格納容器や安全機能を有する系統・機器(配管を含む)等</p> <p>(2)竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設          当該施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画(竜巻防護施設を内包する区画)。          外殻となる施設等による防護機能が期待できる設計対象施設の例：原子炉格納容器に内包された安全機能を有する設備等</p> <p><b>設計の基本的な考え方</b></p> <p>図1 設計の基本フロー</p>

	<p>設置許可段階では、<b>基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重</b>が適切に設定され、設計荷重に対して機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象施設の安全機能が維持される方針であることが確認される。特に<b>設計荷重</b>については、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることが確認される。</p> <p><u>設計対象施設に作用する荷重</u> 以下に示す<b>設計荷重</b>を適切に設定する。</p> <p>(1) <b>設計竜巻荷重</b></p> <p>① 風圧力 設計竜巻の最大風速による風圧力 ② 気圧差による圧力 設計竜巻における気圧低下によって生じる設計対象施設内外の気圧差による圧力 ③ 飛来物の衝撃荷重 設計竜巻によって設計対象施設に衝突し得る飛来物(以下、「<b>設計飛来物</b>」という)が設計対象施設に衝突する際の衝撃荷重</p> <p>(2) <b>設計竜巻荷重と組み合わせる荷重</b></p> <p>① 設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重等 ② 竜巻以外の自然現象(含、竜巻との同時発生が想定され得る雷、雪、雹及び大雨等の自然現象)による荷重、設計基準事故時荷重等 ここで、②の荷重については、竜巻以外の自然現象及び事故の発生頻度等を参照して、①の荷重と組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断する。</p> <p><u>施設の安全性の確認</u> <b>設計竜巻荷重</b>及びその他組み合わせ荷重(常時作用している荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等)を適切に組み合わせた<b>設計荷重</b>に対して、設計対象施設、あるいはその特定の区画(竜巻防護施設を内包する区画)の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>(B) その他の基準など(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ U.S.NRC Regulatory Guide 1.76<sup>6)</sup></li> <li>✓ ANSI/ANS-2.3-1983<sup>7)</sup></li> </ul>
<p>シミュレーションの現状(方法、技術、ニーズとのギャップ)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 竜巻の安全評価は上述(影響評価ガイド<sup>4)</sup>)の方法に従って、基準竜巻(最大風速)、設計竜巻(最大風速と特性値)、設計荷重(風圧力、気圧差、飛来物の影響等)の設定と評価を行う。研究は竜巻が多数発生する米国において進んでおり、新規制基準でも米国 NRC の基準等<sup>6, 7)</sup>が参照されるが、気象観測データの分類など経験則に依拠して数値解析等に依らない方法が多く用いられている。</li> <li>・ ただし、新規制基準がベースとする旧 JNES の東京工芸大学への委託調査研究<sup>8)</sup>では、2.4 章「原子力発電施設に対する竜巻の影響評価ガイドラインの提案」において、年超過確率 <math>10^{-7}</math> に相当する日本における原子力発電施設を対象とした最大竜巻風速を 100 m/s と設定し、新規制基準の審査ガイドでも設計飛来物の設定例における設計竜巻の最大風速(<math>V_D</math>)を 100 m/s としていることから、再稼働申請に際する電気事業者の検討も、影響評価ガイドに従って基準竜巻(最大風速)、設計竜巻(最大風速と特性値)を求めてはいるが、100 m/s をベースに設計竜巻の特性を保守評価するものが多い。</li> <li>・ 数値シミュレーションについては、設計竜巻の特性値の設定において、竜巻に関する観測データが不足している等の理由によって、観測データ等に基づいた十分に信頼できる数学モデルの構築が困難な場合に、米国 NRC の基準等<sup>6)</sup>を参考としてランキン渦モデルを仮定した竜巻特性値の設定が推奨されている。また、「同モデルに比べてより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等を使用して竜巻特性値を設定する場合は、その技術的な妥当性を示す必要がある」とされているのみであり、実質的には、新しい解析手法の利用は必要とされていない。ただし、竜巻の発生予測や流動場の検討、飛散物による影響の検討については下記のように、各種の数値解析手法が考案されている。</li> <li>・ 竜巻の発生予測については、雲改造モデル(比較的高空間分解能でスーパー</li> </ul>

	<p>セル(巨大な積乱雲)の挙動等を解析)が気象庁気象研究所<sup>9)</sup>や名古屋大学地球水循環研究センター(モデル名=CReSS)<sup>10)</sup>によって開発され、良い予測精度を得ている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻の流動場の検討については、東大の LES 解析の研究<sup>11)</sup>、LES を利用した数値シミュレーションによる流動場の可視化<sup>12, 13)</sup>、</li> <li>・飛散物による影響の検討に際して東京工芸大学への委託調査研究<sup>8)</sup>では、差分法3次元 CFD コードである RIAM-COMPACT<sup>14, 15)</sup>を用いた LES 非定常流体解析を行い(数値竜巻シミュレーター)、竜巻状の渦内部の時空間的気流性状を求めている。さらに、同渦内部へ物体(自動車など)を投入してその運動を数値的に求め、飛散性状の解明が行われている。関連した成果として、電中研による竜巻中の物体の浮上・飛来を解析する TONBOS コードの開発<sup>16), 23)</sup>などが挙げられる。</li> <li>・風速場モデルと整合する圧力場を求めるために、流体力学の基礎方程式から導出される圧力ポアソン方程式を数値的に解く方法が提示されている<sup>24), 25)</sup>。</li> </ul>
<p>技術的な課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻は発生時に風速場などを現地で計測することが困難なため、小型の模擬試験でのデータを用いた数値解析手法の検討と実現象への外挿、竜巻発生現場での状況証拠を基にした解析の検証が予測手法の開発方法となるが、発生した竜巻の再現解析は、その被害などについて比較的良い予測を行っている様である。</li> <li>・我が国の場合、観測事実より、竜巻は海上で発生して陸へ移動し、減衰することが多い様である。ただし、それは観測結果であり、気象条件から竜巻の発生場所と強度を予測する手法は完全には確立されていない。</li> <li>・気象の初期条件として、スーパーセル(強い積乱雲)の発生と移動の方向、渦の発生の有無などをドップラーレーダーやアメダスから同定したり、数値解析の入力として解析することで、ある程度の予測は可能と思われる。我が国のドップラーレーダーの設置数も増加しており(米国本土:約 160 基、日本:気象庁 20 基、国交省約 40 基/2017 年 3 月)、竜巻注意情報・竜巻発生確度ナウキャストの発表に活用されているが、竜巻発生の的中率は高くない。なお、米国ではアメリカ海洋大気圏局(NOAA)が運営する暴風雨予測センター(SPC)<sup>22)</sup>が多数のレーダーによって経時的に気象状況を表示している。</li> <li>・米国では、フジタスケールを改良した EF スケール(Enhanced Fujita scale)が竜巻強度指標として 2007 年より利用されているが、日本では、日本版改良藤田(JEF)スケールが 2016 年 4 月より気象庁において運用開始された<sup>26)</sup>。米国ではフジタスケールで記録された竜巻強度と EF スケールで記録された竜巻強度は同じ等級では等価な竜巻強度となるように対応付けられている。日本の気象庁でも同様の扱いとなっており、『JEF スケールの階級と風速の対応については、藤田スケールと JEF スケールの継続性を持たせるため、現象のスケールの評定結果が両スケールでできる限り同じ階級となる(例えば、藤田スケールで F2 と評定された現象は、基本的に JEF スケールでも JEF2 となる)ように決定されている。』<sup>26)</sup></li> </ul> <p>なお、主要な現象および関連事項として、次が挙げられる:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発生機構、構造、地表との相互作用</li> <li>・風圧力</li> <li>・気圧差による圧力</li> <li>・飛来物の衝撃荷重</li> <li>・同時発生が想定され得る自然現象</li> </ul>
<p>研究が必要な理由及び期待される研究成果</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻について国内では主に、日本気象学会、日本建築学会、日本風工学会、日本流体力学会、土木学会<sup>17)</sup>など、原子力学会以外の多くの学会で研究や調査・分析が実施されており、日本保全学会<sup>18)</sup>と日本機械学会<sup>26)</sup>からはガイドが出されている。ただし、これらは決定論的な観点のみから記載されており、確率論的評価に関するガイドや標準は出されていない。</li> <li>・竜巻はいったん発生すると、最近の例だけでも北海道佐呂間<sup>17)</sup>(2006 年、F3 相当、9名死亡23名負傷)、茨城県つくば市～常総市(2012 年、F3 相当、1名死亡約 30 名負傷)など強風によって甚大な被害を生じる場合が多く、一般の防</li> </ul>

	<p>災対策としても関心を集めている。そのため、計算機の性能向上と相俟って、竜巻の発生原因(発生場所)、風力場、圧力変動、飛来物が設備に及ぼす影響などについて「シミュレーションの現状」等に示す如く、数値解析による多くの研究が為されている。ただし、実現象は、熱・相変化を伴う、開放性が大規模な大気中の流れであり、物理モデル・境界条件の設定・地形影響等に関するさらなる研究が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子力発電所に対する飛来物の影響評価に関しては、飛来物の発生・衝突は竜巻来襲を条件とする極めて低い確率で発生する事象であることから、米国で1970年代から研究開発が進められている飛来物の発生確率・衝突確率の評価法の構築が日本でも必要となる。</li> </ul>
<p>妥当性確認用の 実験データベース、 スケーリングの要否 など</p>	<p><u>竜巻検討地域、基準竜巻(最大風速)の設定用情報の例</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>気象庁「竜巻等の突風データベース」<sup>19)</sup>、同「竜巻分布図(全国)(1961～2015年)」<sup>20)</sup></li> <li>風向、風速、相当温位を算出する気象モデル WRF (Weather Research and Forecasting model)「<a href="http://www.wrf-model.org/index.php">http://www.wrf-model.org/index.php</a>」</li> <li>ヨーロッパ中期予報センター(ECMWF)による再解析データ「<a href="http://www.ecmwf.int/">http://www.ecmwf.int/</a>」</li> </ul> <p><u>スケーリングの要否</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>対象領域のサイズ(メソスケール: 数キロ～数十キロメートル規模の山や丘、マイクロスケール: 数キロメートル以下の山や丘)に応じた地形起伏や地表面粗度などの解析に際して、モデルのメッシュサイズ依存性を検討する必要がある。</li> <li>実験室規模実験と実現象を対象に解析を行い、モデルの妥当性を確認する。</li> </ul>
<p>今後の取組み方針 新知見の獲得、 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードの ライフサイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>審査ガイド<sup>4)</sup>では、6. 附則に以下を記載し、継続的改善を促している。 本ガイドに記載されている以外の計算方法等を設計で使用する場合は、技術的見地等からその妥当性を示す必要が有る。 竜巻等の発生頻度、特性及びメカニズム等に関する情報、ならびに竜巻等による被害の実情に関する情報等が不足している日本の状況では、<u>竜巻等に係る最新情報の調査・入手に務めるとともに、本ガイドでは最新情報を反映して適宜見直しを行うものとする。</u> なお、将来に観測された竜巻の最大風速が、過去に観測された竜巻の最大風速を上回った場合は、<u>本設計の妥当性について再度見直すこととする。</u></li> <li>竜巻(含、台風等の強風)については、主に研究が行われる他学会の動向(含、研究 RM)の調査を継続し、原子力発電施設の安全の確保・向上に係る評価手法の高度化に対する原子力学会としてのニーズが高い項目を抽出すると共に、熱水力 RM の改訂を図る。</li> <li>2013年11月にフィリピンを襲った台風(平成25年台風第30号)は最大風速87.5メートル、最大瞬間風速105メートルと、藤田スケール3～4レベル<sup>21)</sup>の強風が広域で長時間観測されたが、地球温暖化に伴う太平洋域の水温上昇に伴って、2070年代には同サイズの台風の我が国への襲来が予測されている。このため、我が国で発生する竜巻についても最大風速等の推移を把握し、強風時の流動の詳細予測手法の改良を進め、RM だけでなく規制基準やガイドの改訂に反映していく必要が有る。</li> </ul> <p>なお、原子力規制委員会(原子力規制庁)の H27 年度の外部委託事業として、次が実施されている。</p> <p><u>一般競争入札(委託契約)</u> H27 年度原子力施設等防災対策等委託費事業 (実用発電用原子炉施設の竜巻による影響評価の手順の整備) (実用発電用原子炉施設への竜巻外乱の影響に関する研究調査)</p>
<p>研究の優先度及びその根拠</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>当面は調査を継続</li> </ul>
<p>資金の出所、制約条件など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>規制研究、電力共通研究等、</li> </ul>

参考文献

- 1) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(原子力規制委員会 規則第五号、平成 25 年 6 月 28 日)
- 2) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(原子力規制委員会 規則第六号、平成 25 年 6 月 28 日)
- 3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(原子力規制委員会 実用発電用原子炉の審査基準に関する内規、平成 25 年 6 月 19 日)
- 4) 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(原子力規制委員会 実用発電用原子炉の規制基準に関連する内規、平成 25 年 6 月 19 日)(原規技発第 13061911 号にて制定)、平成 26 年 9 月 17 日(原規技発第 1409172 号にて改正)
- 5) 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」(原子力規制委員会 実用発電用原子炉の規制基準に関連する内規、平成 25 年 6 月 19 日)
- 6) U.S. Nuclear Regulatory Commission: Regulatory Guide 1.76, "Design-Basis Tornaro and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants, Revision 1, March 2007
- 7) American Nuclear Society: ANSI/ANS-2.3-1983, "American National Standard for Estimating Tornato and Extreme Wind Characteristics at Nuclear Power Sites"
- 8) 「竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」(東京工芸大学、平成 21~22 年度原子力安全基盤調査研究、平成 23 年 2 月)
- 9) 加藤輝之、新野宏: 佐呂間の竜巻の発生環境に関する研究、文部科学省科学研究費補助金報告書 北海道佐呂間町で発生した竜巻による甚大な被害に関する調査研究、pp. 19-36, 2007.
- 10) 加藤雅也・坪木和久: CReSS と連携プログラムの紹介(2012)
- 11) 石原 孟ら: 数値流体解析による竜巻状渦内の三次元流れ場及びその形成メカニズムの解明、第 21 回 風工学シンポジウム(2010)
- 12) ファム・バン・フック: 竜巻状旋回流の 3 次元可視化、  
[http://www.cybernet.co.jp/avs/documents/pdf/seminar\\_event/conf/16/4-3-1.pdf](http://www.cybernet.co.jp/avs/documents/pdf/seminar_event/conf/16/4-3-1.pdf) (2010)
- 13) ファム・バン・フックら: LES による竜巻状旋回流に関する研究、第 23 回数値流体力学シンポジウム講演番号 G1-3(2009)
- 14) RIAM-COMPACT(九州大学発ベンチャー)、<http://www.riam-compact.com/>
- 15) 丸山 敬: 竜巻状の回転流中に置かれた建物周りの非定常流れ場の数値解析、科学研究費補助金研究成果報告書 20560519(平成23年5月31日)
- 16) 江口譲ら: 竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発、電力中央研究所報告 N14002(平成26年6月)
- 17) 「平成 18 年 11 月 北海道佐呂間町竜巻緊急災害調査」報告書 土木学会北海道佐呂間町竜巻緊急災害調査団(2007 年 3 月)
- 18) 日本保全学会, 軽水型原子力発電所の竜巻影響評価における設計竜巻風速および飛来物速度の設定に関するガイドライン(JSM NRE 009), 2015.
- 19) 気象庁 HP 「竜巻等の突風データベース」  
<http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/bosai/tornado/>
- 20) 気象庁 HP 「竜巻分布図 (全国)(1961~2015 年)」  
<http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/bosai/tornado/stats/bunpu/image/bunpuzu.png>
- 21) 気象庁 HP 「藤田(F)スケールとは」  
<http://www.jma.go.jp/jma/kishou/known/toppuu/tornado1-2.html>
- 22) <http://www.spc.noaa.gov/>
- 23) 江口譲, 杉本聡一郎, 服部康男, 平口博丸, 原子力発電所での竜巻飛来物速度の合理的評価法 (Fujita の竜巻モデルを用いた数値解析コードの妥当性確認), 日本機械学会論文集, vol. 81, No. 823, 2015.
- 24) Y. Eguchi, S. Sugimoto, H. Hattori and H. Hirakuchi, "Tornado Pressure Retrieval from Fujita's Engineering Model, DBT-77", Proc. of the 6th Int. Conf. on Vortex Flows and Vortex Models (ICVFM Nagoya 2014), November 17 - 20, 2014, Nagoya, Japan.
- 25) 清水純太郎, 大坪俊介, フジタモデルによる竜巻の圧力低下評価について, 日本原子力学会和文論文誌, 2017

	<p>26) 田中恵信, 突風の風速推定に向けた取り組み-日本版改良藤田スケールの策定-, 日本風工学会誌, 第 41 巻第 2 号, pp. 93-102, 2016.</p> <p>27) 日本機械学会 発電用設備規格委員会, 発電用原子力設備規格竜巻影響評価ガイドライン (ドラフト版審議中) .</p> <p>その他の参考知見として次が挙げられる:</p> <p><b>【現象に関する知見】</b>      気象庁 HP、新規制基準適合性に係る審査会合の資料、NUREG/CR-4461 Rev.2(下記)など      近年の一般災害事例や, 原子力発電所サイトを含む各地域における竜巻の気象統計等の知見がまとめられている。      Pacific Northwest National Laboratory for U.S.NRC, "Tornado Climatology of the Contiguous United States," NUREG/CR-4461, Rev.2; PNNL-15112, Rev.1 (2007)      Fujita, T. and McDonald, J.R., "Tornado Damage at the Grand Gulf," NUREG/CR-0383 (1978)      Grand Gulf(建設時)の竜巻被害に関する調査報告</p> <p><b>【評価手法に関する知見】</b>      保全学会「原子力発電所の竜巻影響評価について」JSM-NRE-006R4, 原子力規制関連事項検討会 (2014)      設計竜巻の設定に関する考え方を整理するとともに, 飛来物評価の観点からランキン渦モデル・藤田モデル・LES 等の特徴が比較されている。</p>
--	--

課題調査票「情報収集」課題

課題名	洪水・溢水(原子力プラント内部での溢水)
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、原子炉停止系及び原子炉の冷却あるいは閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準又は国際基準, 新規制基準の要求との関係	<p>新規制基準では、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第十二条において、内部溢水として、以下の記述がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</li> <li>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</li> </ul> <p>また、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」では、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。             <ol style="list-style-type: none"> <li>溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</li> <li>発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</li> <li>地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</li> </ol> </li> <li>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。</li> </ul> <p>としており、没水、被水については貫通部、堰、排水設備の取扱いや被水評価に関する飛散距離の算出方法等について具体的な計算方法が記述されている。一方、蒸気の影響については以下の説明があり、解析コードによる評価方法を認めているものの具体的な計算方法については記述が無い。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。(中略)ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</li> </ul> <p>なお、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」では、(3)地震に起因する機器の破損等により生じる溢水として SFP での基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水源として考慮するように求められている。</p>
シミュレーションの現状(方法, 技術, ニーズとのギャップ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>没水、被水の評価はガイド中に計算方法が記載されており、現時点では溢水伝播経路に対して想定される最大の溢水積算量が蓄積するとして水位を十分保守的に計算している。扉の開閉状況や貫通部の取扱い等についても保守的に計算する方法がガイドに記載されておりこれに準じた評価を実施している。</li> <li>蒸気影響の評価方法については、No.3 項で記載したように具体的な計算方法については記述が無いものの、汎用3次元流体ソフトウェア等の利用に言及されている。</li> <li>国内プラントの新規制審査の中で、PWR で蒸気拡散評価(*1、2)が実施されている。その評価の概要を簡単にまとめる。             <ol style="list-style-type: none"> <li>今回、蒸気拡散解析には、汎用熱流動解析コードである GOTHIC コードを用いている。</li> <li>GOTHIC コードは、質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用した状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。当該コードの妥当性については、解析結果と試験データとの比較により確認されている。</li> <li>主なインプットとしては、区画体積、区画間パス開口面積、空調条件、区画初期条件、破損想定機器から区画への放出エネルギー流量(ガイドに従い応力が低いことが確認された一般部については貫通クラック、それ以外の一般部とターミナルエンドは全周破断)であり、アウトプットとしては区画の雰囲気温度、湿度などである。</li> </ol> </li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>④ 区画内を平均化して扱う集中定数系モデルを採用した、ノード・パス法による解析手法を用いている。溢水源からの直接影響については、対象設備からの離隔距離を確認することで別途評価している。</li> <li>⑤ ヒートシンク効果を考慮しないことで十分保守的な評価としている。</li> <li>• SFPのスロッシング評価についても、具体的な現状のPWRでの国内情報(*1)をまとめる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>① スロッシング評価はFLOW-3D(流体解析ソフトウェア)を使用して評価。</li> <li>② 自由表面(および2流体界面)の大変形を伴う複雑な3次元流動現象を精度よく計算することを特徴としている。一般産業施設の主要な解析実績としては、液体燃料やLNGタンクのスロッシング解析、インクジェット解析、鑄造湯流れ凝固解析などが挙げられる。</li> <li>③ FLOW-3Dコードは流体可動範囲を複数の格子に区切り、一般的な流体計算である質量・エネルギー保存則を適用して格子間の流体の移動を解く解析である。当該コードの妥当性については、解析結果と試験データとの比較により確認されている。</li> <li>④ アウトプットとしては地震時スロッシングの挙動、及び時系列における溢水量、波高等である。</li> </ul> </li> <li>• なお、国内新規審査でのBWRでの概要資料(*3)によると、没水、被水の評価はPWRと同様にガイド要求に基づく評価モデルを作成していると考えられ特に解析コードを使用した過渡計算は実施していないと考えられる。また、蒸気拡散に関連する該当水源である高エネルギー配管は設計段階で区画分離が考慮されていると推定され、SFPスロッシングは適切に考慮することとなり、現段階で評価内容の詳細は不明である。</li> </ul> <p>*1:「川内原子力発電所1号炉及び2号炉内部溢水の影響評価について」,2014年4月、九州電力(株)、原子力規制庁ホームページ掲載資料  *2:「川内原子力発電所1号炉及び2号炉内部溢水の影響評価について 補足説明資料」,2014年4月、九州電力(株)、原子力規制庁ホームページ掲載資料  *3:「柏崎刈羽原子力発電所6号および7号炉 内部溢水防護の概要」,2013年11月、東京電力(株)、原子力規制庁ホームページ掲載資料</p>
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 蒸気影響評価ではバルク温度を解析で評価し、局所的な影響は別途噴流影響を考慮した離隔距離を確認することで保守的に評価しているが、評価の保守性を定量的に把握するために、複雑な建屋内における蒸気流動の実態を3次元CFDコードにより確認することが有効である。</li> <li>• SFPスロッシング解析では、CFDコードを利用しており、時刻歴解析により地震継続中の時々刻々のスロッシング挙動を再現している。評価内容は気液界面での波高やピットからの溢水量などであるが、溢水評価として導入され評価手法や考え方も多様であるため、今後も継続的に新規審査での評価結果を網羅的に確認していく必要がある。</li> </ul>
研究が必要な理由及び期待される研究成果	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 蒸気影響評価の場合、ターミナルエンドにおける瞬時全周破断の発生や、ヒートシンクによる除熱効果に期待しないこと等、十分保守的な想定のもとで評価されている。しかし一方で、過度な保守性はプラントの将来的な安全性向上対策で、より精緻な評価手法の検討により、現状評価の保守性を定量化することが必要である。研究の成果は、溢水影響の観点でプラント設計の適正化に期待できる。</li> </ul>
妥当性確認用の実験データベース、スケージングの要否など	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 評価は原子力に特化したものではないため、原子力関係の実験データ以外の調査を今後実施しておく必要がある。</li> </ul>
今後の取組み方針 新知見の獲得、 信頼性向上 開発RM 時間軸(コードの ライフサイクル)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 上述のように、ある程度一般産業でも利用されている技術と思われるため、当面原子力技術以外も含めて検証用データベースがどのようなものがあるかを整理することが重要と考える。</li> <li>• スロッシング評価は、地震時などで発生するスロッシングが貯水槽、石油などの燃料タンクで構造や安全上の課題ととらえられており、評価事例が複数ある。このため評価手法の検証データベースが共通に整備されているか、各学会(関連する学会は流体力学会、土木工学会など)での動向を継続して確認する必要がある。</li> </ul>

	<p>なお、原子力規制委員会(原子力規制庁)の H27～H28 年度の外部委託事業として、次が実施されている。</p> <p><u>一般競争入札(物品・役務)</u>  H28 年度内部溢水 PRA 手法の整備  H27 年度溢水 PRA 手法の整備(ABWR)</p> <p><u>企画競争・公募等(物品・役務)</u>  H27 年度 Apros コードによる代表 4 ループ PWR プラントの内部溢水 PRA 解析モデルの整備</p>
<p>研究の優先度及びその根拠</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>新規制基準では溢水時蒸気拡散評価、SFP スロッシング評価は要求されており、新設プラント、改造工事でのニーズはあると考えられる。</li> </ul>
<p>資金の出所, 制約条件など</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気拡散評価やスロッシング評価については、現在国プロなどの活動はないと考えられる、民間主導の活動が選択肢の一つであるが、周囲の情報を継続的に確認が必要。</li> </ul>

課題調査票「情報収集」課題

課題名	火災(原子力プラント内部での火災)
対象とする深層防護レベル, 安全機能	設計基準内(第1層から第3層)、原子炉停止系及び原子炉の冷却あるいは閉じ込めに係わる機能
関連する判断基準又は国際基準, 新規制基準の要求との関係	<p>原子力発電所の火災に対する安全確保は以下の3つの方策(火災防護対策)を組み合わせる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①火災の発生防止</li> <li>②火災の検知及び消火</li> <li>③火災の影響軽減</li> </ul> <p>新規制基準では</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 想定する火災に対して、原子炉の停止を要求される場合に、外部電源喪失を仮定し、さらに火災による影響を考慮しても、原子炉を安全に停止出来ること。</li> <li>・ 想定する火災によって、崩壊熱を安定に冷却でき、放射性物質の閉じ込め機能を喪失しないこと。</li> <li>・ 原子炉プラントをいくつかの火災区画に分割。各区画で想定する火災で安全保護系、工学的安全施設などの安全上重要な設備、及びそれにかかわるケーブルが損傷しないこと。</li> </ul>
シミュレーションの現状(方法, 技術, ニーズとのギャップ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火災防護対策の(定量的)妥当性確認のニーズ</li> <li>・ 火災シミュレーションの現状は解析手法の空間分解能に応じて以下の3つに分類される。 <ul style="list-style-type: none"> <li>① 空間分解能なし。火災の影響を簡単な複数の計算式でモデル化。最終結果はEXCELベース。(数式モデル:FDT<sup>1)</sup>)</li> <li>② 解析対象を部屋雰囲気(上部、下部の2点)と構造材で表現。常微分方程式を解く。(ゾーンモデル:CFAST<sup>2)</sup>)</li> <li>③ 解析対象を部屋雰囲気(3次元計算格子)と構造材(1次元あるいは3次元計算格子)で表現。ガスの3次元熱流動は偏微分方程式(Navier-Stokes式)をCFDを用いて解く。(フィールドモデル:FDS<sup>3)</sup>)</li> </ul> </li> <li>・ それぞれの方法の特徴とニーズとのギャップを纏めると(特徴) <ul style="list-style-type: none"> <li>① 数式モデル:使用が簡単。入力量僅少。結果が直ちに出る。感度解析が容易。スクリーニング(火災PSAでのシナリオの集約)、現場検査官のサポートに使用する。</li> <li>② ゾーンモデル:使用が比較的簡単。フィールドモデルに比べて計算時間が短い。多パラメータの感度解析に向く。</li> <li>③ フィールドモデル:複雑体系の詳細火災モデルであり、複雑な換気系のベント状況も模擬出来る。複雑体系での火災の延焼や火災防護システムの挙動も含む詳細火災計算に使用する。</li> </ul> </li> <li>(ニーズとのギャップ) <ul style="list-style-type: none"> <li>① 数式モデル:スクリーニング等のニーズに対するギャップは無い。但し、保守的な結果を与えることの証明は必要。</li> <li>② ゾーンモデル:単純な幾何体系(1区画)における火災評価に対する大きなギャップは無い。多区画での火災や雰囲気ガス温度勾配が大きくなったり、自然対流速度が大きくなると誤差が大きくなる。煙挙動の評価が不十分。</li> <li>③ フィールドモデル:実機火災防護対策の(定量的)妥当性確認のニーズに対するギャップが一番小さい。但し、入力作成と計算結果の整理に膨大な時間が必要。計算時間も長い。煙挙動の評価が不十分。実験検証が十分でない。特に多区画火災に対する実験検証が少ない。</li> </ul> </li> <li>・ 新規制基準では、火災解析手法の技術レベルが不十分であるとの背景から、②や③のような定量的火災影響評価を前提としない個々の火災防護対策に対する具体的な基準(仕様基準)となっている。但しスクリーニングについては、①の手法が認められている。</li> <li>・ 今後、火災防護対策の(定量的)妥当性確認(火災のリスク評価(火災PSA)を含む)の要求があれば、②及び③へのニーズが生じる。</li> </ul>
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ これまで国内外で実施された数多くの火災解析での経験から、②のゾーンモデル、③のフィールドモデルとも、火災源により空間に放出される熱量特性(Heat</li> </ul>

	<p>Release Rate)が計算結果に最も大きな影響を与えることが分かっている。そして、実験結果から評価したHRRを時間の関数として解析コードに入力する限り②と③とも計算結果は試験結果と比較的良く一致する。しかしながらHRRは火災源となる物質が同じでも部屋の形状や換気空調系の運転状況などに強く影響を受ける。さらに実機火災解析に必要なHRRは、火災時の実機プラント状態と相似な状態での実験を実施しない限り、事前に与えられるわけではない。従って、実機火災解析に対する技術的課題は入力データとしてのHRRを必要としない解析手法、すなわち燃焼モデルの開発と検証である。可燃物質の燃焼特性は周りの空間の温度、酸素分布に強く依存するため、燃焼モデルの開発は③のフィールドモデルでのみ可能となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>②のゾーンモデル、③のフィールドモデルとも、火災により発生するすすの発生や流動挙動を評価できるが、実験データによる検証が不十分である。</li> </ul> <p>なお、主要な現象および関連事項として、次が挙げられる：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>発火</li> <li>燃焼[爆燃, 爆轟]</li> <li>区画効果(放熱, 壁面の影響, 酸素欠乏)</li> <li>複数区画(火炎・煙の伝播)</li> <li>強制対流(排気等)</li> <li>急激な燃焼(flashover, backdraft)</li> <li>構造物/機器の耐火性, 電気回路の異常(煙の影響を含む)</li> <li>火災検知</li> <li>消火</li> <li>人的関与(可視性, 接近性 等)</li> </ul>
研究が必要な理由及び期待される研究成果	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護対策の(定量的)妥当性確認(火災のリスク評価(火災 PSA)を含む)を行う上で、火災シミュレーション技術が必要である。火災によるリスクの精度を向上させるために可燃物質の燃焼特性を評価するモデルを含めたシミュレーション技術が期待される。</li> </ul>
妥当性確認用の実験データベース、スケージングの要否など	<ul style="list-style-type: none"> <li>5.と 6.で記載した燃焼モデルの開発と妥当性確認には、空間分解能に優れた実験データベースが必要となる。現時点で最も適しているのはOECD/PRISMEプロジェクトで実施されている一連の火災実験データベース。</li> <li>妥当性を確認した燃焼モデルを含む火災シミュレーションコード(③のフィールドモデル)には原則として、試験装置形状や試験条件に依存するパラメータが無い。従って、理論的には試験データのスケージングは必要で無い。</li> <li>HRRを入力とした火災解析では、実験で得られたHRRを実機火災に適用するためのスケージング(試験装置や試験条件(境界条件を含む)を実機体系や実機火災条件に外挿)の確認が必須。</li> </ul>
今後の取組み方針 新知見の獲得, 信頼性向上 開発 RM 時間軸(コードの ライフサイクル)	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護対策の(定量的)妥当性確認(火災のリスク評価(火災 PSA)を含む)が必要となる時期までに研究成果を達成する必要がある。</li> </ul> <p>なお、原子力規制委員会(原子力規制庁)のH27～H28年度の外部委託事業として、次が実施されている。</p> <p><u>一般競争入札(物品・役務)</u> H27年度、H28年度原子力施設電気設備等火災試験 H27年度火災対策専門官実務研修における実火試験</p> <p><u>企画競争・公募等(委託契約)</u> H27年度原子力施設等防災対策等委託費事業 (コンポーネント火災時熱劣化評価試験) (火災時電気設備に関わる燃焼モデル整備)</p>
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護対策の(定量的)妥当性確認の緊急性により研究の優先度は変わる。ちなみに新規制基準は要求されておらず、現時点での優先度は低い。</li> </ul>
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> <li>規制研究、電力共通研究等</li> </ul>

<p>参考文献</p>	<p>1) “Fire Dynamics Tools (FDTs) : Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program”, NUREG-1805, December 2004.</p> <p>2) “CFAST – Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport (version6)”, NIST Special Publication 1041, December 2008.</p> <p>3) “Fire Dynamics Simulator (version 5) ”, NIST Special Publication 1019-5, October 2010.</p> <p>参考知見として次が挙げられる:</p> <p><b>【現象に関する知見】</b></p> <p>Oliver, T.J. and Nowlen, S.P., "A Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire Modeling Applications," NUREG/CR-6978 (2008)</p> <p>4 つのシナリオの火災(中操、開閉所、タービン建屋、格納容器アニュラス)について PIRTを作成。初期段階での検知、複雑形状の影響、ケーブルやキャビネットの挙動、スプリンクラ性能、人的因子 等が、重要でかつ不確かさが大きい</p> <p>OECD/NEA, "PRISME Project Application Report," CSNI/R(2012)14 及び PRISME-2(2011 to 2016、報告書作成中)</p> <p>複数区画間の伝播、機器への影響、換気系や消火系の効果 等に着目した試験 及び 評価手法のベンチマーク</p> <p><b>【評価手法に関する知見】</b></p> <p>USNRC and EPRI, "Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications," NUREG-1824 vol. 1 ~ 7 (2007), Supplement 1 (2016)</p> <p>5 種類の火災評価手法の予測性能を実験データと比較検討。工学ツール(FDTs, FIVE)は適用範囲が限られ、二領域モデル(CFAST, MAGIC)は概ね良好、CFD (FDS)は複雑シナリオも含め実験の不確かさ範囲内にあるが計算時間が膨大。</p> <p>USNRC and EPRI, "Nuclear Power Plant Fire Modeling Analysis Guidelines," NUREG-1934 (2012)</p> <p>NUREG-1824 で検討した火災評価手法を対象に、原子力発電プラントにおける典型的な火災シナリオに適したモデル化手法や不確かさの扱いについてまとめたもの。</p> <p>関連資料(一般産業、確率論、規制要件 等):</p> <p>原子力規制委員会 「原子力発電所の内部影響評価ガイド」(2013)</p> <p>原子力規制委員会 「原子力発電所の外部影響評価ガイド」(2013)</p> <p>NFPA, Fire Protection Handbook (2008)</p> <p>EPRI &amp; USNRC, "Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities," NUREG/CR-6850 (2005)</p> <p>日本原子力学会 「原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」(2014)</p>
-------------	---

### 3章 結 言

日本原子力学会 熱流動部会は平成 28 年 9 月、新たに「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループを設置して、2011 年 3 月 11 日に発生した東京電力福島第一発電所の事故の教訓を取り入れて平成 27 年 3 月に改訂・策定された「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」のローリング(改訂)を行い、このたび「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力 RM 2017)」を完成させた。

特に、今回のローリングに際しては、1F事故の教訓のうち重要な位置を占める外的事象について、主に数値解析による現象の予測が重要となることから、日本原子力学会の計算科学技術部会の協力を得た。今後も継続的な協力により、より一層の安全向上に資することが期待される。

技術戦略マップの策定やそのローリングに際しては、関与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責任者を明確にしつつ理解を共有した。さらに、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、策定からローリングに至る過程で行われた議論の内容は適宜、学会へ報告して関係者の理解とフィードバックを得た。

本報告書を手にした関係者には、安全性を継続的に向上させるに相応しい研究・開発・規制の実現に向けた具体的活動を進めるため、熱水力 RM 2017 の積極的な活用を図ると共に、現在および将来の社会的ニーズや情勢の変化に対応したローリングを継続することにより、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップの更なる活用と改訂に向けた議論と活動への積極的な参加をお願いしたい。

付録1 シビアアクシデントSWGの技術マップ

付録2 外部発表

付録3 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応

付録4 委員名簿、委員会設立申請書

## 付録1 シビアアクシデントSWGの技術マップ

シビアアクシデントSWGでは、1F事故以前の段階で、SAの進展過程で生じる様々な事象やアクシデントマネジメント(AM)策などのSA対応技術を分析して10件の表に分類(炉心損傷挙動(炉内)、MCCI、FCI、水素挙動、ソースタームなど)していたが、1F事故を検討し、更に海水注入の影響など3件のSA現象およびSA時の計測技術など3件の対応技術を追加した。それらに関する既存の知見、データベースの充足度や残された課題を明確化することで、いわゆるPIRT(Phenomena Identification Ranking Table)のPIの部分で現象レベルで首尾よく取りまとめると共に、今後の取組みにおける重要度の検討を行った。ここに、策定された技術マップを掲載する。なお、本技術マップは他の2つのSWG(基盤技術、安全評価)による議論に、参考として用いられた。

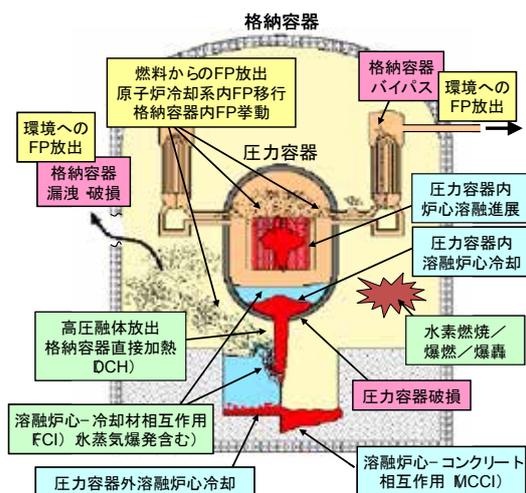
(注) ここに示される技術マップは2013年までの情報と議論の結果として得られた内容をそのまま記載したものである。同内容については、今後のローリングに際して、その時点までの新たな知見や課題の提起などに対応して改定が検討される。

# シビアアクシデントSWGの成果

主査 筑波大学 阿部教授

- シビアアクシデント(SA)の進展過程で生じる様々な事象  
アクシデントマネジメント(AM)策などのSA対応技術
  - 既存の知見、データベースの充足度や残された課題を明確化
  - 福島事故を踏まえ、SA事象や対応技術を再検討/追加
- 構成現象への細分化  
PIRTのPIによる重要度の検討

### シビアアクシデント時の主要な現象



### 検討した現象や対応技術 10の表に分類

- |                              |                     |
|------------------------------|---------------------|
| ① 炉心損傷挙動(炉内)                 | ⑥ 溶融炉心/冷却材相互作用(FCI) |
| ② 再臨界                        | ⑦ 格納容器(CV)の気密性維持    |
| ③ 溶融炉心の格納容器内冷却ないし保持          | ⑧ 水素挙動              |
| ④ 高圧融体放出(HPMI)/格納容器直接加熱(DCH) | ⑨ ソースターム            |
| ⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)      | ⑩ 計装                |

### 福島事故を踏まえた再検討/追加(例) SA事象 対応技術

- |                                  |                    |
|----------------------------------|--------------------|
| ① 炉内溶融進展                         | ① CV気密性維持(漏えい抑制)対策 |
| ② 再臨界やソースターム(減圧沸騰時のプールスクラビング効果等) | ② 環境影響のさらなる低減技術    |
| ③ 海水注入の影響                        | ③ SA時の計装技術         |

図 付1.1 シビアアクシデントSWGの成果

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

炉内炉心損傷挙動

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
炉心構成物質の溶融・移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要な炉心構成物質の相互作用に関する実験データ(反応速度、共晶や溶解)は整備されているが、多成分系のデータは限定的である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>日本やドイツ等における基礎的な実験 (Nucl. Technol., 87, 1989, NEA/CSNI/R(91)12, 1991, JAERI-Research 2001-009, 2001 等)</li> <li>欧州の COLOSS 計画(2000-2002年)において基礎的なデータを取得 (Nucl. Eng. Des., 235, 173-198, 2005)</li> </ul>	シビアアクシデント時の炉内及び格納容器内の状況(炉心の分布、デブリの性状等)や燃料からの難揮発性放射性物質の放出への影響が大	これらの現象の多くを考慮しているが、簡易的なモデルや入力において条件を設定する手法を使用	—	中 多成分系や過渡条件下の挙動に関して知見が不十分	中 定常状態については熱力学的な評価手法が適用可能	中 相状態図の整備が必要
	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融した炉心の移行(径方向、高さ方向)に関して、主に炉内実験や電気加熱の炉外実験等に基づいて知見を整備しているが、関連する現象(キャンドリング、クラスト形成や破損、流路閉塞、溶融プール形成等)に係わる素過程の十分な解明には至っていない。</li> <li>PWR 体系に比べて B4C 制御材の影響、スパーサ、チャンネルボックスとの相互作用、ドライシーケンスの状況を含めた BWR を対象としたデータが少ない。</li> <li>炉心支持板のデブリ保持特性や破損条件に関する知見は殆どない。</li> <li>BWR では、燃料支持金具、制御棒案内管が、デブリ保持特性や破損条件にどのように寄与するかについて知見が不足している。</li> <li>下部プレナム内の落下挙動や下部ヘッド上への堆積挙動について知見が少ない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国、カナダ、フランスにおける炉内実験 (SFD 実験、FLHT 実験、PHEBUS 実験等) やドイツにおける炉外実験 (CORA 実験) (NEA/CSNI/R(91)12, 1991, Advances in Nucl. Sci. Technol. 24, 283-315, 1996 等)</li> <li>TMI-2 の炉内調査による知見 (Nucl. Technol, 87, 1989)</li> <li>欧州の COLOSS 計画(2000-2002年)における燃料集合体体系の実験 (Nucl. Eng. Des., 235, 173-198, 2005)</li> <li>TMI 事故や実験のレビュー(例えば、Advances in Nuclear Science and Technology, Vol.24, 1996)</li> </ul>				大 現象が極めて複雑なため、不確かさの大きい点は多数	低 パラメトリックな解析手法が主流	高 炉内状態を把握する上で重要であるが、詳細な評価は困難さを考慮すると不確かさ評価と組み合わせることが必要

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度	
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・デブリの物性や組成について実測例が限られている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主に TMI-VIP 計画における活動 (Proc. Open Forum TMI-VIP, Boston, Oct. 20-22, 1993, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)</li> <li>・日本においても同計画によりTMI デブリを入手し、熱物性の評価や組成の分析を実施 (Proc. Open Forum TMI-VIP, Boston, Oct. 20-22, 1993 等)</li> </ul>				中 炉心損傷や溶融進展に係わる不確かさを内在	中 実測値や理論に基づいた評価を適用	中 福島の前デブリサンプル分析が必要	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・急冷(冠水)時における損傷炉心の挙動(燃料崩壊、クラスト破損、炉心冷却等)や水素発生に関して知見が少ない。</li> <li>・崩壊炉心状態等における炉内水素生成(Zr、ステンレス鋼、B4Cと水蒸気の反応)に関して知見が少ない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOFT実験やJAEAのNSRRを用いた炉内の急冷実験やドイツにおける炉外QUENCH実験(NEA/CSNI-181, 1990, FZKA-6604, 2001, FZKA-6722, 2002 等)</li> <li>・TMI-2の炉内調査による知見(Nucl. Technol., 87, 1989, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)</li> </ul>		総合解析コード(MELCOR等)においては十分なモデル化なし	—	中 崩壊時のデブリ堆積状況や水素発生に寄与するZrの量等の影響が大きい	低 注水成功後の事故進展評価手法の整備の優先度は低い	中 不確かさ評価で対応するのが妥当	
溶融炉心の成層化状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>・OECD/MASCA(JNES参加)において溶融炉心の逆成層化が示された。(酸化層の下に重金属層が生成され、RPV他への熱流束増大の可能性)</li> <li>・平衡状態に対しては、JNESデータベースによる熱力学解析で評価可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・OECD/NEAのMASCA計画(逆成層化に関するコリウム試験)</li> <li>・コリウム熱力学データベース構築: JNST, 42[8], 706 (2005).</li> <li>・MASCA試験解析による検証: JNST, 44[9], 1210 (2007).</li> <li>・B4Cの影響評価: JNST, 46[7], 724 (2009).</li> </ul>	地震時のドライ型PWRでは、放出カテゴリ別条件付確率の約90%がCV過圧破損であり、IVRによりCV破損を防止できる可能性が高い。(H20年度地震時レベル2PSA手法の整備(PWR)、	システムコードでは逆成層化は考慮されていない。(MELCOR1.8.5, MAAP3)	定常状態に対しては、CFDにより、逆成層化も考慮できる手法が検討されている。トランジェントの評価手法は未検討。	小: MASCA試験で実炉条件を概ねカバー	高: 熱力学データベースにより10%弱の誤差で成層化割合を評価可能	低 新たな研究の必要性は低い	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各層へのFP分配は各層での発熱量に影響する重要な課題</li> </ul>	同上					中: MASCA試験では一部のFPの限られたデータがあるのみ	中: 熱力学解析で評価できるが、検証は不十分	中: 比較的結果を得やすい。
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・温度分布による影響やトランジェントについて検討は不十分。</li> </ul>						大: 種々の条件が考えられ	低: トランジェントの評価手	・(高): IVR採用時は重要であ

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
			09 原シ報 - 0003)			るが、検討は 不十分	法は未確立	るが、試験は 困難
	・成層化状態は、炉心落下量、酸化 割合、スチール溶融量等に大きく依 存する。シナリオ解析コードに基づ き不確かさを考慮する場合、コード やモデルによる違いは大。	・AP1000 の IVR に対する NRC の解 析評価:NUREG/CR-6849 ・ NEA/SARNET In-Vessel Coolability ワークショップ (NEA/CSNI/R(2010)11, 2010)				中:「炉心構成 物質の溶融・ 移行」の技術 課題参照	中:現状の知見 が統合されてい るものの、炉心 崩壊過程の信 頼性は低い。	・中:不確かさと して扱う。
溶融炉心か ら容器への 熱流束	・順成層化時における熱流束につい ては模擬流体を用いた大型試験等 に基づく相関式有り。	・COPO 試験:Nucl. Eng. Des., 149, 401 (1994). ・BALI 試験:SARJ-98, 79 (1999). ・ OECD RASPLAV 試 験 (NEA/CSNI/R(98)18, 1998) ・AP1000 の IVR に対する NRC の解 析評価(NUREG/CR-6849)				小:例えば、 Steinberner と COPO-BALI の上方熱伝達 相関式の差は 10%	高:試験に基 づく相関式が 利用可能	低 新たな研究の 必要性は低い
	・逆成層化時の熱流束が必要。	・CFD による熱流束評価:JNST, 45[9], 873 (2008). ・ 1 点近似による熱流束評価 (NUREG/CR-6849)				大:試験デー タはない	中:検証は順 成層化時にお けるもののみ。	・中:CFD 活 用に期待。た だし、トランジ ェントの扱い が困難。
下部ヘッド 外面冷却の 限界熱流束	・容器壁から外部冷却水の熱伝達に ついて、ULPU-2000 Configuration IV の試験で AP1000 の限界熱流束 増加の実現可能性を証明 <sup>[1]</sup> 。 ・MIT においてナノフルイドを用いた 限界熱流束の向上及び IVR への適 用が研究されている <sup>[2]</sup> 。 ・ただし、限界熱流束は容器外部流 路の形状や溶融炉心からの熱流束 にも依存する。	[1] NUREG/CR-6849 [2] ICAPP '07-7106 ・ULPU 試験:Nucl. Eng. Des., 151, 247 (1994).	中:他プラント に対しては新 たな試験が適 用性の検討が 必要。	中:相関式が 作成されてい るが、他のプラ ントに対しては 適用性の検討 が必要。	・高:IVR 採用 時は、プラント 条件に対する 試験が必要。			
圧力容器の 腐食	・保持された溶融炉心と圧力容器の 共晶・相変態等の相互作用による 腐食の可能性。 ・気相部(溶融炉心の上)での圧力容 器腐食の可能性。	・METCOR 試験:ICAPP '06-6054 (2006). ・熱力学評価:JNST, 46[7], 724 (2009).	中:国内プラ ント条件の試 験はない	低:熱力学解 析による評価 の妥当性は未 検討。	・中:小規模試 験による検討 が可能			

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
下部ヘッド・ペネトレーション破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>想定される破損モードは概ね把握されているが、それらの発生条件や破損面積の予測に困難さあり</li> <li>ペネトレーション内へのデブリ流入やそれに伴う破損に関して試験は少ない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SNL 等における下部ヘッド破損試験 ( NEA/CSNI/R(2002)27, 2002, NEA/CSNI/R(2003)1, 2003)</li> <li>FEM を用いた詳細な構造解析あり ( NEA/CSNI/R(2003)1, 2003, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)</li> </ul>	原子炉容器の破損タイミングや破損面積に関連するため、格納容器内の現象への影響が大	簡易的なモデルや入力において条件を設定する手法を使用 ペネトレーション内へのデブリ流入は未考慮	—	大 負荷の評価やデブリの熱流動挙動等において不確かさが大きい	低 パラメトリックな解析手法が主流	高 破損条件の明確化や負荷を評価する手法の検討が重要
原子炉冷却系の減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>PWR に関しては高圧シーケンスにおける過熱蒸気自然循環や SG 伝熱管を含めた原子炉冷却系配管等の破損に係わる研究が実施されているが、BWR についてはほとんどなし(1F1 においては、炉内計装管等、圧力容器下部ヘッド以外の部位が先行破損し原子炉容器が減圧した可能性あり)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ウェスティングハウスや JAEA における過熱蒸気自然循環実験 (JAERI-Research 99-067, 1998, NUREG-1781, 2003, NUREG-1788, 2004)</li> <li>JAEA 等における配管材料のクリープ破損に係わる研究 (J. Nucl. Sci. Technol., 36(19), 923-933, 1999, J. Nucl. Sci. Technol., 37(6), 518-529, 2000)</li> <li>State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project (NUREG/CR-7110,(2012))</li> </ul>	高圧シーケンスで下部ヘッドが破損すると HPME/DCH の発生が懸念されるため、格納容器破損への影響が大	配管のクリープ破損に関しては損傷累積の考えに基づいたモデルがあり、総合解析コード ( MELCOR 等 ) において使用	炉内熱流動に関しては CFD コード、配管破損に関しては有限要素法が適用可能	大 炉心損傷や溶融進展に強く依存するため不確かさが大きい	低 先行破損する部位を合理的に評価できる手法は無し	高 破損条件の明確化や熱伝達、高温・高圧条件下における圧力バウンダリの構造挙動を考慮した評価が必要
海水注入影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>圧力容器が海水中の塩化物イオンにより腐食する可能性。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一般に、圧力容器を構成する低合金鋼は塩化物イオンが存在する環境で腐食が進行することが知られている。</li> </ul>	腐食減肉により構造強度を保持できない場合、圧力容器内に水張りできなくなる可能性あり。また、放射性物質が漏洩する可能性もあるため、影響が大。	圧力容器内の推定環境での腐食試験により腐食量を評価。	圧力容器の肉厚を非破壊検査で測定し、構造健全性を評価。	大: 炉内環境の制度良い推定が困難なため不確かさが大きい。	中: 腐食試験法は確立できているが、環境推定の確度が低い。肉厚測定の手法はあるが、対象物に近づく方法に課題あり。	高: 放射性物質格納のために、腐食寿命評価と構造健全性の評価が必要。

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海水注入が長引いた場合、ボイロフにより高濃度化し、炉心部(出入口含む)析出し、流路を閉塞する可能性がある。下部ヘッドデブリベッドの除熱特性に影響を及ぼす可能性あり。(ホウ酸との混合状態についても同様の問題が考えられる)</li> <li>・熔融塩とコリウムの2層化による影響</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・関連する実験は見当たらない。(ホウ酸析出については、VVER440に関する実験あり)</li> </ul>	AM 対策としての海水注入の方法に影響を与える。	海水、ホウ酸水混合物の物性取得。	炉心及びデブリベッドにおける析出形態の同定及び伝熱への影響把握。	中 特別な現象ではないが、実炉条件での影響は確認されていない。	中 適切な評価手法は確立されていない。	高 海水を用いるのは我が国特有の AM 策と考えられ、影響の確認が必要。

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

水素挙動

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
水素混合	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素混合についての実験と解析は多く実施されている。</li> <li>OECD 国際標準問題 ISP47 (ThAI 実験)でCFDコードによりHe成層化が再現できず、乱流混合や凝縮等に課題残存。</li> <li>原子炉建屋内の水素蓄積(長期SBO時)に係わる対策が不十分(適切な換気方法の検討等)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CV内水素分布につき実験、CFD解析など公開文献あり。</li> <li>混合実験:NUPEC 実験</li> <li>混合解析:JNESにおけるCFD解析(DEFINEコード、~H17)。</li> <li>OECD/THAI(日本不参加)で格納容器(CV)内水素分布、3D流動、ヨウ素化学等に関する複合実験を実施中</li> </ul>	水素処理設備の開発も進んでおり、CV破損頻度への影響は小さい。しかし、爆轟(DDT)発生時の影響はCV早期破損に至り環境影響は大きい。	MAAP,MELC OR といった総合解析コードにて水素混合解析可能。	CFDなどにより詳細な多次元解析が可能。	小: 実炉スケール実験が実施済み。	高: 解析コードの種類や評価実績も多い。	小: 水素混合についての実験と解析は既に多く実施されている。
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃焼限界、燃焼形態、火炎伝播(方向・速度)、爆轟について、それぞれ実験が行われ、理論構築、解析モデルが開発されている。</li> <li>スプレイ作動時における水素燃焼に関しては知見が少ないが、現在OECD/NEAのTHAI2計画で実験を実施中</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CV内水素分布につき実験、CFD解析など公開文献あり。</li> <li>爆燃実験:NUPEC 実験、NTS 実験、BMC 実験、LSVCTF 実験。</li> <li>爆轟実験:SNL 実験、BNL 実験、RUT 実験。</li> <li>爆轟解析:JNES-CV内爆轟解析にてCV健全性確認。</li> </ul>		MAAP,MELC OR といった総合解析コードにて水素燃焼解析可能。	SODIVなど火炎伝播を扱う個別現象詳細解析コードあり。	中: 実炉スケール実験実施済み。DDTに関して爆轟管でのベント影響には不確かさあり。	中: 爆燃・爆轟とも解析コードが開発されているが、爆轟評価の成熟度は低い。	小: 水素燃焼についての実験が行われ、理論構築、解析モデルの開発が既に行われている。
水素処理設備(空気雰囲気)	<ul style="list-style-type: none"> <li>イグナイタ、触媒(PAR)による水素処理設備が実機配備されている。</li> <li>国内既設PWRにおいてPARの設置を検討</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>イグナイタの着火限界について実験結果あり。</li> <li>PARの性能(処理速度、被毒影響)につき実験及びCFD解析など公開文献あり。(NUREG/CR-6580,NEA/CSNI/R82010)3)</li> </ul>		MAAP,MELC OR といった総合解析コードにてイグナイタやPAR解析可能。		小: 実験による性能検証実施済み。	高: 解析コードに組み込まれており、評価実績も多い。	小: 既にイグナイタ、触媒(PAR)による水素処理設備が実機配備されている。
水素生成量	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属-水反応、溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)、水の放射線水分解及び金属腐食により水素が発生する。</li> </ul>	金属-水反応:金属-水反応速度式について公開文献あり。TMI事故時の酸化量調査。		MAAP,MELC OR といった総合解析コードにて水素生成		中: SAの状態に依存するため、水素生成	中: 複雑な事象進展に依存する点を考慮する	中: SA条件での水素生成量を的確に評価するこ

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素の生成は SA の状態に依存するため、水素生成の総量を把握するのが難しい。</li> </ul>			<p>量の解析可能。 水の放射線水分解は別途。</p>		<p>の総量を正確に把握するのは困難。</p>	<p>と成熟度は高いとはいえない。</p>	<p>とは、水素挙動を把握する上で重要。</p>
水素処理設備(不活性化雰囲気)	<ul style="list-style-type: none"> <li>BWR の格納容器体積は小さいので、事故晩期では、金属-水反応だけでも、水素が格納容器内に高濃度(約 45%)で残留し加圧状態を維持</li> <li>BWR は窒素ガス置換による不活性化された環境下にあるため、放射線分解により水素・酸素が発生しても水素過剰な状態が継続</li> <li>事故後晩期の水素と放射能漏洩の抑制が必要</li> <li>ベント時の水素放出の抑制</li> <li>外部電源不要で passive な水素処理設備に関する研究は少ない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>PAR に関しては、SA 相当の高濃度反応阻害物質、格納容器スプレイ、低酸素濃度の各影響を試験で確認 PAR 電共研試験 原学会和文誌, Vol.1, No.1 (2002)</li> <li>BWR の不活性化雰囲気では、水素透過膜やアンモニア合成触媒適用による水素処理の研究例がある。</li> <li>アンモニア合成法は圧力抑制プールをアルカリ性にし、ガス状ヨウ素の再放出抑制効果もあり。</li> </ul>	<p>事故晩期の水素加圧による FP 漏洩(ソースターム)や事故収束(防護対策の解除)に影響</p> <p>BWR の格納容器は窒素ガスで不活性化されているため、PWR と異なる方式の水素処理設備の開発が必要。</p>	<p>不活性化雰囲気下の水素処理技術は、総合解析コードに含まれていない</p>	<p>個別現象解析コードはない( PAR に関する SA 事故条件下での水素除去データ/モデルや、酸素枯渇条件下での窒素との反応を利用した水素除去に関するデータ/モデルは一部あり)</p>	<p>大: 不活性化雰囲気下の水素処理性能は、除去メカニズムとガス雰囲気に対する依存性が大 BWR 事故晩期のような酸素枯渇条件下での水素除去効果(窒素と水素を反応させ、アンモニア合成による水素処理法など)のメカニズム及び水素除去効率等</p>	<p>低: 実験による効率的な水素吸収法の確立と除去効率相関式の開発が必要 相関式ができれば、循環流を評価するのは困難ではない。 被毒による性能劣化の評価が必要。</p>	<p>高: 事故晩期の格納容器圧力高圧維持による水素及び FP 漏洩の抑制や水素爆発の防止の観点から重要</p>

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

溶融炉心／冷却材相互作用(FCI)

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
粗混合過程	<ul style="list-style-type: none"> <li>多くの実験を通じて、溶融炉心の水中におけるブレイクアップ、蒸気発生、溶融炉心と冷却材の混合、溶融炉心の固化等、水蒸気爆発過程の初期条件に係わる知見が得られ、解析コードの整備が進展</li> <li>溶融炉心内金属成分(ZrやU)の酸化による水素発生や酸化熱による水蒸気発生の増大については解明不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>酸化物を主成分とした溶融物を用いた実験は多数(ALPHA、FARO、KROTOS、COTELS 実験等)(JAERI-conf 97-011, 1998, Nucl. Eng. Des., 189, 1999, NEA/CSNIR(2007)11, 2006 等)</li> </ul>	水蒸気爆発による格納容器の早期破損やMCCIによる格納容器閉じ込め機能の劣化に関連し影響が大きい	ジェットブレイクアップによる溶融炉心の粒子化は考慮しているが詳細な粗混合過程の解析はスコープ外	溶融炉心のブレイクアップを含めた混相流解析コードの整備が進展	大 水蒸気及び水素の発生や水蒸気爆発の規模を支配する溶融炉心のブレイクアップ挙動等に不確かさあり	中 評価手法の基本的な枠組みは構築済み	中 短時間の蒸気や水素発生による格納容器の過圧を合理的に評価することが重要
溶融炉心の冷却性	<ul style="list-style-type: none"> <li>MCCI 軽減策として格納容器に水張りするアクシデントマネジメントに関連し、溶融炉心ジェットの水中におけるブレイクアップ長さに係わる研究が主</li> <li>冷却性を評価する上で重要な格納容器床面における溶融炉心の堆積挙動については知見が不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水蒸気爆発の有無やジェットブレイクアップについて ALPHA、FARO、KROTOS、COTELS 実験等のデータが有り(JAERI-conf 97-011, 1998, Nucl. Eng. Des., 189, 1999, NEA/CSNIR(2007)11, 2006 等)</li> </ul>		溶融炉心の床面堆積やそれに応じた冷却挙動のモデル化は未実施	粗混合過程に係わる詳細解析コードを適用するのが一般的	中 床面における溶融炉心の拡がりや溶融・固化粒子が混在する状況下の粒子堆積等について知見が不足	中 評価手法の基本的な枠組みは構築済みであるが、素過程のモデル化に十分とは言えない点あり	中 MCCIの防止を格納容器内の水張りに頼る場合には、信頼性の高い評価が必要
爆発過程	<ul style="list-style-type: none"> <li>実験データベースや解析手法の整備は進展しているものの、溶融炉心内金属成分(ZrやU)の酸化熱発生による爆発の大規模化や爆発の規模に及ぼすボイド率の影響に関して課題が残存</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国 ANL において溶融ジルコニウムを用いた水蒸気爆発実験(ZREX 実験)を実施し、大規模な爆発が発生(Nucl. Eng. Des., 155, 405-412, 1995, JAERI-conf 97-011, 595-604, 1998)</li> <li>OECD/NEA の SERENA2 計画(JNES 参加)で、コリウム組成等の影響評価中</li> </ul>		現象が極めて速いため、総合解析コードでは取り扱わないのが一般的	粒子の微細化、圧力波の伝播、膨張等を考慮した混相流解析コードの整備が進展	大 計測の困難さ等に因り、トリガリング、粒子の微細化等、一連の素過程に不確かさが残存	中 評価手法の基本的な枠組みは構築済み	中 不確かさを考慮して、水蒸気爆発のエネルギーについて適度に保守的な評価を指向するのが妥当

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

高圧融体放出／格納容器直接加熱(HPME/DCH)

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
原子炉容器 の破損面積	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉からの高速蒸気流の速度は、RV 破損面積に依存する。</li> <li>RV 壁の破損箇所、初期面積、拡がり挙動は明確になっていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損形態と破損面積は原子炉容器壁の加熱状態に依存。</li> <li>破損形状はクリープ変形後の亀裂拡大形態(Fish-mouse)となる。</li> <li>中圧状態での原子炉容器破損試験:LHF 実験、FOREVER 実験。</li> </ul>	高: DCHによる CV 破損可能性は低いとされている一方、破損時には CV 早期破損に至り環境影響は大きい。	無し		大: 実験例が少なく、解析による予測も困難。	低: クリープ挙動は解析可能だが、3次元破損位置と破損面積の同定は困難。	高: DCHに限らず、FCIにおいても重要課題である。
デブリ分散 が発生する 原子炉圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速ガス流による液滴発生限界、液滴発生率、液滴径は評価可能。</li> <li>キャビティ内での液滴捕獲効果は、キャビティ形状(ガス流路)に依存するが、液滴運動は評価可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>液滴発生モデルは提唱されており、CFD による液滴挙動評価も可能。</li> <li>液滴挙動: パデュ大学実験。</li> <li>原子炉圧力が約 2MPa 以下ならば分散発生を防止できる(原安協 CV がトライン)。</li> <li>カットオフ圧力: BNL 実験結果、DOE の ARSAP 指標、EPRI の ALWR 要求指標、EUR 指標。</li> </ul>		MAAP(総合解析コード)では液滴エンテインメント条件に基づく分散発生モデルあり。		小: 個別効果実験による現象解明が成されている。	高: モデル開発とコードへの組み込みが行われている。	小: 既に十分な知見が得られている。
デブリ分散 時の圧力・ 温度上昇	<ul style="list-style-type: none"> <li>液滴と雰囲気ガスの相互作用、上部ドーム部への飛散割合に基づく圧力・温度の計算は可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DCH 時の CV 内圧上昇は大きくない結果となっており、米国では研究が終わっている。</li> <li>DCH 実験: SNL 実験、ANL 実験、FAI 実験など。</li> <li>DCH 解析: Two-Cell モデル、CONTAIN コード、MAAP コード、MELCOR コード。</li> </ul>		MAAP(総合解析コード)では分散液滴による CV 圧力温度モデルあり。		小: 実炉スケール実験が実施済み。	高: モデル開発とコードへの組み込みが行われている。	小: 既に十分な知見が得られている。

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
クラストの強度評価	・金属成分の少ないクラストに関しては破損強度とヤング率の相関式を作成済み。クラストが破損しにくい金属成分の多い試験データが不足。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・WETCORE, SWISS, MACE, COTELS, MCCI-1 試験が公開データとして有り。</li> <li>・OECD-MCCI-2 計画の非公開データがあり。</li> </ul>	高 格 納 容 器 破 損 頻 度 対 ず る ベ ー ス マ ッ 溶 融 貫 通 破 損 モ ー ド の 影 響 は 大 き い。 ・ Farmer et al., ICAPP '2007 (7544) ・ 原 安 協、 CET 委 員 会 報 告 書 ・ Sugiyama et al., ICAPP'08 (8156) ・BWR ペデス タル 貫 通 破 損・炉 容 器 転 倒 落 下 を 評 価 する 必 要 が 有 る。	・金属成分の少ないクラストに関しては破損強度とヤング率の相関式有り。	なし。	中:データの範囲・数が十分でない。	低: 解析コードによるコンクリート侵食試験結果の予測制度は十分とは言えず、より実炉に近い条件下での分離効果試験データによる実験相関式を作成し解析コードへ組み込み、さらなる検証が必要。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高</li> <li>・既存炉に対する早期上方注水 AM の妥当性評価</li> <li>・MCCI 解析コードの改良</li> <li>・多くの新型プラントにコアキヤッチャーが設置される可能性大</li> </ul>
浸水効果を考慮したクラスト上面沸騰熱伝達率	・コンクリート侵食に伴うガス発生による浸水効果の増加のデータが不足。			・MCCI 計画のデータを基にした相関式あり。	なし。	中:データの範囲・数が少ない。		
溶融デブリの対流熱伝達率	コンクリート侵食に伴うガス発生による対流熱伝達率の増加のデータが不足。溶融デブリの流動物性(ビンガム流体)の影響の検討が不足。			・詳細コードでは、一応考慮。	なし。	中:実測は不可能で相似試験や数値実験に基づくが検証が不十分。		
侵食のシステム挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・良く MCCI が抑制される、現象が複雑な早期上方注水試験データが不足。</li> <li>・BWR ドライウェル床面のドレインピットの影響に関して検討が不十分</li> <li>・侵食には異方性があるがそのメカニズムについては解明不十分</li> </ul>			・システムコードに含まれているが、不十分。詳細コードは別途あり。	開発・改良中。	大:試験結果に再現性が乏しいが、その理由の解明が不十分。		
高温熱物性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融デブリの液相・固相線温度は JNES データベースによる熱力学平衡解析により評価できるものの、検証は不十分。</li> <li>・コリウム-コンクリート固液混合状態の粘性係数モデルの検証も不十分</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ACE試験での粘性測定レポート: ACE-TR-C37</li> <li>・溶融スラグの粘性に対する Urbain モデル、Riboud モデル</li> </ul>	・詳細コードでは、一応考慮。	溶融デブリの液相・固相線温度については JNES データベースによる熱力学平衡解析手法がある。		

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
クラスト上 へのデブリ 噴出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・クラスト開口部からのデブリ噴出挙動は定量的データが不十分。</li> <li>・上部クラストとデブリの分離の可能性あり。</li> </ul>	K. R. Robb, M. L. Corradini の模擬流体による試験研究報告		<ul style="list-style-type: none"> <li>・デブリ噴出挙動は詳細コードでは、一応考慮。</li> </ul>	なし。	中：試験結果がばらついており、信頼性に問題あり。	中：確立した手法がない。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中：MCCI 評価の精度向上に必要</li> </ul>
溶融燃料の床コンクリート上での堆積と流動	「デブリ落下・移行挙動」または「デブリの拡がり格納容器壁面との接触」の欄と同様。							
MCCI の検出	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故時に MCCI が生じているか否か、侵食深さはどの程度か知ることができない。熱電対をコンクリート中に多数設置することで把握可能。</li> </ul>	なし。	本件は、現象の解明ではないので、該当せず。					<ul style="list-style-type: none"> <li>－ 研究の必要はない。</li> </ul>

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

ソースターム

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
原子炉冷却 系内 FP 挙動	・高燃焼度燃料や MOX 燃料からの FP 放出については知見が少	・UO2 燃料を旧原研の VEGA 計画やフランスの VERCORS 計画の実験、米国オークリッジ国立研究所の VI 実験等 (J. Nucl. Materials, 380, 126-143, 2008 等) ・VEGA 計画では MOX 燃料を用いた実験を実施	ソースタームは公衆・環境影響評価の根幹  立地評価においても重要	FP 放出モデルは組み込まれているが高燃焼度燃料や MOX 燃料に着目したモデルは無し	—	中 燃焼度がそれほど高くない UO2 燃料に関しては現象の理解が進展	中 既存実験の結果を反映した半経験的なモデルが主	中 既存モデルの適用性検討が必要
	・特定の FP (特に Ru) では高い酸素ポテンシャル (空気浸入条件) において揮発性が大幅に増大する可能性あり	・欧州 SARNET 第 1 期計画において多くの研究を実施し、第 2 期計画でも継続 (酸化 Ru の蒸気圧が高いため空気浸入条件下では Ru 放出が増大) ( <a href="http://www.sar-net.eu/">http://www.sar-net.eu/</a> 等) ・OECD/NEA において国際協力研究計画 (STEM 計画) を実施中		—	熱化学平衡論に基づいた解析モデルを適用可	大 多成分系の化学反応やその温度依存性、化学反応に寄与する炉内構成物質の発生量等に不確かさあり	低 熱化学平衡論に立脚した評価手法はあるが、妥当性の検証は不十分	高 実機条件下の実験や化学反応データベースの整備、速度論的な取り扱いの必要性検討が重要
	・制御材や他の炉心構成物質のヨウ素、セシウム、テルル等の化学への寄与に関して解明不十分	・PHEBUS-FP 計画の FPT3 実験 (B4C 制御材の存在により気体状ヨウ素の割合が増大) (Nucl. Eng. Des., 239, 1162-1170, 2009) ・B4C の水蒸気による酸化に関する実験は多数 (J. Nucl. Materials, 336, 185-193, 2005, Nucl. Eng. Des., 235, 173-198, 2005 等) ・PHEBUS-FP 計画で、セシウムが Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub> の化学形を取りえることを示唆 (Proc. EUROSAFE1999, b8, Nucl. Eng. Des., 239, 1162, 2009)		—	—	—	—	—
	・再冠水時の FP 放出 (未酸化のジルコニウムと水蒸気の反応による一時的なデブリ温度上昇や構造材表面からの再蒸発等) に関してほとんど	・TMI-2 事故や LOFT 実験における限定的な知見のみ (NEA/CSNI-181, 1990)		—	—	—	—	—

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
	知見なし					現象の類推が可能		サンプルの分析が必要
	・溶融固化後の再加熱による FP 放出はこれまで想定されていない	・TMI-2 事故のデブリ分析により残存 FP 等に関する知見 (Proc. Open Forum TMI-VIP, Boston, 1993, NUREG/CR-6197 TMI V(93) EG10 EGG-2734, 1994 等)						
格納容器内ヨウ素挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>水相内不純物の影響や高温条件下のヨウ素化学、低酸素濃度雰囲気条件下 (BWR) における水相内反応、気相ペイント壁やエアロゾル表面におけるヨウ素の吸着及び有機ヨウ素の生成等が残存課題</li> <li>水相内ヨウ素化学に及ぼす海水の影響については知見なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>'80-'90 年代の OECD ヨウ素ワークショップや ISP41 関連資料 (ORNL-5824 (NUREG/CR-2493), 1982, Nucl. Technol., 129, 297-325, 2000, NEA/CSNI/R(91)15, 1992, NEA/CSNI/R(96)6, 1996, NEA/CSNI/R(2000)6, 2000, NEA/CSNI/R(2001)17, 2001, NEA/CSNI/R(2004)16, 2004 等)</li> <li>RTF 試験 (カナダ)、PHEBUS 試験 (フランス) 等のデータ (NEA/CSNI/R(2007)1, 2007 等)</li> <li>OECD/BIP (JNES 参加) で壁面吸着、有機ヨウ素生成の実験を実施 (NEA/CSNI/R(2011)11, 2012)</li> <li>BIP は BIP-2 として継続予定</li> <li>JNES と JAEA が、SA 晩期の照射下のヨウ素再放出挙動に関する実験を実施 (J. Nucl. Sci. Technol., 47(3), 229-237, 2010 等)</li> <li>フランスの EPICUR 実験等で気相ペイント壁とヨウ素の相互作用に関するデータを取得</li> </ul>		化学反応を考慮しないか若しくは簡易的な取り扱い	放射線場における化学反応に関しては速度論的に取り扱い、気液の物質伝達や壁面との相互作用は関連式ベース	大気相反応、壁面反応、海水を含めた不純物の影響等に関する説明が不十分	中評価手法の基本的な枠組みは構築済み	高総合解析コードにおけるモデルの高度化 (詳細解析コードの解析に基づいた合理的な簡易モデルの導入等) が重要
エアロゾル挙動	・原子炉冷却系内及び格納容器内移行に係わる主要なエアロゾル挙動に関する技術基盤は概ね十分	・'80 以降、日本、欧米諸国において多数の実験を実施 (NEA/CSNI/R(2009)5, 2009 等)		詳細解析コードあるいはその簡略版をモジュール	エアロゾルの生成、凝集、沈着、沈降	中想定されるエアロゾル挙動	高種々のメカニズムはモデル化さ	中化学的挙動については十分

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器バイパス事象(SGTR 等)について知見(複雑流路におけるエアロゾルの沈着等)が蓄積されつつある</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>これらの実験データに基づいて解析コードを整備(米国の VICTORIA や日本の ART 等)(NEA/CSNI/R(2009)5, 2009 等)</li> <li>原子力学会の「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」特別専門委員会で詳細なレビューを実施</li> <li>スイス PSI の ARTIST 実験(SGTR 時のエアロゾル挙動)(Nucl. Eng. Des., 241, 357-365, 2011 等)</li> </ul>		ル化して導入	等、重要な挙動を網羅	は概ね既知であり、多分野の研究も含めて現象の理解は進展	れており、その多くは検証済み	に解明されていない点あり
FP 除去	<ul style="list-style-type: none"> <li>比較的水温が低い定常条件下のスクラビング効果やスプレーによる除去など主要な挙動に関する技術基盤は概ね十分</li> <li>格納容器ベント時に起こりうるプール水の急減圧下、減圧沸騰下でのプールスクラビングによる FP 除去効果に不確かさがある。また、(福島第一の 3 号機のように)炉容器の減圧と格納容器ベントがほぼ同時に行なわれる場合に想定される、サプレッションプールへの FP 蒸気を含む高温ガスが大量に流入する状況下における知見はほとんどない。</li> <li>欧州に設置されている格納容器フィルタベントシステム(ベンチュリースクラバー、SUS ファイバー、砂/砂利、等)の FP 除去効果については、設計時に想定した事故条件下でデータが取得されているが、より広い範囲の知見蓄積が望まれる。また、新しいフィルタを採用する場合には、FP 除去に関するデータを取得</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧時のプール水からの FP の飛沫同伴(エントレインメント)に関する試験やモデル式が報告(J. Cosandey, Ph.D thesis, ETH-13414, 1999)</li> <li>欧州の格納容器フィルタベントシステムに関する基礎試験、実証試験結果等が OECD レポートとして報告(NEA/CSNI-148,1988, NEA/CSNI-156,1988)</li> <li>米国 EPRI が主催した ACE 計画においてフィルタベントの除染に係わる実験を実施(原則非公開)</li> </ul>	<p>ソースタームは公衆・環境影響評価の根幹</p> <p>SA/AM 対策の妥当性評価においても重要</p>	定常条件下でのスクラビング効果やスプレー除去効果について、SPARC, SUPRA 等	定常条件下でのスクラビング効果について、急減圧条件下等のモデルは無い(エントレインメントに関するモデルは無い)	大: 特に、格納容器ベント時に起こりうる急減圧/減圧沸騰条件下や高温ガス流入下での FP 除去効果	低: 左記条件下での定量的な FP 除去に関する評価手法が不十分	高: ソースタームの不確かさが大きく、環境影響評価上重要
				ただし、急減圧下や高温ガス流入下での FP 除去効果に関するモデルは無い	個々のフィルタベントシステムの DF が評価されている	中: 設計条件を超えるフィルタベントシステムの FP 除去効果(DF)や液相中に除去された FP(ヨウ素)の再放出挙動	中: 既存の知見からの評価がどこまで可能か要検討	高: SA 対策(環境影響評価)上重要

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
	<p>する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実機への適用に際しては、水蒸気凝縮後の水素対策や除染後における水相からの FP(ヨウ素)再放出防止を検討する必要あり。</li> </ul>					等		
CV リーク	<ul style="list-style-type: none"> <li>・フランジや CV 貫通部等からのリーク時における DF について実験的知見が得られている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・CVリーク時のエアロゾル DF に関する知見(渡部 他, AESJ 和文誌 vol.8, 2009)</li> </ul>	リーク開始のタイミングやリーク面積は環境への FP 放出に直結	代表的部位について実験に基づく DF が評価されている	—	中: 部位やリークの態様に依存	低 純粋な経験則を用いる手法が主	中 経験則と理論的な考察を結びつけることが必要
燃料から注入水への放射性物質移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1F 事故においては、損傷炉心を冷却した注入水が格納容器外に流出したが、燃料から水相への FP の直接移行はこれまでは想定外</li> </ul>	—	固相内の拡散支配と考えられるため水相への FP 移行量は小さいと推定	—	—	中 想定外の現象であるため理解不十分	—	中 理論的な検討(拡散)に基づいた概算が必要

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

溶融炉心の格納容器内冷却ないし保持

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
デブリ落下・移行挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器下部ヘッド(LH)の破損挙動は、TMI VIP 計画や種々の実験や解析を通じて知見が得られており、実機 LH の破損挙動は、これまでの知見を反映した総合解析コード(MAAP 等)で評価可能である。</li> <li>落下デブリの温度、落下流量、落下タイミング、性状等については、炉内での溶融進展や下部ヘッド周りのヒートシンク効果等により大きく影響を受け、事故シナリオへの依存性が想定される。福島事故の知見の反映が望まれる。</li> <li>EPR では、事故シナリオの不確かさを考慮して、2時間程度原子炉ピットでデブリを保持しデブリ全量を溶融状態にしてから Discharge channel を介してコアキャッチャーへ移行する方法を採用している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部ヘッド破損に関しては Rempe 等による解析(NUREG/CR-5642)や Henry 等による MAAP4 コードの開発等がある。</li> <li>EPR のコアキャッチャーについては、原子炉ピットでの犠牲コンクリートの侵食試験(KAPOOL)やコアキャッチャーへのデブリ拡がり挙動試験等がある。</li> </ul>	<p>格納容器破損頻度または大規模放出頻度に対するベースマト溶融貫通破損モードの影響は大きい。また、緩和対策としてのコアキャッチャー等の性能評価上重要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Farmer et al., ICAPP-7544</li> <li>原安協、CET 委員会報告書</li> <li>Sugiyama et al., ICAPP-8156</li> </ul>	原子炉容器下部ヘッドの破損モードは MELCOR、MAAP4 等のシステム解析コードに組み込まれている。	小 落下デブリ条件に事故シナリオに依存した不確かさがある。	高 下部ヘッド破損モデルについては各種データにより検証されている。落下デブリ条件評価については福島事故の知見の反映が望まれる。	—	
ジェットインピンジメントによる侵食	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融ジェットが構造体に衝突する場合に構造体を溶融侵食する現象で、短期的な格納容器破損モードに</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融物と構造体に種々の物質を使用した実験が行われ、解析モデルの提案</li> </ul>		高温流体の垂直衝突噴流のよどみ点の熱	大 落下デブリ条件の不確かさ	低 既存相関式の適用範囲に制	コアキャッチャー等の耐熱材や犠牲材に溶融	

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度	
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度		
	<p>なり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高温流体の二次元平板垂直衝突噴流のよどみ点の熱伝達現象として取り扱われ、理論的、実験的な熱伝達相関式や侵食速度式が提案されている。</li> <li>侵食を抑制するため耐熱材や犠牲材が設置される場合、溶融ジェットの温度や凝固点、構造体の融点等に大きく影響受けるため、構造体として耐熱材等を使用した知見が必要となる。</li> </ul>	<p>が行われている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>M. Epstein 等による、層流モデルによる理論式と実験研究 (AIChE J. 26 (5) (1980)) 水ジェット-固体オクタン、固体水銀を使用。</li> <li>M. Saito 等による Epstein モデルの乱流ジェットへの拡張のための実験研究 (Nuclear Eng. &amp; Design 121(1990)) 溶融 NaCl-スズ板、溶融 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SUS を使用。</li> <li>D.Powers 等による実験研究 (Nucl. Sci. Engrg. 88 (1984)) スチールとアルミナの混合メルト-スチールプレートまたは UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-SS の混合メルト-スチールプレートを使用。</li> </ul>			伝達相関式にて評価可能。		や耐熱材や犠牲材の溶融浸食挙動の不確かさがある。	限があり、実機デブリ条件や構造体材質に対して適用可能な解析モデルが望まれる。	ジェットが直接衝突する構造の場合には、高
デブリの拡がり 格納容器壁面との接触	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリ拡がりによりデブリ冷却性を確保する対策(EPR等)では重要な現象となる。</li> <li>ドライ条件でのデブリ拡がり挙動は、種々の実験、解析が行われ、解析モデル(MELTSREADコード等)の提案が行われている。</li> <li>LOCA後や水張り操作をした場合のウェットな条件でのデブリ拡がり挙動についての研究は極めて少ない。また、ウェット条件では、デ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Mark-I シェルアタック問題を想定した研究として以下がある。 Kazimi, Nuclear Science &amp; Tech., Vol.103, (1989) Sienicki (1991)や Chudanov(1994)による解析研究 Theofaneous 等の研究 (NUREG/CR-5423, 1990)</li> </ul>			MELTSREADコード等で評価可能。		小 落下デブリ条件に事故シナリオに依存した不確かさがある。	高 種々の実験によりモデルは検証されている。	—

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
	ブリ拡がり制限される一方、水蒸気爆発の懸念がある。	<p>Suzuki 等による研究 (ICONE-2 1993)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Veteau 等による CORINE 実験研究 (1995)</li> <li>EPR コアキャッチャ上のデブリ拡がりを想定した研究として VULCANO, KATS, COMAS 等の実験研究や Sehgal 等の実験研究がある。</li> </ul>						
溶融プールの対流熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>コアキャッチャ等に堆積し発熱している溶融プールの自然対流熱伝達は、デブリ周りの熱流束を支配するため重要である。</li> <li>IVR 研究にて、溶融プール周りの熱伝達分布の実験的・解析的研究がなされており、種々の熱伝達式が提案されている。</li> <li>溶融プール形状に依存した自然対流熱伝達評価が必要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>IVR の半球形状の溶融プールの自然対流熱伝達の研究が多数行われており、主なものとして以下がある。 <ul style="list-style-type: none"> <li>フィンランドの COPO II 試験</li> <li>米の ACOPO 試験</li> <li>スウェーデンの SIMECO 試験</li> <li>仏の BALI 試験</li> <li>OECD/RASPLAV, MASCA 試験</li> </ul> </li> </ul>		半球形状や直方体形状の溶融プールの場合、Ra 数で整理された実験式等により評価可能。また、任意形状の溶融プールに対しては CFD 解析等により評価可能である。	小	高 単純な溶融プール形状については相関式が検証されている。任意形状に対しては、CFD 解析による評価が可能である。	—	
溶融物の成層化	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融物の成層化により、金属層が分離し、熱伝導が良いため金属層と接触している構造物に熱集中がおこり浸食が促進される可能性がある。</li> <li>デブリの早期の冷却が行われる場合は、溶融物の外周部から固化していくため、十分な成層化は起こりにくいと考えられる。</li> <li>デブリ接触部に高融点の耐熱材が設置される場合には、金属層が形</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内の溶融物の成層化に関する試験として、仏 VULCANO VBS-U 試験がある。</li> </ul>		広範囲な条件での成層化を評価できるツールはない。	大 デブリ落下条件やデブリ冷却条件により成層化挙動には大きな不確かさがある。	小 溶融物成分の密度差や対流、熱化学反応を考慮した成層化評価が必要である。	— デブリへの注水により早期に冷却する場合には、成層化の可能性は小さく、優先度は低い。	

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
	成されても熱的に浸食されにくく、IVR ほど成層化による熱集中が問題になることはないと考えられる。							
注水方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>従来は、デブリ上にポンプ等を使用し、動的に注水する方法が主。</li> <li>US-ABWR や EPR 等で静的な注水方法が採用されている。</li> <li>COMET 概念では、コンクリート侵食が進むと下部プラグから注水される方式を採用。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>US-ABWR DCD</li> <li>US-EPR DCD</li> </ul>		注水方法に応じて注水タイミングや注水流量は評価可能。		小注水方法が決まれば注水条件は決まる。	高注水条件の評価は容易に可能。	—
FCI	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期ドライなコアキャッチャ概念においても、溶融物の落下シナリオによっては、FCI も想定される。</li> <li>COMET 概念やウェットキャビティ概念のように、溶融物と水の直接接触が主たる冷却機構である場合は、大規模な FCI が発生しない確認が必要となる。</li> </ul>	<p>コアキャッチャ等を想定したものとして以下の研究がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>COMET 概念の実験研究 (その他は炉外 FCI の項参照)</li> </ul>		TEXAS-V や PMALPHA、JASMINE 等の粗混合、圧力伝播解析、LS-DYNA 等の構造応答解析コードの組合せで評価可能。		大デブリ落下条件や水プール条件は事故シナリオにより大きな不確かさがある。溶融物成分により FCI 自体の発生に大きな不確かさがある。	中解析コードの組合せにより評価可能であるが、十分に検証されていない。	冷却方式の概念に依存する。溶融物と水の直接接触が生じる可能性の大きい方式では相対的に高くなる。
デブリ冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリの上面の冷却については、OECD/MCCI 試験等の実験研究があり、解明されつつある。</li> <li>コアキャッチャ等の場合は、コンクリート侵食によるガス発生やコンクリート成分の含有が無いなど、MCCI と状況が異なることに留意する必要がある。</li> <li>デブリを下面から冷却する場合は、下向き加熱の熱伝達現象となり、流路形状や傾斜角に応じた熱伝達試験が実施されている。傾斜角を</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリ上面の熱流束に関する研究としては OECD/MCCI 試験がある。</li> <li>デブリ下面の沸騰流路冷却については以下の試験がある。 <ul style="list-style-type: none"> <li>EPR – BENSON 試験</li> <li>ESBWR – MAC 試験</li> <li>EU-ABWR – 東芝試験</li> </ul> </li> <li>IVR 下部ヘッド外部冷却に関しては、以下の研究が</li> </ul>		コアキャッチャ等のデブリ冷却解析モデルは、既知モデルの組合せで評価可能である。Top flooding のデブリ冷却場合の上面熱伝達は、CORQUENCH、WECHSEL コ	下部からの冷却は、流路形状に応じた沸騰熱伝達式により評価可能。	大デブリ条件や冷却条件により不確かさがある。	高コンクリート侵食を伴わないデブリ上面の熱伝達については十分な検証が行われていない。	中：概ね評価方法は確立されている。

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
	持った沸騰冷却流路に対してはIVR 下部ヘッド冷却試験が参考にされている。	ある。 Theofaneous 等の ULPU 試験, 仏の SULTAN 試験		ード等により評価は可能である。				
流れの 安定性	・ デブリを下部から冷却する場合に、沸騰冷却流路の熱負荷等の不均一により流れの不安定性が生じる可能性がある。	下部沸騰冷却に関して、以下の研究がある。 EPR – BENSON 試験 ESBWR – MAC 試験 EU-ABWR – 東芝試験		平行チャンネルの場合は、熱水力解析コードや周波数応答安定性評価等により評価可能。		小 デブリからの熱負荷の分布に不確かさがある。	高 沸騰流路の安定性については、評価手法が確立されている。	—
デブリによる 侵食	・ デブリによる構造物の熱的な溶融侵食や化学的な侵食が想定される。 ・ 構造体材質に依っては、共晶反応や還元反応により化学的に侵食される場合がある。 ・ 共晶反応によりデブリの熱物性(固化温度)が変化する。 ・ 実炉材質による化学的安定性の確認試験が実施されている。 ・ 化学的侵食は、熱化学平衡解析によりある程度予測可能である。	・ EPR を対象にした原子炉ピットのコンクリート層の浸食とジルコニア層の安定性の実験的研究として SICOPS 試験、CORESA 試験がある。		熱的な侵食はシステム/個別解析コードで評価可能。	但し、構造体の材質によりデブリと共晶反応する場合には、デブリの融点が変わるため、熱化学平衡評価により、共晶物質を評価する必要がある。	大 耐熱材の侵食挙動に不確かさがある。	低 耐熱材の高温の熱物性を考慮した侵食評価が必要。共晶体の熱物性は、熱化学平衡解析により予測可能。	コアキャッチャ等に耐熱材を設置する場合は、高
構造耐性	・ デブリ冷却構造に加わる熱応力や FCI 等の動荷重に対して、構造耐性があることを示す必要がある。	・ 熱応力や熱変形に対する構造耐性は、ABAQUS 等の FEM 解析で予測可能。 ・ FCI による動荷重に対する構造耐性は、TEXAS-V (Corradini)や PMALPHA (Theofaneous)等の粗混合、圧力伝播解析、LS-DYNA 等の構造応答解析コードの組合せにて評価可能。		準静的な荷重については FEM コードで評価可能。	衝撃的荷重に対しては、LS-DYNA コード等により評価可能。	小 準静的な荷重については、不確かさが小さい。	高 準静的な荷重を対象にした解析コードは、実験等により検証されている。	—

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

格納容器気密性維持(破損または漏洩)

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
CV 漏洩	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器設計条件を超えた圧力・温度条件における漏洩率に不確かさが大きい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>PCCVでは加圧に対して2.0Pdまで0.5%/day、2.5Pdで2%/day程度。(SNL 1/4 試験(NUREG/CR-6906))</li> <li>RCCVでは加圧に対して3Pd程度まで漏洩は微小。(SNL 1/6 試験(NUREG/CR-6906))</li> <li>金属貫通部はシビアアクシデント条件でも漏洩無し(原研)</li> <li>有機シール材貫通部は250°C程度でリーク発生。リーク面積の解析評価から周長1mあたり約10mm<sup>2</sup>程度。(NUPEC「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」H15年3月)</li> </ul>	高: シビアアクシデント時格納容器からの漏洩による土地汚染、避難/移住、経済影響において重要。	有機シール材貫通部の周長あたりの漏洩面積を解析的に評価した事例はあるが、総合コードではモデル化されていない。		大: 貫通部個別には損傷挙動は予測できるが、貫通部設計や温度変化履歴の違いにも依存するので、総合的には不確かさが残る。	低: システムコードではモデル化されていない。	中: 既に十分な公開データ、知識ベースがある。しかし、影響度が大きいこと、東電福島事故を踏まえるとこれまでのデータの再検証が必要。
CV 破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>代表的な格納容器型式を模擬した耐性試験及び解析が行われている。</li> <li>BWR ベント管のベローズに着目した研究は少ない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>鋼製 CV では加圧に対して3Pd程度まで顕著な漏洩無し、5Pd程度で破裂もしくは亀裂発生。(SNL 1/8 試験, 1/10 試験(NUREG/CR-6906))</li> <li>RCCVでは2Pd以上の耐圧性能を有する。(電力共研 1/6 試験、(NUREG/CR-6906))</li> </ul>		総合解析コードでは簡易的に扱われている。	FEMコードによる一般的な評価手法は存在。	小: ライク及びライナアの挙動や局所的な応力集中等には不確かさが残る。	高:	

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

格納容器気密性維持(コンデンサ型静的冷却)

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
伝熱管単体 性能	・伝熱管単体性能(不凝縮性ガス混在下の蒸気凝縮性能、圧損特性)は確認され、解析モデルを構築・検証済み。	[縦型 PCCS] ・UC Berkeley ・GIRAFFE 等 [横型 PCCS] ・NTHAS2(2000) ・日本機械学会 2002 秋 等	SBO 時等にも駆動源に依存せず格納容器破損やベントを回避するために十分な除熱性能を有する必要がある。	[縦型] 凝縮熱伝達相関式が TRAC コードに組み込まれ検証されている。	伝熱管内熱流動は TRAC コードで評価可能 二次側流動は CFD コードにより評価可能	小: 伝熱管内の挙動は十分把握されている。 システムとしての除熱性能は格納容器との連成挙動に依存。	高: 解析コード (TRAC/RELAP5) 検証済み	—
伝熱管群の 影響	・PCCS 伝熱管群試験にて除熱性能・圧損特性を確認・解析モデル検証済み。 ・二次側伝熱特性確認済み。 ・二次側ボイド率の除熱性能に与える影響を確認済み。	[縦型 PCCS] ・PANTHERS(SIET) [横型 PCCS] ・ICAPP' 03-3133(2003) ・ICONE10-22442(2002) ・日本原子力学会 2002 秋 L46 等	また、格納容器破損頻度に対するガス蓄積による過圧破損モード(PCCS で防止可能)の影響は大きい。	[横型] 凝縮熱伝達相関式が TRAC/RELAP5 コードに組み込まれ検証されている。	同上	同上	同上	—
エアロゾル 付着挙動と その影響	・PCCS 伝熱管へのエアロゾル付着モデルを構築。 ・エアロゾル付着による伝熱劣化評価モデルに基づき、PCCS 除熱能力への影響は小さいことを確認。	[縦型 PCCS] ・AIDA(PSI) ・ICONE6(1997) [横型 PCCS] ・日本原子力学会 2005 秋 G34, G35	・Nagasaka et al., ICAPP'02 (1090) ・Sugiyama et al., ICAPP'08 (8156)	システム解析コードには組み込まれていない。	伝熱管へのエアロゾル付着モデルが構築されている	大: 付着量の不確かさは大きい が、エアロゾル発生はコンクリート分解によるものが支配的で、コアキャッチャ等で MCCI を抑制すれば不確かさは低減する	低: 実験との比較による解析モデルの検証は十分でない	設計上の方策により、不確かさの影響を減ずることが可能。

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
格納容器内システム挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>縦置き鉛直管式 PCCS についてはシステム挙動試験が実施され、システム応答に対する解析コードも検証済み。</li> <li>横置き U 字管式 PCCS に対しては、静的除熱メカニズムを格納容器内システム挙動として確認するためのシステム挙動試験は十分でなく、実機解析へ適用する解析コードの検証が不足。</li> </ul>	[縦型 PCCS] GIRAFFE, PANDA, PUMA 等 ・ ICONE-3(1994) ・ 23rd WRSM(1995) ・ NUTHOS-5(1997) 等		[縦型] システム挙動は TRAC コードで検証されている。 SA 時挙動は TRAC と MAAP の比較により検証されている。 [横型] システム挙動は未検証。	—	[縦型] 小 [横型] 中 システムとしての除熱性能は格納容器との連成挙動に依存	[縦型] 高 [横型] 中 横型 PCCS のシステム挙動に対しては解析コード未検証	横型 PCCS を採用する場合には高： 横型 PCCS による格納容器過圧抑制性能をシステム相互作用として確認するとともに、解析コードの検証が必要

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

格納容器気密性維持(格納容器壁面冷却)

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
格納容器内面、外面の熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>AP600 の条件において、事故条件での格納容器内面の凝縮熱伝達、水冷時の外面の水膜の熱伝達などのデータを要素試験により取得。試験結果が予測結果と一致することを確認。</li> <li>AP600 の格納容器のスケールモデル試験とスケール則の適用により、AP1000 における除熱性能を実証。</li> </ul>	<p>AP600/AP1000 に関する試験・解析レポート(WCAP-15706)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加熱面上の水膜挙動、熱伝達評価試験</li> <li>水膜分布計測試験</li> <li>凝縮熱伝達計測試験</li> <li>空気蒸気流路の圧損計測試験</li> <li>プラント周辺の地勢や気象が気流に与える影響を評価する風洞実験</li> <li>小規模総合試験</li> <li>大規模(1/8 スケール)総合試験</li> </ul> <p>ARS94 vol.1, p.249-256(1994)</p>	<p>SBO 時等にも駆動源に依存せず格納容器破損やベントを回避するために十分な除熱性能を有する必要がある。</p> <p>格納容器破損頻度に対するガス蓄積による過圧破損(PCCSで防止可能)の影響は大きい。</p>	自然対流除熱モデルが格納容器解析コード WGOthic に組み込まれている。	小規模総合試験に対して MAAP4 の検証が行われている。	小：壁面冷却に関する基本的な熱伝達挙動は把握されている。	高：予測手法は検証済み(WGOthic/MAAP4)	—
格納容器外面を水冷する際の水膜挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>AP600/AP1000 の格納容器形状に対して、安定に水膜が形成されることを実験的に確認。</li> <li>格納容器形状が異なるプラントに対しては水膜挙動の確認が必要。</li> <li>既設 BWR において、フランジ部からの過温リーク発生防止のためドライウェルトップヘッド冷却(プール水冷却)が採用される可能性あり</li> </ul>	水膜形成割合に関する定量的データは公開されていない。	<ul style="list-style-type: none"> <li>Nagasaka et al., ICAPP'02 (1090)</li> <li>Sugiyama et al., ICAPP'08 (8156)</li> </ul>	汎用モデル化はされていない。(実験に基づき水膜形成割合を実効伝熱面積として扱う)	同左	小：形状に対する依存性が大	低：AP600/AP1000 と異なる格納容器形状に対する冷却性能評価を行う場合は、水膜の挙動検証が必要	AP600/AP1000 と異なる格納容器形状を採用する場合は高
格納容器気相成層化	<ul style="list-style-type: none"> <li>温度成層化のデータ取得に着目した試験が実施さ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>TOSQUAN</li> <li>MISTRA/ThAI</li> </ul>	圧力挙動・非凝縮性ガス分	総合コードでの汎用モデル化	CFD コードによる評価は可能。	中：事故シナリオ	中：成層化の要因	—

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
	れている。	・PANDA	布に影響	は難しい。		ス(成層化の 要因)への依 存性が大	が特定できれ ばCFDコードに よる評価は可能	
BWR-S/P 液相成層化	・ 同上	・PUMA	同上	同上	同上	同上	同上(総合コー ドで近似的扱い 可能な場合あり)	—

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

再臨界

技術課題の ブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される 影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の 優先度
				総合 解析コード	個別現象詳細 解析コード	現象の 不確かさ	評価手法の 成熟度	
原子炉容器 内炉心部未 臨界性評価 及び再臨界 影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒構成材の融点は、燃料棒よりも低いため、制御棒溶融後に、燃料棒形状が維持されている状態で再冠水する場合の再臨界が問題となる。</li> <li>ホウ酸水注入により再冠水時の再臨界を防止することが可能である。</li> </ul>	炉内再臨界の評価では、制御材が10%程度以上残存すれば、未臨界維持は可能との知見がある。 - Mosteller et al., Nucl. Technol. Vol.110 (1995) - Frid et al. "Severe accident recriticality analyses (SARA)", Nucl. Engrng. and Design, 209, 97-106 (2001). - UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011).	再臨界発生時には、ATWSと同様の状態となり、崩壊熱を超える出力が発生し、格納容器の加圧を加速するため、格納容器破損への影響大。	3次元モンテカルロ法を用いた定常解析(k $\infty$ 計算)により再臨界の有無の評価が可能。	1次元あるいは3次元動特性解析コードによる再臨界時の出力影響によるプラント評価が可能。	大:制御材喪失状態、燃料損傷状態、再冠水のタイミングや冠水レベル、ホウ酸水濃度等に影響を受け、不確かさ大	中:炉心損傷過程評価、再冠水時の炉内熱水力挙動、核計算手法は確立されている。	高:デブリ性状調査はJAEAが着手済み。シナリオ検討、影響評価は12年度から国プロで実施予定
原子炉容器 内下部プレ ナムでのリ ロケーション デブリの未 臨界性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部プレナムヘリロケーションした溶融燃料の再臨界性は、溶融燃料水中落下時の分散挙動、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受ける。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>リロケーションした溶融燃料の再臨界性に関して、以下の知見がある。</li> <li>TMI-2 accident</li> <li>UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011).</li> </ul>	・現行の軽水炉のように低濃縮燃料を用いた熱中性子炉での溶融燃料の再臨界性は、非常に小さいと考えられるため、影響小。	3次元モンテカルロ法を用いた定常k $\infty$ 解析により再臨界の有無の評価が可能。		大:溶融燃料の再臨界性は、溶融燃料水中落下時の分散挙動、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受け、不確かさ大	低:核計算手法は確立されているが、デブリ性状(組成、空孔率など)の知見が不足	中:低濃縮燃料で冷却形状が崩れたデブリベッドでは再臨界のリスクは小さい。但し、下部プレナム水中落下時の分散の影響は検討必要。
原子炉容器 外でのリロ ケーション デブリの未 臨界性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器から原子炉キャビティ等へ落下した溶融燃料の再臨界性は、溶融燃料落下時の分散挙動、キャビティでの水張り状態、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受ける。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉キャビティ等へ落下した溶融燃料の再臨界性に関して、以下の知見がある。</li> <li>UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011).</li> </ul>	・現行の軽水炉のように低濃縮燃料を用いた熱中性子炉では、再臨界の可能性は非常に小さいと考えられるため、影響小。	3次元モンテカルロ法を用いた定常k $\infty$ 解析により再臨界の有無の評価が可能。		大:溶融燃料の再臨界性は溶融燃料落下時の分散挙動、デブリ堆積性状、デブリ内への浸水挙動等に影響を受け、不確かさ大	低:核計算手法は確立されているが、デブリ性状(組成、空孔率など)の知見が不足	低:低濃縮燃料で冷却形状が崩れたり、塊状になって水の侵入が阻害されるデブリの再臨界のリスクは非常に小さい。

課題の整理とプライオリティ付け(シビアアクシデント)(福島第一原子力発電所事故を受けた再検討)

計 装

技術課題のブレイクダウン	技術課題の現状	公開データや知識ベース	①想定される影響の度合い	②評価手法		③不確かさ		研究実施の優先度
				総合解析コード	個別現象詳細解析コード	現象の不確かさ	評価手法の成熟度	
過酷事故時に使用可能な原子炉水位計測	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装配管の基準水の蒸発により、正確な計測ができなかった。</li> <li>設備は多重化されていたが、上記の共通要因により、何れも正確な計測ができなかった。</li> </ul>	関連する実験は見当たらない。	原子炉水位は燃料冷却状態の把握に重要であり、影響大。	現状なし	現状なし	小 基準水の喪失が原因であることは実機で確認済み。	中 現状で一定の評価が可能	高:国プロで検討中。
過酷事故環境での格納容器内計装	<ul style="list-style-type: none"> <li>水位: 計測点が離散的でかつ計測点数が限られており必要な水位計測ができなかった。</li> <li>水素濃度: サンプリング方式のため、電源喪失及び冷却水喪失により計測できなかった。</li> </ul>	関連する実験は見当たらない。	格納容器内計装は、プラント状態の把握に重要であり、影響大。	現状なし	現状なし	小 水位は設計の問題、水素濃度は電源と冷却水の問題であり、不確かさはない。	中 現状で一定の評価が可能	高:国プロで検討中。
過酷事故時用 R/B 計装	<ul style="list-style-type: none"> <li>PCV からの水素漏洩により R/B で水素爆発がおきたと推定。</li> <li>R/B 内に水素濃度計測設備がなかった。</li> </ul>	原子炉建屋での水素爆発については十分認識されておらず、実験等は実施されていない。	R/B 内の水素爆発は放射性物資の放出につながるため影響大。	現状なし	現状なし	小 計装計画の問題であり現象の不確かさはない。	中 現状で一定の評価が可能	高:国プロで検討中。水素爆発の防止措置を施すために必要。

## 付録2 外部発表

熱水力RMに係る外部発表を、可能なものについては抄録と共に掲載する。

### (1) 日本原子力学会誌 解説

日本原子力学会 熱流動部会 熱水力技術戦略マップワーキンググループ

「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップの改訂

軽水炉の継続的な安全性向上に向けて」日本原子力学会誌、Vol.58、No.3（2016）  
p.p.29-34

著者紹介:(五十音順)

新井健司(東芝)、梅澤成光(MHI NS エンジ)、及川弘秀(東芝)、大貫晃(MHI)、  
中村秀夫(JAEA)、西義久(電中研)、藤井正(日立 GE ニュークリア・エナジー)

WGおよびSWGの主査紹介:(五十音順)

阿部豊(筑波大、シビアアクシデントSWG主査)、越塚誠一(東大、安全評価SWG主査)、  
杉本純(京大、基盤技術SWG主査)、山口彰(東大、WG主査)

日本原子力学会 熱流動部会は、福島第一原子力発電所(1F)事故の教訓を基に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2015(改訂版)」を他分野に先駆けて平成27年3月に策定した。世界最高水準の安全性を実現してその継続的向上を図るため、深層防護を柱にシビアアクシデントや外的事象の対策を整理し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮した上で技術課題を選定し、1F 廃炉など主要なマイルストーンに基づく時間軸上にロードマップを展開した。本解説は、その要旨について、事故時の炉心損傷防止など4件の個別技術課題の例を交え、まとめたものである。

- (2) The 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16) Hyatt Regency Chicago, Chicago, USA, Aug. 30-Sept. 4, 2015

## **New AESJ Thermo-Hydraulics Roadmap for LWR Safety Improvement and Development after Fukushima-Daiichi Accident**

**H. Nakamura<sup>1</sup>, K. Arai<sup>2</sup>, H. Oikawa<sup>2</sup>, T. Fujii<sup>3</sup>, S. Umezawa<sup>4</sup>,  
Y. Abe<sup>5</sup>, J. Sugimoto<sup>6</sup>, S. Koshizuka<sup>7</sup> and A. Yamaguchi<sup>8</sup>**

<sup>1</sup>: Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Tokai, Ibaraki Japan

<sup>2</sup>: Power Systems Company, Toshiba, Shin-Sugita, Yokohama Japan

<sup>3</sup>: Hitachi-GE Nuclear Energy (HGENE), Hitachi, Ibaraki Japan

<sup>4</sup>: Mitsubishi Heavy Industries (MHI), Wadasaki-cho, Kobe Japan

<sup>5</sup>: Dept. of Engineering Mechanics & Energy, University of Tsukuba, Tennodai, Tsukuba Japan

<sup>6</sup>: Dept. of Nuclear Engineering, Kyoto University, Katsura, Kyoto Japan

<sup>7</sup>: Dept. of Quantum Engineering & Systems Science, University of Tokyo, Hongo, Tokyo Japan

<sup>8</sup>: Nuclear Professional School, University of Tokyo (UTNS), Tokai, Ibaraki Japan

### **Abstract**

The Atomic Energy Society of Japan (AESJ) is developing a New Thermal-Hydraulics and Safety Roadmap (THS-RM) by thoroughly revising its 1st version prepared on March 2009 under “Evaluation of Technology Basis for Thermal-hydraulic Safety Evaluation Methods” working group (WG) being composed of utilities, vendors, universities, research institutes and technical support organizations (TSO) for regulatory body. The 1st THS-RM was designed for both of existing and new LWRs under development. Main objectives were to make improvement into safety and economy of existing LWRs including power uprate, to develop new LWRs with improved safety features and economy, and to facilitate subjects common to existing and new LWRs such as development of advanced safety analysis methods, severe accident, fire, etc.

The revision is being completed by March 2015 by two sub-WG (SWG) for “safety assessment” and “fundamental technology” after completion of a technical map for severe accident in 2013 by “severe accident” SWG, based on lessons learned from Fukushima-Daiichi Accident. The “safety assessment” SWG pursues development of computer codes for reactor design, safety assessment, CFD with discussions on model V&V and scaling. The “fundamental technology” SWG pursues safety improvement and risk reduction via accident management (AM) measures by referring the established technical map for severe accident. In both SWGs, phenomena and components for counter-measures and/or proper prediction are identified by going through severe accident scenario in both reactor and spent-fuel pool of PWR and BWR. Several important technology development subjects, such as core catcher and passive containment cooling system (PCCS), have been identified. Then, a number of work description sheets for each of identified and selected R&D subjects suitable as the RM items. External hazards are also considered by both SWGs through the subject identification process to clarify influences onto thermal-hydraulic safety of LWRs.

A summary of the revised THS-RM with chronological roadmap for each R&D subject is given in the paper with several examples and future perspectives.

**Keywords:** AESJ, LWR, Thermal-Hydraulics, Safety, Roadmap, Fukushima-Daiichi Accident

- (3) 日本機械学会 第 20 回 動力・エネルギー技術シンポジウム  
(東北大学、2015 年 6 月 19 日)

**安全向上策に関わる技術課題 (パネルセッション形式)**

(1) 事故時の炉心損傷防止

西 義久(電力中央研究所), 新井健司(東芝), 及川弘秀(東芝),  
藤井 正(日立 GE ニュークリア・エネルギー), 梅澤成光(三菱重工業),  
山田英朋(三菱重工業), 中村秀夫(JAEA)

(2) PWR SG2 次冷却系を用いた除熱の有効性実証

大貫 晃(三菱重工業), 梅澤成光(三菱重工業), 山田英朋(三菱重工業),  
西 義久(電力中央研究所), 新井健司(東芝), 及川弘秀(東芝),  
藤井 正(日立 GE ニュークリア・エネルギー), 中村秀夫(JAEA)

(3) 圧力容器の健全性

藤井 正(日立 GE ニュークリア・エネルギー), 新井健司(東芝), 及川弘秀(東芝),  
梅澤成光(三菱重工業), 西 義久(電力中央研究所), 中村秀夫(JAEA)

(4) 格納容器の健全性

及川弘秀(東芝), 新井健司(東芝), 藤井 正(日立 GE ニュークリア・エネルギー),  
梅澤成光(三菱重工業), 西 義久(電力中央研究所), 中村秀夫(JAEA)

(5) 安全評価

中村秀夫(JAEA), 山本 泰(東芝), 山田英朋(三菱重工業), 永吉拓至(日立製作所),  
西 義久(電力中央研究所)

(6) パネル討論 (オーガナイザ: 奈良林正(北大))

西 義久(電力中央研究所), 藤井 正(日立 GE ニュークリア・エネルギー),  
大貫 晃(三菱重工業), 及川弘秀(東芝), 新井健司(東芝), 中村秀夫(JAEA)

(4) Japan-U.S. Seminar on Two-Phase Flow Dynamics 2015

Purdue University, West Lafayette, U.S.A, May 13, 2015

**USNRC embedded Workshop on Fukushima with Panel Discussion**

**AESJ new thermo-hydraulics roadmap for LWR safety improvement based on lessons-learned from Fukushima Daiichi accident Accident**

Hideo NAKAMURA (JAEA), Kenji ARAI & Hirohide OIKAWA (Toshiba),  
Tadashi FUJII (Hitachi-GE Nuclear Energy), Shigemitsu UMEZAWA & Akira OHNUKI (MHI),  
Yoshihisa NISHI (CRIEPI), Yutaka ABE (U. Tsukuba), Jun SUGIMOTO (Kyoto U.),  
Seiichi KOSHIZUKA & Akira YAMAGUCHI (U. Tokyo)

The Atomic Energy Society of Japan (AESJ) developed a New Thermal-Hydraulics Safety Evaluation Fundamental Technology Enhancement Strategy Roadmap (TH-RM) for LWR Safety Improvement considering lessons-learned from the Fukushima-Daiichi Accident. Joint efforts were made by three Sub-Working Groups (SWGs) of severe accident, safety assessment and fundamental technology. The safety assessment SWG pursued development of computer codes for safety assessment concerning reactor system response including severe accident. The fundamental technology SWG pursued safety improvement and risk reduction via enhancements in accident management (AM) measures, by referring a detailed state-of-the-art information on severe accident phenomena, countermeasures and research status given from the severe accident SWG. Important technical subjects were identified by going through accident scenario in both reactor and spent-fuel pool of PWR and BWR. Work description sheets were prepared for each of identified subjects. Detailed information to cope with influences from external hazards is also summarized. The developed TH-RM is described with examples, and future perspectives are discussed.

**Panel Discussion among Presenters**

Chairs: Prof. Michael Corradini (University of Wisconsin)  
Prof. Michitsugu Mori (Hokkaido University);

Richard Lee, Stephen M. Bajorek & Jennifer Uhle (USNRC), Randy O. Gauntt (SNL),  
Akitoshi Hotta & Miyuki Akiba (NRA), Kaichiro Mishima (INSS), Hideo Nakamura (JAEA)

(5) The Ninth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety  
(NTHAS9) Buyeo, Korea, November 16- 19, 2014

**AESJ New Thermo-Hydraulics Roadmap  
for LWR Safety Improvement and Development after Fukushima Accident**

**Hideo NAKAMURA\***

*Japan Atomic Energy Agency (JAEA)  
2-4 Shirakata-Shirane, Tokai-mura, Ibaraki, 319-1195 Japan*

The Atomic Energy Society of Japan (AESJ) started to develop the Thermal-Hydraulics and Safety Roadmap (THS-RM) in 2007 by establishing a special committee on “Evaluation of Technology Basis for Thermal-hydraulic Safety Evaluation Methods” and completed the preparation of first version by March 2009. The committee members were composed of utilities such as TEPCO, KEPCO and JAPC, vendors such as Toshiba, Hitachi-GE Nuclear Energy (HGENE) and Mitsubishi Heavy Industries (MHI), universities, research institutes such as former JAERI and CRIEPI, and technical support organization (TSO) for regulatory body such as former JNES. The 1st THS-RM was designed for both of existing LWRs and new LWRs under development at that time. Main objectives were to make improvement into safety and economy of existing LWRs including power uprate, to develop new LWRs with improved safety features and economy, and to facilitate subjects common to existing and new LWRs such as development of advanced safety analysis methods, severe accident, fire, etc. Outline of the 1st THS-RM was explained at the NTHAS7 Keynote Lecture “Roadmap on Thermal-Hydraulics and Safety of AESJ” (2010).

After the establishment of the 1st THS-RM, a “rolling” activity to revise according to the relevant technology development was started via follow-on discussion in the AESJ Thermal Hydraulics (TH) Subcommittee. Whole tasks were divided into three such as severe accident, plant improvement technology and scaling being pursued by the three sub-working groups (SWG). Matching between “seeds” from universities and research institutes and “needs” from utilities & vendors was then recognized as one of the most important strategy for the manpower development, thus to promote R&D capabilities. During the course of revision activity, the Fukushima Daiichi LWR accident occurred in 2011 and made us convinced that the assurance and continuous improvement of safety should be the first priority. We then restarted the discussion towards the promotion of safety based on the defense-in-depth strategy and against natural hazards including natural disasters such as flooding including tsunami, high wind including typhoon and tornadoes, and fires on- and off-site. A technical map was thereafter established by 2013 through the effort by “severe accident” SWG.

Currently, the revision of the THS-RM is underway by two SWGs for “safety assessment” and “fundamental technology”. The “safety assessment” SWG pursues development of computer codes for reactor design, safety assessment, CFD with discussions on model V&V and scaling. The “fundamental technology” SWG pursues safety improvement and risk reduction via accident management (AM) measures. In both SWGs, phenomena and components for counter-measures and/or proper prediction are identified by going through severe accident scenario in both reactor and spent-fuel pool of PWR and BWR. Several important technology development subjects, such as core catcher and passive containment cooling system (PCCS), have been identified. Then, a number of work description sheets for each of identified and selected subjects suitable as the RM items. External hazards are also considered by both SWGs through the subject identification process.

In the keynote lecture, a current status of the THS-RM under revision is summarized with several examples, and future perspectives are to be discussed.

(6) 日本原子力学会 2014 年秋の大会 (京都大学、2014 年 9 月 8～10 日)

熱流動部会セッション、TN07 - 09

**軽水炉の安全向上に向けた熱水カロードマップの改訂について**

- (1) 熱水カロードマップの概要 (JAEA) 中村秀夫
- (2) 基盤技術 SWG : 今後の軽水炉の安全性向上に資する技術の検討 (東芝) 新井健司、及川弘秀
- (3) 安全評価 SWG : 軽水炉の事故時挙動を高い信頼性で評価する解析手法の検討 (原子力規制庁) 工藤義朗、森井 正

(7) 日本原子力学会 2013 年秋の大会 (八戸工業大学、2013 年 9 月 3～5 日)

熱流動部会セッション、TN09

**軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について**

- (1) シビアアクシデント時の事象推移と熱流体挙動 (筑波大学) 阿部豊
- (2) 炉内炉心損傷挙動 (JNES) 深沢正憲
- (3) 水素挙動 (日立GEニュークリア・エナジー) 藤井正
- (4) 高圧融体放出／格納容器直接加熱／格納容器機密性維持 (三菱重工) 千歳敬子
- (5) 溶融炉心・コンクリート相互作用／溶融炉心冷却ないし保持 (東芝) 濱崎亮一
- (6) 溶融炉心・冷却材相互作用／ソースターム (JAEA) 丸山結

### 付録3 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応

経済産業省・資源エネルギー庁 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(WG)は、日本原子力学会の「安全対策高度化技術検討」特別専門委員会との協力により、軽水炉安全技術・人材ロードマップ(RM)を2015年6月16日に策定し、同RMは次のURDへ公開された。:

[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/report\\_002.html](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/report_002.html)

日本原子力学会の「安全対策高度化技術検討」特別専門委員会は、個別の技術課題に対する調査票を含む活動の報告を、次のURLにより行った。:

[http://www.aesj.net/sp\\_committee/com\\_koudoka](http://www.aesj.net/sp_committee/com_koudoka)

同RMについては、2016年度に日本原子力学会「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会が「安全対策高度化技術検討」特別専門委員会の活動を引き継ぎ、最初のローリングが行われた。: [http://www.aesj.net/sp\\_committee/com\\_lwrroadmap](http://www.aesj.net/sp_committee/com_lwrroadmap)

同RMの改訂版(平成29年3月改訂)は、同年3月24日に自主的安全性向上・技術・人材WGのHPに公開された。: <http://www.meti.go.jp/report/whitepaper/data/20170324001.html>

なお、日本原子力学会の報告書および課題調査票は、日本原子力学会「軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用」研究専門委員会のHPより公開されている。

[http://www.aesj.net/sp\\_committee/com\\_lwrroadmap](http://www.aesj.net/sp_committee/com_lwrroadmap)

日本原子力学会 熱流動部会では、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2015(改訂版)の策定過程より同RMの策定の議論に加わって内容の連携を図ってきている。

本「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2017(熱水力RM2017)」では、その対応をより明確に示すために、技術課題の対応表を本付録3に新たに掲載する。

今後も熱水力RMでは相互の連携を考慮しつつ、ローリングにおいては分野の技術課題に係る課題と方向性を的確にとらえ、軽水炉の安全性向上に向けた具体的技術課題の検討と実施を目指す。

---

#### 軽水炉安全技術・人材 RM の位置付け (抜粋)

- 原子力小委員会より要請を受けた自主的安全性向上・技術・人材WGによる国民視点からの課題提示と、日本原子力学会の英知を結集した課題解決策とロードマップの素案の提示というキャッチボールを通じて、軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定を進める。
- ロードマップ化される取組は、①技術開発及び②それを実現するために必要な人材の確保・配置に着目した人材育成とする。
- 本ロードマップの対象となる技術は、原子力発電所の安全かつ円滑な廃炉(東京電力福島第一原子力発電所の廃炉を除く)を含む軽水炉の安全性向上に資するものとする。

ロードマップの策定にあたって自主的安全性向上・技術・人材 WG は学会へ、基本的考え方、下記

の「ロードマップ対象項目の課題別区分(8項目)」、時間軸設定方針を提示している。

- ① 既設の軽水炉等のリスク情報の利活用の高度化  
(確率論的リスク評価、クリフエッジの特定、マネジメントにおける Performance Indicator の活用、他の社会的リスクとの客観的比較に基づく原子力リスクの捉え方、リスク情報の実機への適用、リスク情報を踏まえた適切な優先順位付けに基づく安全対策の強化 等)
- ② 既設の軽水炉等の事故発生リスクの低減  
(設計上の安全性を高める方策および経年劣化対策、事故発生時の制御性を高める設計概念の導入)
- ③ 事故発生時のサイト内の被害拡大防止方策
- ④ 事故発生時のサイト外の被害極小化方策
- ⑤ 既設炉の廃炉の安全な実施
- ⑥ 核不拡散・核セキュリティ対策
- ⑦ 従来の発想を超える、軽水炉に適用可能な革新的技術開発
- ⑧ 軽水炉の安全な持続的利用のために必要な人材の維持・発展  
(上記①～⑦のロードマップ及び原子力を取り巻く社会情勢等と整合的なものとする)

日本原子力学会の安全対策高度化技術検討特別専門委員会ではこれらの要請に基づき、まず社会的要請・ニーズの体系化が図られ、リスクマネジメント力の向上や安全基盤の継続的強化など5本の「課題検討の柱」および短・中・長期の「各マイルストーンでの標語と対応した目指す姿」が検討された。さらに、これらの実現に必要な課題の抽出、課題全体の俯瞰と課題の重要度に基づく優先順位付け、さらにその評価が行われた。また、策定後のローリングの考え方も、併せて提示された。

平成28年度のローリングの実施に際しては、次の考え方が示された。

- 平成27年6月に取りまとめられた「軽水炉安全技術・人材RM」においても指摘されているとおり、本ロードマップの取組については、継続的な「ローリング」のプロセスが非常に重要である。こうした認識の下、日本原子力学会において、自主的安全性向上・技術・人材 WG からの指摘も踏まえつつ、本ロードマップのローリングを実施し、その結果を踏まえ、「軽水炉安全技術・人材RM」(平成29年2月改訂)を取りまとめた。
- 本ロードマップについては、今後も見直しが見られることになるが、その見直しの過程も、本WGを通じて、国民に分かりやすい形で広く共有していく。また、関係者(関係省庁、研究機関、産業界等)においては、自発的に本RMに従って行動し、その実効性を確保するよう取り組むことを期待する。

表 付3-1 技術課題の対応表

◎： 資工庁 RM に具体的項目として挙げられている項目    ○： 項目の一部に含まれる項目、または明記されていないが当然含まれると考えられる項目

資工庁RM			熱水力RM / 基盤技術 (2.4.1章 参照)													安全評価 (2.4.2章 参照)				
ID	課題調査票題目	評価	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	外的 事象	①	②	③	④
S106_c03	地震、津波以外の外的事象が及ぼすリスク早期把握と継続検討項目の抽出	◎														○				
S106_c04	原子カプラントを対象とした津波に対する安全性評価・安全性確保技術の構築(耐津波工学の体系化)	◎														○				
S106_c05	リスク評価に用いる地震影響評価技術の構築(断層変位、斜面崩壊等のリスク評価も含む)	◎														○				
S106_c07	外部事象を考慮した運用管理(発生予測技術、影響評価技術等)	○														○				
S110_c10	外的事象(自然現象など)に関する新知見の継続的取り組みの枠組み実現	○														○				
S110M106L103_d02	・福島第一事故を踏まえた外的事象に関連するIAEA基準等策定への参画 ・外的事象に関連するIAEA基準等策定への貢献 ・外的事象に関連するIAEA基準等策定の主導	○														○				
S111_d11-1	最終ヒートシンクの多様化と高機能化	○					◎	◎			◎	○*1	○*1		◎					
S111_d11-2	SA時計装、SA対応設備の多様化と高度化及び設備の設計技術	◎												◎						
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	◎					◎				○	○*2			◎					
S111M107_d09	使用済燃料の安全評価技術の高度化																			◎
S111M107_d17-1	炉心・熱水力設計評価技術の高度化	◎	○			○*3											○	○	○	○
S111M107_d18-1	燃料の信頼性向上と高度化	◎	○			○*3											○	○		○
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)	◎															○			
S111M107L103_d42	システム・構造・機器(SSC)の信頼性向上と高度化	◎		◎			◎	◎	◎	◎*4	○		○*1	◎						
S111M107L104_d10	レジリエンスを強化した世界標準の軽水炉設計の構築	◎		◎			◎	◎	◎		◎			○			◎	◎	◎	
S112M107_d08	安全解析手法の高度化	◎	○		○*5	○	○*6							○			◎	◎	◎	◎
M104L103_c06	低頻度外的事象の知見に関する ・ 不確定性低減への継続的寄与 ・ 不確定性低減研究継続	◎														○				
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	○				◎														
L103_d16	外的事象によるプラント全体リスクを極小化する設計技術・維持管理法開発	◎														◎				

\*1 ヨウ素やエアロゾル除去、フィルタベントの活用方法などの内容で、流動関係は明記無し。  
\*2 ソースターム低減対策などとして言及有り。  
\*3 資工庁 RM に高度化燃料の熱水力試験への言及があり、SiC 燃料も高度化燃料の一部と考えれば含まれる。

\*4 PWRのRCPシールについて言及有り。格納容器などの他のシールについては直接的な記述無し。  
\*5 直接的な記載は無いが、安全解析手法に組み込むべき項目と広くとられれば含まれる。  
\*6 熔融炉心冷却は過酷事故解析で当然扱うと考えれば関連強い。

# 軽水炉安全技術・人材ロードマップ



平成27年6月(平成29年3月改訂)

自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ  
日本原子力学会 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

## 1. はじめに

- 平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」では、原子力発電に関し、以下のような方針が示された。
  - 原発依存度については、省エネルギー・再生可能エネルギーの導入や火力発電所の効率化などにより、可能な限り低減させる。
  - 原子力は、燃料投入量に対するエネルギー出力が圧倒的に大きく、数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の準国産エネルギー源として、優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もないことから、安全性の確保を大前提に、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である。
  - いかなる事情よりも安全性を全てに優先させ、国民の懸念の解消に全力を挙げる前提の下、原子力発電所の安全性については、原子力規制委員会の専門的な判断に委ね、原子力規制委員会により世界で最も厳しい水準の規制基準に適合すると認められた場合には、その判断を尊重し原子力発電所の再稼働を進める。
  - 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉や、今後増えていく古い原子力発電所の廃炉を安全かつ円滑に進めていくためにも、高いレベルの原子力技術・人材を維持・発展することが必要である。
- 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループは、総合資源エネルギー調査会 原子力小委員会より、東京電力福島第一原子力発電所以外の廃炉を含めた軽水炉の安全技術・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安全技術・人材に関するロードマップを策定するよう要請を受け、軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定に向けた検討を実施した。

## 1. はじめに

<軽水炉安全技術・人材ロードマップの検討の前提>

1. 軽水炉安全技術・人材ロードマップは、エネルギー基本計画で示された方針に沿った原子力利用のあり方を前提に、我が国の軽水炉の安全性向上を効率的に実現する技術開発及び人材育成の将来に向けた道筋を示すものである。
2. このため、今後、原子力利用のあり方に関わる政策方針の決定・変更等があった場合には、それを踏まえて適時見直しが行われる。

2

## 2. 背景 ～軽水炉安全技術・人材ロードマップの必要性と役割～

- 軽水炉が我が国に導入されてから今日に至るまで、学会、国、電気事業者、メーカー、研究機関等において、安全性向上に向けた研究開発や人材育成は絶え間なく続けられてきた。しかしながら、それらの取組が真に安全性向上に資する形で進められているのか、特に国費を用いて行われる取組が真に必要なものなのか、といった点について、国民や立地自治体等のステークホルダーによる適切なガバナンス（国民や立地自治体等のステークホルダーが、軽水炉安全に係る研究開発や人材育成が科学的に効果的な形で継続的に進められているかどうかを確認し、その確認の下で専門家による切磋琢磨が継続的に進められていくこと）の下にあったとは言い難い。原子力を利用する側には、技術の成熟による慢心や長期的視点からの研究・人材基盤整備の不足等の課題があり、国民や立地自治体等の側も「原子力技術や人材育成という課題は、専門的で理解できない」といった距離感を感じている面があったのではないかと。
- 今後とも、再稼働や廃炉を含めて原子力と向き合っていくことが必要であり、原子力安全に対する国民の信頼回復が急務である。そのためには、軽水炉安全に係る研究開発や人材育成が、適切なガバナンスの下で、真に安全性向上に資する形で継続的かつ自主的に進められていくことが確保されなければならない。

(参考) 「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)

3

## 2. 背景 ～軽水炉安全技術・人材ロードマップの必要性と役割～

- そのために、軽水炉安全に係る研究開発や人材育成に携わる者が心がけるべきことは、まず、東京電力福島第一原子力発電所事故が起こる前の状況を反省し、その状況を改善することである。事故前においては、特に、軽水炉システム全体の安全性高度化に向け、いつまでにどのような研究開発を実施するか、誰がどの研究開発を実施するかについて、基礎研究を行う研究機関、機器を開発するメーカー、実際に技術を活用する原子力事業者、規制高度化を進める規制当局等の関係者で認識が共有されてこなかった。このため、学会、国、電気事業者、メーカー、研究機関等関係者間の役割分担を明確化し、我が国全体として重畳を排して真に軽水炉の安全性向上に繋がる取組を実現するための共通の枠組みとなるロードマップを策定する必要がある。
- その上で、当該ロードマップ策定が適切なガバナンスの下で行われるためには、まずロードマップ策定に携わる専門家同士の馴れ合いを排し、明確な優先順位付けがなされる形で策定が行われるとともに、その結果が広く国内外の専門家に提示され、彼らからの批判を踏まえて常に見直しが行われていく「ローリング」のプロセスが必要である。馴れ合いを排した優先順位付け、国内外の幅広い専門家による批判、それを受けた改善というプロセスの実践こそが、国民や立地自治体等の中に「ロードマップが真に安全性向上に資するもの」であるとの認識を育み、原子力安全に対する信頼を回復することに繋がる。

4

## 2. 背景 ～軽水炉安全技術・人材ロードマップの必要性と役割～

- こうした問題意識の下、総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会の下に「自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」が設置され、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループによる国民視点からの課題提示と、日本原子力学会の英知を結集した課題解決策とロードマップの素案の提示というキャッチボールを通じて、軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定が行われることとなった。本ロードマップの検討開始に際しては、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループにより「軽水炉安全技術・人材ロードマップ策定の基本方針」が策定され、その中で国民視点に基づく8つの課題別区分(以下「ロードマップ対象項目の課題別区分」参照)が提示された。

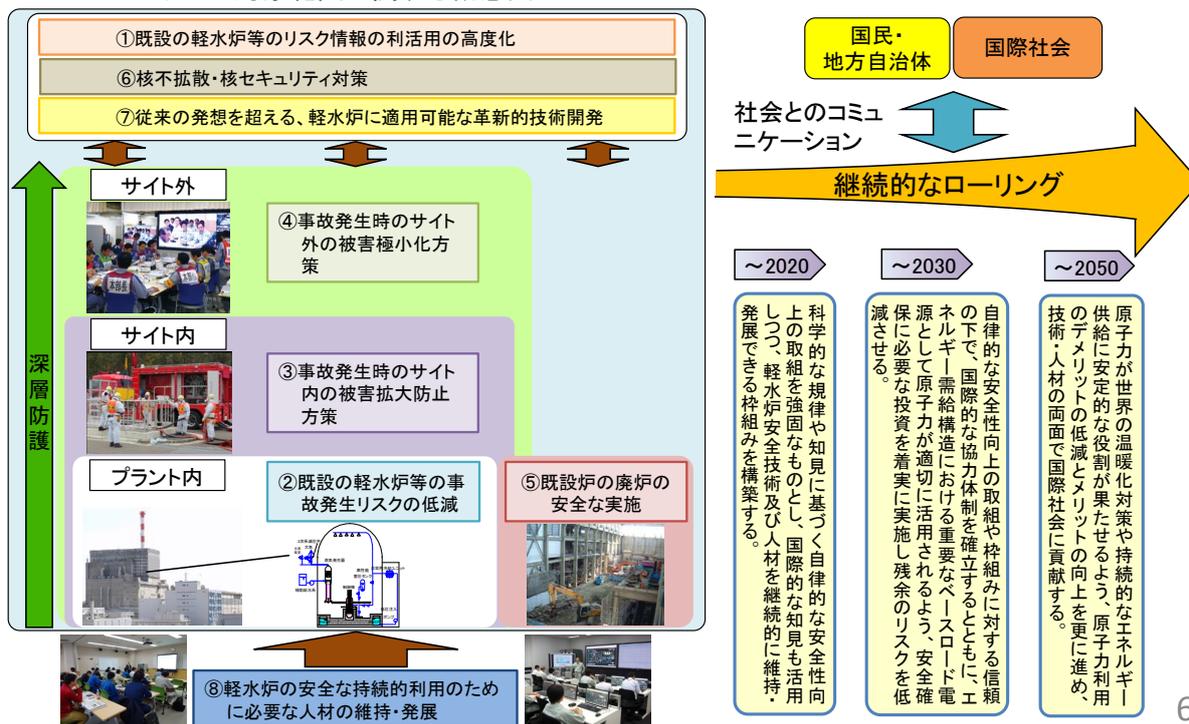
### <ロードマップ対象項目の課題別区分>

- ① 既設の軽水炉等のリスク情報の利活用的高度化（確率論的リスク評価、クリフエッジの特定、マネジメントにおけるPerformance Indicatorの活用、他の社会的リスクとの客観的比較に基づく原子力リスクの捉え方、リスク情報の実機への適用、リスク情報を踏まえた適切な優先順位付けに基づく安全対策の強化 等）
- ② 既設の軽水炉等の事故発生リスクの低減（設計上の安全性を高める方策および経年劣化対策、事故発生時の制御性を高める設計概念の導入）
- ③ 事故発生時のサイト内の被害拡大防止方策
- ④ 事故発生時のサイト外の被害極小化方策
- ⑤ 既設炉の廃炉の安全な実施
- ⑥ 核不拡散・核セキュリティ対策
- ⑦ 従来の発想を超える、軽水炉に適用可能な革新的技術開発
- ⑧ 軽水炉の安全な持続的利用のために必要な人材の維持・発展(上記①～⑦のロードマップ及び原子力を取り巻く社会情勢等と整合的なものとする)

5

## 2. 背景 ～軽水炉安全技術・人材ロードマップの必要性と役割～

＜ロードマップの対象範囲に関する概念図＞



6

## 2. 背景 ～日本原子力学会とのキャッチボールを通じたロードマップの策定～

- 日本原子力学会においては、軽水炉安全に係る取組に携わる多くの研究者及び技術者の参画の下、軽水炉の安全性向上に必要な課題を白地から慎重に抽出することにより、軽水炉安全に係る課題の全体像を把握することのできる「ロードマップ俯瞰図」を作成した。さらに、真に原子力安全の向上に資する取組から順に実施していくことの重要性に鑑み、国内外の専門家からの批判を恐れず、「評価軸」を活用した要素課題（「ロードマップ俯瞰図」に記載された課題の解決に必要な技術開発及び人材育成の各取組を適切なまとまり毎に分類したもの）の客観的な評価を通じて、各要素課題に対して明確な優先順位付けがなされたロードマップの素案を作成した。
- 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループにおいては、大学、研究機関等を中心とする有識者を委員とし、文部科学省、原子力リスク研究センター、原子力安全推進協会、日本原子力研究開発機構、日本原子力産業協会をオブザーバーとして、軽水炉安全に係る全てのステークホルダーの参加の下、平成26年9月24日から平成27年5月27日にかけて活発な議論が行われ、平成27年6月、本ワーキンググループと日本原子力学会のキャッチボールを通じて、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が取りまとめられた。
- なお、本ワーキンググループにおいては、本ロードマップの策定に当たり、海外有識者をプレゼンターとして迎え、国外の知見を積極的に取り込むとともに、本ロードマップを規制当局との間で利益相反を排した効果的なコミュニケーションツールとして位置づけるべきとの観点から、原子力規制庁からプレゼンターを迎える等、多様なステークホルダーの参加の下で議論が行われた。

7

## 2. 背景 ～ロードマップのローリングの実施～

- 平成27年6月に取りまとめられた「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」においても指摘されているとおり、本ロードマップの取組については、継続的な「ローリング」のプロセスが非常に重要である。こうした認識の下、日本原子力学会において、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループからの指摘も踏まえつつ、本ロードマップのローリングを実施し、その結果を踏まえ、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」(平成29年3月改訂)を取りまとめた。
- 本ロードマップについては、今後も見直しが実施されることになるが、その見直しの過程も、本ワーキンググループを通じて、国民に分かりやすい形で広く共有していく。また、関係者(関係省庁、研究機関、産業界等)においては、自発的に本ロードマップに従って行動し、その実効性を確保するよう取り組むことを期待する。

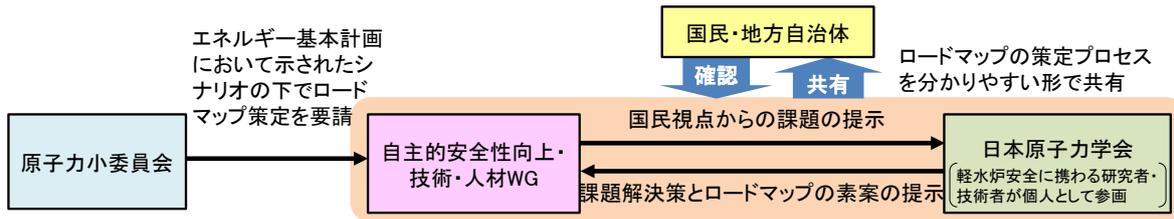
8

# I . 軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定の 枠組みと継続的なローリングの仕組み

### 3. 軽水炉安全技術・人材ロードマップとは

- 原子力小委員会より要請を受けた自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループによる国民視点からの課題提示と、日本原子力学会の英知を結集した課題解決策とロードマップの素案の提示というキャッチボールを通じて、軽水炉安全技術・人材ロードマップを策定した。
- ロードマップ化される取組は、①技術開発及び②それを実現するために必要な人材の確保・配置に着目した人材育成とする。
- 本ロードマップの対象となる技術は、原子力発電所の安全かつ円滑な廃炉を含む軽水炉の安全性向上に資するもの(注)とする。

#### <軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定体制>



(注)「地層処分基盤研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】」の対象とされている放射性廃棄物の処分に関するものや、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に関するものは、国民に見える形で示された他のロードマップに含まれるため、本ロードマップの対象から除く

10

### 4. 軽水炉安全技術・人材ロードマップに期待する機能

- 本ロードマップの機能は、以下の2つとする。
  - 既存の軽水炉の安全性向上を我が国として効率的に実現する技術開発及び人材育成の将来に向けた道筋を描くこと(将来建設する可能性があるものを含む)
  - 真に関係者(関係省庁、研究機関、産業界等)間で技術開発や人材育成に重畳を排して取り組む道筋を示すものとして、国民に分かりやすい形で広く共有すること
- 本ロードマップの策定に当たっては、今後、政策方針の決定・変更等があった場合にローリングを行う前提の下、エネルギー基本計画において示されたシナリオの下で、「各マイルストーンにおける目指す姿」及びその「標語」を設定し、将来のあるべき姿から今後行うべき取組の計画を立てることにより、技術開発及び人材育成のロードマップを描くこととした。
- なお、本ロードマップについては、国民に分かりやすい形で広く共有されるとともに、そのことにより関係者(関係省庁、研究機関、産業界等)が自発的に本ロードマップに従って行動し、その実効性が確保されることを期待する。経済産業省は、本ロードマップで示された重要度や優先度に基づき、軽水炉安全に係る予算措置等を進めていく。

11

## 5. 将来の原子力利用の姿との関係について

- 平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」で示された以下のような内容を前提とする。
  - 原発依存度については、省エネルギー・再生可能エネルギーの導入や火力発電所の効率化などにより、可能な限り低減させる。
  - 原子力は、燃料投入量に対するエネルギー出力が圧倒的に大きく、数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の準国産エネルギー源として、優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もないことから、安全性の確保を大前提に、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である。
  - いかなる事情よりも安全性を全てに優先させ、国民の懸念の解消に全力を挙げる前提の下、原子力発電所の安全性については、原子力規制委員会の専門的な判断に委ね、原子力規制委員会により世界で最も厳しい水準の規制基準に適合すると認められた場合には、その判断を尊重し原子力発電所の再稼働を進める。
  - 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉や、今後増えていく古い原子力発電所の廃炉を安全かつ円滑に進めていくためにも、高いレベルの原子力技術・人材を維持・発展することが必要である。
- 技術の成熟度が高く、かつ、追加的な取組が将来の原子力の利用量に直結するような技術(実用化に至るまでにクリアすべき課題が少なく、かつ、新規規制基準対応のみを目的とした技術開発等)については、本ロードマップの対象から除外する。
- 本ロードマップは、今後、エネルギーミックスの策定等の政策方針の明確化、再稼働の進展等の軽水炉安全技術を取り巻く環境の変化等を踏まえ、常に見直されていく(「ローリング」されていく)ものとして位置づける。
- その前提の下、将来のあるべき姿から今後行うべき取組の計画を立てることにより、重畳を排した効率的な技術開発や人材育成を実現するため、「各マイルストーンにおける目指す姿」及びその「標語」を設定する。

12

## 6. 各マイルストーンにおける目指す姿とその標語

	標語	各マイルストーンにおける目指す姿
適宜ローリング ~2050年 Stage3 (長期)	原子力が世界の温暖化対策や持続的なエネルギー供給に安定的な役割が果たせるよう、原子力利用のデメリットの低減とメリットの向上を更に進め、技術・人材の両面で国際社会に貢献する。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 事故やトラブルに伴う放射能の環境放出や被ばくに係るリスクの低減に係る革新的技術開発が進み、最新知見・技術を反映した国際的な安全基準や標準の下で、温室効果ガス排出削減効果が大きく、安全で安定的な主要電源として多くの国々に期待されるよう、技術・人材の両面で国際社会に貢献している。</li> <li>2. 放射性廃棄物の減容化・有害度低減に係る技術開発が進み、将来世代の当該課題リスク低減の見通しが得られている。</li> <li>3. 原子力安全の技術や知識レベルが世界的に向上し、常に最新知見が国際的に共有・活用される中、わが国が国際的な原子力安全をけん引している。</li> </ol>
適宜ローリング ~2030年 Stage2 (中期)	自律的な安全性向上の取組や枠組みに対する信頼の下で、国際的な協力体制を確立するとともに、エネルギー需給構造における重要なベースロード電源として原子力が適切に活用されるよう、安全確保に必要な投資を着実に実施し残余のリスクを低減させる。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 良好なコミュニケーションで培われた国民の信頼の下で、安定的なエネルギー源として原子力発電を利用するに足る安全確保に必要な投資が着実かつ継続的に実施されている。</li> <li>2. 安全性向上に資する技術やマネジメント対応要件の一部を設計に取り込むことで、事故発生リスクを飛躍的に低減させる知見の獲得や、革新的な技術開発への取組が継続的になされている。</li> <li>3. 原子力利用国が増加した中、国際機関において他国をリードする人材と技術レベルを伴って、国際協力の枠組みの下での活動を通じて原子力安全に貢献している。</li> </ol>
適宜ローリング ~2020年 Stage1 (短期)	科学的な規律や知見に基づく自律的な安全性向上の取組を強固なものとし、国際的な知見も活用しつつ、軽水炉安全技術及び人材を継続的に維持・発展できる枠組みを構築する。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 科学的な規律や知見に基づき、深層防護を踏まえた自主的安全性および信頼性の向上の取組が進むとともに、これらに対して、国民目線でのリスクの開示と対話が円滑になされている。</li> <li>2. 事業者の新規制基準への対応が完了し、自主的安全性向上の取組が定着化して、規制と事業者の間で更に安全性向上を促すより良い関係構築がなされる。</li> <li>3. 防災支援体制が拡充・高度化され、放射線からの人と環境への防護のみならず、自然災害防止への取組との調和がなされている。</li> <li>4. 研究機関、産業界、関係省庁等の参画の下、本ロードマップの継続的なローリングが行われ、各々が自発的に本ロードマップに従って行動することで、自律的な安全性向上の取組を律する共通の枠組みとして、本ロードマップの実効性が確保されている。</li> <li>5. 電気事業者のみならず、日本原子力学会、原子力リスク研究センター、原子力安全推進協会、メーカー、関係省庁等において、軽水炉安全技術に関する科学的な規律や知見がより確かなものとなり、適切なガバナンスの枠組みの下で軽水炉安全技術及び人材を継続的に維持・発展できる仕組みが構築されている。</li> </ol>

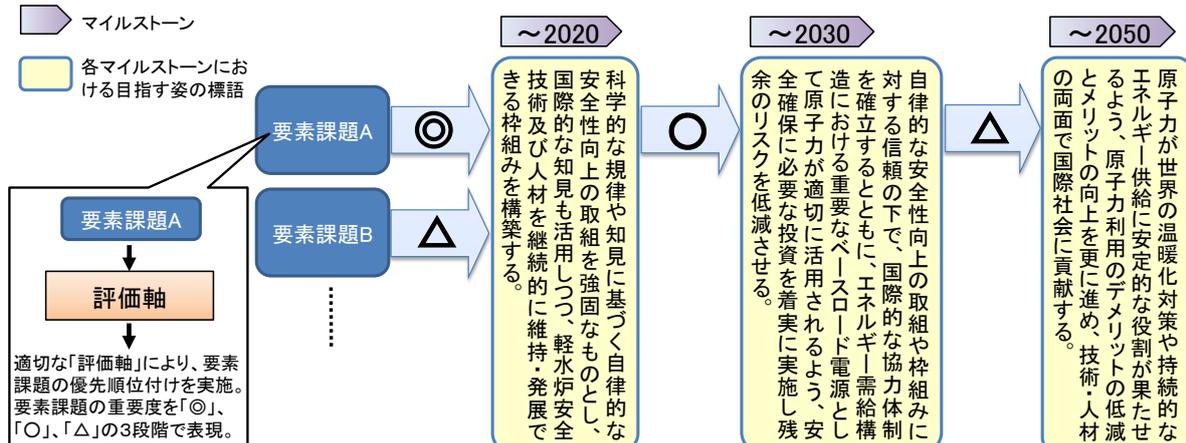
(注) 将来のあるべき姿から今後行うべき取組の計画を立てることにより、重畳を排した効率的な技術開発や人材育成を実現するため、日本原子力学会が「各マイルストーンにおける目指す姿」を設定し、それを幅広い関係者間で共有するために、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループが、短い言葉で表現される「標語」を設定した。

13

## 7. 課題着手時期や優先度を評価した上でのロードマップ策定

- これまで我が国においては、優先順位付けや取捨選択が適切に行われず、各研究者の興味に基づき研究が積み上げられ、国を含む研究開発主体による適切な評価や主体的なコミットメントも行われない中で、研究テーマの設定が行われてきた。本ロードマップにおいては、「評価軸」(「9. 要素課題の重要度に基づく優先順位付けの評価方法」参照)に基づき、真に我が国の軽水炉安全に資する技術開発と人材育成に集中し、効率的にそれを実現する。
- 定期的なローリングの過程で、個別の技術開発や人材育成の進め方についても見直しを行っていく。

＜軽水炉安全技術・人材ロードマップの完成イメージ＞



(注) 要素課題:「ロードマップ俯瞰図」に記載された課題の構成要素であり、課題の解決に必要な技術開発及び人材育成の各取組を適切なまとまり毎に分類したもの。

14

## 8. ロードマップにおける課題の選定方法

- ロードマップの対象となる課題の選定に際しては、軽水炉の安全性に対する国民の信頼回復を最優先すべきとの問題意識の下、まず、これまで実施されてきた各種社会調査(具体例は後述)の結果を日本原子力学会が改めて分析し直すことにより、軽水炉安全に対する社会的要請を抽出した。その上で、日本原子力学会員から専門性や所属組織等を踏まえてバランス良く選出された安全対策高度化技術検討特別専門委員会における検討を通じて、抽出された社会的要請に応えるために乗り越えるべき課題を網羅的に洗い出した。
- 2020年、2030年、2050年に設定された各マイルストーンにおいて目指す姿を達成するために、各課題をいつまでに解決しなければならないかを検討した。その際、
  - ①各課題の解決に向けた取組が現時点でどこまで進められているか
  - ②各課題の解決に向けて、具体的にはどのような取組が必要になるかを考慮しつつも、技術開発や人材育成の実施者が、技術的に最短で課題を解決すべく努力するとの前提の下で、各課題の解決時期を設定した。
- その上で、各課題を解決時期に応じて、時間軸に沿って並び替え、軽水炉安全に係る課題の全体像を把握することのできる「ロードマップ俯瞰図」を作成した。また、課題の解決に必要な技術開発及び人材育成の各取組を適切なまとまり毎に分類して「要素課題」とし、課題調査票の形でまとめた。各課題調査票には、各取組の実施者や資金提供者として、どの主体が適切であるかについても記載した。
- ロードマップ俯瞰図に位置づけられた課題を構成する要素課題を、その解決により期待される効果に応じて、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループにより提示された8つの課題別区分に割り当てた。
- 8つの課題別区分に割り当てられた要素課題の「重要度」を、適切な「評価軸」を用いて評価し、各要素課題に対して明確な優先順位を付けた形でロードマップを作成した。

15

## 8. ロードマップにおける課題の選定方法

＜社会的要請を分析するために日本原子力学会が活用した社会調査の例＞

### ● エネルギー・環境の選択肢に関する討論型世論調査

実施主体：エネルギー・環境の選択肢に関する討論型世論調査実行委員会  
 実施時期：2012年7月上旬～8月上旬  
 調査対象者：無作為抽出による「電話世論調査」(7月7日～22日)で6,849名、その回答者の中から2日間の「討論フォーラム」(8月4日、5日)で286名(男性192名/女性94名)  
 実施目的：政府が2012年8月にエネルギー・環境戦略を決定するために実施する国民的議論の一つとして、政府のエネルギー・環境会議より提示された「エネルギー・環境に関する選択肢」(2012年6月29日)に関する「討論型世論調査」が2012年7月上旬から8月上旬にかけて実施された。

### ● 第7回エネルギーと原子力に関するアンケート

実施主体：日本原子力学会「市民および専門家の意識調査・分析」特別専門委員会  
 実施時期：2014年1月7日～1月27日  
 調査対象者：首都圏 30km 圏内を対象とした割り当て留め置き法。(回収数：500名)  
 実施目的：「エネルギーと原子力に関するアンケート」調査は、エネルギーや原子力に関する世論の動向を学術的に調査・分析するため、継続的かつ定期的に調査することを目的として実施。2006年度から2011年度は日本原子力学会「マスメディア報道と原子力世論に関するデータベース構築と拡充」特別専門委員会が、2012年度以降は日本原子力学会「市民および専門家の意識調査・分析」特別専門委員会が実施。

### ● 原子力防災に関する住民意識調査報告

実施主体：敦賀市  
 実施時期：2013年12月  
 調査対象者：2013年11月22日現在の20歳以上人口から無作為抽出した1400名  
 実施目的：敦賀市民の原子力防災に関する認識や意識及び行動実態等を分析し、今後の原子力防災対策の充実・強化に資することを目的として、福井大学附属国際原子力工学研究所と協同で2013年12月に「原子力防災に関する住民意識調査」を実施。

### ● 原子力発電所の安全強化対策に対する住民の意識調査

実施主体：「原発事故のミティゲーション措置に関する貨幣的調査」研究グループ  
 実施時期：2013年12月13日～12月17日  
 調査対象者：調査代行会社インテージとモニター契約を結ぶ住民7,104名に主旨を説明した上で調査への協力を依頼。(2,938名(有効回答数/依頼数=41.4%))  
 実施目的：住民の安全・安心に資するより良い安全強化対策、及びそれに伴う情報提供など、他の様々な対策の検討に必要な情報を整理することを目的に、2013年12月に全国の原発立地地域の住民を対象にインターネット調査を実施。

16

## 8. ロードマップにおける課題の選定方法

＜日本原子力学会が各種社会調査を改めて分析し直すことにより抽出された社会的要請＞

社会的要請	体系分類
<ul style="list-style-type: none"> <li>リスクの存在を前提とした誠実な対話・情報公開</li> <li>事故発生リスクを可能な限り低減するため、物事の全体を捉え、多様な視点から議論を重ねて、想定外事項を無くしていく継続的な課題検討</li> <li>最新知見を活用できる柔軟な制度・組織の維持と技術伝承</li> </ul>	リスクマネジメント力の向上
<ul style="list-style-type: none"> <li>東京電力福島第一原子力発電所事故対応・廃炉から得られる経験・教訓の共有</li> <li>豊富な運転経験に基づくベストプラクティスの共有・活用</li> <li>継続的な基礎基盤研究や最先端研究による最新知見獲得の長期展望</li> <li>革新的技術導入によりシビアアクシデント発生リスクを極小化した発電炉の実現</li> </ul>	安全基盤の継続的強化
<ul style="list-style-type: none"> <li>東京電力福島第一原子力発電所事故対応の完遂と決して事故を再発させない原子力関係者の強い信念</li> <li>信頼に耐え得る原子力関係者の真摯な姿勢・取り組み</li> <li>リスクの存在を前提とした誠実な対話・情報公開</li> <li>安全確保を大前提とした運転、ならびに原子力防災の確立と継続的な改善</li> <li>エネルギーの安定的な供給への貢献</li> <li>温室効果ガス排出量抑制への貢献</li> </ul>	社会からの信頼と共生
<ul style="list-style-type: none"> <li>東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえての国際標準・規格策定への経験・知見の提供や当該水準を満たした安全対策の国際的な普及への貢献</li> <li>核不拡散・核セキュリティへの貢献</li> <li>温室効果ガス排出量抑制への貢献</li> </ul>	国際協力・国際貢献の推進
<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の減容化・有害度低減による将来世代のリスク低減</li> </ul>	放射性廃棄物処理処分への技術的・社会的取組

17

## 9. 要素課題の重要度に基づく優先順位付けの評価方法(平成28年度)

- (A) 軽水炉の安全性向上の実効性と(B)軽水炉の安全性向上に資する技術・人材の維持・発展における重要度の2つの観点に関する「評価軸」を用いて、産業界及び学术界から選出された12名の評価者が各要素課題を採点。
- 採点結果から得られる各要素課題の「重要度」は、「◎」、「○」、「△」で表される。
- 「評価軸」については、重複する評価項目の見直し、表現の簡素化、採点方法の見直し等の観点から、日本原子力学会が実施するローリングの中で検討が行われる。

- > 各課題を解決時期に応じて、時間軸に沿って並び替えた「ロードマップ俯瞰図」を策定
- > 「ロードマップ俯瞰図」上の課題の解決に必要な技術開発及び人材育成の各取組を適切なまとまり毎に分類した要素課題に対して、概要、具体的な項目、課題として取り上げた根拠、現状分析、期待される効果、他課題との相関、実施の流れ、実施機関、資金担当を記載した「課題調査票」を策定
- > 各要素課題を、その解決により期待される効果に応じて、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループにより提示された8つの課題別区分に分類

↓ 課題が適切に定義できていない、あるいはステークホルダーが不明確なものは、ロードマップには掲載しない

### <評価軸>

- > 各要素課題を(A)と(B)の2つの観点から、それぞれ6点(①~③にそれぞれ2点を配分)で採点。
- > 採点結果から得られる要素課題の「重要度」に基づき、要素課題の優先順位付けを行う。

(A) 軽水炉の安全性向上の実効性 (実効性のある成果が見通せる課題の抽出)	(B) 軽水炉の安全性向上に資する技術・人材の維持・発展における重要度 (中長期的な安全基盤の維持・将来世代のニーズに資する課題の抽出)
①事故の経験を通じて明らかになった課題の解決への寄与度が高い	①原子力分野における多くの主体の共通の基礎基盤となり得る
②課題解決によるリスク低減効果が相対的に高い	②軽水炉安全分野における世界的なブレイクスルーに繋がり得る
③費用対効果が相対的に高い	③魅力的な課題提示により若手人材の獲得・育成に繋がり得る

原子力を取り巻く環境変化や社会的要請等も考慮し、各要素課題の重要度を総合的に評価。

要素課題の優先順位付けがなされた「ロードマップ」

(注) (A)と(B)は、それぞれ各要素課題の「重要度」を、短期的な視点と中長期的な視点から評価する「評価軸」。

(ブランク)

## 10. ロードマップのローリング

- ローリングの作業を、以下の4つに大別する。
  - ①エネルギーミックス等のエネルギー政策の方針の決定・変更や、原子力発電所の再稼働及び廃炉の状況、世界における原子力利用の動向、高速炉等革新炉開発の進展、再処理工場や燃料加工工場の建設などサイクル政策の動向、電力システム改革後の原子力事業環境等、原子力を取り巻く周辺の社会環境や制度的制約等の情勢変化を踏まえた、「マイルストーン」、「各マイルストーンにおける目指す姿」及びその「標語」等の大枠の見直し
  - ②「各マイルストーンにおける目指す姿」をブレイクダウンした指標に基づく技術開発及び人材育成の達成度評価と、その評価結果や①の見直しを踏まえた「評価軸」の見直し
  - ③②で見直された「評価軸」を用いた優先順位付けや取捨選択による取組項目の見直し
  - ④①～③を通じて見直されたロードマップへの改善案等の提示
- 実施時期と実施方法が異なる以下の2種類のローリングを実施する。
  - (a) 政策方針の決定・変更等があった場合のローリング
    - ①と④を自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループが、②と③を日本原子力学会が担い、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループと日本原子力学会とのキャッチボールを通じて全体のローリングを実施する。
  - (b) 技術開発及び人材育成の進捗を踏まえた定期的なローリング
    - ②と③を日本原子力学会が、④を自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループが担い、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループと日本原子力学会とのキャッチボールを通じて全体のローリングを実施する。

19

## 10. ロードマップのローリング

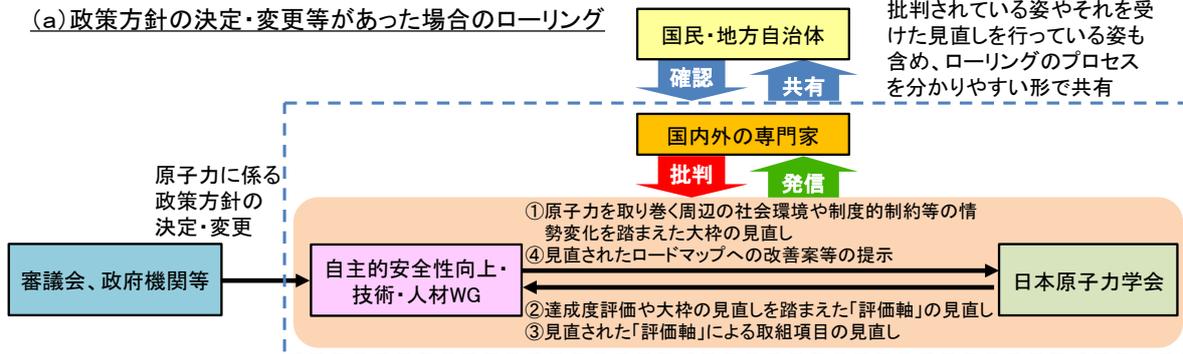
- (a)、(b)のいずれの場合においても、ローリングの過程では、①～④の作業に限らず、ロードマップの改善に向けた必要な検討・見直しを行うこととし、また、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループがロードマップをローリングしていく過程は、国民に分かりやすい形で広く共有する。
- 日本原子力学会が担う②と③の作業においては、ロードマップの素案作成に参画している関係者に加えて、ロードマップに沿って実施された研究開発成果の一次的な利用主体となる関係省庁も、各省庁の予算的な制約条件や国際協力の展開状況をロードマップに反映させる観点から、ローリングに参画するよう求めていく。

20

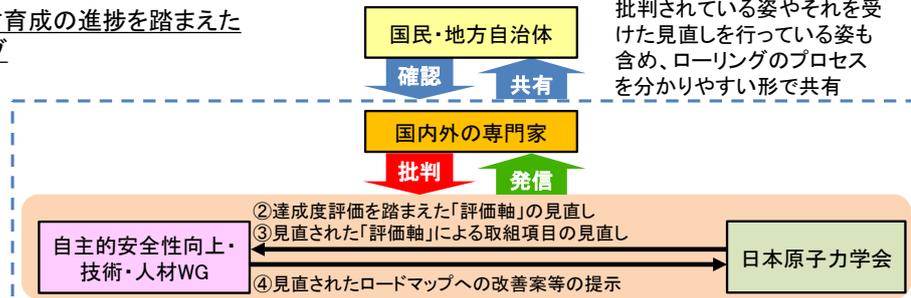
## 10. ロードマップのローリング

### <ローリングの実施体制>

#### (a) 政策方針の決定・変更等があった場合のローリング



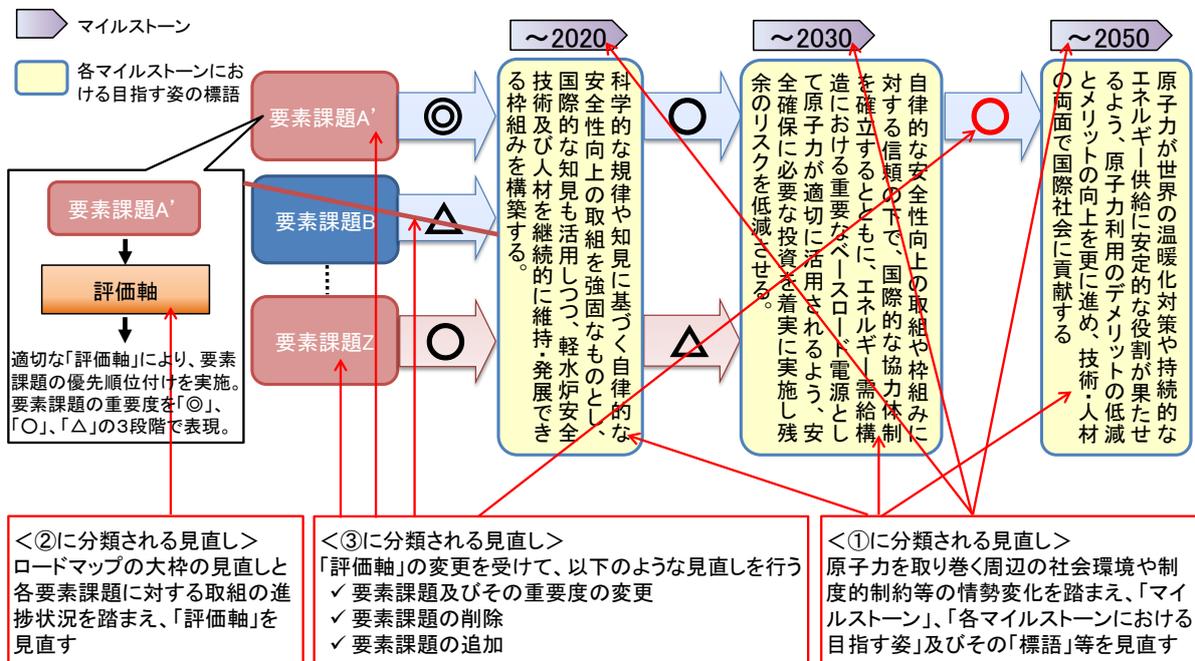
#### (b) 技術開発及び人材育成の進捗を踏まえた定期的なローリング



21

## 10. ロードマップのローリング

### <ローリングの実施イメージ>

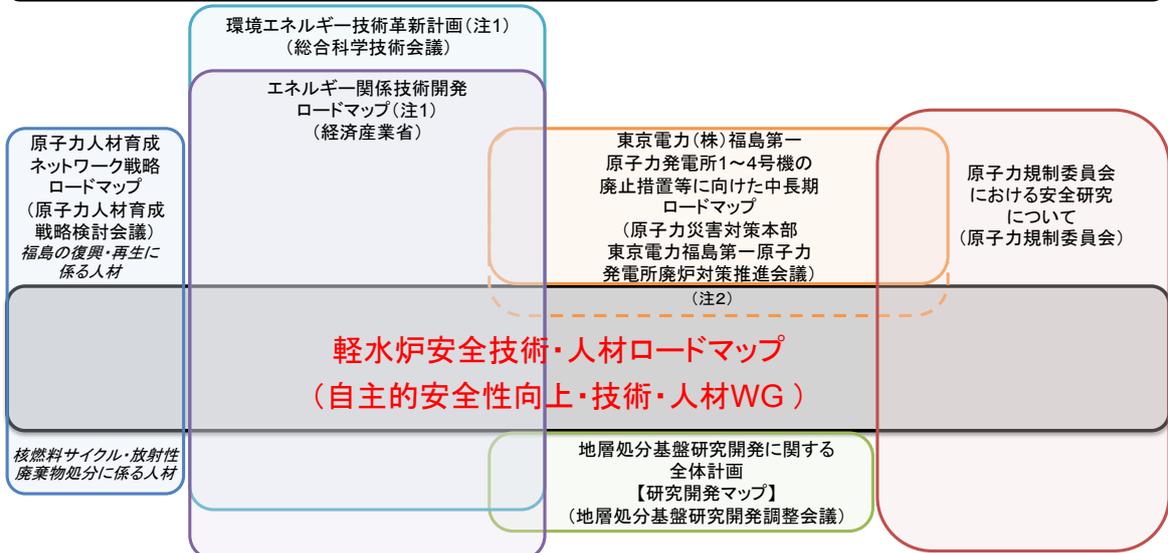


①～④から成るローリングの実施を通じて、今回のロードマップ策定後においてもその機能を担保するものとする。

22

(参考) 我が国の原子力関連技術及び人材に関するロードマップが  
対象とする技術範囲の相関図(平成27年6月時点)

○本相関図は、我が国の原子力関連技術及び人材に関する各ロードマップ等が対象とする技術範囲の重複関係を示す。



(注1)原子力分野以外を含むエネルギー技術開発全般に関するロードマップ

(注2)東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップは、中長期的な視点での人材確保・育成も視野に入れた現場ニーズを踏まえた基礎基盤的な研究開発や、廃止措置に係る人材育成だけでなく、福島第一原子力発電所の事故の経験を踏まえたシビアアクシデント研究の人的育成を図る重要性にも言及されていることから、当該範囲を軽水炉安全技術・人材ロードマップと重複する範囲として点線で記載。

23

(参考) 我が国の原子力関連技術及び人材に関するロードマップが  
対象とする技術範囲の相関図(平成27年6月時点)

<我が国の原子力関連技術及び人材に関するロードマップ>

- ▶ 東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(平成25年6月原子力災害対策本部東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議)  
東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた、汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取出しのような短期の取組と、炉内の融けた燃料の取出しに向けた技術開発等の中長期の取組に係るロードマップ。
- ▶ 地層処分基盤研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】(平成25年3月地層処分基盤研究開発調整会議)  
平成25年度以降の5カ年を対象とした地層処分に関する国の基盤研究開発全体計画。
- ▶ 原子力規制委員会における安全研究について—平成27年度版—(平成27年4月原子力規制委員会)  
規制基準の整備とその適用に必要な技術的知見の取得、個別の技術的判断の根拠となる知見の取得等を目的とした研究の実施を毎年度提示。
- ▶ エネルギー関係技術開発ロードマップ(平成26年12月経済産業省)  
エネルギー基本計画で策定することが明示されたことを受け、エネルギーに関連する技術開発プロジェクト全体を俯瞰したもの。どのような課題の克服が目標とされる取組なのか、開発を実現する時間軸と社会実装化のための方策を合わせて明確にして整理。
- ▶ 環境エネルギー技術革新計画(平成25年9月総合科学技術会議)  
世界の温暖化問題やエネルギー需給の逼迫等の課題の解決に貢献する、革新的技術の着実な開発と普及の具体化を図るために必要な方策を提示した計画。
- ▶ 原子力人材育成ネットワーク戦略ロードマップ(平成26年9月原子力人材育成戦略検討会議)  
人材育成に戦略的に取り組むため、長期的展望のなかで原子力産業界の10年後のあるべき姿を想定し、今後取り組むべき課題について、産官学の役割分担、スケジュールなどを展開したロードマップ。

24

## Ⅱ．軽水炉安全技術・人材ロードマップ (平成29年3月時点)

(注1) 11. ロードマップ俯瞰図と12. ①～⑦中に記載されているStage1(短期)は現時点から2020年まで、Stage2(中期)は2020年から2030年まで、Stage3(長期)は2030年から2050年までの期間を表す。

(注2) 12. ①～⑦のロードマップ中、(S101M101L102\_z01)といった要素課題を識別する英数字、◎○△といった重要度分類を示す記号は、日本原子力学会における検討結果である「要素課題に対する重要度評価の結果」(後掲)より引用。

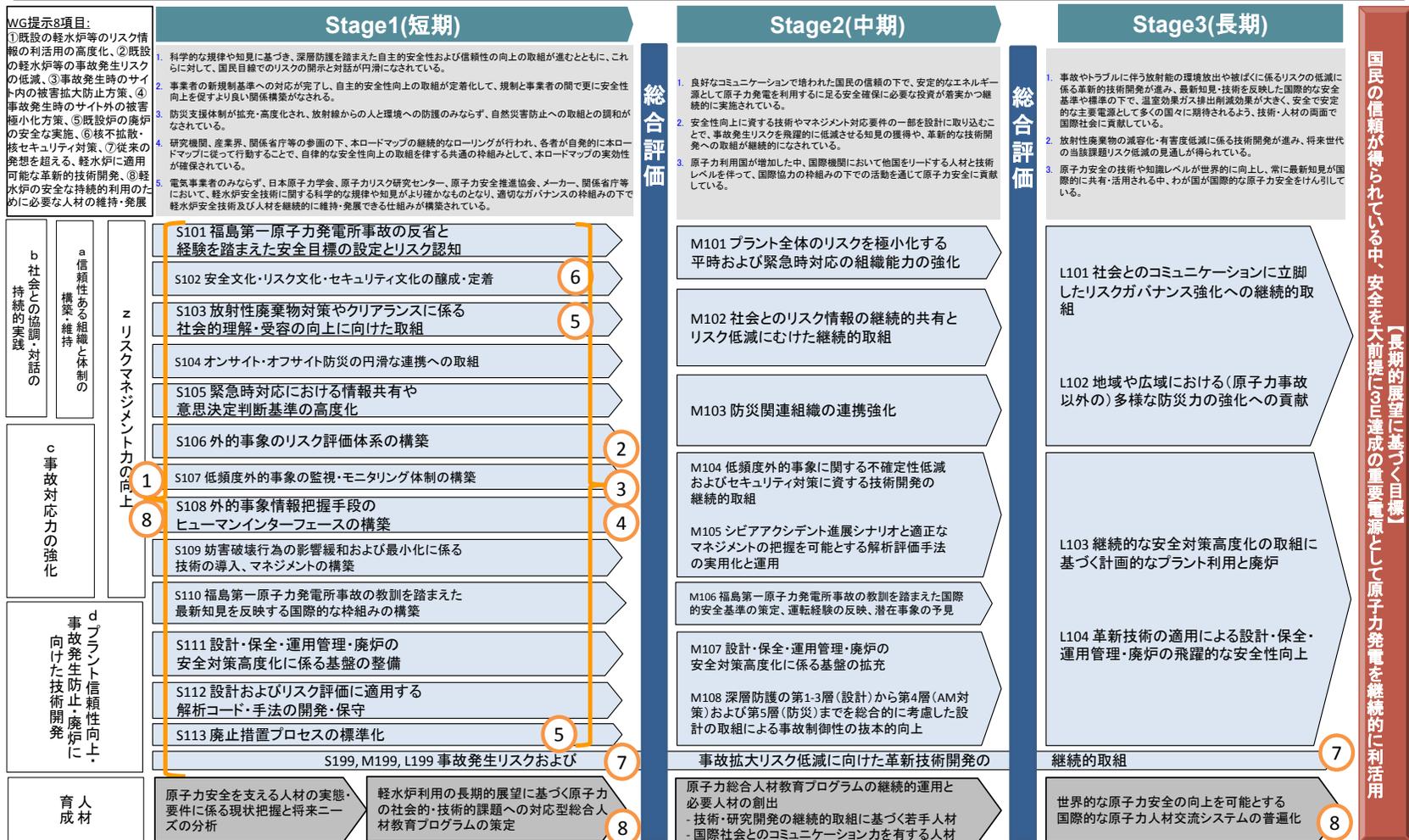
<ロードマップ中の記載例>

1 F事故を踏まえ安全目標の自主的な再設定を行う	S101M101L102_z01	◎
--------------------------	------------------	---

(注3) 各要素課題に関する現状分析、実施機関及び資金担当主体等に関する詳細情報は、日本原子力学会が公開している「課題調査票」を参照。

# 11. ロードマップ俯瞰図

○各課題を解決時期に応じて時間軸に沿って並び替え、軽水炉安全に係る課題の全体像を把握。

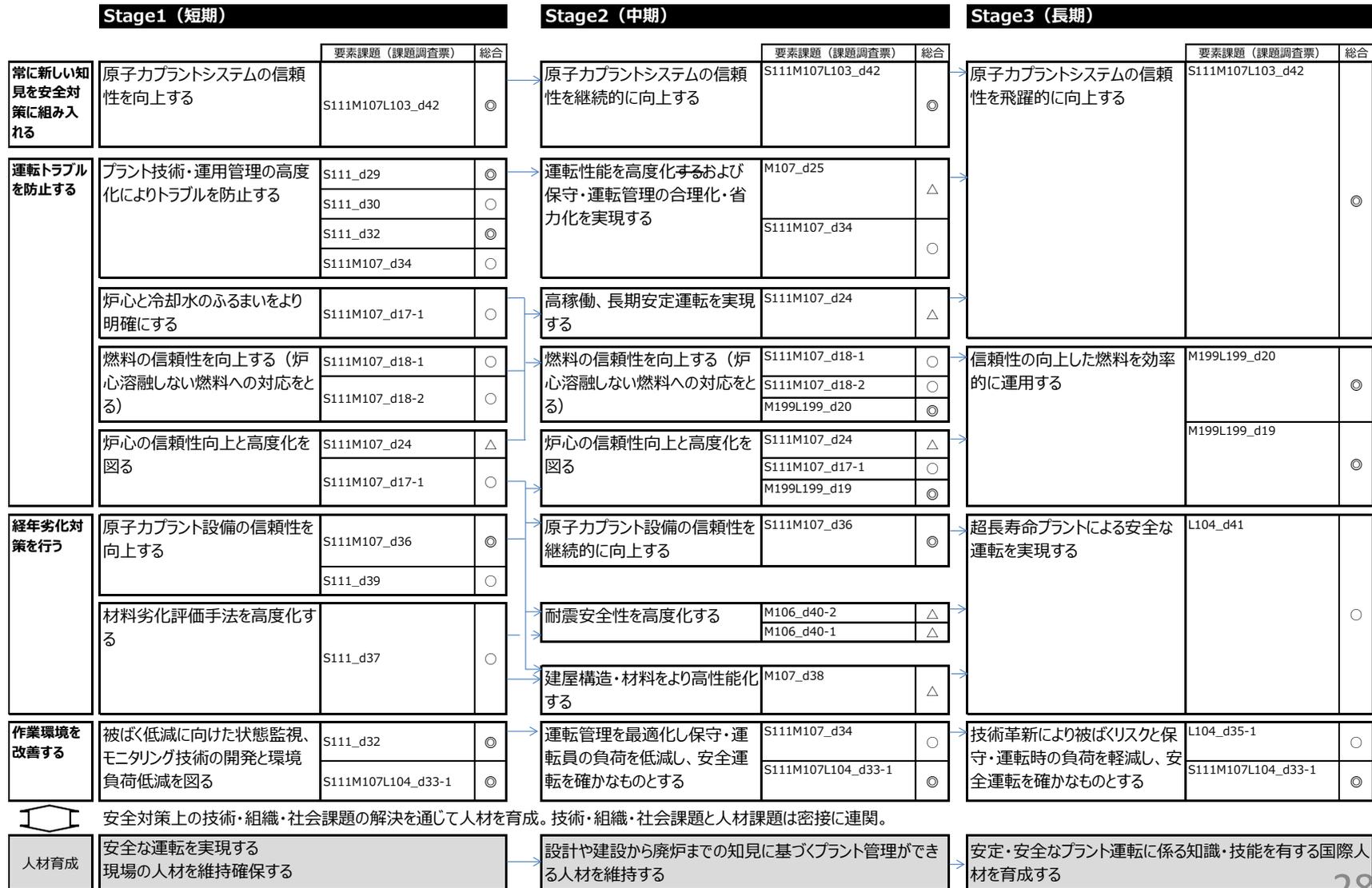


## 12. 「①既設の軽水炉等のリスク情報の利活用の高度化」ロードマップ

Stage1 (短期)			Stage2 (中期)			Stage3 (長期)				
	要素課題 (課題調査票)	総合		要素課題 (課題調査票)	総合		要素課題 (課題調査票)	総合		
様々なリスクを把握する	1 F事故を踏まえ安全目標の自主的な再設定を行う	S101M101L102_z01	◎	安全目標に関わるリスク情報を得るための継続的な研究を実施する	S101M101L102_z01	◎	Stage2 (中期) に同じ	S101M101L102_z01	◎	
	解析手法の高度化や最新技術の活用により、地震や津波についてのリスク情報の精緻化を図る	S106_c04	○	最新の知見・技術に基づく大規模自然災害によるリスクを含めた網羅的なリスクの把握と精緻化を継続的に実施する	S103M102L101_b01	○	不確実性が限定されたリスク情報とその活用方法を国際的に共有する	S103M102L101_b01	△	
	地震・津波以外の自然災害・事故についてのリスクの網羅的な把握と、対策の重要度の検討を行う	S106_c05	◎		M104L103_c06	○		M104L103_c06	○	
	リスク情報を把握するための手法やデータの整備を行う	S111_d13	◎		S103M102L101_b01	○		S103M102L101_b01	○	
	S111_d22	○								
リスク情報を踏まえて対策をとる	大規模自然災害によるリスク情報を活用した機器を導入・開発する	S110_c10	○	極めて稀に発生する大規模自然災害を含め、リスクを効果的に低減する機器開発を継続し、その知見を設計に反映する	S111M107L103_d42	◎	効果的なリスク低減策を設計へ反映する活動を継続し、リスクが極小化された世界標準の原子カプラントを設計する	S111M107L103_d42	◎	
	1 F事故の知見を活用した機器の導入・開発を行う	S111M107L103_d42	◎					S111M107L104_d10	◎	
	リスク低減を加速するための制度や知識基盤の整備を進める	S101M101L102_z01	◎	リスク情報を効果的に活用する制度や知識基盤の整備を進める	S101M101L102_z01	◎	リスクが極小化されるマネジメント策とそのため の組織・制度を整備する	S101M101L102_z01	◎	
		S111M106L103_d01	◎		S110M106L103_d02	○				
		S110M106L103_d02	○		S103M102L101_b01	○				
		リスク情報をマネジメントや意思決定に活用する	S111_d29	◎	最新のリスク情報に基づいたマネジメントや意思決定の改善によるリスクの低減を図る	M103L101_a04	◎		M103L101_a04	◎
			S102M101_a01	○						
		S102_a09	○							
		S102_a06	△							
		S102_a07	○		S102M101_a01	○		M101L101_a02	○	
社会と共有する	原子力施設のリスクについての社会との丁寧な対話を行う	S103M102L101_b01	○	原子力施設の安全目標についての社会との丁寧な対話を行う	S103M102L101_b01	○	丁寧な対話を通じ、社会的に合意された安全目標の継続的な見直しを図る	S101M101L102_z01	◎	
	リスク情報の活用による地域防災や広域防災の能力を向上する	S104_b04	○	リスク情報の活用による地域防災や広域防災の能力を継続的に向上する	S101M101L102_z01	◎	Stage2 (中期) に同じ	S101M101L102_z01	◎	
		S104M101L102_b02-1	○		S104M101L102_b02-1	○			S104M101L102_b02-1	○
		S104M101L102_b02-2	○		S104M101L102_b02-2	○			S104M101L102_b02-2	○
		S104M101L102_b02-3	○		S104M101L102_b02-3	○			S104M101L102_b02-3	○
1 F事故の教訓を国際的に共有する	S110M106L103_d02	○	リスク情報や安全目標に関する最新知見を国際的に共有して世界の原子力安全に貢献する	M102L101L104_b08	○	Stage2 (中期) に同じ	M102L101L104_b08	○		
				S110M106L103_d02	○		S110M106L103_d02	○		
人材育成	自然災害の発生頻度を含む、リスクに関連する様々な分野を俯瞰できる人材を輩出する			リスクマネジメントに関する人材研修の海外からの受け入れを継続的に行う			Stage2 (中期) に同じ			
	リスク情報の扱いに長けた人材を国内から排出する			リスクマネジメント分野で活躍が国内外でできる人材を継続的に輩出し維持する			Stage2 (中期) に同じ			

安全対策上の技術・組織・社会課題の解決を通じて人材を育成。技術・組織・社会課題と人材課題は密接に連関。

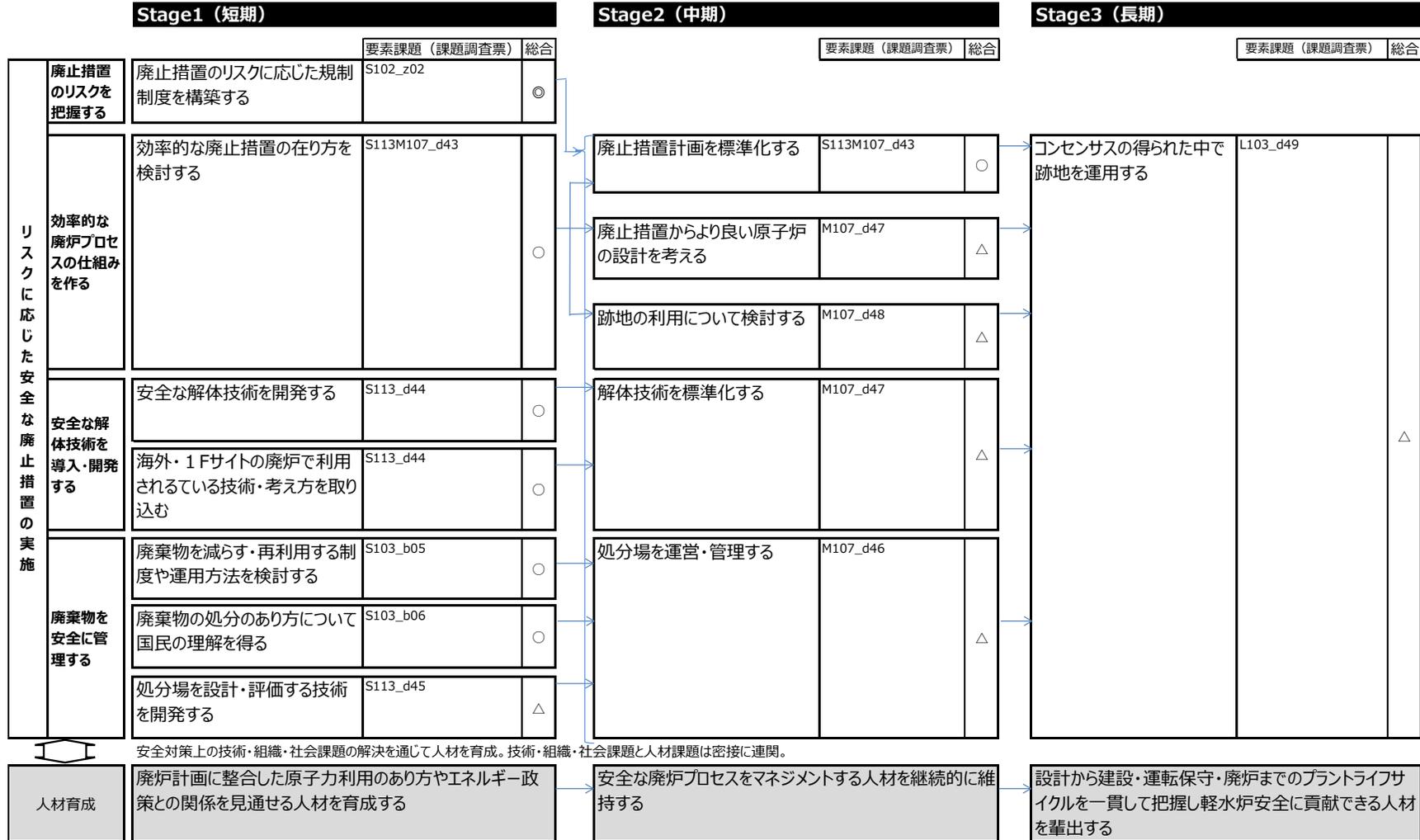
## 12. 「②既設の軽水炉等の事故発生リスクの低減」ロードマップ



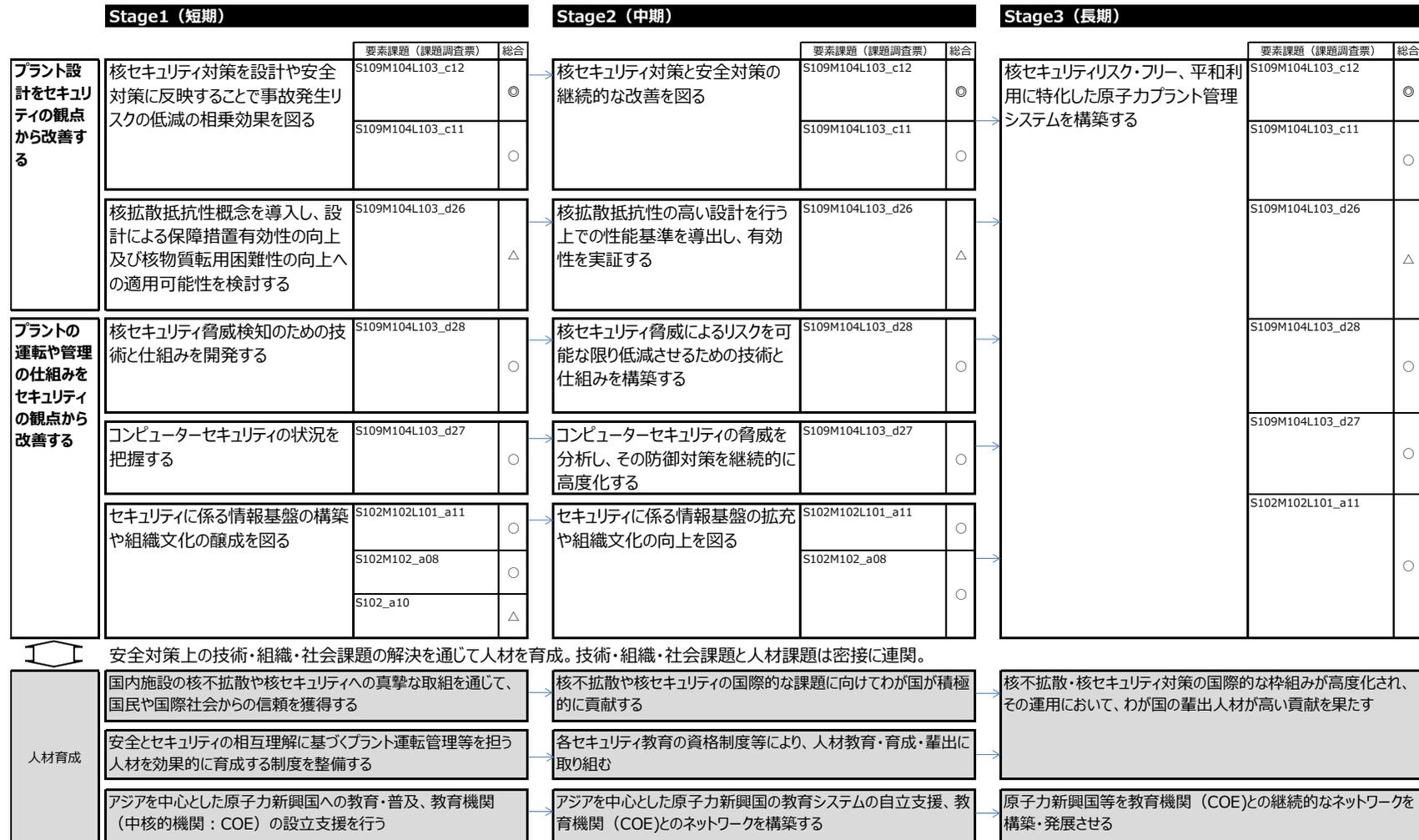
## 12. 「③事故発生時のサイト内の被害拡大防止方策」及び「④事故発生時のサイト外の被害極小化方策」ロードマップ

		Stage1 (短期)		Stage2 (中期)		Stage3 (長期)							
		要素課題 (課題調査表)	総合	要素課題 (課題調査表)	総合	要素課題 (課題調査表)	総合						
発電所外からの影響の把握	自然災害等の災害がプラントに与える影響を把握する	自然災害の観測・予測技術と体制を整える	S105_a05 S107_c08	● △	最新の知見・技術に基づく観測体制の最適化を継続する		●	自然災害の観測・予測技術や体制の展開により、世界的な自然災害予測の向上に貢献する		●			
		地震・津波以外の自然災害や航空機衝突等、プラント外部の災害の影響の把握とリスク評価を行う	S106_c03 S106_c07	● △	大規模地震や大津波を含め、極めて稀に発生する大規模な災害についての最新の知見を更新し、その影響把握とリスクを評価する手法を改良し、不確実性を低減する研究を継続する	M104L103_c06	○	極めて稀に発生する大規模な災害の影響やリスクの不確実性を飛躍的に低減する	M104L103_c06	○			
		断層変位や斜面崩壊等を含めた地震影響評価技術を構築する。耐津波工学を体系化する	S106_c04 S106_c05	○ ●									
発電所における事故対応能力の向上	事故を拡大させない	知識・技術	シビアアクシデントを含む、事故時の挙動の把握を進め、解析コードや評価ツールを改良する。	S112M107_d08	●	大規模災害によるものを含め、各種挙動の把握や評価手法の改良を継続し、評価に伴う不確実性を低減する	S101M101L102_z01 S103M102L101_b01 S112M107_d08	● ○ ○	大規模な災害時を含め、革新的な技術と最新知見を活用し、国際標準となる事故リスクを飛躍的に低減した軽水炉を設計し、国際的な原子力安全に貢献する	S111M107L104_d10	○		
			事故リスクを飛躍的に低減した軽水炉の設計を進める	S111M107L104_d10	●	事故リスクを飛躍的に低減した軽水炉の設計を継続的に進める	S111M107L104_d10	●					
			事故の時のプラントの状況をより正確に把握できるようにするための計装や機器を開発する	S111_d11-2 S111_d32 S111_d14	○ ● ○	事故時マネジメントを設計に反映し、革新的な技術開発につなげる	M108_d12 M199L199_d20 M106_d06 S111M107L104_d10	○ ○ △ ●			M199L199_d19	○	
		マネジメント	事故に備えた設備や機器を開発し、多様化を進め、適切にメンテナンスする	S111M107L104_d33-1 S111_d11-1 S111_d14 S104_c02 S111_d13 S111_d30	○ ○ ○ ○ ○ ○	国際動向も踏まえ、極めて稀に発生する大規模な災害も考慮したシビアアクシデントマネジメントの改善により、リスクを継続的に低減する	M103L101_a04	○	革新的な技術や外部緊急支援組織を活用し、大規模な災害時を含め、シビアアクシデントにおいても、発電所敷地外への影響を極小化できるマネジメントを整備する。	M101L101_a02	○		
			リーダーや要員への情報提供方法の改善を含めたマネジメントの改善や、新しいマネジメント策の導入を含め、マネジメントを最適化する	S105_a05 S102_a12	○ ○		M106_d07	○	マネジメントの国際標準化を通じて、世界の原子力安全の向上に貢献する	M103L101_a04	○		
			国際的な最新知見に基づきSA対策を検討する	S110_c10 S111_d13 S110M106L103_d02	○ ○ ○		S110M106L103_d02	○			S110M106L103_d02	○	
		組織等	訓練マニュアルや訓練方法の改善により、事故に備えた訓練を高度化する	S104_c02	○			○				○	
			組織のリスクマネジメント力を強化するため組織編成や組織機能の最適化を行う	S104_c02 S102_a03	○ △	新技術の導入や体制の整備を含め、緊急時支援組織の機能を強化する	M101L101_a02	○	強化された外部緊急支援組織の活用を含めた原子力防災力により、地域やより広域における多様な防災力の強化に活用する	M101L101_a02	○		
			(プラント外の) 防災力	プラントの内外の連携を強化する	S104M101L102_b02-1 S104M101L102_b02-2	○ ○	プラントの内外の連携を強化し、地域の原子力防災を向上させ、その範囲を広域防災へと拡充する	S104M101L102_b02-3 S104M101L102_b02-1 S104M101L102_b02-2 M103L101_a04	○ ○ ○ ○			S104M101L102_b02-1 S104M101L102_b02-2 S104M101L102_b02-3 M103L101_a04	○ ○ ○ ○
				広域災害時にも利用可能な放射線計測装置の導入と活用のための体制の整備により、事故時のプラント周辺の状況を正確に把握する	S104_b04	○							
防災計画の改善により地域の原子力事故時の防災力を高める	S104M101L102_b02-1 S104M101L102_b02-2 S104_b04	○ ○ ○											
人材育成	安全対策上の技術・組織・社会課題の解決を通じて人材を育成。技術・組織・社会課題と人材課題は密接に連関。	事故対応に優れたリーダーや要員を育成・輩出する		リーダーシップを発揮し、複数組織を束ねて事故対応に当たれる人材を輩出する			事故時対応に関し、国際的に活躍できる人材を輩出する						
		自然災害などの科学的知見を、原子力プラントの安全性向上に結び付けられる人材増を図る		稀に発生する大規模な災害の事故に関する知見を継続的に研究し、安全性向上へと反映する人材を輩出し、維持する			Stage2 (中期) に同じ						

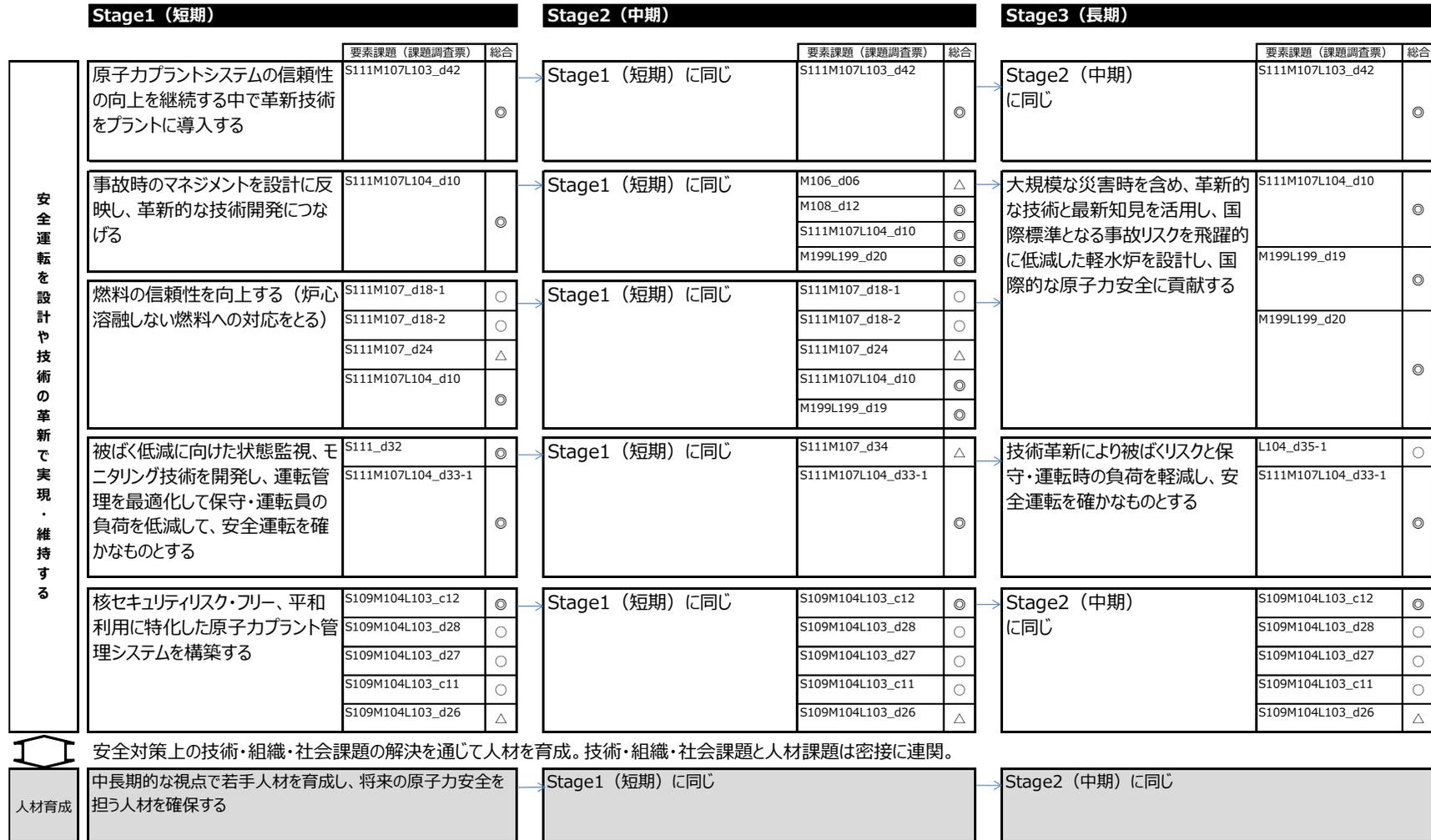
## 12. 「⑤既設炉の廃炉の安全な実施」ロードマップ



## 12. 「⑥核不拡散・核セキュリティ対策」ロードマップ



## 12. 「⑦従来の発想を超える、軽水炉に適用可能な革新的技術開発」ロードマップ



# (参考)要素課題に対する重要度評価の結果(日本原子力学会作成)①

ID	該当する課題調査票題目	(A)軽水炉の安全性向上の実効性	(B)軽水炉の安全性向上に資する技術・人材の維持・発展	重要度総合評価	(A)			(B)		
					①	②	③	①	②	③
S101M101L102_z01	福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全目標の設定とリスク認知	4.6	3.4	◎	1.75	1.75	1.08	1.92	0.67	0.83
S102_z02	リスクレベルに応じた規制制度変更とその円滑な実施	3.9	3.2	◎	0.92	1.17	1.83	1.75	0.42	1.00
S102M101_a01	・リスク情報を活用する体制の検討着手(部分的な取り込み・関連する人材育成も含む) ・リスク情報を活用する体制の構築(高度化されたリスク評価技術の規格化・関連する人材育成も含む)	4.1	2.9	○	1.58	1.33	1.17	1.42	0.42	1.08
M101L101_a02	プラント全体のリスクを極小化する緊急時対応組織の対応能力強化(外部支援の強化等)	4.3	2.9	○	1.75	1.17	1.33	1.58	0.50	0.83
S102_a03	(通常運転時)組織編成・機能分担の最適化	2.8	2.2	△	0.83	1.00	0.92	1.25	0.17	0.75
M103L101_a04	大規模自然災害対応へのリスクガバナンス構築	4.5	3.7	◎	1.83	1.58	1.08	1.50	0.92	1.25
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	4.5	3.4	◎	1.92	1.58	1.00	1.50	0.67	1.25
S102_a06	リスク文化の定着	3.8	3.1	△	1.58	1.25	1.00	1.83	0.50	0.75
S102_a07	安全文化の醸成	3.7	2.9	○	1.50	1.00	1.17	1.67	0.42	0.83
S102M102_a08	短期:核セキュリティ文化の醸成 中期:核セキュリティ文化の浸透	3.0	3.3	○	1.09	0.82	1.09	1.73	0.55	1.00
S102_a09	リスク情報活用に向けた組織マネジメントの高度化	3.7	2.6	○	1.33	1.17	1.17	1.50	0.33	0.75
S102_a10	新興の原子力利用国に対する核セキュリティ教育	1.9	2.5	△	0.45	0.82	0.64	1.18	0.64	0.73
S102M102L101_a11	原子力安全と核セキュリティの2Sインターフェースの構築 短期:2S定性的リスク評価手法の確立 中期:安全の深層防護とリンクする核セキュリティ深層防護の構築 長期:日本製2Sインターフェースの概念と実装手法のIAEAによる標準化。日本製2Sインターフェースに基づく実装を魅力とする日本製原子力プラントの開発	3.5	3.2	○	0.82	1.45	1.18	1.82	0.64	0.73
S102_a12	リスク情報(不確実性を含む)に基づく総合的意思決定に向けた枠組み構築と人材育成	4.3	3.6	○	1.67	1.33	1.25	1.67	0.58	1.33
S103M102L101_b01	リスク情報を活用したコミュニケーションの実施	3.7	3.3	○	1.67	0.83	1.17	1.67	0.58	1.08
S104M101L102_b02-1	原子力災害対策組織・体制(地域防災との関わり含む)の連携強化	4.0	3.0	○	1.75	1.08	1.17	1.58	0.42	1.00
S104M101L102_b02-2	オンサイト・オフサイト防災の円滑な情報連携への取組	4.0	2.5	○	2.00	1.08	0.92	1.50	0.25	0.75
S104M101L102_b02-3	・広域防災を意図した原子力防災への備え(オンサイト・オフサイト連携推進) ・広域防災への事業者の関わり・支援	3.8	2.7	○	1.83	1.08	0.83	1.50	0.25	0.92
S104_b04	効果的な防災対策に有効な外的事象情報の提供	3.9	3.2	○	1.67	1.25	1.00	1.50	0.50	1.17
S103_b05	クリアランスリサイクルの実現	2.9	2.8	○	0.50	0.83	1.58	1.67	0.50	0.67
S103_b06	処分場の確保	3.3	2.8	○	1.08	0.92	1.25	1.75	0.42	0.67
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	3.2	3.9	○	0.92	1.25	1.00	1.33	1.25	1.33
S104_c02	組織対応力強化(専任化、事故時手順書の高度化)や対応要員の教育訓練(事故時対応力強化等)の高度化	4.5	3.2	◎	1.67	1.50	1.33	1.58	0.50	1.08
S106_c03	地震、津波以外の外的事象が及ぼすリスク早期把握と継続検討項目の抽出	4.3	3.9	◎	1.58	1.50	1.25	1.75	1.08	1.08
S106_c04	原子力プラントを対象とした津波に対する安全性評価・安全性確保技術の構築(耐津波工学の体系化)	4.3	3.8	○	1.75	1.42	1.08	1.50	1.08	1.17
S106_c05	リスク評価に用いる地震影響評価技術の構築(断層変位、斜面崩壊等のリスク評価も含む)	4.3	4.3	◎	1.33	1.67	1.33	1.83	1.25	1.25
M104L103_c06	・低頻度外的事象の知見に関する不確実性低減への継続的寄与 ・低頻度外的事象の知見に関する不確実性低減研究継続	3.9	3.5	○	1.33	1.42	1.17	1.75	0.92	0.83
S106_c07	外部事象を考慮した運用管理(発生予測技術、影響評価技術等)	3.3	2.8	△	1.25	1.00	1.00	1.50	0.50	0.75
S107_c08	低頻度外的事象の監視モニタリング体制の構築	2.8	2.8	△	1.42	0.75	0.67	1.25	0.83	0.75
S110_c10	外的事象(自然現象など)に関する新知見の継続的取り組みの枠組み実現	3.9	3.3	○	1.42	1.50	1.00	1.42	0.83	1.00
S109M104L103_c11	短期:妨害破壊行為の影響緩和および最小化(体系化/危機管理/緊急時対応計画の策定等) 中期:妨害破壊行為の影響緩和および最小化(体制の整備と評価) 長期:妨害破壊行為の影響緩和および最小化(国際化)	3.5	2.9	○	1.18	1.36	1.00	1.45	0.64	0.82
S109M104L103_c12	・核セキュリティ対策強化に伴う安全対策への影響評価 ・人為ハザードによる安全リスクの検討 ・「深層防護」における安全と核セキュリティの統合	3.9	3.2	◎	1.18	1.64	1.09	1.64	0.64	0.91

## (参考)要素課題に対する重要度評価の結果(日本原子力学会作成)②

ID	該当する課題調査票題目	(A)軽水炉の安全性向上の実効性	(B)軽水炉の安全性向上に資する技術・人材の維持・発展	重要度総合評価	(A)			(B)		
					①	②	③	①	②	③
S111M106L103_d01	福島第一原子力発電所事故の教訓、最新知見を反映する枠組みの構築及び維持	4.9	3.0	◎	2.00	1.58	1.33	1.75	0.58	0.67
S110M106L103_d02	短期・福島第一事故を踏まえた外的事象に関連するIAEA基準等策定への参画 中期・外的事象に関連するIAEA基準等策定への貢献 長期・外的事象に関連するIAEA基準等策定の主導	3.6	3.8	○	1.50	1.17	0.92	1.83	0.92	1.00
M106_d06	安全性の向上に応じた深層防護の深化と実装	3.3	3.0	△	1.42	1.08	0.83	1.67	0.42	0.92
M106_d07	地震等外的事象後の具体的な再稼働可否判断基準の開発とその高度化	3.5	2.8	○	1.33	1.00	1.17	1.50	0.50	0.83
S112M107_d08	安全解析手法の高度化	4.4	4.3	◎	1.67	1.33	1.42	1.83	0.83	1.67
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	4.2	4.7	◎	1.67	1.50	1.00	1.58	1.33	1.75
S111_d11-1	最終ヒートシンクの多様化と高機能化	4.4	3.8	◎	1.67	1.58	1.17	1.58	1.00	1.25
S111_d11-2	SA時計装、SA対応設備の多様化と高度化及び設備の設計技術	4.3	3.9	○	1.83	1.33	1.08	1.50	1.08	1.33
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技術的向上	4.8	4.5	◎	2.00	1.50	1.33	1.75	1.25	1.50
S111_d13	リスク評価手法の改良とSA対策への適用	4.8	3.9	◎	1.92	1.42	1.42	1.67	1.08	1.17
S111_d14	SA対策機器の運用管理の最適化・高度化	4.0	2.7	○	1.50	1.25	1.25	1.42	0.67	0.58
L103_d16	外的事象によるプラント全体リスクを極小化する設計技術・維持管理法開発	3.9	3.5	○	1.50	1.33	1.08	1.55	0.91	1.09
S111M107_d17-1	炉心・熱水力設計評価技術の高度化	3.6	3.7	○	0.91	1.45	1.27	1.64	0.73	1.36
S111M107_d18-1	燃料の信頼性向上と高度化	3.4	3.7	○	1.09	1.09	1.18	1.36	1.00	1.36
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)	3.3	3.5	○	1.00	1.36	0.91	1.55	0.73	1.18
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	2.2	4.4	◎	0.55	0.82	0.82	1.45	1.36	1.55
M199L199_d20	事故時耐性燃料・制御棒の開発	4.1	4.6	◎	1.73	1.45	0.91	1.36	1.82	1.45
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	3.9	3.8	○	1.50	1.17	1.25	1.58	0.83	1.33
S111M107_d24	プラント運用技術、炉心設計管理の高度化	2.5	2.9	△	0.36	1.00	1.18	1.36	0.45	1.09
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)	3.0	3.2	△	0.73	1.27	1.00	1.55	0.55	1.09
S109M104L103_d26	・核拡散抵抗性概念の適用可能性検討 ・核拡散抵抗性の高い設計基準の導出・有効性の実証 ・核拡散抵抗性の高い設計基準の適用	2.9	3.3	△	0.64	1.36	0.91	1.36	1.00	0.91
S109M104L103_d27	・コンピュータセキュリティ脅威の分析との防御 ・コンピュータセキュリティ防御の高度化 ・コンピュータセキュリティ防御の更なる高度化	3.5	3.7	○	0.64	1.45	1.36	1.64	0.91	1.18
S109M104L103_d28	□核セキュリティ(脅威検知手法の開発) □ビッグデータを用いた監視・検知システムの開発 ・核セキュリティ脅威リスクを可能な限り低減させた管理	3.5	3.5	○	0.64	1.55	1.36	1.36	0.91	1.18
S111_d29	リスク情報活用による保全・運用管理の高度化	4.8	3.8	◎	1.42	1.67	1.75	1.75	0.83	1.25
S111_d30	重大事故等(SA)対策機器の保全管理の確立	4.0	2.0	○	1.64	1.09	1.27	1.27	0.09	0.64
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	4.3	4.0	◎	1.18	1.55	1.55	1.64	0.73	1.64
S111M107L104_d33-1	被ばく低減技術の高度化(水質管理技術、遠隔操作・ロボット技術、放射線防護技術)	4.0	4.2	◎	1.27	1.45	1.27	1.45	1.18	1.55
S111M107_d34	保守・運転管理の合理化・省力化による保守・運転員負荷低減	3.5	3.5	○	0.73	1.27	1.55	1.55	0.91	1.09
L104_d35-1	保守の効果を高め運転をサポートする革新的技術(保守・運転の自動化等)の適用	2.9	3.8	○	0.64	1.18	1.09	1.55	0.91	1.36
S111M107_d36	高齢化評価手法・対策技術の高度化	3.1	4.4	◎	0.55	1.18	1.36	1.91	1.09	1.36
S111_d37	構造材料の高信頼化	2.8	4.0	○	0.64	1.00	1.18	1.55	1.00	1.45
M107_d38	建屋構造・材料の高度化	2.8	3.4	△	0.73	1.09	1.00	1.55	0.73	1.09

(参考)要素課題に対する重要度評価の結果(日本原子力学会作成)③

ID	該当する課題調査票題目	(A) 軽水炉の安全性向上の実効性	(B) 軽水炉の安全性向上に資する技術・人材の維持・発展	重要度総合評価	(A)			(B)		
					①	②	③	①	②	③
S111_d39	検査・補修技術の高度化	3.0	3.7	○	0.55	1.09	1.36	1.45	0.73	1.55
M106_d40-1	耐震安全性の評価と結び付けた維持管理(建屋)	3.4	3.0	△	0.91	1.18	1.27	1.55	0.64	0.82
M106_d40-2	耐震安全性の評価と結び付けた維持管理(機器)	3.2	2.8	△	0.73	1.09	1.36	1.45	0.55	0.82
L104_d41	超長寿命プラント運転(60年超運転)に向けた革新的技術の開発(材料開発等)	2.4	4.2	○	0.45	0.91	1.00	1.55	1.09	1.55
S111M107L103_d42	システム・構造・機器(SSC)の信頼性向上と高度化	4.7	3.9	◎	1.75	1.58	1.33	1.50	1.00	1.42
S113_d43	廃止措置実績に基づく廃止措置計画の構築方法の確立	3.3	3.2	○	0.75	1.00	1.50	1.75	0.50	0.92
S113_d44	放射能レベルの高い機器の解体	3.3	3.7	○	0.67	1.42	1.25	1.50	0.92	1.25
S113_d45	処分場の設計・評価技術の確立による社会的受容性の向上	3.2	3.4	△	0.83	1.08	1.25	1.92	0.50	1.00
M107_d46	廃止措置のためのL3埋設施設の合理的な管理方法	2.9	2.5	△	0.67	0.83	1.42	1.50	0.42	0.58
M107_d47	廃止措置実績を今後のプラントに反映	3.2	3.4	△	0.67	1.08	1.42	1.33	0.75	1.27
M107_d48	プラント機器撤去後の建屋・サイトの再利用	2.2	2.5	△	0.42	0.42	1.33	1.33	0.42	0.75
L103_d49	プラント機器撤去後のサイト解放支援	2.2	2.2	△	0.42	0.50	1.25	1.42	0.25	0.50

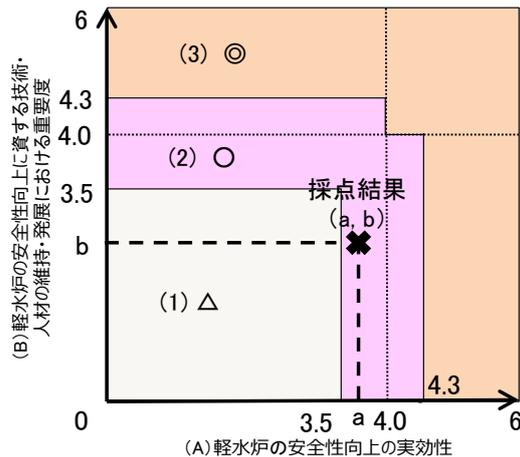
## (参考)日本原子力学会における評価軸を用いた要素課題の重要度評価

### 平成28年度の実施方法

- (A)と(B)にそれぞれ6点(①～③に2点ずつ)を配分して各要素課題を評価。
- 産業界および学术界から選出された12名の評価者(匿名)の(A)と(B)それぞれの平均点を計算。(ロードマップには、要素課題ごとに、当該平均点を明記する。)
- 採点結果から得られる要素課題の「重要度」(◎○△の区別)を、以下の適用イメージのとおり分類。
- 原子力を取り巻く環境変化や社会的要請等も考慮し(※)、各要素課題の重要度を総合的に評価。

### ＜評価軸の適用イメージ＞

※評価軸(A/B)のいずれか一方でも高く評価される課題については、重要度を高く評価すべきとの考えに基づき、前回の適用イメージを一部見直し。また、重要度の分布割合が前回評価と概ね一致するよう、しきい値を調整。



※今回、左記分類の例外として、重要度評価を変更した課題とその理由は以下の通り。

- S102\_02 「リスクレベルに応じた規制制度変更とその円滑な実施」○→◎
- S113M107\_d43 「廃止措置実績に基づく廃止措置計画の構築方法の確立 ほか」△→○  
燃料が全て取り出され、放射能の環境拡散リスクや人体の被ばくリスクが運転中より低下しているブランドに対し、リスクレベルに応じた廃炉プロセスの管理をすること、あるいは廃止措置に係る経験や実績も踏まえて標準的な廃止措置を確立することで、安全性を保ちつつ効率的な廃炉を可能とするための課題設定を行っている。
- S103\_b05 「クリアランスリサイクルの実現」△→○
- S103\_b06 「処分場の確保」△→○  
廃炉に伴い大量の廃棄物が出てくる中で、廃棄物の物量低減や資源の有効利用の促進、安全な放射性廃棄物の管理を実施していくための課題を設定している。
- S109M104L103\_o12 「核セキュリティ対策強化に伴う安全対策への影響評価 ほか」○→◎  
核セキュリティ対策やテロ対策が原子力安全の確保・向上に結びつく上での取組課題を明確に設定している。
- S109M104L103\_d27 「コンピュータセキュリティ脅威の分析と防衛 ほか」△→○  
デジタル化が進む原子力システムにおいて、設備・機器の保安、施設への人の不法な侵入等の防止等の観点から、安全上の重要機器・設備の機能喪失に至らしめる可能性のあるサイバー攻撃への対処の課題を設定している。
- S102M102\_008 「核セキュリティ文化の醸成 ほか」△→○  
事業者の核セキュリティ担当者だけでなく、技術者、政策立案者等、原子力に関わる全ての人が核セキュリティの脅威を理解し、セキュリティ対策を高めていく人材基盤の整備と維持に係る課題を設定している。

36

## 軽水炉安全技術・人材ロードマップの取組に係る指摘事項

○軽水炉安全技術・人材ロードマップの取組の更なる改善に向けた、主な指摘事項を以下に示す。

※詳細は、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ 第13回会合 参考資料1-1、1-2を参照。

- ①関係者が本ロードマップを尊重して行動し、当事者意識を持ってローリングを実施すべき。その上で、利益相反を排した形での利用側と規制側の連携についても積極的に図っていくべき。
- ②本ロードマップを継続的に改善していく上で必要となる持続可能な枠組みを構築すべき。その際、様々な者の意見を取り込むよう努力すべき。
- ③研究開発や人材育成の取組が、安全性の向上にどの程度つながっているか、費用対効果等の観点から適切に評価できるような仕組みを検討すべき。
- ④適切な役割分担の下、関係者間での重畳を排した取組が進められているかどうかをローリングの過程で確認していくべき。
- ⑤設定されている要素課題(課題調査票)についても、ローリングの過程で適切に見直していくべき。
- ⑥本ロードマップのローリングに当たっては、原子力学会内の多様な専門性を最大限活用することに加え、他分野の有識者や海外からの有識者等からのレビューを受けるべき。
- ⑦本ロードマップを地方自治体に対して説明していくとともに、地方自治体の問題意識も踏まえてローリングを実施していくべき。

37

#### 付録4 委員名簿、委員会設立申請書

##### 平成 28 年度「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ 委員等名簿

###### 主 査

越塚 誠一 東京大学

###### 委 員

三輪 修一郎 北海道大学

田中 伸厚 茨城大学

阿部 豊 筑波大学

山口 彰 東京大学

岡本 孝司 東京大学

木倉 宏成 東京工業大学

横堀 誠一 東京都市大

村松 健 東京都市大

大川 富雄 電気通信大学

渡辺 正 福井大学

功刀 資彰 京都大学

齊藤 泰司 京都大学

帆足 英二 大阪大学

富山 明男 神戸大学

守田 幸路 九州大学

杉山 智之 (国研)日本原子力研究開発機構

中塚 亨 (国研)日本原子力研究開発機構

吉田 啓之 (国研)日本原子力研究開発機構

河井 忠比古 (一社)原子力安全推進協会

岡田 英俊 (一財)エネルギー総合工学研究所

西村 聡 (一財)電力中央研究所

村瀬 道雄 (株)原子力安全システム研究所

佐々木 泰裕 関西電力(株)

溝上 伸也 東京電力(株)

###### 幹 事

岩城智香子 (株)東芝

大貫 晃 三菱重工業(株)

木藤 和明 日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

西 義久 (一財)電力中央研究所

糸井 達哉 東京大学

中村 秀夫 (国研)日本原子力研究開発機構

(注) 本ワーキンググループは年2回、日本原子力学会の春の年会および秋の大会の会場で開催され、通年の議論はメール審議を活用して行われる。

熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討  
ワーキンググループの設置について  
(設立趣意書)

平成 28 年 3 月 22 日

日本原子力学会 熱流動部会

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所(1F)事故の教訓を踏まえて、世界最高水準の安全性に寄与する技術による継続的な安全性の向上を図るための「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が、2015 年 3 月に整備された。

今般、その利用の促進、定期的なフォローと更新(ローリング)の場として、日本原子力学会 熱流動部会に熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討ワーキンググループ(WG)を設置する。

記

1. 設立趣旨

日本原子力学会は「熱水力安全評価基盤技術検討」特別専門委員会により「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ 2008(略称=熱水力ロードマップ)」を 2009 年 3 月に整備し、旧原子力安全・保安院の原子力安全基盤小委員会や旧原子力安全委員会による原子力安全研究専門部会等に報告され、国の軽水炉関連事業等の効果的な実施のために参照された。さらに、随時変化する熱水力技術への要請に応じて効果的なものとし続けるために、熱流動部会が外部発信とローリングを引き継ぎ、部会のホームページに熱水力ロードマップを掲示すると共に熱水力安全評価基盤技術高度化検討 WG を 2009 年度に開始した。

ところが、2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響による 1F 事故(シビアアクシデント)の教訓を受けて、熱流動部会は同ロードマップの内容を抜本的に見直すべく、WG の下に「シビアアクシデント」「安全評価」「アクシデントマネジメント」の 3 つのサブワーキンググループ(SWG)を設定した。更に、2014 年には SWG を「基盤技術」「安全評価」の 2 つに再編成して、2015 年 3 月に新しいロードマップ「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」を完成し、HP に掲示した。

安全向上に係る熱水力技術への要請は多岐にわたり、運用・規制に関する検討も進められている。このため、新しいロードマップを要請に応えた効果的なものとし続け、原子力プラントのリスクの極小化を目指すためには、外部への発信、技術課題実施の促進、効果・成果への評価と社会情勢の変化を考慮した改定など、ローリングを継続的に行なう必要がある。さらに、経済産業省資源エネルギー庁が 2014 年 9 月に開始した自主的安全性向上・技術・人材 WG の要請に基づいて原子力学会が 2015 年 6 月に策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」や、原子力規制委員会が 2013 年 9 月に策定(2015 年 4 月改訂)した「原子力規制委員会における安全研究について」など、安全性の継続的改善を目指して、軽水炉安全の全体を網羅する内容で策定されたロードマップや、地震、津波、竜巻など主に他学会で扱われている自然災害やテロの影響に関する活動を考慮し、多くの関連組織との連携と協力を通じて、より効果的な実施を図ると共に、より有効な内容への改訂を定期的・継続的に行う必要が有る。

以上の要請に応えるため、熱流動部会は熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討 WG(略称=熱水力ロードマップ WG)を新たに設置して、熱水力ロードマップの発信、分野での研究・開発の推進、他学会や関連分野との連携・協力の実施、社会的な評価の確認などを基にした熱水力ロードマップの定期的な改訂などローリングの活動を行い、学会に課せられた社会貢献という役割を、若手の人材育成を含む部会の活動を通じて、より効率的・効果的に果たす。

## 2. 研究・活動項目

熱水カロードマップ WG は、熱水カロードマップの利用促進や改訂などローリングの活動を、下記の要領で実施すると共に、熱流動部会へ報告を行う。

### (1) 外部への発信

ロードマップの部会HPへの掲示、関連の機関や役所への説明、国の委員会等での報告、学会誌等への投稿、学会等(含、国際会議)での紹介、セミナー開催等を通じた、積極的な外部発信を行う。

### (2) 内外との協力によるロードマップの実効性の向上

原子力学会の内部及び外部の機関や関連学会との適切な連携・協力の計画を策定して、外的事象の影響やリスクを考慮した技術課題の効果的な実施を図ると共に、安全性の継続的改善に資する成果の獲得を促進する。

### (3) 外部評価の取得

(1)及び(2)の活動を通じて、ロードマップへの外部評価を系統的に取得する。

### (4) ロードマップの評価と改訂

ロードマップに位置付けられる技術課題に関連して国内外で進められている研究・開発や、その他の重要課題に関わる研究の進捗・成果を確認し、さらに他のロードマップなど研究・開発の計画を参照して、新たな技術課題の抽出を行う。さらに、(1)～(3)の活動を通じて得た新たな知見や外部評価、ならびに社会情勢の変化を考慮して、研究・開発の必要性など重要度の評価を行い、ロードマップの改訂を実施する。

## 3. 熱水カロードマップ WG の活動と設置期間

- ・ 平成28年度に開始し、年度単位で活動を行う。
- ・ 会合の頻度は2回／年(年会、大会)程度とし、ローリングの活動に際しては、メール審議や合宿などをも交えて十分な意見交換を図る。
- ・ 予算は、特に設けない。
- ・ 委員からの申し出と WG 及び熱流動部会での合意があれば、活動を終了できるものとする。ただし、申し出がない限り次年度へ自動的に継続するものとし、委員及び幹事の交代も同様とする。

## 4. 熱水カロードマップ WG の構成

- ・ 委員及び幹事は、産業界、規制、研究機関、大学のメンバーにより構成される。

平成 26 年度「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ  
委員等名簿

主 査

山口 彰 東京大学

委 員

片岡 勲 大阪大学

三島 嘉一郎 (株)原子力安全システム研究所

杉本 純 京都大学

越塚 誠一 東京大学

阿部 豊 筑波大学

岡本 孝司 東京大学

安濃田 良成 福井大学

秋本 肇 (独)日本原子力研究開発機構

佐々木 泰裕 関西電力(株)

溝上 伸也 東京電力(株)

岡田 英俊 (一財)エネルギー総合工学研究所

河井 忠比古 (一社)原子力安全推進協会

稲田 文夫 (一財)電力中央研究所

幹 事

新井健司 (株)東芝

及川弘秀 (株)東芝

梅澤成光 (株)三菱重工業

藤井 正 日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

中村秀夫 (独)日本原子力研究開発機構

平成 26 年度「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」  
「安全評価」サブワーキンググループ  
委員等名簿

主 査

越塚 誠一 東京大学

委 員

片岡 勲 大阪大学

功刀 資彰 京都大学

田中 伸厚 茨城大学

古谷 正裕 (一財)電力中央研究所

吉田 啓之 (独)日本原子力研究開発機構

幹 事

山本 泰 (株)東芝

山田 英朋 (株)三菱重工業

永吉 拓至 日立製作所(株)

西 義久 (一財)電力中央研究所

中村秀夫 (独)日本原子力研究開発機構

平成 26 年度「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」  
「基盤技術」サブワーキンググループ  
委員等名簿

主 査

杉本 純 京都大学

委 員

阿部 豊 筑波大学

大川 富雄 電気通信大学

大竹 浩靖 工学院大学

岡本 孝司 東京大学

木倉 宏成 東京工業大学

賞雅 寛而 東京海洋大

奈良林 直 北海道大学

森 治嗣 北海道大学

守田 幸路 九州大学

横堀 誠一 東京都市大学

溝上 伸也 東京電力(株)

佐々木 泰裕 関西電力(株)

成宮 祥介 関西電力(株)

村瀬 道雄 (株)原子力安全システム研究所

小泉 安郎 (独)日本原子力研究開発機構

与能本 泰介 (独)日本原子力研究開発機構

幹 事

新井 健司 (株)東芝

及川 弘秀 (株)東芝

梅澤 成光 (株)三菱重工業

藤井 正 日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

西 義久 (一財)電力中央研究所

中村 秀夫 (独)日本原子力研究開発機構

平成 24 年度「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」  
「シビアアクシデント」サブワーキンググループ  
委員等名簿

主 査

阿部 豊 筑波大学

委 員

大川 富雄 電気通信大学

大竹 浩靖 工学院大学

守田 幸路 九州大学

横堀 誠一 東京都市大学

梶本 光廣 (独)原子力安全基盤機構(旧 JNES)

渡部 厚 (独)原子力安全基盤機構(旧 JNES)

村瀬 道雄 (株)原子力安全システム研究所

成宮 祥介 関西電力(株)

岩田 裕一 東京電力(株)

幹 事

及川 弘秀 (株)東芝

山岸 誠 (株)三菱重工業

木藤 和明 (株)日立製作所

深沢 正憲 (独)原子力安全基盤機構(旧 JNES)

丸山 結 (独)日本原子力研究開発機構

外部入金で実施する事業の延長申請書  
(特別専門委員会を設置しない事業)

平成 26 年 2 月 21 日

名称 (注 1)	熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ
前期間における成果とその公表	<p>日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術検討」特別専門委員会は平成 21 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ(略称=熱水力ロードマップ)」を整備して、旧保安院の原子力安全基盤小委員会や旧原安委の原子力安全研究専門部会等へ報告し、本ロードマップは国の軽水炉関連事業を効果的に実行するために参照されてきている。</p> <p>日本原子力学会 熱流動部会は、本ロードマップを随時変化する熱水力技術への要請に応え効果的なものとし続けるために、外部発信とローリングを行なう目的で、部会のホームページに掲示すると共にワーキンググループ(WG)の活動を平成 21 年度に開始した。平成 22 年度には、ニーズとシーズのマッチングをよりの確に図るため、重点課題に対応した 3 つのサブワーキンググループ(SWG)「シビアアクシデント」「アクシデントマネジメント」「スケールリング」による検討を開始したが、平成 23 年 3 月 11 日の福島第一原発事故により、これまでの検討内容の見直しが迫られた。</p> <p>このため、平成 24 年度より 2 年間活動を延長し、SWG を「基盤技術」「安全評価」の 2 つに再編成して、福島第一原発事故の教訓に立脚し高い安全性を有する軽水炉に必要と思われる課題について検討を開始した。さらに、平成 25 年 7 月に原子力規制委員会が策定した新規制基準を考慮に取り入れることとし、更なる安全性向上に資する技術の検討を行って、改訂ロードマップの骨格をまとめた。</p>
延長趣旨	<p>社会の要請に応えつつ実施してきたロードマップ改訂の議論に立脚して、安全を確保した軽水炉発電の実施に必要なとされる熱水力分野での技術課題を、改訂版 熱水力ロードマップとして取りまとめる。これにより、関連する研究・開発の活性化を図り、学会に課せられた社会貢献という役割を、部会の活動を通じて効率的・効果的に果たす。</p>
研究・活動項目	<p>・ 熱水力ロードマップの更新 (ローリング)</p> <p>(1) <u>ロードマップ改訂版の策定</u> 平成 25 年度までに設置した 2 つの SWG「基盤技術」「安全評価」により、対応する内容に関するロードマップの改訂案を策定し、WG へ報告して承認を受けることにより熱水力ロードマップの改訂版を策定する。</p> <p>(2) <u>外部への発信と評価</u> 学会発表 (原子力学会の部会企画セッションなど)、部会ホームページへの掲示、学会誌への投稿、国の委員会等での紹介を通して、偏りの無い立場からの評価を受ける。</p>
延長期間	平成 26 年 4 月 1 日 ～ 平成 27 年 3 月 31 日

外部入金で実施する事業の<設立・延長>申請書  
(特別専門委員会を設置しない事業)

平成 24 年 2 月 13 日

名称 (注 1)	熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ
設立・ <u>延長</u> 趣旨	<p>日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術検討」特別専門委員会は平成 21 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ (略称=熱水力ロードマップ)」を整備した。本ロードマップは熱流動部会のホームページに掲載され、保安院 原子力安全基盤小委員会や原安委 原子力安全研究専門部会などにおいて報告されると共に、国の軽水炉関連事業を効果的に実行するために参照されてきている。</p> <p>日本原子力学会の熱流動部会は、随時変化する熱水力技術への要請ならびに運用・規制に関する制度の検討の活発化に対応し、本ロードマップを要請に応えた効果的なものとし続けるために、ローリングと外部への発信を定期的に行なう目的で、本ワーキンググループでの活動を平成 21 年に開始した。</p> <p>平成 22 年度には、ニーズとシーズのマッチングをよりの確に図るため、重点課題に対応した 3 つのサブワーキンググループによる検討を開始したが、平成 23 年 3 月 11 日の福島事故により、これまでの検討内容の見直しが迫られることとなった。</p> <p>このため、本ワーキンググループでは活動を延長し、国のエネルギー政策に立脚した軽水炉発電に必要なと思われる熱水力分野での課題を明示しつつ、関連する研究の活性化を図り、学会に課せられた社会貢献という役割を、部会の活動を通じて効率的・効果的に果たす。</p>
研究・活動 項目	<p>・ 熱水力安全評価基盤技術戦略マップ (熱水力ロードマップ) のフォローと更新 (ローリング)</p> <p>(1) <u>ロードマップの再評価と必要に応じた見直し (1 回/年程度)</u> ロードマップの内容に沿った個々の具体的活動の評価や周辺環境の確認を行なう。さらに、サブワーキンググループからの提案と併せてロードマップの見直しを図り、活動計画に反映する。</p> <p>(2) <u>ロードマップの効率的実施に向けたサブワーキンググループの設置 (3 回/年程度)</u> 「シビアアクシデント」「スケーリング」「アクシデントマネジメント」の 3 つのサブワーキンググループを設置して個別課題における詳細な活動内容を議論し、具体的実施方法などをワーキンググループへ提案する。</p> <p>(3) <u>外部への発信 (適宜) と外部評価の熱水力ロードマップへの反映</u> 学会発表 (原子力学会セッション、国際学会等)、部会ホームページへの掲示、セミナー開催、国の委員会等での報告を通して、偏りの無い立場からの評価を受け、適宜、技術戦略マップに反映する。</p>
設置・ <u>延長</u> 期間	平成 24 年 4 月 1 日 ~ 平成 26 年 3 月 31 日

外部入金で実施する事業の申請書  
(特別専門委員会を設置しない事業)

平成 22 年 9 月 29 日

名称 (注 1)	熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ
設立趣旨	<p>環境問題や資源問題に的確に呼応する原子カルネサンスならびにグローバル化の時代を迎え、軽水炉への社会の付託は世界的規模で増加しつつあり、軽水炉の安定性、経済性、安全性を支える基盤技術としての熱水力分野に、より一層の期待が寄せられている。こうした背景を受けて「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ (略称=熱水力ロードマップ)」が、日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術検討」特別専門委員会で 2009 年 3 月に整備された。この技術戦略マップは、保安院 原子力安全基盤小委員会や原安委 原子力安全研究専門部会などにおいて報告されると共に、国の軽水炉関連事業を効果的に実行するために参照される。</p> <p>熱水力技術への要請は随時変化しており、運用・規制に関する制度の検討も活発化している。このため、熱水力ロードマップを要請に応えた効果的なものとし続けるためには、定期的なローリングと外部への発信を行ない、評価を受ける必要がある。</p> <p>日本原子力学会の熱流動部会が本ワーキンググループでの活動を通じて、専門研究の推進のみならず、熱水力ロードマップの定期的なローリングと発信、ならびに社会的な評価を確認していくことは、学会に課せられた社会貢献という役割を、部会の活動を通じてより効率的・効果的に果し、軽水炉のみならず熱水力分野全体の活性化を図る一つの大きな機会である。</p>
研究・活動項目	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱水力安全評価基盤技術戦略マップ (熱水力ロードマップ) のフォローと更新 (ローリング)</li> <li>(1) <u>ロードマップの再評価と必要に応じた見直し (1 回/年程度)</u> ロードマップの内容に沿った個々の具体的活動の評価や周辺環境の確認を行なう。さらに、サブワーキンググループからの提案と併せてロードマップの見直しを図り、活動計画に反映する。</li> <li>(2) <u>ロードマップの効率的実施に向けたサブワーキンググループの設置 (3 回/年程度)</u> 「シビアアクシデント」「スケーリング」「プラント改良技術」の 3 つのサブワーキンググループを設置して個別課題における詳細な活動内容を議論し、具体的実施方法などをワーキンググループへ提案する。</li> <li>(3) <u>外部への発信 (適宜) と外部評価の熱水力ロードマップへの反映</u> 学会発表 (原子力学会セッション、国際学会等)、部会ホームページへの掲示、セミナー開催、国の委員会等での報告を通して、偏りの無い立場からの評価を受け、適宜、技術戦略マップに反映する。</li> </ul>
設置期間	平成 22 年 8 月 6 日 ~ 平成 24 年 3 月 31 日

宛) 社団法人 日本原子力学会  
企画委員会／部会等運営委員会 殿

「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ (仮称) の設置について  
(実施計画書案)

2009年6月25日  
熱流動部会

軽水炉の高度利用や次世代軽水炉開発等、熱水力分野に今後予想される新たな技術開発や安全の確保・向上を目標とし、必要な規制と共に効果的に実施していくためのロードマップ「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ2009」が、H20年度に整備された。

今般、その定期的なフォローと更新(ローリング)の場として、日本原子力学会熱流動部会に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ(仮称)を設置することを提案する。

## 記

### 1. 設立趣旨

環境問題や資源問題に的確に呼応する原子力カルネサンスならびにグローバル化の時代を迎え、軽水炉への社会の付託は世界的規模で増加しつつあり、軽水炉の安定性、経済性、安全性を支える基盤技術としての熱水力分野に、より一層の期待が寄せられている。こうした背景を受けて「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ2008(略称=熱水力ロードマップ)」が、日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術検討」特別専門委員会で2009年3月に整備された。この熱水力ロードマップは、原子力安全・保安院による原子力安全基盤小委員会や原子力安全委員会による原子力安全研究専門部会などにおいて報告され、国の軽水炉関連事業を効果的に実行するために参照される。

熱水力技術への要請は随時変化しており、運用・規制に関する制度の検討も活発化している。このため、熱水力ロードマップを要請に応えた効果的なものとし続けるためには、定期的なローリングと外部への発信を行ない、評価を受ける必要がある。

日本原子力学会の熱流動部会が「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ(仮称、略称=熱水力ロードマップワーキンググループ)を設置して、専門研究の推進のみならず、熱水力ロードマップの定期的なローリングと発信、ならびに社会的な評価を確認していくことは、学会に課せられた社会貢献という役割を、部会の活動を通じてより効率的・効果的に果し、軽水炉のみならず熱水力分野全体の活性化を図る一つの大きな機会である。

### 2. 研究・活動項目

熱水力ロードマップワーキンググループは、熱水力ロードマップのフォローと更新(ロー

リング) を、下記の要領で実施する。

(1) ロードマップの再評価と必要に応じた見直し (1回/年程度)

ロードマップの内容に沿った個々の具体的活動の評価や周辺環境の確認を行なう。さらに、サブワーキンググループからの提案と併せてロードマップの見直しを図り、活動計画に反映する。

(2) ロードマップの効率的実施に向けたサブワーキンググループの設置 (3回/年程度)

熱水力研究開発サブワーキンググループ (仮称) を設置して個別課題における詳細な活動内容を議論し、熱水力ロードマップワーキンググループへ具体的実施方法等を提案する。

(3) 外部への発信 (適宜) と外部評価の熱水力ロードマップへの反映

学会発表 (原子力学会セッション、国際学会等)、セミナー開催、国の委員会等での報告を通して、偏りの無い立場からの評価を受け、適宜、技術戦略マップに反映する。

3. 設置期間

H21 年度以降、3 年間

(ただし、委員の合意と熱流動部会の承認により、継続できるものとする)

4. 熱水力ロードマップワーキンググループの構成

- ・主査 : 東大 班目教授
- ・幹事 : 産業界 (メーカー) /官 (JNES、JAEA) /学術界 (大学など)
- ・参加機関: メーカー/JNES/JAEA/大学/エネ総研/電中研/電力/NISA/エネ庁/原安委  
(非学会員にも参加を求める)

- ・運営 : 関係各所からの賛助金で賄う

賛助金を受ける機関 (予定) :

日本原子力研究開発機構、原子力安全基盤機構、日立GEニュークリア・エナジー (株)、(株) 東芝、三菱重工業 (株)、東京電力 (株)、関西電力 (株)、日本原子力発電 (株) 等

部会小委員会への非会員の参加に関わるガイドライン

(部会等運営委員会制定)

部会に小委員会を設置するとき、小委員会に非会員を加えることによって格段の成果を期待できるとき、小委員会の主査は非会員を専門委員として加えることができる。ただし、その数は若干名とする。

以上