

熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015

(改訂版)

26年度報告書

平成27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検討」ワーキンググループ

はじめに

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	4
1.1 背景	4
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	8
1.3 実施内容	8
1.4 熱水力技術戦略マップの改訂に際する「考え方」について	10
1.5 ワーキンググループの構成	12
2章 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)	13
2.1 全体の俯瞰「導入シナリオのまとめ」	13
2.2 時系列ロードマップ	14
2.3 技術マップ(課題整理表)	22
2.3.1 基盤技術	23
2.3.2 安全評価	35
2.4 個票(課題調査票)と優先度	40
2.4.1 基盤技術	41
2.4.2 安全評価	71
3章 結言	96
付録1 シビアアクシデントSWGの技術マップ	98
付録2 外部発表	125
付録3 資工庁／学会RMの紹介(H26 年度最終報告＝暫定版)	128
付録4 委員名簿、委員会設立申請書	155

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。

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として我が国では、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^{*1}が開始された。これは冷却材喪失事故(LOCA)時の非常用炉心冷却系(ECCS)の有効性に関して(株)日立製作所、日本原子力事業(株)、三菱原子力工業(株)が行った実験及びモデル分析に基づく先駆けの研究である。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いて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、実規模試験設備の整備のほか、解析評価技術の開発、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、国際協力についても、常に充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り、研究や技術の水準の継承・発展の努力が、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代軽水炉の開発^{*2}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を図られることとなり、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

^{*1} 「SAFE プロジェクト小委員会報告書 ー水型動力炉の後備安全防護装置の研究ー」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

^{*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

新規基準^{*3}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)研究の実施と、その成果を基にした規格基準類の整備等に貢献することとした。

軽水炉における熱水力の役割

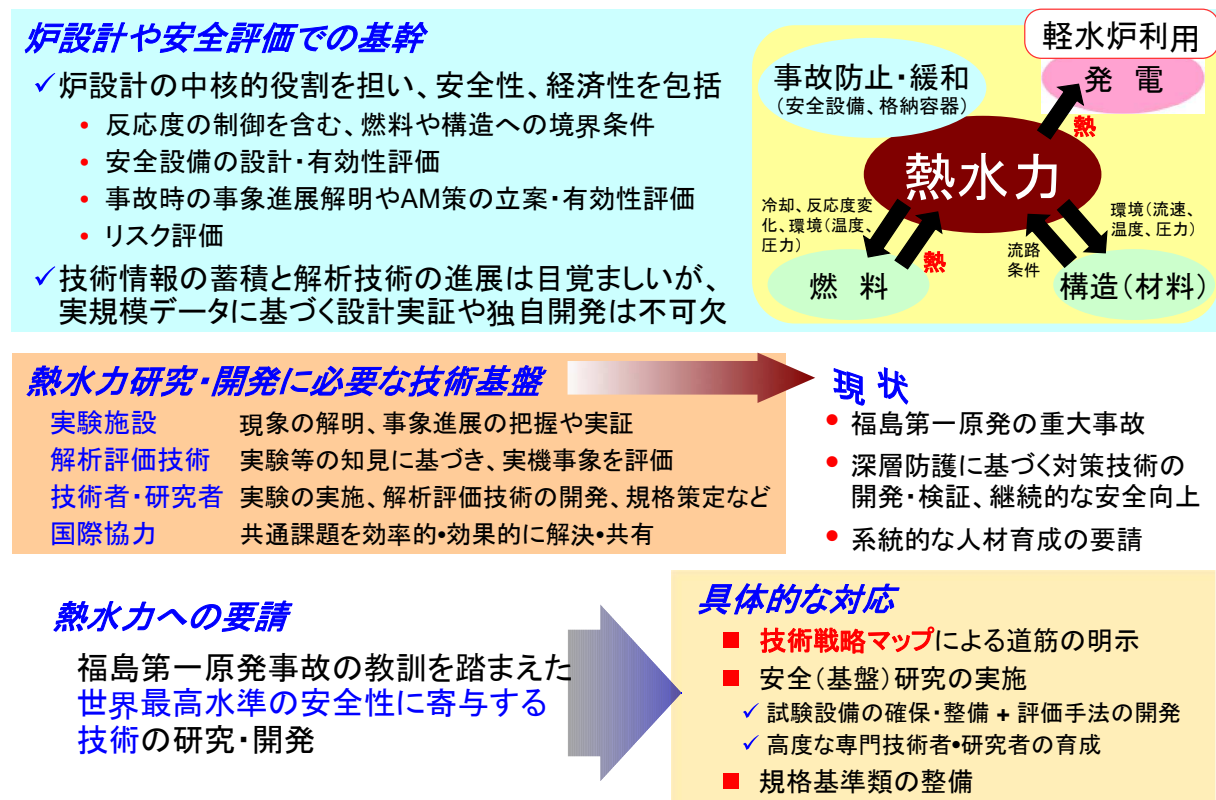


図 1. 1. 1 軽水炉における熱水力の役割

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

*3 原子力規制委員会HP: https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin_kisei_kijyun.html

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主査の下で平成 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(次ページ)に示す。

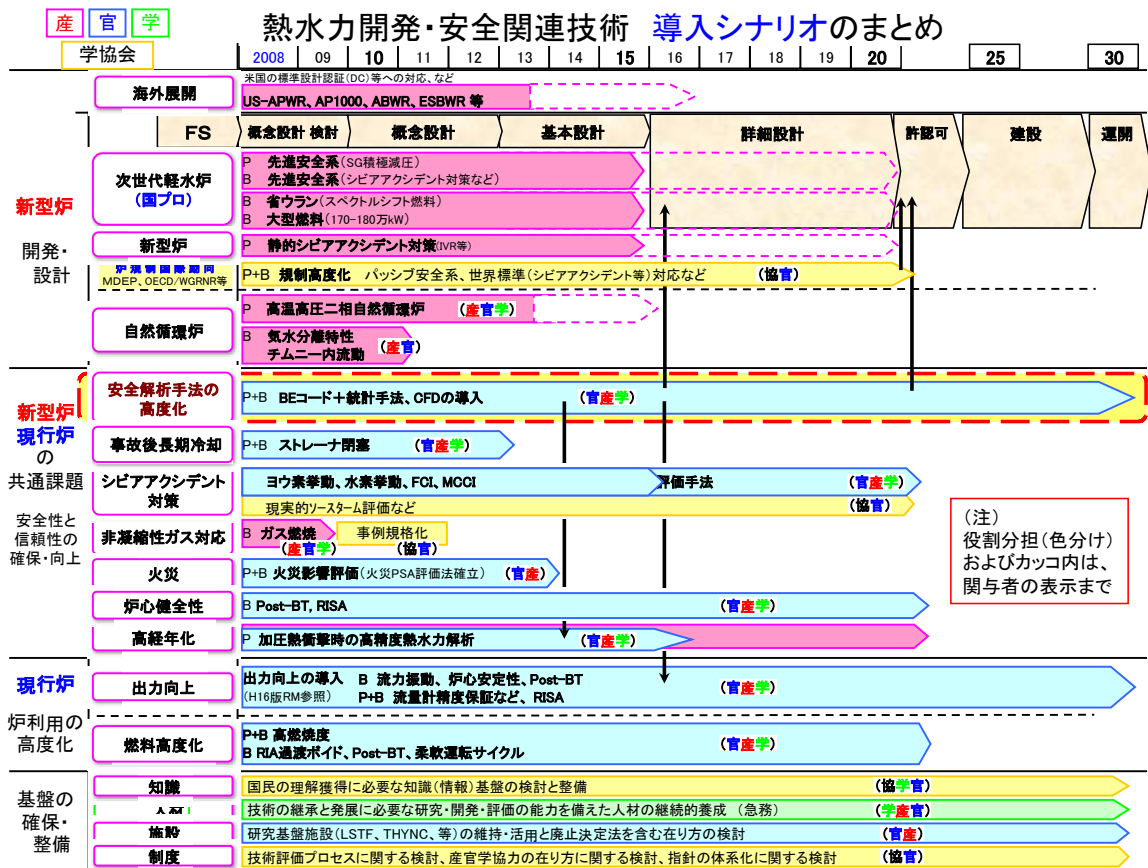


図1. 1. 2 熱水力RM第1版(2009) 導入シナリオのまとめ

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、主な大型の設備は 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・開発とでは、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。ただし、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

* 「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

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シビアアクシデント(以下、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ち、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、平成 25 年秋の原子力学会で報告を行った。^{*2} 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、本報告書に示す「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。

1.2 目的

福島第一原原子力発電所の事故(以下、1F 事故)の教訓を踏まえて、これまで日本原子力学会が策定してきた技術戦略マップ(ロードマップ)を改訂する社会的要請に応じて、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」を改訂し、「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)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、熱水力分野に必要とされる安全評価技術を含む技術課題や解決策、技術基盤などを明確化し、適切な達成目標と達成への時系列ステッ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て、改訂版技術戦略マップを策定した。本報告書では、改訂版技術戦略マップを主に以下の3項目により示す。

^{*2} 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

(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、改訂版技術戦略マップが扱う技術課題毎に、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等を調査・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こととした。

1. 4 熱水力技術戦略マップの改訂に際する「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、技術戦略マップ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

改訂版技術戦略マップでは、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した。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した。

(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、改訂版技術戦略マップで扱うべき技術課題を抽出することとした。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こととした。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した。選定された技術課題は、2. 4. 1章に示される12件である。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12件の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た。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点を設けた。

- | | |
|-------------|----------------------|
| 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] |
| ③ 設計・開発上 | [成果を利用するマイルストーンの考え方] |

(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、改訂版技術戦略マップの全体に対してもマイルストーンを検討した。それらの要件は、再稼働など新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)の設備で既設炉の安全向上にフィードバックする、などである。なお、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、熱流動部会による改訂版技術戦略マップの策定と平衡して、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新規に策定を進めている「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)が検討されている。このため、改訂版技術戦略マップの策定に際しては、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した。

(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、改訂版技術戦略マップにおいては、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した。

(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。外的事象については、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。

本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を基盤技術SWGの技術マップ(課題整理票)において示すと共に、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を示すこととした。

(g) 改訂版技術戦略マップ策定後の活用とローリングについて (参照: 図1. 4. 1)

本技術戦略マップを参照し、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、学会誌への特集の投稿、国際会議等への投稿、プレス発表などが計画される。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要否を判断し、それに応じて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、本技術戦略マップ(改訂版)を策定した日本原子力学会熱流動部会に恒設される専門委員会などが担い、具体的なローリングの実施内容を定めると共に、比較的短サイクルで定期的な内容の見直し等が検討されることが妥当と思われる。

熱水力RMの活用とローリング

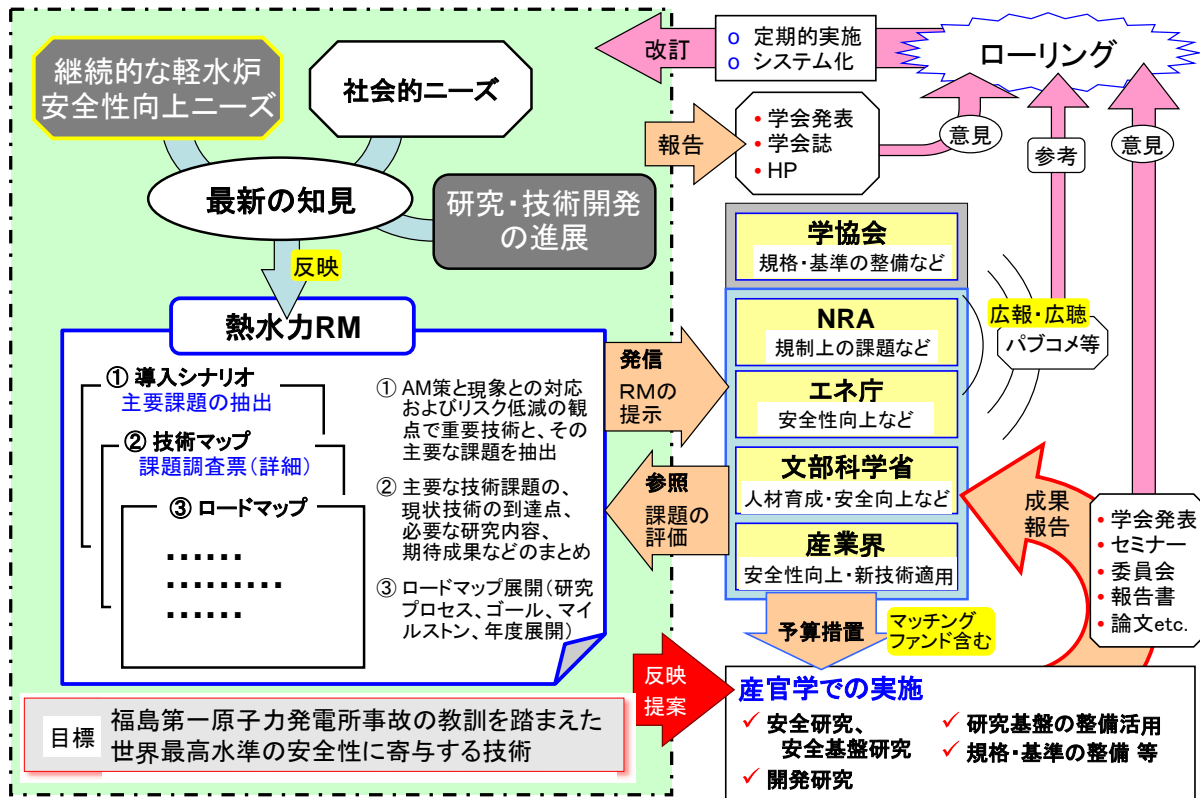


図1. 4. 1 技術戦略マップの作成と展開

1. 5 ワーキンググループの構成

本「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」は、「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)および、主に技術課題を検討する基盤技術サブWG(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。

WG および SWG 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、東京大学の山口彰教授が WG 主査を、京都大学の杉本純教授が基盤技術 SWG の主査を、東京大学の越塚教授が安全評価 SWG の主査を、筑波大学の阿部豊教授がシビアアクシデント SWG の主査を務めた。参加機関のうち、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)、(株)日立製作所、三菱重工業(株)、(一財)電力中央研究所、(独)日本原子力研究開発機構の6機関が幹事を務めた。WGおよびSWGのメンバーリストを付録に示す。

2章 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)

2.1 全体の俯瞰「導入シナリオのまとめ」

本項では、改訂版技術戦略マップ策定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改訂版技術戦略マップの対象とした。

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 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改訂版技術戦略マップのスコープとした。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た。

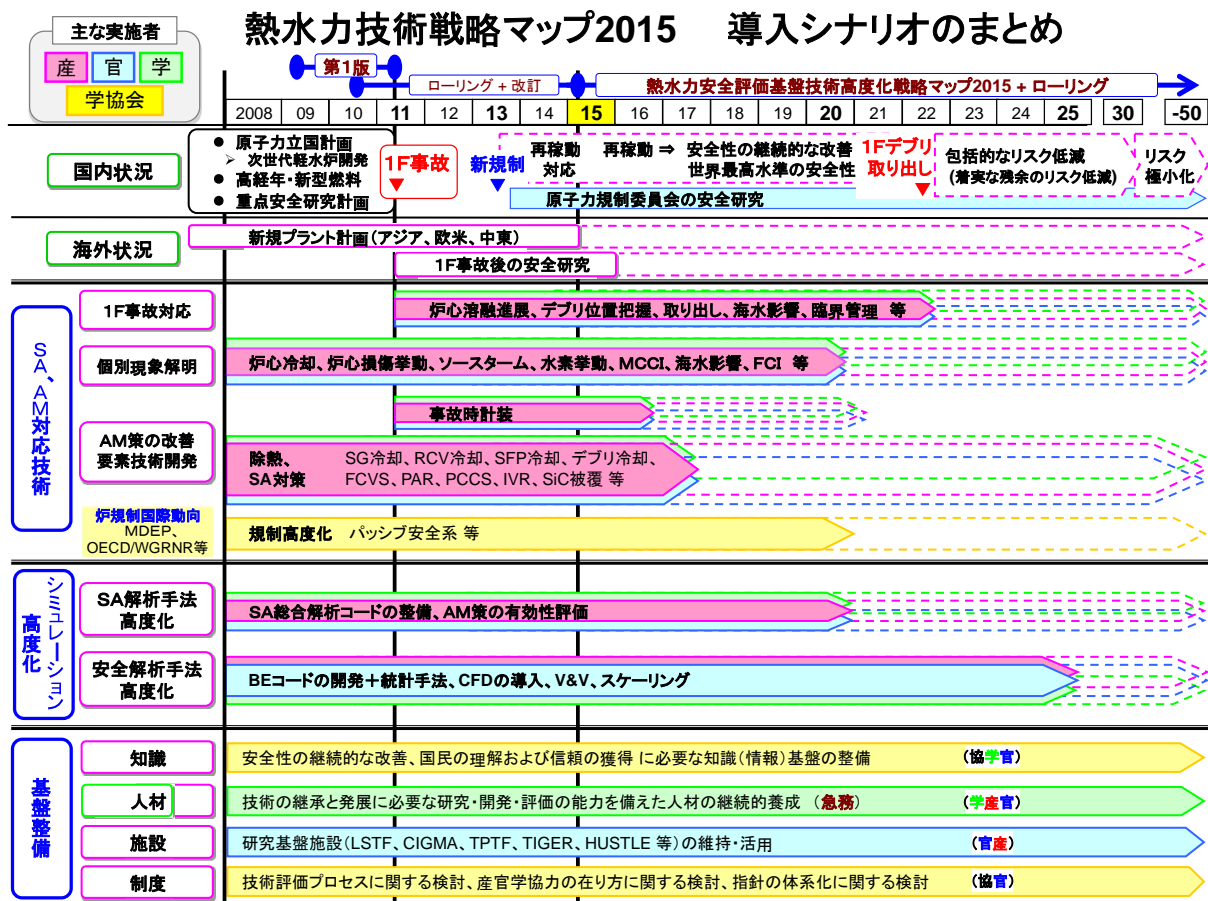


図2. 1. 1 改訂版技術戦略マップ 導入シナリオのまとめ

2.2 時系列ロードマップ

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技術基盤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。

ここでは「基盤技術」「安全評価」の2つのSWGの成果を時系列ロードマップの形にジョイントした最終形を7件の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た。

(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

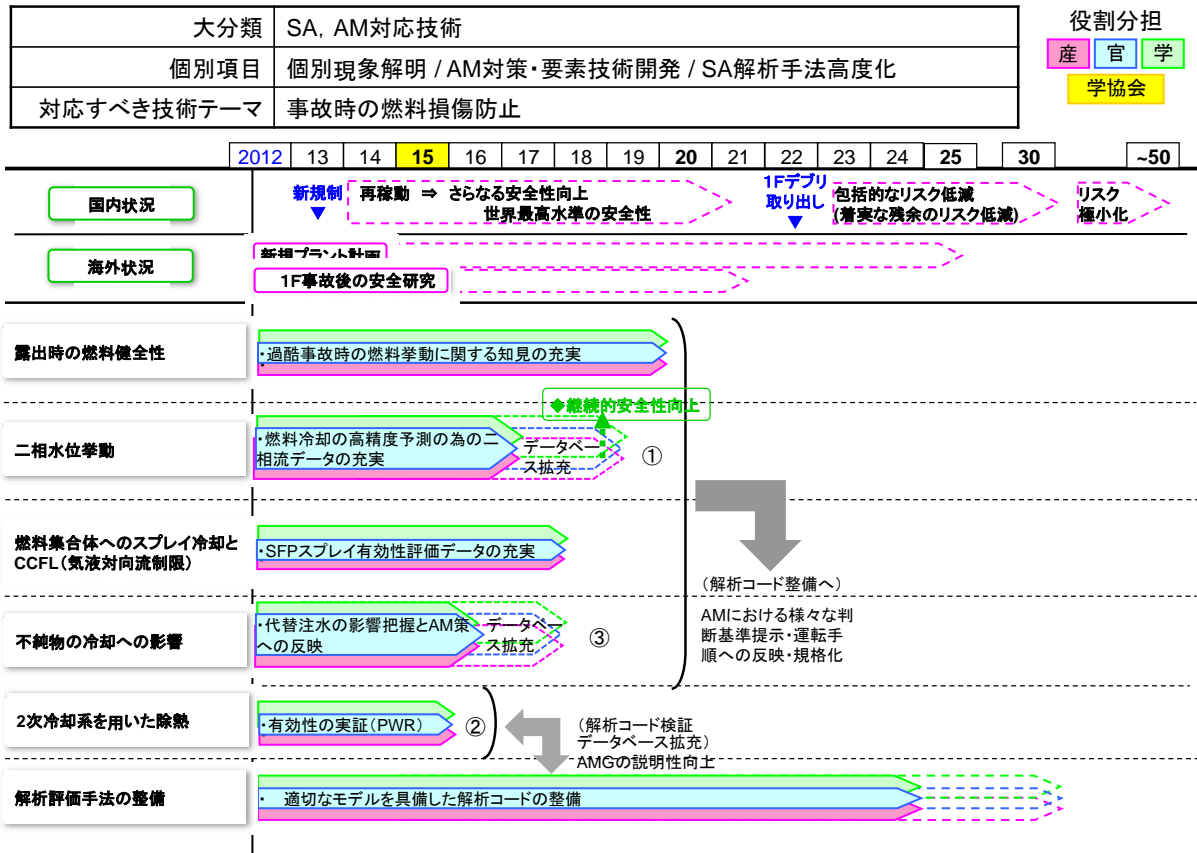


図2. 2. 1 時系列RM(事故時の燃料損傷防止)

(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、圧力容器下部ヘッドの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

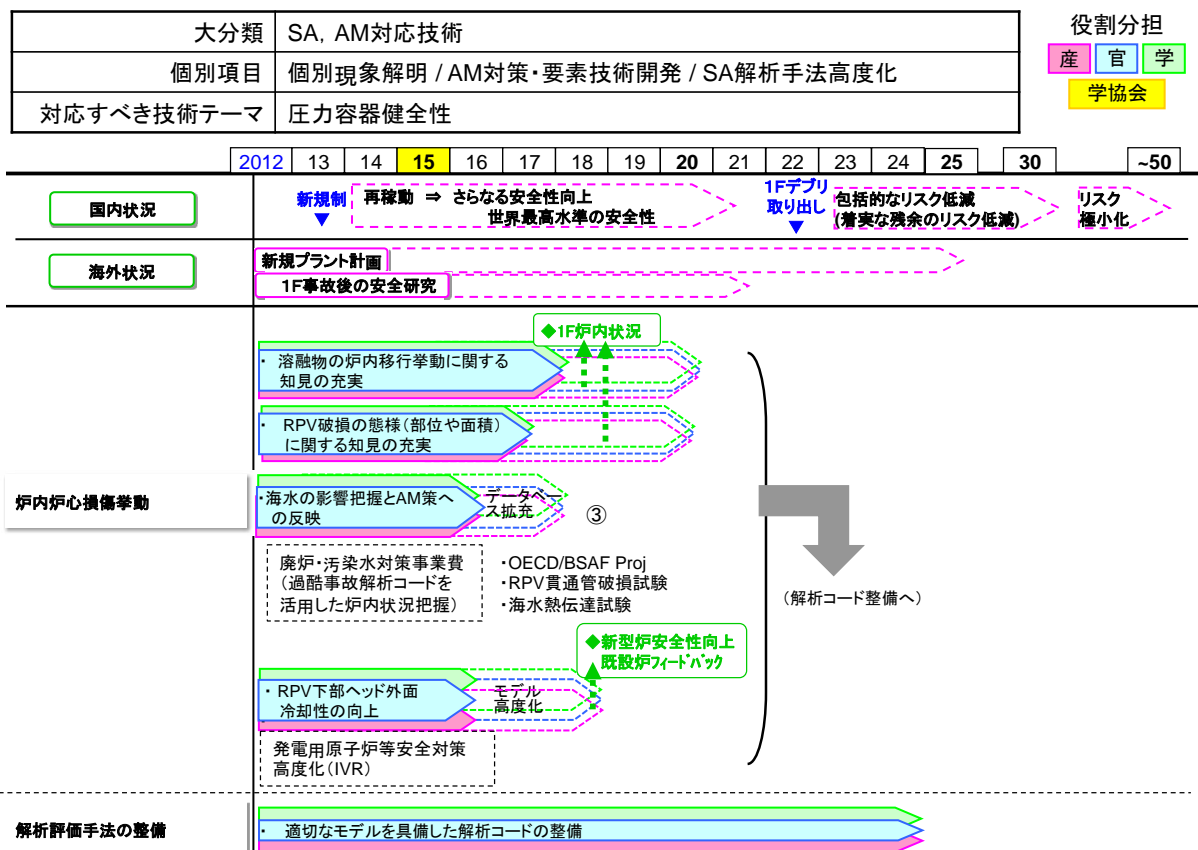


図2. 2. 2 時系列RM(圧力容器健全性)

(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

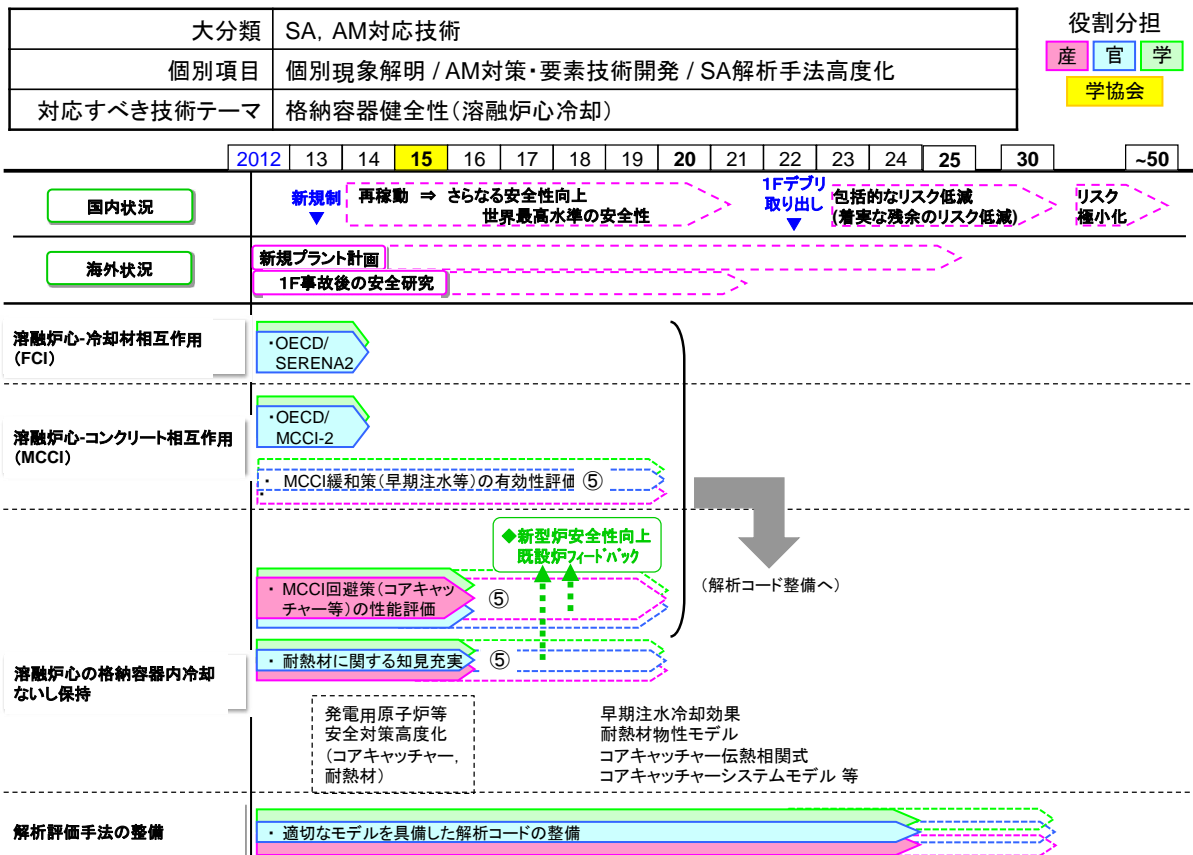


図2. 2. 3 時系列RM(格納容器健全性(溶融炉心冷却))

(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

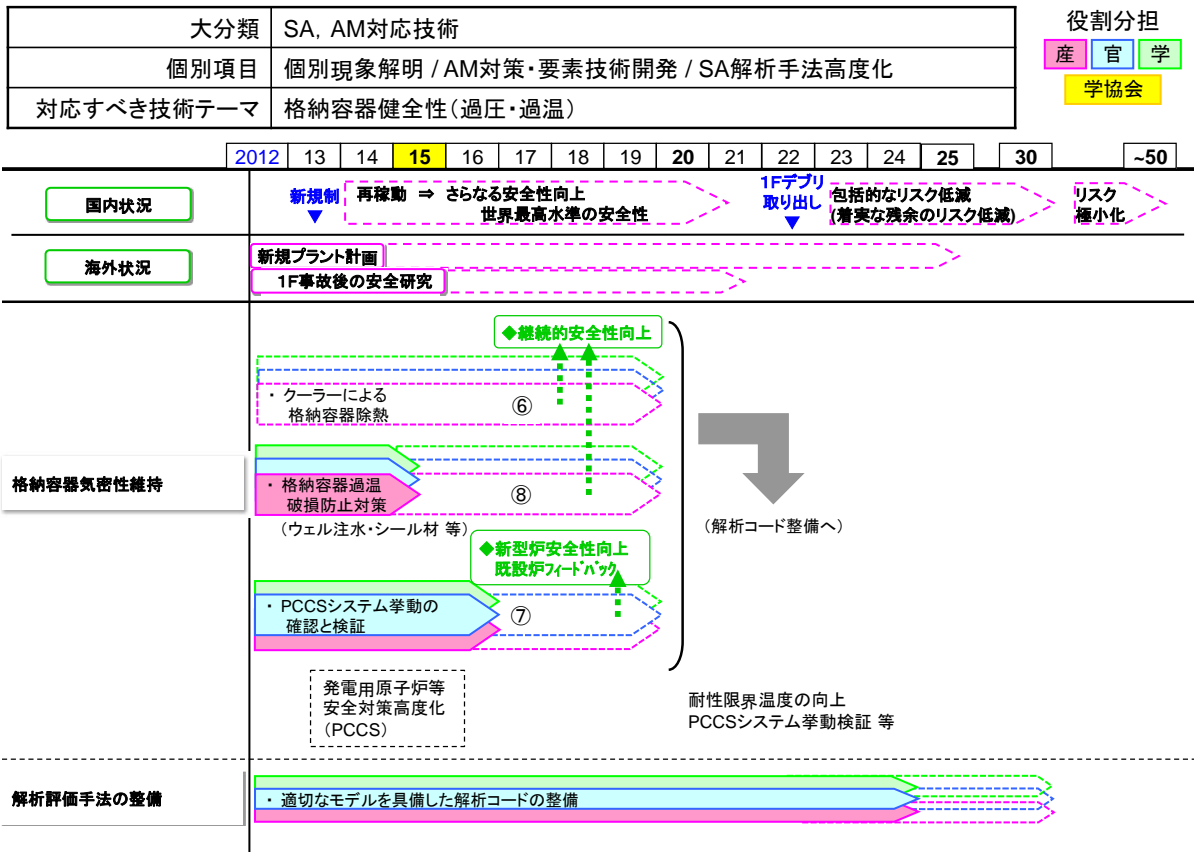


図2. 2. 4 時系列RM(格納容器健全性(過圧・過温))

(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

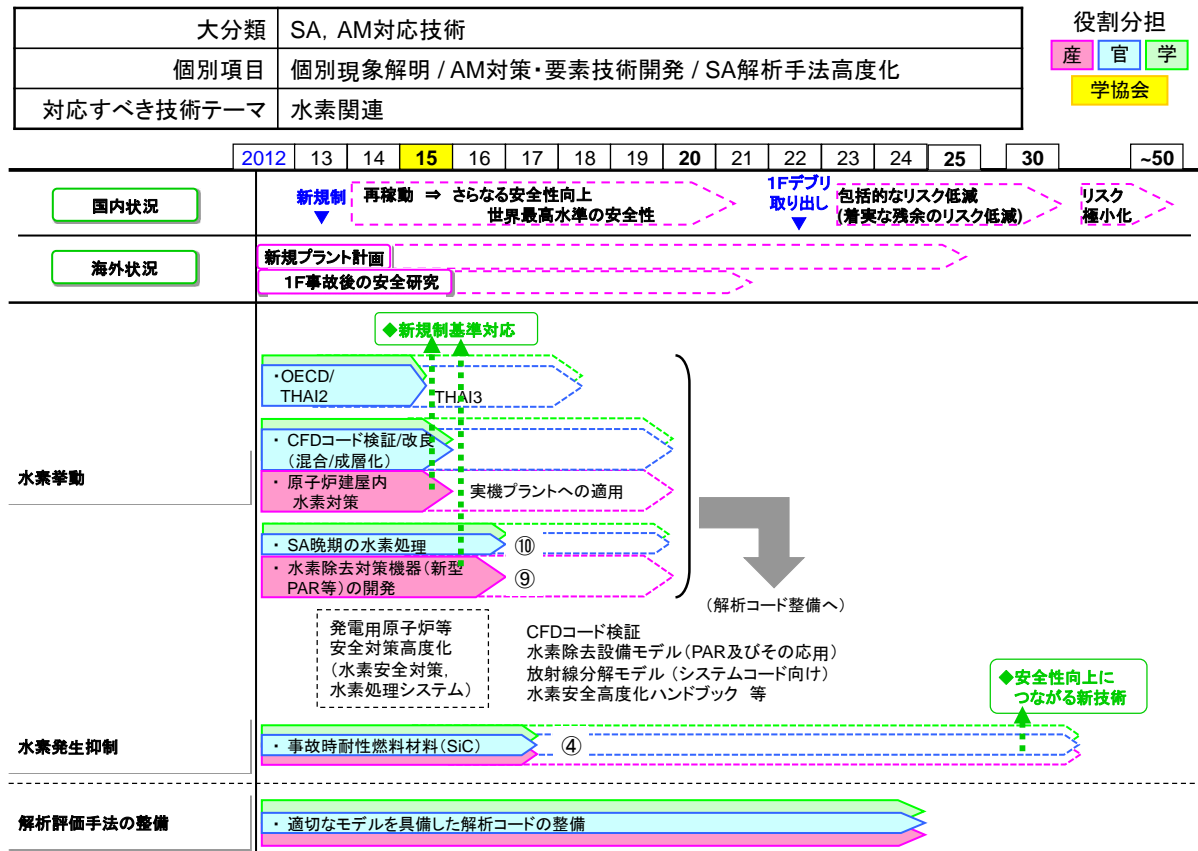


図2. 2. 5 時系列RM(水素関連)

(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。

この様な FP 放出低減設備の性能向上に係るR&Dをはじめ、FP 挙動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

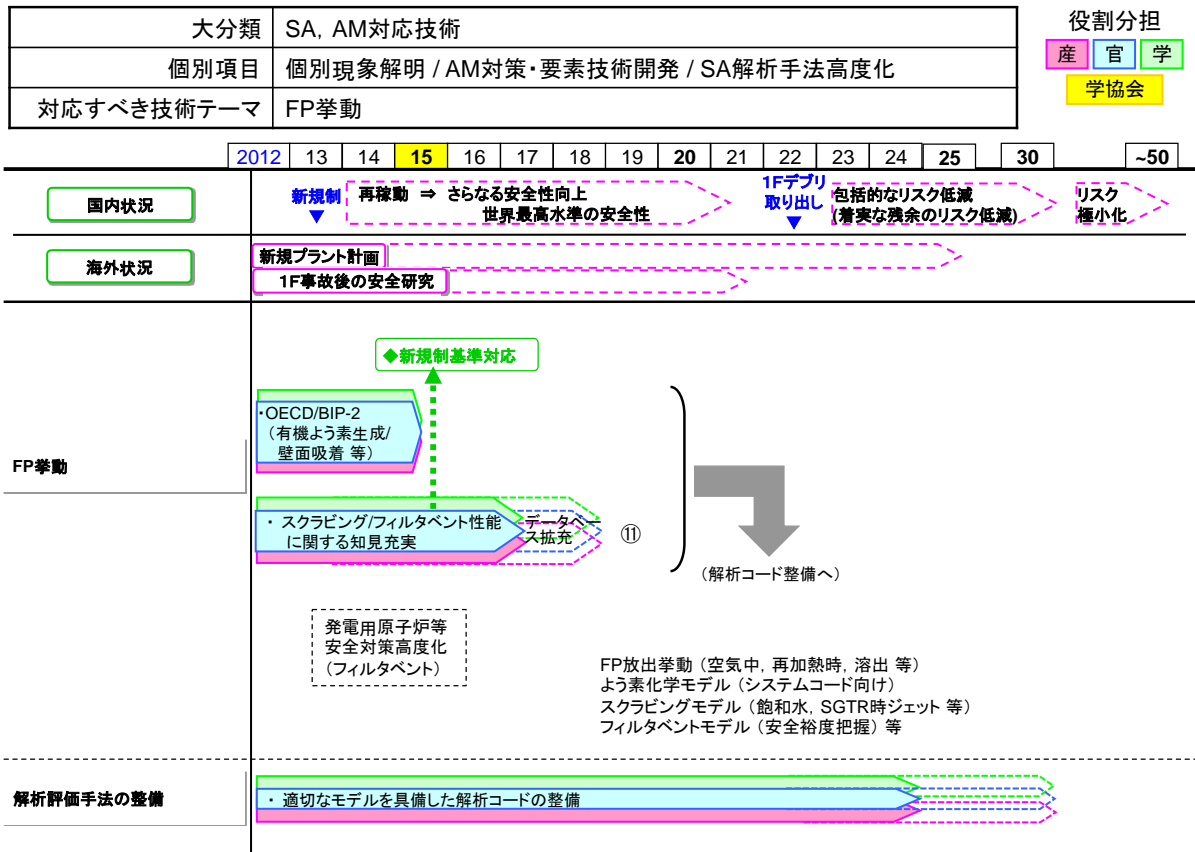


図2. 2. 6 時系列RM(FP 挙動)

(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

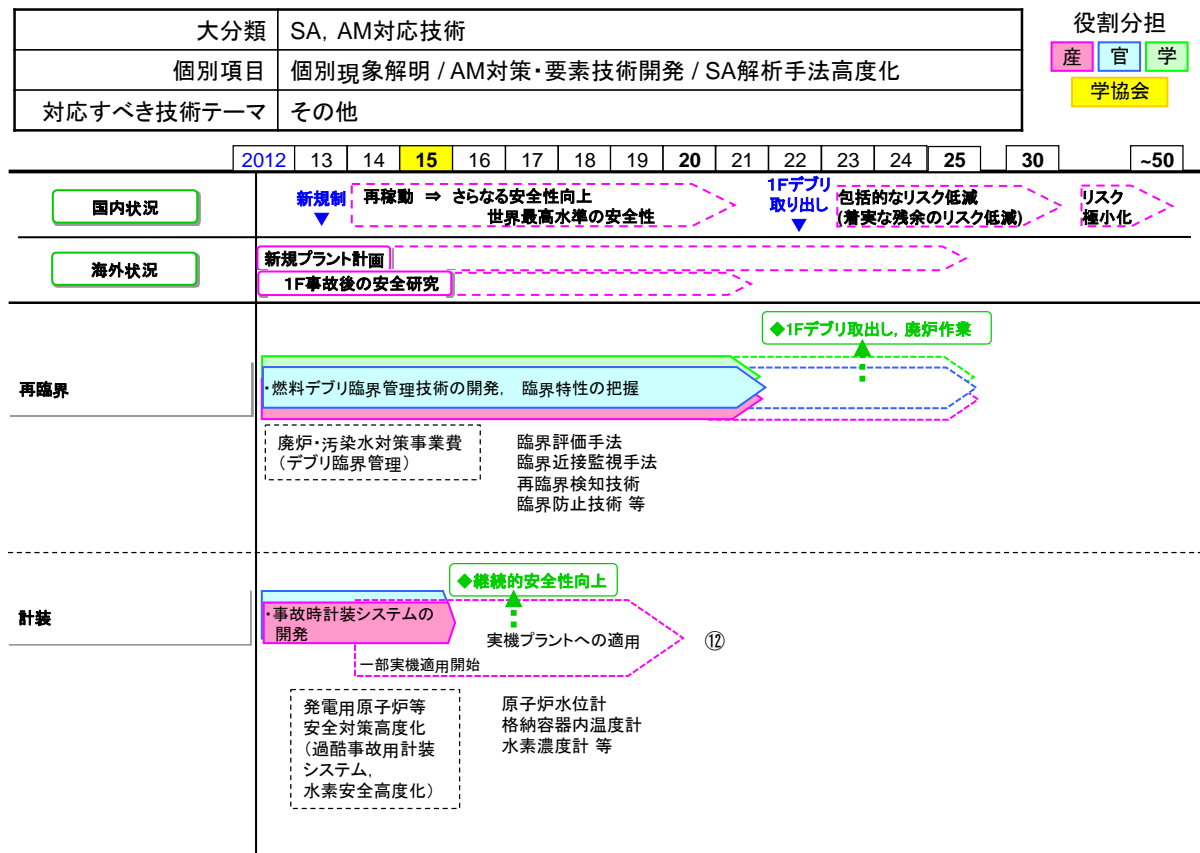


図2. 2. 7 時系列RM(その他)

2.3 技術マップ(課題整理表)

技術マップの検討は、改訂作業を行った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。

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*¹を行うと共に、学会誌への投稿を準備中である。同技術マップは他の2つのSWGによる議論に際して参考として用いられ、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、安全評価の2つの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SWG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」SWG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」SWGは改訂版技術戦略マップの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、本改訂版技術戦略マップで扱う技術課題の選定に用いた課題整理表を示す。

* 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

本章には、技術開発課題を同定した「基盤技術」SWG による技術マップ(課題整理表)を掲載する。「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)の作成を行った。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を試みた。

「基盤技術」SWG にて作成した技術マップ(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み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、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。

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, ボン 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) ARWS: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 格納容器加圧シークに有効 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」	ウエル注水/シール材	大 格納容器過温シー ケンスに有効 建屋側への水素リ ーク防止に有効	小 手動でのウエル注 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 ウエル部冷却性 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)] ・ウエ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・確証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 確かさを低減	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

次ページに安全評価 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(課題調査表)の作成にとどめた。

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(課題調査表)の内、これらの4つの課題に対応する個票(課題調査表)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(課題調査表)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
原子炉容器内	炉心損傷前	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:ダウンカマーマイバスの現実的評価、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:ポ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) + ポロン希釈(対策:ポロン水(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			
原子炉容器内	炉心損傷後	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への予測	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・過温破壊	最大圧力、温度(対策:P:代替 CV スプレイ、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破壊メカニズム同定) 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の P:キャビティ注水、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 圧力急昇と過圧破壊(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-冷却材間の相互作用・デブリの拡がり, 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-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, スプレー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BEPUI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、改訂版技術戦略マップで扱う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、2つのSWGで調査した結果のうち安全評価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 12 の課題が抽出された。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
- ② 2次冷却系を用いた除熱(PWR)
- ③ 不純物の冷却への影響
- ④ 事故耐性燃料材料(SiC)
- ⑤ 熔融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ
- ⑥ クーラーによる格納容器除熱の実証
- ⑦ 格納容器除熱時システム挙動の検証
- ⑧ ウェル注水/シール材
- ⑨ 静的触媒式再結合器(PAR)
- ⑩ シビアアクシデント晩期水素処理
- ⑪ 格納容器ベント(フィルタベント)
- ⑫ 事故時計装の代替策/追加

さらに、津波、火山、竜巻、火災について、関連情報の調査結果をまとめた。

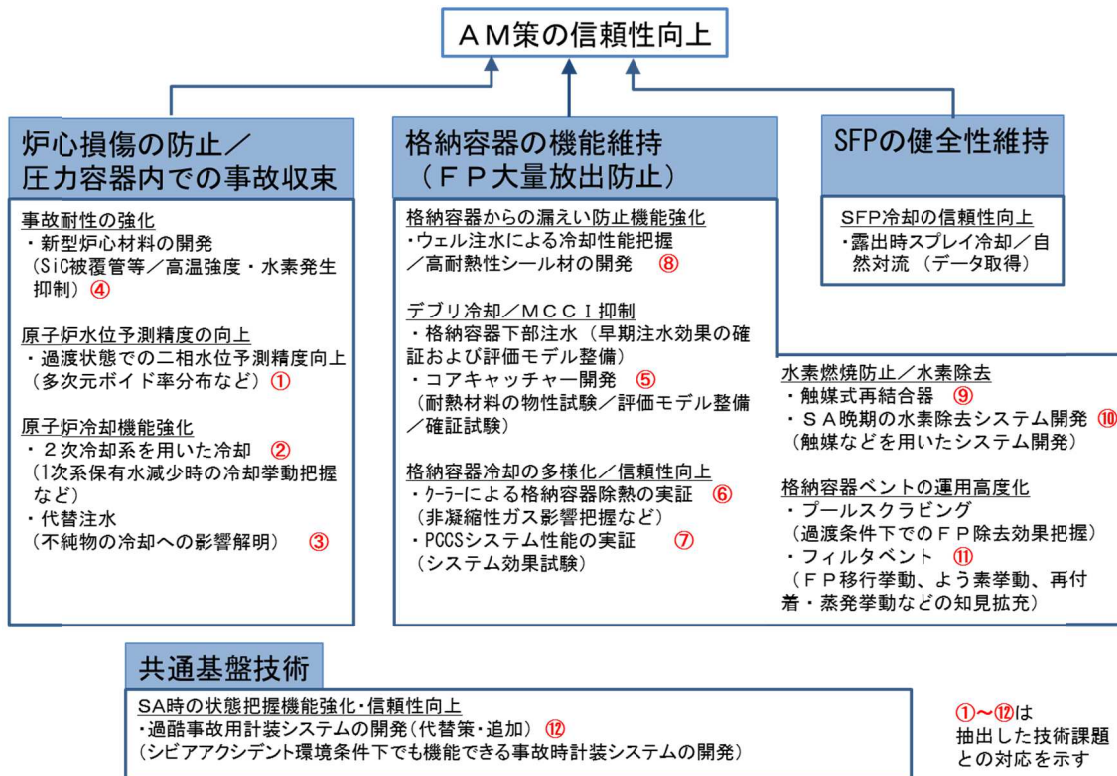


図 2. 4. 1 抽出課題と SA 時の必要機能との関係

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)	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マ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。	
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"> ■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ 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 ■ 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。 	
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	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。	
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"> ■ 多次元二相流動の把握 <ul style="list-style-type: none"> ✓ バンドル内及び大口径内多次元二相流計測技術の向上 ✓ SA 解析コードの信頼性向上と説明性の向上 ✓ SAMG の高度化 	
期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 減圧操作時の自然循環流量変化 ■ 減圧操作時の燃料冷却特性 ■ 説明性の向上した SA 解析コード 	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ■ SAMG の高度化 ■ 動的 PSA 	
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	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	A
2) 研究上 (知見の不足度)	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	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	2013～2018 年度
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)	

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"> ■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ 非凝縮性ガスの除熱特性への影響把握 ✓ 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 ■ 実施内容 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ 安全解析手法の関連する物理モデルの改良、妥当性確認
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"> ■ 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).
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"> ■ 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"> ✓ 1 次系二相自然循環あるいはリフラックス冷却 ✓ SG 伝熱管における凝縮熱伝達、対向流 ✓ 1 次系各部のボイド率分布
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)	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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	2011～2015 年度 資源エネルギー庁公募研究「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発(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溶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"> ■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 海水及びホウ酸水の沸騰濃縮による析出挙動の取得 ✓ 海水とホウ酸水との混合溶液の粘性や析出特性把握 ✓ 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 ✓ 析出による流路閉塞及び伝熱劣化の計測 ■ 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。
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>■ 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"> ■ 多次元二相流動の把握 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 海水とホウ酸水の混合溶液と析出塩の特性把握 ✓ スペーサ等の狭隘部への塩析出挙動 ✓ 海水およびホウ酸水注入時の伝熱劣化予測性能の向上 ✓ SA 解析コードの信頼性向上と説明性の向上 ✓ SAMG の高度化
期待される成果	
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 海水とホウ酸水の混合溶液の粘性などの ■ 減圧操作時の自然循環流量変化 ■ 減圧操作時の燃料冷却特性 ■ 説明性の向上した SA 解析コード
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ■ SAMG の高度化 ■ 動的 PSA

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	2013~2018 年度	
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(SiC)

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(SiC)
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>ジルカロイは 1200℃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、ジルカロイ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。</p> <p>SiC セラミクス材を燃料被覆管に適用した場合、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、ジルコニウム合金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。SiC 被覆管体系による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。
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"> ✓ SiC 被覆管の自然/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 ✓ 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 ✓ 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 ✓ リウエット時の SiC 被覆管熱衝撃挙動の把握とデータ取得
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	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、SiC 被覆管による熱水力試験データや評価コードは整備されていない。
関連する 現象および技術の ブレークダウン	<p>核沸騰から遷移沸騰への移行が始まる時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"> ✓ 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 ✓ 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

期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 限界熱流束及びリウエット相関式 ■ 熱水力データベースの取得 	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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緩和に有効であり、リスク低減に寄与する ■ 事故耐性燃料の安全評価ガイドライン(仮称) 	
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	酸化による炉内水素発生を大幅な抑制に有効	B
2) 研究上 (知見の不足度)	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	A
3) 設計・開発上 (マイルストーン)	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	B
備考		
実施形態 (案)		
予算措置(例)	<p>国／民間 (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>	
実施時期	<p>2012～2016 年度 安全性を追従した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発[MEXT 委託事業による SiC 複合材試作と材料特性試験が主体] 上記研究終了後 SiC 被覆管の熱水力試験</p>	
課題検討の実施者 (産、官、学)	<p>民間(メーカー) 基礎研究の一部を大学ないし研究機関へ再委託</p>	
備考 (実施上の制約条件など)	<p>SiC 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"> ■ 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"> ✓ 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 ✓ 溶融デブリの自然対流熱伝達挙動の確認 ✓ 耐熱材の高温度域での熱拡散物性値の確認 ✓ 耐熱材の耐侵食性の確認 ■ 溶融デブリの自然対流熱伝達、デブリ固化、耐熱材侵食、冷却熱伝達、構造物熱伝導を考慮した、デブリから耐熱材、冷却水、冷却構造、格納容器構造への熱移行の全体挙動解析コードの開発と実機事故シナリオ解析
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-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> <ul style="list-style-type: none"> ■ 文献： <ul style="list-style-type: none"> ✓ Nucl. Eng. Des. 169, 185-195 (1997) [SULTAN 試験] ✓ Nucl. Eng. Des. 169, 49-87 (1997) ✓ ICONE21 (2013) 16635 ✓ ICAPP (2014) 14179 ✓ NTHAS9 (2014) N9A0012
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"> ■ 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"> ✓ 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 ✓ 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。 ✓ コアキャッチャのライナー下部冷却にナノフルイドを適用し CHF を向上。
期待される成果	
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ コアキャッチャ設計に関するデータベース ■ 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)

	■ 解析コード検証データベースの取得	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	■ 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 ■ SA 対応システム設計ガイドライン(仮称)	
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	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	A
2) 研究上 (知見の不足度)	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。	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	溶融物と耐熱材/犠牲材が直接接触する構造の場合	
実施形態 (案)		
予算措置(例)	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。)	
実施時期	2011~2015 年度(一部実施中)	
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。</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"> ■ 解決すべき課題 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ 非凝縮性ガス濃度を含む除熱特性評価式の構築 ■ 非凝縮性ガスに関してパラメータ範囲を拡張し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。
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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 文献 <p>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")</p> <p>横堀ら, 原子力学会和文誌 Vol.2, No.3 (2003)</p> <p>長坂ら, 原子力学会和文誌 Vol.2, No.3 (2003)</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"> ■ クーラーによる自然対流冷却における諸点 ✓ 混合ガス流速評価 ✓ 非凝縮性ガスの除熱性能に対する影響 	
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"> ■ 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	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非凝縮性ガスの影響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 (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	2014～2019 年度	
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"> ・システム挙動試験による横型 PCCS 性能の実証 ・実験解析によるシステム解析コードの検証
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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"> ✓ システム挙動試験による横型 PCCS 性能の実証 ✓ 実験解析によるシステム解析コードの検証 ■ 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。 ■ 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。
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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 文献: <ul style="list-style-type: none"> ✓ NTHAS2 (2000) 332, 336, 344 ✓ 日本機械学会 2002 秋 1912 ✓ ICAPP' 03-3133 (2003) ✓ ICONE10-22442 (2002) ✓ 日本原子力学会 2002 秋の大会 L46
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"> ✓ 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 ✓ 動的システムが作動した場合のシステム相互作用 ✓ エアロゾルの付着挙動及びその伝熱性能への影響
期待される成果	
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 横型 PCCS システム性能の実証 ■ ベンチマーク用試験データの取得 ■ 格納容器システム挙動解析コードの検証
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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 ■ 横型 PCCS 全体のシステム設計に関するデータベース ■ 静的安全システムの設計ガイドライン(仮称) ■ PRA 評価

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	2011～2015 年度(一部実施中)	
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	格納容器からの漏えい防止対策
安全裕度向上(AM)策	ウェル注水/シール材
関連する SA 現象	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>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、SA時におけるPCV耐熱限界温度向上、および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	<p>■ 解決すべき課題(実験の方法、研究の具体的アプローチ)</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ ウェル注水時の冷却性能評価手法の妥当性確認 ✓ 高耐熱性シール材の開発 <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"> ✓ 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 ✓ 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
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>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"> ・ 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。 ・ 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。 ・ リーク面積評価値は、低電圧モジュールで約$7 \times 10^{-6} \text{m}^2$、フランジガスケットで約$1.5 \times 10^{-5} \text{m}^2$(ガスケット1mあたり)。 ・ 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。 <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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

関連する現象および技術のブレークダウン	ウェル注水/シール材に関連する現象・技術としては以下がある。 ✓ PCVヘッド部の冷却性に関し、PCV内の凝縮伝熱特性とウェル側での自然対流、沸騰伝熱を考慮した評価	
期待される成果		
1) 得られる知見	■ 高耐熱性シール材に関する特性データベースの拡充 ■ ウェル注水によるPCVヘッド部の冷却効果	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	■ SAMGの高度化 ■ 格納容器過温破損防止機能の強化	
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	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		
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	2015 年度以降	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑨ 静的触媒式再結合器(PAR)

課題名	格納容器並びに原子炉建屋での水素燃焼防止
安全裕度向上(AM)策	静的触媒式再結合器(PAR)
関連する SA 現象	水素混合、水素処理、水素燃焼
背景 (課題とする理由)	<p>事故時における格納容器内での水素燃焼を防止するため、触媒上で水素・酸素を再結合反応させる PAR が開発され、欧州プラント等で採用されている。</p> <p>福島第一原子力発電所事故を踏まえて、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。</p> <p>また、国内既設 BWR の一部では、炉心損傷後に格納容器へ放出される水素ガスが原子炉建屋へ漏えいすることを想定した場合にも、水素濃度を可燃限界以下に抑制するために、原子炉建屋内に PAR を設置している。</p> <p>さらに、資源エネルギー庁の発電用原子炉等安全対策高度化基盤整備事業「水素安全対策高度化」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>
実施目的	<p>国内既設炉では、海外で開発された PAR の導入が進められている。</p> <p>しかし、触媒毒に対する耐性向上や、新型触媒の性能把握等、PAR システムの高度化や性能評価手法のさらなる高度化を行うことが望ましい。</p>
実施内容	<p>■ 解決すべき課題(実験の方法、研究の具体的アプローチ)</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 数値解析に基づく水素処理性能評価 ✓ プロトタイプを用いた試験
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"> ・ KALI-H2 (PCVスプレイ時のPAR性能影響) ・ H2PAR (エアロゾルの影響確認) ・ THAI Project (高エアロゾル濃度下での影響、水素除去性能) <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。</p> <p>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。</p> <p>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>なお、資源エネルギー庁の上記事業「水素安全対策高度化」の一環で、原子力発電所での水素安全に係る知見を網羅すべく、ハンドブックの作成が進められている。</p> <p>■ 文献:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ OECD/NEA THAI Project, Hydrogen and Fission Product Issues Relevant for Containment Safety Assessment under Severe Accident Conditions, Final Report, 2010 ✓ 日本原子力学会和文論文誌 Vol. 1, No. 1 (2002)

関連する現象および技術のブレークダウン	PARに関連する現象・技術としては以下がある。 ✓ 不活性化/SA 晩期水素処理（低酸素濃度条件での性能確認が必要）	
期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 安全解析における安全余裕の定量化、説明性向上 ■ 触媒毒等に対するロバスト性の向上 	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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 ■ 事故時の人的操作の負荷軽減 	
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	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	B
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	B
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	B
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	「水素安全対策高度化」:2012～2015 年度 実施中	
課題検討の実施者 (産、官、学)	民間、官(国、研究機関)	
備考 (実施上の制約条件など)		

⑩ シビアアクシデント晩期水素処理

課題名	シビアアクシデント晩期の漏洩抑制・燃焼回避
安全裕度向上(AM)策	シビアアクシデント晩期水素処理
関連する SA 現象	水素生成, 水素混合, 水素処理 (不活性化雰囲気)
背景 (課題とする理由)	<p>不活性化された格納容器では, シビアアクシデント時の金属-水反応による発生水素がシビアアクシデント晩期に高濃度で残留する。</p> <p>事故収束後の長期間に渡りプラントの安全状態を維持するためには, この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策を確立が重要な要件の一つである。</p> <p>このような, 原子力プラントの事故時雰囲気という制約下で水素を安全に処理する方法は研究開発段階にあり, 適切な方式の選択とその性能向上・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"> ・シビアアクシデント晩期の水素及び放射性物質漏えい抑制 ・格納容器ベント時の水素放出量低減
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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"> ✓ 水素処理特性の把握, 性能向上, 最適化 ✓ 水素処理性能のモデル化 ✓ 水素処理モデルの検証 ✓ 実機性能の実証 ■ 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。 ■ 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。 ■ 解析モデルの (試験データ等との比較による) 検証を行う。 ■ 実機解析により, シビアアクシデント晩期の水素処理機能を実証する。
技術の到達点 (現状) (文献を含む)	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 文献: <ul style="list-style-type: none"> ✓ 原子力学会 2005 年春の年会 E22~E24 ✓ 原子力学会 2013 年秋の大会 H37~H38
関連する 現象および技術の ブレークダウン	<p>SA 晩期の水素処理に関連する現象・技術としては以下がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ 気密性の高い格納容器構成材料の開発 (非金属部分) ✓ 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。)
期待される成果	
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 水素処理特性データベースの取得 ■ 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)
2) 利用法 (標準、ガイドライン等 を含む))	<ul style="list-style-type: none"> ■ 事故後における長期安定状態の確保 ■ シビアアクシデント晩期水素処理システムの設計に関するデータベース ■ SA 対応システムの設計ガイドライン(仮称) ■ PRA 評価

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	事故後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)	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)	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 (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。)	
実施時期	2011～2015 年度(一部実施中)	
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	
備考 (実施上の制約条件 など)		

⑪ 格納容器ベント(フィルタベント)

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(フィルタベント)
関連する SA 現象	格納容器内 FP 挙動及び除去効果全般
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。</p>
実施目的	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。
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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"> ✓ 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 ✓ 対象放射性物質毎の DF の圧力や温度依存性の確認 ✓ 対象放射性物質毎の DF の pH 依存性の確認 ✓ 再付着や蒸発などの影響の確認 ■ 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。
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"> ■ 文献: <ul style="list-style-type: none"> ✓ NEA/CSNI/R(2014)7 OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting ✓ 栗田ら、「フィルタドベント性能評価試験の概要」、JSME 第 4 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。
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"> ■ 放射性物質の確実な除去と二相流動様式の適切な把握 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ SA 解析コードの信頼性向上と説明性の向上 ✓ SAMG の高度化

期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ フィルタベントシステムに係る DF のデータベース拡充 ■ 新たな DF 相関式 ■ 説明性の向上した SA 解析コード 	
2) 利用法 (標準、ガイドライン等を含む))	<ul style="list-style-type: none"> ■ SAMG の高度化 ■ 動的 PSA 	
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	2011～2015 年度	
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	過酷事故用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	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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"> ✓ 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 ✓ 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 ✓ 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 ✓ 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
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基盤整備事業「過酷事故用計装システムに関する研究」)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。</p> <p>■ 文献: <ul style="list-style-type: none"> ✓ 放射線工学部会セッション「我が国における過酷事故用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 </p> <p>なお、資源エネルギー庁の上記事業「水素安全対策高度化」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。</p>
関連する現象および技術のブレークダウン	<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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)

期待される成果		
1) 得られる知見	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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))	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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 	
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	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		
実施形態 (案)		
予算措置(例)	国／民間	
実施時期	「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) 「水素安全対策高度化」：2012～2015 年度	
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)		

関連情報の調査結果(1)

項目	津波
<p>主要な現象 及び 関連事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・震源での発生(波源域での初期津波形成) ・外洋での伝播(線形/非線形長波) ・外洋から沿岸への伝播(非線形分散波) ・沿岸(耐津波)構造物周辺の挙動(遡上・侵入, 砕波, 侵食, 洗掘) ・構造物の応答 ・漂流物, 砂移動
<p>参考となる 知見(原子力 関連で代表的 なもの)</p>	<p>【現象に関する知見】 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>【評価手法に関する知見】 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>

関連資料(一般産業, 確率論, 規制要件 等):

- 土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会「原子力発電所の津波評価技術」(2002)
- 電気協会「原子力発電所耐津波設計技術規程」JEAG 4629[発行予定]
- 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)
- 原子力規制委員会「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「耐津波設計に係る工認審査ガイド」(2013)

関連情報の調査結果(2)

項目	火 山
<p>主要な現象 及び 関連事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・火山灰等の降下 ・火山から発生する飛来物(噴石) ・火砕物密度流 * ・溶岩流 * ・火山ガスの噴出 ・岩屑なだれ, 地滑り及び斜面崩壊 * ・火山性土石流, 火山泥流及び洪水 ・新しい火口の開口 * ・津波及び静振 ・大気現象 ・地殻変動 * ・火山性地震とこれに関連する事象 ・熱水系及び地下水の異常 <p style="text-align: right;">* 設計対応不可能な現象</p>
<p>参考となる 知見(原子力 関連で代表的 なもの)</p>	<p>【現象に関する知見】</p> <p>IAEA, "Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations," SSG-21 (2012)</p> <p>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>【評価手法に関する知見】</p> <p>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)</p> <p>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>

関連資料(一般産業, 確率論, 規制要件 等):

- 電気協会「原子力発電所火山影響評価技術指針」JEAG 4625(2014)
- 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)
- 内閣府ほか「火山防災マップ作成指針」(2013)

関連情報の調査結果(3)

項目	竜巻
<p>主要な現象及び関連事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・発生機構, 構造, 地表との相互作用 ・風圧力 ・気圧差による圧力 ・飛来物の衝撃荷重 ・同時発生が想定され得る自然現象
<p>参考となる知見(原子力関連で代表的なもの)</p>	<p>【現象に関する知見】</p> <p>東京工芸大学「竜巻による原子力施設への影響に係る調査研究」平成 21～22年度 (独)原子力安全基盤機構委託研究 (2011)</p> <p>原子力発電所サイトを含む国内地域の竜巻の特性及び類型化がまとめられている。</p> <p>気象庁 HP, 新規制基準適合性に係る審査会合資料, NUREG/CR-4461 Rev.2 等</p> <p>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。</p> <p>Fujita, T. and McDonald, J.R., "Tornado Damage at the Grand Gulf," NUREG/CR-0383 (1978)</p> <p>Grand Gulf(建設時)の竜巻被害に関する調査報告。</p> <p>【評価手法に関する知見】</p> <p>東京工芸大学「竜巻による原子力施設への影響に係る調査研究」平成 21～22年度 (独)原子力安全基盤機構委託研究 (2011)[再掲]</p> <p>風洞実験や LES による飛散物のシミュレーション等の結果がまとめられている。</p> <p>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)</p> <p>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> <p>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, 原子力規制関連事項検討会 (2015)</p> <p>設計竜巻風速及び飛来物速度の設定の考え方や数値解析技術について解説するとともに, ハード・ソフト両面の対策を例示している。</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「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(2013)

関連情報の調査結果(3)

項目	火 災
<p>主要な現象 及び 関連事項</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・発火 ・燃焼[, 爆燃, 爆轟] ・区画効果(放熱, 壁面の影響, 酸素欠乏) ・複数区画(火炎・煙の伝播) ・強制対流(排気等) ・急激な燃焼(flashover, backdraft) ・構造物/機器の耐火性, 電気回路の異常(煙の影響を含む) ・火災検知 ・消火 ・人的関与(可視性, 接近性 等)
<p>参考となる 知見(原子力 関連で代表的 なもの)</p>	<p>【現象に関する知見】</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 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 等が重要かつ不確かさ大。</p> <p>その他火災関連の NUREG 多数</p> <p>OECD/NEA, "PRISME Project Application Report," CSNI/R(2012)14 及び PRISME-2(実施中)</p> <p>複数区画間の伝播・機器への影響・換気系の効果 等に着目した試験, 及び評価手法のベンチマーク。</p> <p>【評価手法に関する知見】</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 (2014) [draft]</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したもの。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 5 種類の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>

関連資料(一般産業, 確率論, 規制要件 等):

NFPA, Fire Protection Handbook (2008)

EPRI and USNRC, "Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities," NUREG/CR-6850 (2005)

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)

原子力規制委員会「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」(2013)

原子力規制委員会「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(2013)

2.4.2 安全評価

技術マップ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 を考慮して課題調査票を作成した。そのとき、技術マップ(課題整理表)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 8 つの項目に整理・記載した。

なお、2.3.2 節で記載する技術マップ(課題整理表)に展開した 4 つの課題に対応する個票(課題調査表)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。

さらに技術マップ(課題整理表)には展開しなかった外的事象(津波、火山、竜巻、溢水、火災)に関する最新情報を、「情報収集」課題として課題調査票に整理した。

課題調査表 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"> • 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"> ➢ 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&V(Verification & 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&V + Uncertainty Quantification)の実現に取り組む必要があるが, 未だ何もなされていないか, その途上にある。 ➢ 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。 • 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ー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&V の拡充が必要とされる。 • 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。
<p>技術的な課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 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 ✓ 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。 ✓ 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 ✓ 原子炉システムコードと CFD 解析技術との融合 ✓ 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 ✓ 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 ✓ 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 ✓ 低圧, 低流量, 高温などの従来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 ✓ 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

<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"> 熱流動分野では個別の課題の成果はモデル開発とV&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。 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。
<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"> 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。 スケールリングについては, 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ル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ル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。
<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"> 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。 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。 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。
<p>研究の優先度及びその根拠</p>	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。
<p>資金の出所, 制約条件など</p>	<ul style="list-style-type: none"> 国及び民間(開発・整備、利用するコードに依存)

課題調査表 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"> • 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。 • 「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"> (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。 <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"> (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。 (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。 (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。 <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"> • 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。 • 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。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。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。 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。 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 RELAP 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。 • 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

	<p>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。</p>
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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"> 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。
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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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"> 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。 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。 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。 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。 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"> 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。
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> 国及び民間(開発・整備、利用するコードに依存) 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。

課題調査表 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"> • 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。 • 「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。 <ul style="list-style-type: none"> (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。 <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"> (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。 (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。 (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。 <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"> • 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"> ➢ 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。 ➢ 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。 ➢ 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。 • 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。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。 • 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

	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 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。 • 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"> ➢ 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。 ➢ 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。 • 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"> ➢ 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ため、それぞれの結果にはおおきなずれがみられる。 ➢ 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、SATR-CD 等の商用コードの適用が試みられている。 ➢ 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。 ➢ 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。 ➢ 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、沈着や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ている。
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> • 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。 • 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

	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、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。
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"> 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。 マクロコード中の巨視的モデルの検証が必要である。
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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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"> 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。 上記の技術的な課題を受けて、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、詳細コードの開発を進めるべきである。 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。 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。 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"> 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。
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> 国及び民間（開発・整備、利用するコードに依存） 国際協力（先方が民間や国際コンソーシアム等の場合）

課題調査表 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	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。 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。
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"> 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、原子炉建家内 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。 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。 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。
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 大気圧、高酸素環境における Zr 酸化反応のモデル化 ✓ 建屋内の水蒸気(ex 凝縮)・水素の振る舞いの評価 ✓ 二相水位、スプレー冷却効果 ✓ ふく射、水漏れ時の空気の自然対流効果、 ✓ デブリ挙動、臨界近接評価、 ✓ MCCI
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"> 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。
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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
今後の取り組み方針 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"> 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。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> 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。
資金の出所, 制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> 国及び民間

課題調査表「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¹⁾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"> 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。 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。 <p>また、審査ガイド²⁾では、基本方針として以下が述べられている。</p> <p>(基準津波)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 <p>(耐津波設計方針)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <ol style="list-style-type: none"> 津波の敷地への流入防止 <p>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> 漏水による安全機能への影響防止 <p>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> 津波防護の多重化 <p>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> 水位低下による安全機能への影響防止 <p>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。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³⁾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、その不確定性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>(基準津波)</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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

	<p>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、3.4.2 数値計算等の妥当性の検討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、確率論的津波ハザード評価により、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、不確実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"> ・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 ・津波水位の確率分布(偶然的不確実さ)の評価 ・津波評価結果の認識論的不確実さ(ロジックツリー) <p>(耐津波設計方針)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 <p>(基礎式)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 ・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。 <p>(数値計算手法)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、移流項は1次風上差分、圧力項はリーブフロッグ法 ・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程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。 <p>(ニーズとのギャップ)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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対するギャップは小さいと思われる。 ・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⁴⁾では、以下のレビューがなされている。 <ul style="list-style-type: none"> ・津波の発生→△ ・津波の伝播→○ ・津波の遡上・浸水→△ <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</p>
--	---

	<p>的津波ハザード評価^{7),8)}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>
技術的な課題	<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。³⁾</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波波源の不確かさ、数値解析上の誤差、データの誤差 津波水位の不確かさ評価(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) 海底地形、海岸地形データの誤差 <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>
研究が必要な理由及び期待される研究成果	<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、5.に示した技術的課題に関連する研究も実施されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。また、日本地震工学会論文集には東北地震津波に関する多数のシミュレーションに関する論文が掲載されている。 <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ルング」、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>など、多数。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、5.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&Vの観点からのレビュー、(4)～(6)に係る流動評価手法の検討等の活動も考えられる。
妥当性確認用の実験データベース、スケールングの要否など	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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 地すべり等に起因する津波発生事例 火山噴火に起因する津波発生事例 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ルング則の適用が必要。 <p>文献3では以下の記載がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> モーメントマグニチュード M_w 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ルング則に基づいて定める。
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"> 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、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。 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。 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。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ol style="list-style-type: none"> 1) 「実用発電用原子炉およびその付属施設の技術基準に関する規則」 2) 「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」 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 4) 「津波評価および解析手法の現状と課題」(関西大学/高橋智幸: 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) 5) 「原子力発電所における津波の評価方法」(電力中央研究所/松山昌史: 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) 6) 「東日本大震災の津波再現解析」(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) 7) 「確率論的津波ハザード解析の方法」平成 23 年 9 月社団法人 土木学会原子力土木委員会 津波評価部会 8) 日本原子力学会: 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.

課題調査表「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"> 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。 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。 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。 <p>新規性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"> 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。 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。
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"> 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) 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 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 <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"> 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。 モデル式及び数値シミュレーション <ol style="list-style-type: none"> 噴出岩塊の初速、射出角、弾道計算 火砕物(火山灰や火山礫)の到達距離、到達面計算 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。 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

	<p>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>5) 火山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>6) 泥石流、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、及びその泥石流への応用コードが開発されている。</p>
シミュレーション技術の成熟度	<ul style="list-style-type: none"> 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、新規性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。
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> 火山噴火は、火山性地震やマグマ溜まりの観測によって、数年から数ヶ月程度の範囲で余地可能である。しかし、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。 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。 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。
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"> 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、二次被害として泥石流、土石流、洪水の予測手法高度化が期待される。
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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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"> 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。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> 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。新規性基準では、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。
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> 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。

課題調査表「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¹⁾第六条、規則第六号²⁾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³⁾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¹⁾ 第六条 安全施設は、想定される自然現象(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想定される自然現象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²⁾ 第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象(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>設計対象施設の設計の基本方針 「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⁴⁾が、以下を示している。</p> <p>設計対象施設 (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」⁵⁾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>設計の基本的な考え方</p> <p>図1 設計の基本フロー</p>

	<p>設置許可段階では、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重が適切に設定され、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。特に設計荷重については、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> 以下に示す設計荷重を適切に設定する。</p> <p>(1) 設計竜巻荷重</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、「設計飛来物」という)が設計対象施設に衝突する際の衝撃荷重</p> <p>(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重</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> 設計竜巻荷重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設計荷重に対して、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) ✓ U.S.NRC Regulatory Guide 1.76⁶⁾ ✓ ANSI/ANS-2.3-1983⁷⁾</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"> • 竜巻の安全評価は3(影響評価ガイド⁴⁾)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、新規基準でも米国 NRC の基準等^{6,7)}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。 • ただし、新規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⁸⁾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 10^{-7} 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(V_D)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。 • 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⁶⁾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。 • 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セル(巨大な積乱雲)の挙動等を解析)が気象庁気象研究所⁹⁾や名古屋大学

	<p>地球水循環研究センター(モデル名=CReSS)¹⁰⁾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"> ・竜巻の流動場の検討については、東大の LES 解析の研究¹¹⁾、LES を利用した数値シミュレーターによる流動場の可視化^{12,13)}、 ・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⁸⁾では、差分法3次元 CFD コードである RIAM-COMPACT^{14, 15)}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¹⁶⁾などが挙げられる。
<p>技術的な課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 ・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が、我が国にはドップラーレーダーの設置数も限られ(米国:約 160 基、日本:11 基/2008 年)、竜巻の発生を的確に事前予測した例は報告されていない。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)²²⁾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。
<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"> ・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、日本流体力学学会、土木学会¹⁷⁾、日本保全学会¹⁸⁾など、原子力学会以外の多くの学会で研究や調査・分析が実施されているが、どの学会からもガイドや標準は出されていない。 ・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¹⁷⁾(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 4 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。 ・原子力発電所に対しては主に、飛来物が設備に及ぼす荷重の大きさや飛来物の経路の特定法の高精度化が有効と思われる。飛来物評価モデルでは、ランキン渦モデル、藤田モデル、非定常乱流渦モデル(LES)を日本保全学会が比較した例¹⁸⁾がある。
<p>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</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"> ・気象庁「竜巻等の突風データベース」¹⁹⁾、同「竜巻分布図(全国)(1961～2013 年)」²⁰⁾ ・風向、風速、相当温位を算出する気象モデル WRF(Weather Research and Forecasting model)「http://www.wrf-model.org/index.php」 ・ヨーロッパ中期予報センター(ECMWF)による再解析データ「http://www.ecmwf.int/」 <p><u>スケージングの要否</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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有り。 ・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。
<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)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・審査ガイド⁴⁾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、竜巻等に係

ライフサイクル)	<p><u>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></p> <p>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></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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²¹⁾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。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当面は調査を継続
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> ・ 規制研究、電力共通研究等、
参考文献	<ol style="list-style-type: none"> 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) 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 (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「規制委員会関連検討会報告」 http://www.jsm.or.jp/jsm/at/mt_report.html

	<p>原子力発電所の竜巻影響評価について ―設計風速および飛来物速度の評価― (2014年6月)</p> <p>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/</p> <p>20) 気象庁 HP 「竜巻分布図 (全国) (1961~2013年)」 http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/bosai/tornado/stats/bunpu/bunpuzu.html</p> <p>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</p> <p>22) http://www.spc.noaa.gov/</p>
--	---

課題調査表「情報収集」課題

課題名	洪水・溢水(原子カ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、「実用発電用原子炉およびその付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"> 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。 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。 <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"> 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"> 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 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 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 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>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"> 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。 <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"> 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。 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。 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"> 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。 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。 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。 区画内を平均化して扱う集中定数モデルを採用した、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、対象設備が

	<p>らの離隔距離を確認することで別途評価している。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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"> 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。 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、鋳造湯流れ凝固解析などが挙げられる。 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。 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。 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。 <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</p> <p>*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</p> <p>*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記載資料</p>
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。
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"> 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。
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"> 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。
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"> 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。 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。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> 新規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。
資金の出所、制約条	<ul style="list-style-type: none"> 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

件など	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。
-----	---

課題調査表「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"> ①火災の発生防止 ②火災の検知及び消火 ③火災の影響軽減 <p>新規性基準では</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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。 ・ 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。
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"> ・ 火災防護対策の(定量的)妥当性確認のニーズ ・ 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"> 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:FDT¹⁾) 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:CFAST²⁾) 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:FDS³⁾) ・ 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"> 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。 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。 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。 (ニーズとのギャップ) <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 ・ 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。 ・ 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。
技術的な課題	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 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

	<p>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"> 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。
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"> 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。
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"> 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。 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。 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。
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"> 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。
研究の優先度及びその根拠	<ul style="list-style-type: none"> 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。ちなみに新規性基準は要求されておらず、現時点での優先度は低い。
資金の出所、制約条件など	<ul style="list-style-type: none"> 規制研究、電力共通研究等
参考文献	<ol style="list-style-type: none"> 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. 2) "CFAST – Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport (version6)", NIST Special Publication 1041, December 2008. 3) "Fire Dynamics Simulator (version 5) ", NIST Special Publication 1019-5, October 2010.

3章 結 言

日本原子力学会 熱流動部会は「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平成21年6月に設置して、同年3月に原子力学会によって策定された「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)」の改訂を開始し、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、このたび「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改定版)」を完成させた。

技術戦略マップの策定やその改訂に際しては、関与する産官学の専門家が一同に会し、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／改訂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、技術戦略マップ 2015 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により、技術戦略マップ 2015 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 資工庁／学会RMの紹介(H26年度最終報告)(3月31日以降)

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。

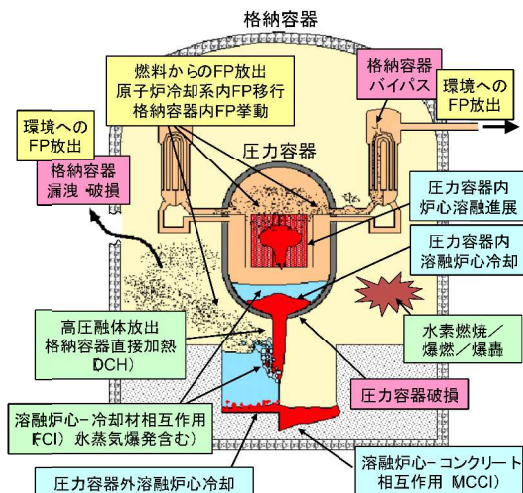
(注) ここに示される技術マップは2013年までの情報と議論の結果として得られた内容をそのまま記載したものである。同内容については、今後のローリングに際して、その時点までの新たな知見や課題の提起などに対応して改定が検討される。

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(減圧沸騰時のブ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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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) 	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"> 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。 PWR 体系に比べて B4C 制御材の影響、スペーサ、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。 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。 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。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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) TMI-2 の炉内調査による知見 (Nucl. Technol, 87, 1989) 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) TMI 事故や実験のレビュー(例えば、Advances in Nuclear Science and Technology, Vol.24, 1996) 				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"> ・デブリの物性や組成について実測例が限られている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・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) 				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"> ・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。 ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・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) 		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"> ・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) ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・OECD/NEAのMASCA計画(逆成層化に関するコリウム試験) ・コリウム熱力学データベース構築: JNST, 42[8], 706 (2005). ・MASCA試験解析による検証: JNST, 44[9], 1210 (2007). ・B4Cの影響評価: JNST, 46[7], 724 (2009). 	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"> ・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 	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"> ・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。 						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
	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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
	<ul style="list-style-type: none"> 逆成層化時の熱流束が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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^[1]。 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^[2]。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> [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か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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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"> 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 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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) 	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"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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) State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project (NUREG/CR-7110,(2012)) 	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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	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"> ・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) ・熔融塩とコリウムの2層化による影響 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) 	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"> 水素混合についての実験と解析は多く実施されている。 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。 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) 	<ul style="list-style-type: none"> CV内水素分布につき実験、CFD解析など公開文献あり。 混合実験:NUPEC 実験 混合解析:JNESにおけるCFD解析(DEFINEコード、~H17)。 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 	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"> 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。 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 	<ul style="list-style-type: none"> CV内水素分布につき実験、CFD解析など公開文献あり。 爆燃実験:NUPEC 実験、NTS 実験、BMC 実験、LSVCTF 実験。 爆轟実験:SNL 実験、BNL 実験、RUT 実験。 爆轟解析:JNES-CV内爆轟解析にてCV健全性確認。 		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"> 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。 国内既設PWRにおいてPARの設置を検討 	<ul style="list-style-type: none"> イグナイタの着火限界について実験結果あり。 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) 		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"> 金属-水反応、溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)、水の放射線分解及び金属腐食により水素が発生する。 	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"> 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。 			<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"> 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 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 事故後晩期の水素と放射能漏洩の抑制が必要 ベント時の水素放出の抑制 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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。 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。 	<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</p> <p>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</p> <p>相関式ができれば、循環流を評価するのは困難ではない。</p> <p>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"> 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 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	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"> 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の中におけるブレイクアップ長さに係わる研究が主 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 		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"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) OECD/NEA の SERENA2 計画(JNES 参加)で、コリウム組成等の影響評価中 		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"> 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。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 破損形態と破損面積は原子炉容器壁の加熱状態に依存。 破損形状はクリープ変形後の亀裂拡大形態(Fish-mouse)となる。 中圧状態での原子炉容器破損試験:LHF 実験、FOREVER 実験。 	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"> 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。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 液滴挙動: パデュ大学実験。 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)。 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。 		MAAP(総合解析コード)では液滴エントレ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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 DCH実験: SNL 実験、ANL 実験、FAI 実験など。 DCH解析: Two-Cellモデル、CONTAINコード、MAAPコード、MELCORコード。 		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。	・WETCORE, SWISS, MACE, COTELS, MCCI-1 試験が公開データとして有り。 ・OECD-MCCI-2 計画の非公開データがあり。	高 格納容器破損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。 ・Farmer et al., ICAPP '2007 (7544) ・原安協、CET 委員会報告書 ・Sugiyama et al., ICAPP'08 (8156) ・BWR ベデスタル貫通破損・炉容器転倒落下を評価する必要がある。	・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。	・高 既存炉に対する早期上方注水 AM の妥当性評価 ・MCCI 解析コードの改良 ・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
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	・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。 ・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 ・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	・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	・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。 ・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	・ACE試験での粘性測定レポート: ACE-TR-C37 ・溶融スラグの粘性に対する Urbain モデル、Riboud モデル		・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。	中: SiO ₂ を含むコンクリートの場合には、溶融スラグの粘性係数評価が難しい。		

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	
クラスト上 へのデブリ 噴出	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・上部クラストとデブリの分離の可能性あり。 	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"> ・デブリ噴出挙動は詳細コードでは、一応考慮。 	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"> ・中：MCCI 評価の精度向上に必要
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"> 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。 	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"> － 研究の必要はない。

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)

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) (http://www.sar-net.eu/ 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 ₂ MoO ₄ 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"> 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 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 	<ul style="list-style-type: none"> '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) 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) 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) BIP は BIP-2 として継続予定 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) 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 		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"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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 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) 		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"> 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 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。 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 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) 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) 	<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"> ・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。 					等		
CV リーク	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) 	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"> ・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 	—	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"> 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。 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。 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へ移行する方法を採用している。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 EPR のコアキャッチャについては、原子炉ピットでの犠牲コンクリートの侵食試験(KAPOOL)やコアキャッチャへのデブリ拡がり挙動試験等がある。 	<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ツ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等の性能評価上重要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> Farmer et al., ICAPP-7544 原安協、CET 委員会報告書 	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"> 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なり得る。 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。 侵食を抑制するため耐熱材や犠牲 	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物と構造体に種々の物質を使用した実験が行われ、解析モデルの提案が行われている。 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。 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 	<ul style="list-style-type: none"> Sugiyama et al., ICAPP-8156 	高温流体の垂直衝突噴流のよどみ点の熱伝達相関式にて評価可能。		大 落下デブリ条件の不確かさや耐熱材や犠牲材の溶融浸食挙動の不確かさがある。	低 既存相関式の適用範囲に制限があり、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。	コアキャッチャ等の耐熱材や犠牲材に溶融ジェットが直接衝突する構造の場合には、高

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	
	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 に大きく影響を受けるため、構造体と して耐熱材等を使用した知見が必要 となる。	実験研究 (Nuclear Eng. & Design 121(1990)) 溶融 NaCl-スズ板、溶融 Al ₂ O ₃ -SUS を使用。 ・ 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 ₂ -ZrO ₂ -SS の混合メルト-スチ ールプレートを使用。						
デブリの拡 がり 格納容器壁 面との接触	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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。 ・ 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 ブリ拡がりが制限される一方、水 蒸気爆発の懸念がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 & 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) Suzuki 等による研究(ICONE-2 1993) ・ Veteau 等による CORINE 実験研 究(1995) ・ 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。 		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。	—	
溶融プールの対流熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 フィンランドの COPO II 試験 米の ACOPO 試験 		半球形状や直 方体形状の溶 融プールの場合 は、Ra 数で 整理された実験 式等により評価	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	—	

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	
	なされており、種々の熱伝達式が提案されている。 ・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。	スウェーデンの SIMECO 試験 仏の BALI 試験 OECD/RASPLAV, MASCA 試験		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。			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	・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。 ・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。 ・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。	・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。		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。
注水方法	・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。 ・US-ABWR や EPR 等で静的な注水方法が採用されている。 ・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。	・US-ABWR DCD ・US-EPR DCD		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	・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。 ・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、	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。 ・COMET 概念の実験研究 (その他は炉外 FCI の項参照)		TEXAS-V や PMALPHA、JASMINE 等の粗混合、圧力伝播解析、LS-DYNA 等		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	中 解析コードの組合せにより評価可能であるが、十分に検証されては	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

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	
	大規模な FCI が発生しない確認が必要となる。			の構造応答解析コードの組合せで評価可能。		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。	いない。	式では相対的に高くなる。
デブリ冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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入が無いなど、MCCI と状況が異なることに留意する必要がある。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 EPR – BENSON 試験 ESBWR – MAC 試験 EU-ABWR – 東芝試験 IVR 下部ヘッド外部冷却に関しては、以下の研究がある。 Theofaneous 等の ULPU 試験、 仏の SULTAN 試験 		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 コード等により評価は可能である。	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。
流れの 安定性	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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、熱水力学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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 構造体材質によっては、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 	<ul style="list-style-type: none"> 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、構造物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	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	コアキャッチャ等に耐熱材を設置する場合は、高

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	
	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。				により、共晶物質を評価する必要がある。		学平衡解析により予測可能。	
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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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)) 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)) 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) 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10mm²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) 	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"> 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。 BWR ベント管のペローズに着目した研究は少ない 	<ul style="list-style-type: none"> 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)) 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)) 		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: ライケ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"> 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。 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。 	[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"> 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。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> AP600/AP1000に関する試験・解析レポート(WCAP-15706) 加熱面上の水膜挙動、熱伝達評価試験 水膜分布計測試験 凝縮熱伝達計測試験 空気蒸気流路の圧損計測試験 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 小規模総合試験 大規模(1/8スケール)総合試験 ARS94 vol.1, p.249-256(1994) 	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。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。	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 際の水膜 挙動	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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 	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"> Nagasaka et al., ICAPP'02 (1090) Sugiyama et al., ICAPP'08 (8156) 	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"> 温度成層化のデータ取得に着目した試験が実施されている。 	<ul style="list-style-type: none"> TOSQUAN MISTRA/ThAI PANDA 	圧力挙動・非凝縮性ガス分布に影響	総合コードでの汎用モデル化は難しい。	CFDコードによる評価は可能。	中: 事故シーケンス(成層化の要因)への依存性が大	中: 成層化の要因が特定できればCFDコードによる評価は可能	—
BWR-S/P 液相成層化	<ul style="list-style-type: none"> 同上 	<ul style="list-style-type: none"> 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"> 制御棒構成材の融点は、燃料棒よりも低い場合、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。 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。 	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 ∞ 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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 TMI-2 accident UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011). 	<ul style="list-style-type: none"> 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 ∞ 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"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 UK EPR, PCSR – Sub-chapter 16.2 – Severe accident analysis (2011). 	<ul style="list-style-type: none"> 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 ∞ 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"> 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。 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。 	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"> 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。 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。 	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"> 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。 R/B 内に水素濃度計測設備がなかった。 	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 これまでの発表と、抄録を掲載する。

(1) 日本原子力学会 2013 年秋の大会(八戸工業大学)、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

(2)日本原子力学会 2014 年秋の大会(京都大学)、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

(3) 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*

**nakamura.hideo@jaea.go.jp*

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.

- (4) 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. Nakamura¹, K. Arai², H. Oikawa², T. Fujii³, S. Umezawa⁴,
Y. Abe⁵, J. Sugimoto⁶, S. Koshizuka⁷ and A. Yamaguchi⁸**

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

²: Power Systems Company, Toshiba, Shin-Sugita, Yokohama Japan

³: Hitachi-GE Nuclear Energy (HGENE), Hitachi, Ibaraki Japan

⁴: Mitsubishi Heavy Industries (MHI), Wadasaki-cho, Kobe Japan

⁵: Dept. of Engineering Mechanics & Energy, University of Tsukuba, Tennodai, Tsukuba Japan

⁶: Dept. of Nuclear Engineering, Kyoto University, Katsura, Kyoto Japan

⁷: Dept. of Quantum Engineering & Systems Science, University of Tokyo, Hongo, Tokyo Japan

⁸: Nuclear Professional School, University of Tokyo (UTNS), Tokai, Ibaraki Japan

Authors' email addresses: nakamura.hideo@jaea.go.jp

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

付録3 資工庁／学会RMの紹介

軽水炉安全技術・人材ロードマップ 最終報告(案)

日本原子力学会 安全対策高度化技術検討特別専門委員会

2015年3月31日

ここには、この度、熱流動部会の下で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のローリングに際する参考として、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)と協力した形で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が取り纏めを行っている軽水炉安全技術・人材ロードマップを掲載する。

ただし、以下は議論途中の暫定的な案文(自主的安全性向上・技術・人材WG 第7回会合2015年3月31日、公開資料)であり、今後、最終報告書が発表された時点で入れ替えを行う。

なお、同WGのホームページ(http://www.meti.go.jp/committee/gizi_8/21.html)には議論の詳細も掲載されている。

軽水炉安全技術・人材ロードマップ 最終報告(案)

日本原子力学会 安全対策高度化技術検討特別専門委員会

年 月 日

目次

はじめに

日本原子力学会における軽水炉安全技術・人材ロードマップの 検討方針

検討結果報告

- 軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定に当たっての基本的考え方
- 軽水炉安全技術・人材ロードマップの背景、役割・目標
- 軽水炉安全技術・人材ロードマップにおける課題検討の柱
- 各マイルストーンでの標語とそれに対応した目指す姿(学会案)
- 各種ロードマップの検討結果
- 課題の重要度に基づく優先順位付けの評価方法
- から提示された ローリング方針への学会対応案
- まとめ

1. はじめに

原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言()

総合資源エネルギー調査会原子力の自主的・安全性向上に関する ()の報告書

今後必要とされる取組の在り方とロードマップの骨格について提言

1. 適切なリスクガバナンスの枠組みの下でのリスクマネジメントの実施
 2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を出発点に実践が求められる取組
 - ① 低頻度の事象を見逃さない網羅的なリスク評価の実施
 - ② 深層防護の充実を通じたリスクの低減
 - ③ 外部事象に着目した事故シークエンス及びクリフエッジの特定と、レジリエンスの向上
 - ④ 軽水炉の安全性向上研究の再構築とコーディネーション機能の強化
-

原子力の自主的・継続的な安全性向上に向けた提言()

■ 軽水炉安全研究におけるこれまでの反省と課題

- 軽水炉技術の成熟化により、1990年代以降、研究機関の軽水炉の基礎研究、安全研究は減少。
- 2000年代初期に事業者による自主的なシビアアクシデントに係る対策実施が進められるのに伴い、規制対象ではなかった軽水炉のシビアアクシデントに係る研究開発は事業者によるものを含め大幅に縮小。
- 安全に関する技術戦略ロードマップを掲げた産学官、規制側と推進側との連携が不十分であった。
- 諸外国では実施されている推進側と規制側による共同研究は効果的に実施されなかった。

■ 「軽水炉安全研究ロードマップ」の策定

- 政府が場を設け、政府系研究機関、学協会、産業界が広く参加
- 関係者間の役割分担を具体的に決定し、重畳を廃した効果的な研究開発を推進
- 規制当局との間での利害相反を廃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

自主的安全性向上・技術・人材 からの提示事項(1/3)

～ 軽水炉安全技術・人材ロードマップ策定の基本方針 ～

＜基本的考え方＞

- 「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」は、東京電力福島第一原子力発電所事故の経験で得られた教訓を踏まえ、軽水炉安全への国民の信頼が得られるものでなければならない。
- まず、技術開発項目や、それを支える人材の維持・発展は、軽水炉安全への国民の信頼やその安全な持続的利用に繋げるための課題を掲げ、その解決に資するか否かを基準として従来の技術開発の優先順位やスケジュールの見直しによるロードマップの再構築が必要。
- また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」は、学会、国、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廃して最適な取組を実現するものでなければならない。さらに、研究開発の重複を排除しながら最高レベルの成果を得るため、世界的な研究開発や人材育成の動向を踏まえ、必要な国際共同研究の組成を本ロードマップに積極的に取り込んでいくべきである。
- そのため、「自主的安全性向上・技術・人材WG」（平成26年8月設置）による国民視点からの課題提示と、学会の英知を結集した総合的解決策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」策定を進めていく。
- 「原子力の自主的安全性向上に関するWG」（平成25年7月設置）において、「政府が場を設け、JAEA等、政府系研究機関、学協会、産業界が広く参加する形で「軽水炉安全研究ロードマップ」を策定し、関係者間の役割分担を具体的に決定し、重畳を廃した効果的な研究開発を推進するとともに、そのロードマップを規制当局との間での利害相反を廃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である。」とされているところ、本ロードマップに位置付けられる予算事業の優先順位付けや、成果評価に基づく定期的見直しについては、上記「自主的安全性向上・技術・人材WG」に諮問の上、経済産業省が担っていく。
- なお、客観的成果評価の在り方や規制当局との共同研究や成果共有のあり方についても、「自主的安全性向上・技術・人材WG」において検討を進めていく。

自主的安全性向上・技術・人材 からの提示事項(2/3)

～ 軽水炉安全技術・人材ロードマップ策定の基本方針 ①～

ロードマップ(RM)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RM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）

注1：放射性廃棄物に関する研究開発については、別途「放射性廃棄物WG」があること、また、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に関するものについては、別途RMが策定されていることから、対象外とする。

注2：軽水炉技術の今後の方向性の境界条件となる、核燃料サイクルや次世代炉等に関する社会的、技術的オプション（将来の核燃料サイクル利用の方向性や次世代炉オプションの優先度と燃料開発の方向性など）についても検討の要素に含まれる。

注3：⑧に関しては、原子力人材育成ネットワークで策定された原子力人材育成ネットワーク戦略ロードマップも参考とする。また、検討対象とする人材については、研究開発人材のみならず、事業者の現場人材も含むことや事業者において自主的かつ不断に安全性を向上させる人材が育成されることの重要性を踏まえるとともに、社会科学的視点も盛り込む。

注4：上記①～⑧のいずれの項目についても、ヒューマンファクターやソフト面の要素を踏まえるとともに、基盤となりうる研究炉の活用については、安全性向上の観点から、最も効果的に活用されることを念頭に取りまとめる。

注5：上記①～⑧の項目で何を実現していくのか、という観点から、俯瞰した整理も行う。

注6：必要な海外の研究との連携やそれを取り込んだ上での世界的な視野でのプログラム構築を図る観点を含める。

注7：技術の導入主体や人材の育成主体のコミットメントを得た形のロードマップとする。かかる観点から、産業界の現場感覚やコスト等の経営判断を取り込む形で検討を進める。

自主的安全性向上・技術・人材 からの提示事項(3/3)

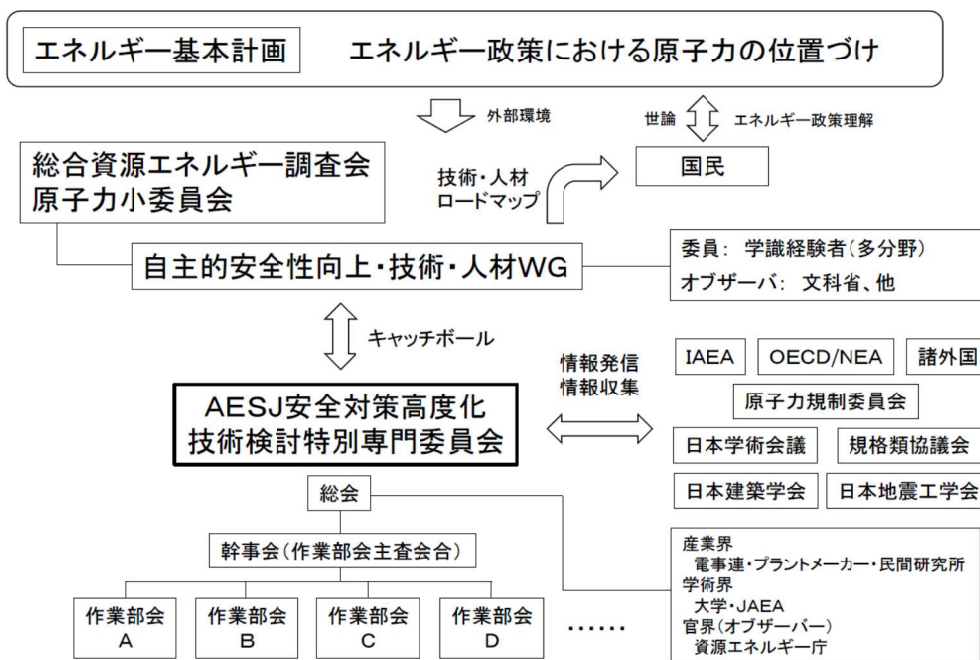
～ 軽水炉安全技術・人材ロードマップ策定の基本方針 ②～

ロードマップ(RM)の時間軸設定方針

- ① エネルギー基本計画におけるエネルギー関係技術開発のRMと整合的なものとする。
- 2050年を展望（2030年以降の主要課題についても提示）
- ② 原子力小委員会におけるエネルギーミックス策定の議論と整合的なものとする。
- 2030年をホールドポイントとし、技術細目毎に2030年もしくはそれ以前の達成目標を設定（原子力小委の議論を受け、別のホールドポイントを設ける可能性あり）

注：既存の原子力関連分野のRMは前提として尊重するが、東京電力福島第一原子力発電所事故後の安全性向上対策として求められる優先順位をWGで検討の上、それに基づき、再構築する。

軽水炉安全技術・人材ロードマップの検討体制



日本原子力学会での検討方針

総合資源エネルギー調査会自主的安全性向上・技術・人材 との「キャッチボール」による軽水炉安全技術・人材ロードマップ(RM)策定の基本方針の確認

- 年までを見据えたマイルストーンを設定する
- 社会的要請・ニーズを考慮し、国民や国際的な視点からも課題を提示する

有効・効果的な議論を進めるための会議体の設置と議論

- 社会的要請・ニーズに基づき設定する、マイルストーンでの目指す姿を共通理解として、解決すべき課題を検討する
- 専門領域に基づいて設定した作業部会間での検討内容の抜け落ちを回避する

多様な視点、知見を反映したRMの策定

- 日本原子力学会以外の学会(日本建築学会、日本地震工学会等)との連携・協力体制を整える
- 技術・ハードウェアに偏らず、社会科学の立場からの検討が必要な課題やヒューマンファクター領域の課題についても提示する

日本原子力学会での検討方針

学术界、国(推進、規制)、事業者、メーカー、研究機関等が集う学会の場を最大限活用

- 安全対策高度化技術検討特別専門委員会を 策定検討の場とする
- 原子力安全部会の企画セッション、フォローアップセミナー等の場を活用して活動状況を公開し、学会内外と意見交換する
- 国(資源エネルギー庁、原子力規制委員会等)との効果的コミュニケーションを図り、それに基づく課題の全体構造の適正化を図る
- 個別の研究成果等を課題解決に結びつけるための評価、実効性の確保に関する活動および、このための の活用方法についても検討する

【参考】一般的な技術戦略マップの階層構造

⇒軽水炉安全技術・人材ロードマップでは、「導入シナリオ」は「社会的要請・ニーズの共通理解に基づくマイルストーンと目指すべき姿」と位置づけて検討

(1) 導入シナリオ

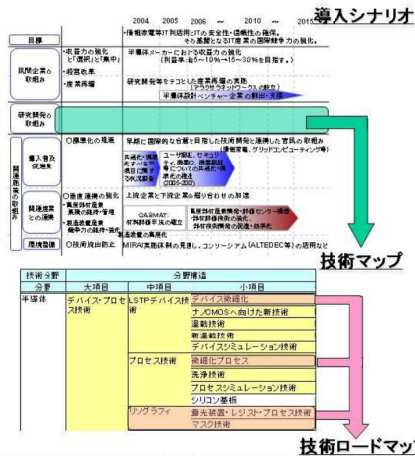
研究開発成果が製品、サービス等として社会、国民に提供されていく道筋と、そのために取り組むべき関連施策を記載したもの。

(2) 技術マップ

技術の体系図。技術的課題、要素技術を俯瞰するとともに、その中で重要技術を選定して記載したもの。

(3) 技術ロードマップ

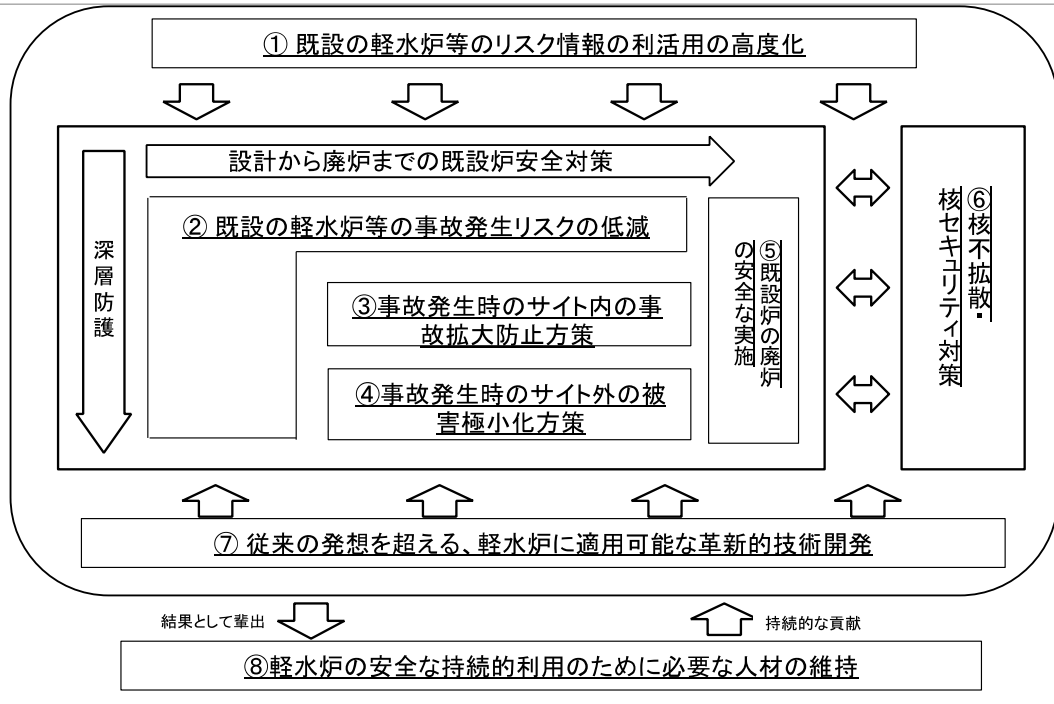
研究開発への取り組みによる要素技術・求められる機能等の向上・進展を時間軸上にマイルストーンとして記載したもの。



技術分野	大項目	中項目	小項目	経緯/マイルストーン										
				B008	B008	B007	B008	B009	B010	B011	B012	B013	B014	
半導体技術	デバイスプロセス技術	LSIデバイス技術	デバイスプロセス技術	80	70	60	27	20	40	40	20	20	20	20
			デバイスプロセス技術	15	40	37	32	30	30	30	30	30	30	30
プロセス技術	デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	21	19	18	15	14	13	13	12	11	11	
			デバイスプロセス技術	23	23	23	19	18	17	17	18	15	15	
デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	308	308	308	308	308	308	308	308	308	308	
			デバイスプロセス技術	4	3.3	3.3	3.3	3.3	3	3	3	3	3	
デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	デバイスプロセス技術	308	3.3	3.3	3.3	3.3	3	3	3	3	3	
			デバイスプロセス技術	308	3.3	3.3	3.3	3.3	3	3	3	3	3	

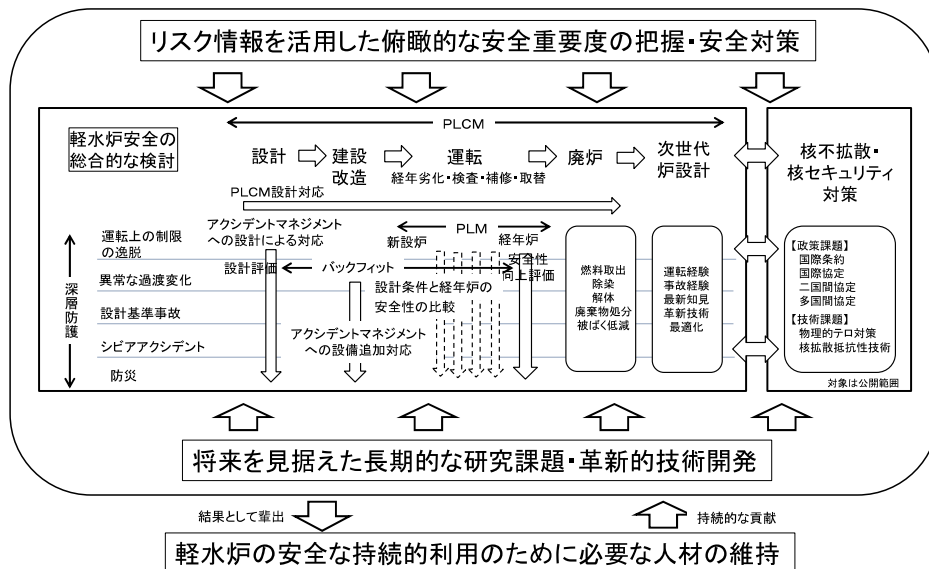
出典：経済産業省 技術戦略マップ

から提示された8項目の課題別区分への検討の視点



軽水炉安全技術・人材ロードマップの課題検討の視点

- ・ から提示された8項目の課題別区分のうち、②から⑤を相互的な関係で捉え直し、課題検討の視点を設定
- ・ 課題検討上の境界条件は別途設定



原子炉の商業運転中の経年劣化管理・保全
原子炉の設計から廃炉までの期間における最適管理および得られた知見の次世代炉への反映

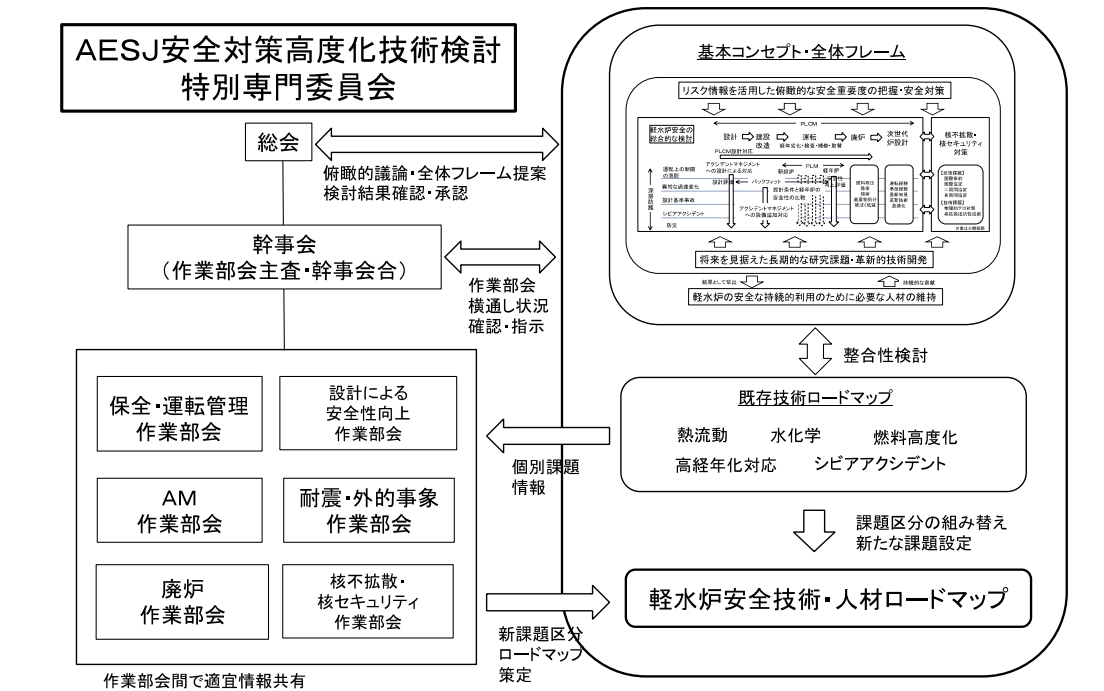
日本原子力学会設置 検討会議体

安全対策高度化技術検討特別専門委員会を検討の場とし、以下の会議体構成で活動

* スライド に記載

会議体	位置づけ	提示課題別区分対応*	主査
総会	産官学関係各所のメンバーが集う場における総括的議論、METI WGへの提言	①⑦⑧	関村直人(東大)
幹事会	策定する技術ロードマップの全体フレームの設計、作業部会間の検討結果の調整	①⑦⑧	
作業部会	保全・運転管理	②+ ①⑦⑧	望月正人(阪大)
	設計による安全性向上	②③+ ①⑦⑧	阿部弘亨(東北大)
	AM	②③④+ ①⑦⑧	山本章夫(名大)
	耐震・外的事象	②③④+ ①⑦⑧	耐震: 楠浩一(東大) 外的: 糸井達哉(東大)
	廃炉	⑤+ ①⑦⑧	井口哲夫(名大)
核不拡散・核セキュリティ	⑥+ ①⑦⑧	出町和之(東大)	

日本原子力学会設置 各検討会議体における検討の流れ



3. 検討結果報告

- 軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定に当たっての基本的考え方
- 軽水炉安全技術・人材ロードマップの背景と機能
- 軽水炉安全技術・人材ロードマップにおける課題検討の柱
- 各マイルストーンでの標語とそれに対応した目指す姿(学会案)
- ロードマップ策定検討結果
- ロードマップにおける産官学・学協会の役割分担の考え方
- 課題の重要度に基づく優先順位付けの評価方法
- から提示された ローリング方針への学会対応案
- まとめ

軽水炉安全技術・人材ロードマップの策定に当たっての基本的考え方

①前提条件

- 自主的安全性向上・技術・人材 から提示を受けた基本的考え方に基づきロードマップを検討・策定する。
- 学会という様々な立場や専門性を有するメンバーが集う場の特性を生かし、多様な視点から検討を行う。
- ロードマップ策定の背景および役割や目標を共有した上で検討を行う。

②課題検討の柱の設定

- 社会的な要請やニーズを的確に捉え、原子力発電システムが複雑な社会システムの一部であることを認識した上で、解決すべき課題の検討を行う。
- 幅広い安全基盤に基づいて長期的展望に基づく目標に向かって広範な課題解決のための道のりを提示し、ロードマップ活用の有効性をわかりやすく表現するために、専門領域に基づいて設置した作業部会間で共有する解決すべき課題に対する検討の柱(以下、課題検討の柱)を提示する。
- そこでは、リスクコミュニケーションや社会学的視点を確実に検討の俎上に乗せるための整理として、 から示された課題区部の 項目とは異なる つの柱を別途設定する。
- 個々の課題のテーマは、設定した つの課題検討の柱により検討し課題調査票として取りまとめる。
- が示した 項目との詳細な対応関係については、課題の全体像の整理後に改めて提示する。

③マイルストーンと目指す姿の提示

- 長期的な展望を実現するために、段階を踏んで達成する要件を定めたマイルストーンを設定する。
- マイルストーンにおいてホールドポイントを設け、そこでの達成要件を満たすために必要な解決要素を明確化する。
- 策定するロードマップは、マイルストーンと整合性のとれたものとする。

④評価軸の提示

- 課題に対する評価対象は、解決に向けての着手時期、優先度、プロセス、成果など様々ある。
- ここでは、課題の重要度と着手時期に係る優先度を評価するため、以下の2つの観点を持つ「評価軸」を提示する。
 - 1) 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)
 - 2) 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)

軽水炉安全技術・人材ロードマップの背景と機能

背景

- 東京電力株式会社福島第一原子力発電所 事故からの教訓を踏まえて、わが国の原子力は、での廃炉・汚染水対策への不断の努力を継続することに加え、原子力利用技術・組織ガバナンスなど原子力全般にわたって失われた信頼の回復、国際社会に対する 事故の経験や教訓・知見の発信など、様々な社会的要請・ニーズに対して応える責務を負っている。
- エネルギー基本計画(平成 年 月に閣議決定)のとおり、わが国は原子力をベースロード電源として位置付けているが、その大前提としての「安全性の確保」のために、その基盤となる技術・人材・組織・マネジメントの継続的な改善と発展が不可欠である。
- そのためには、原子力安全を取り巻く社会的要請・ニーズに応えるために、関係者全員でのビジョンの設定と共有、重畳を廃した俯瞰的な技術・人材等に関する課題整理に基づいて、継続的な課題解決の取り組み、適正な評価と改善を、開かれたコミュニケーションの下で行う必要があり、その必須のツールとして「ロードマップ」が位置づけられる。

ロードマップの機能

- 軽水炉安全技術・人材ロードマップの機能は以下の通り。
 - 既存(将来建設する可能性があるものを含む)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
 - 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廃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
- 本ロードマップが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。

社会的要請・ニーズの体系化

■ 各種社会調査等から得られている社会的要請・ニーズ等を体系化

社会的要請・ニーズ	体系分類
<ul style="list-style-type: none"> ・ リスクの存在を前提とした誠実な対話・情報公開 ・ 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 ・ 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 	リスクマネジメント力の向上
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1F事故対応・廃炉から得られる経験・教訓の共有 ・ 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 ・ 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 ・ 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 	安全基盤の継続的強化
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1F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 ・ 信頼に耐え得る原子力関係者の真摯な姿勢・取り組み ・ リスクの存在を前提とした誠実な対話・情報公開 ・ 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 ・ エネルギーの安定的な供給への貢献 ・ 温室効果ガス排出量抑制への貢献 	社会からの信頼と共生
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1F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 ・ 核不拡散・核セキュリティへの貢献 ・ 温室効果ガス排出量抑制への貢献 	国際協力・国際貢献の推進
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 	放射性廃棄物処理処分への技術的・社会的取組

1F: 福島第一原子力発電所

関係者から挙げられた課題意識の体系化

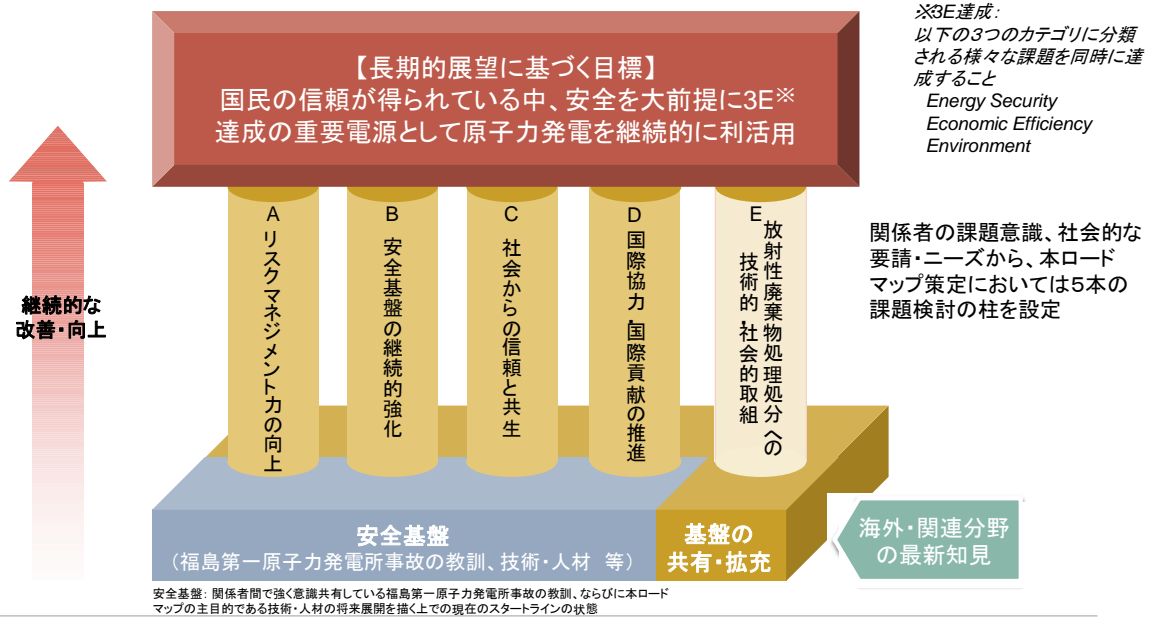
- ロードマップ策定に参加している関係者から挙げられた課題意識を体系化
- 検討過程の発言や課題検討プロセス資料の記載内容等に基づく整理(代表的キーワードを抜粋)

関係者から挙げられた課題意識		体系分類
<ul style="list-style-type: none"> 1F事故の教訓に基づく既設炉への知見反映 組織力向上、組織編成・機能分担の最適化 安全管理教育手法の高度化 	<ul style="list-style-type: none"> 保全・運転負荷の軽減(被ばく低減対応含) 多様な場面でのコミュニケーション力の向上 保全・運転・管理のための継続的人材育成 	リスクマネジメント力の向上
<ul style="list-style-type: none"> 技術基盤の維持(基礎研究・実験施設等) 運転経験に基づく知識データベース化と継続的な維持・利用の仕組みづくり 	<ul style="list-style-type: none"> 経年劣化評価手法・対策の高度化による設備信頼性の強化 技術開発成果の規制指針・規格基準への反映 	安全基盤の継続的強化
<ul style="list-style-type: none"> 1Fの廃炉の完遂 地域防災への事業者の関わり・支援 	<ul style="list-style-type: none"> 高い稼働率の下での安全・安定運転による温室効果ガス排出低減への寄与 周辺住民の実質避難が不要なプラントの実現 	社会からの信頼と共生
<ul style="list-style-type: none"> 新規導入国への技術・マネジメント支援 海外ニーズとの共通性を有する課題設定(先端技術開発等) 	<ul style="list-style-type: none"> 国際的な技術基準の策定への貢献 国際機関への資金拠出にとどまらない人材供給・活動による貢献 	国際協力・国際貢献の推進
<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の発生量を抑制する革新的技術開発 放射性廃棄物の核変換による短寿命化や削減技術の開発 	<ul style="list-style-type: none"> 最善な処分場選定プロセスの検討と社会的な意識共有・理解への取り組み 	放射性廃棄物処理処分への技術的・社会的取組

1F:福島第一原子力発電所

軽水炉安全技術・人材ロードマップにおける課題検討の柱

- 本ロードマップでは、幅広い安全基盤の下、長期的展望に基づく目標に向かって広範な課題解決のための道のりを提示する。ロードマップ活用の有効性をわかりやすく表現するためには、ロードマップにおける「課題検討の柱」を提示することが必要である。

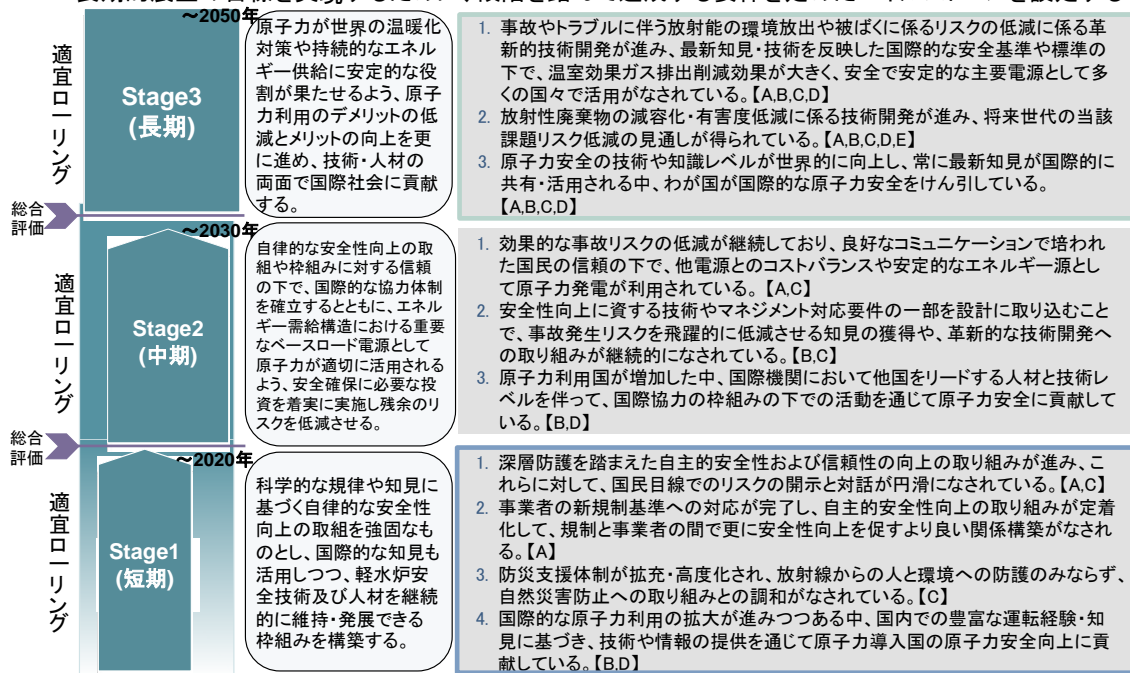


軽水炉安全技術・人材ロードマップにおける課題検討の柱

- から示された課題区分の項目は、技術的な観点から、軽水炉の安全管理上の課題を網羅できるものである。加えて、学会内においては、リスクコミュニケーションや社会学的視点を重視する検討プロセスについても議論がなされた。
- この結果、項目の内容を適切に検討するとともに、これらリスクコミュニケーションや社会学的視点も確実に検討の俎上に乗せるための整理として、あえて、それらを陽に示した 3つの柱を設定した。
- ここでの安全基盤は、関係者間で強く意識共有している福島第一原子力発電所事故の教訓、ならびに本ロードマップの主目的である技術・人材の将来展開を描く上での現在のスタートラインの状態を意図する。
- 海外や原子力分野以外も含む関連分野の最新の知見を取り込み共有することで、カバーする課題設定の範囲を広げる。
- この柱により検討された課題を、「概要(内容)」「具体的な項目」「課題として取り上げた根拠(問題点の所在)」「現状分析」「期待される効果(成果の反映先)」「他課題との相関」「実施の流れ」「実施期間 資金担当」という観点から整理した「課題調査票」に対して、提示の項目の区分に基づき再構成を行う。

各マイルストーンでの標語とそれに対応した目指す姿(学会案)

- 長期的展望の目標を実現するために、段階を踏んで達成する要件を定めたマイルストーンを設定する



課題検討のプロセス（目指す姿を介した課題検討に基づくロードマップ化）



27

ロードマップ策定検討結果（次ページ以降）

以下の検討結果を示す。

■ 課題全体をカバーしたロードマップ俯瞰図

- 課題の全体像を把握するために、時間軸に沿って、個別分野を網羅的に書き出したもの。

■ 自主的安全性向上・技術・人材ワーキングから提示された「軽水炉安全技術・人材ロードマップ策定の基本方針」に示された8項目の課題別区分に対応したロードマップ

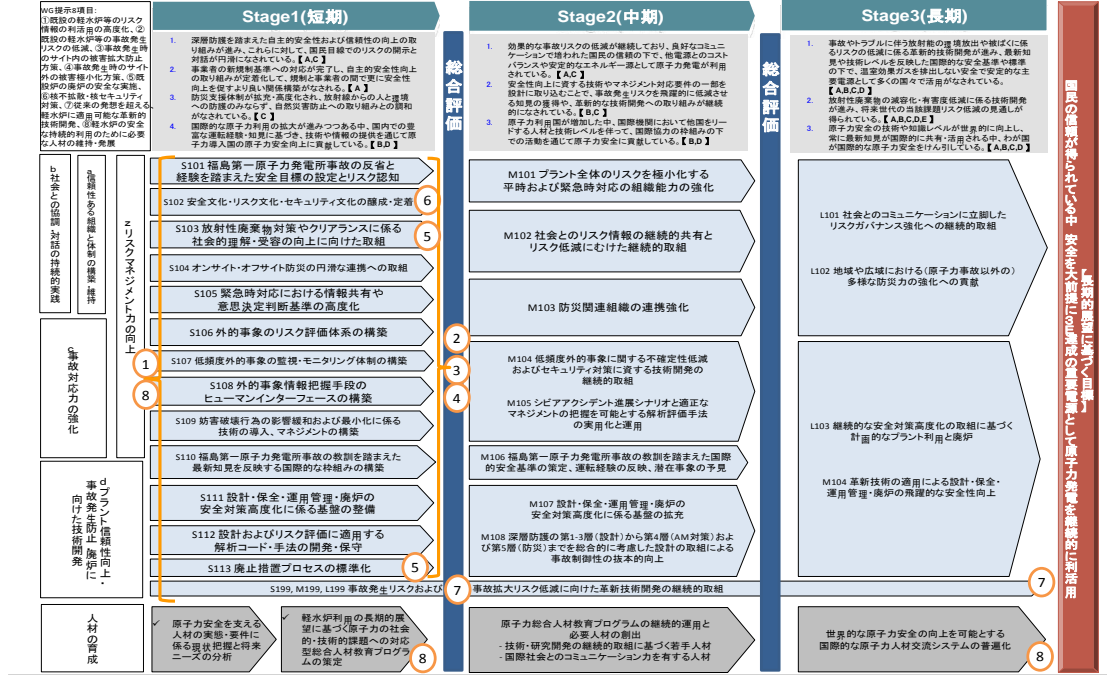
- 各課題テーマ+人材の構成で作成。
- 「③事故発生時のサイト内の事故拡大防止方策」および「④事故発生時のサイト外の被害極小化方策」は合わせる。
- 8項目別のロードマップに記載する課題項目は、学会において検討した課題調査票(約 項目)から、ワーキンググループから提示された8項目に適合する課題調査票を抽出(約 項目)。
- 「評価軸」を用いた採点結果を基に、各課題項目のロードマップ上における優先順位付けを行う。
- ロードマップ上の課題項目には、その中に含まれる解決されるべき課題が複数ある。また、それぞれの課題の性質の違いにより、成果の一次的な利用主体も複数存在する。そのため、各課題に取り組むべき実施主体を一つに絞り込むことは困難である。したがって、国民に分かりやすい形で作成する観点から、詳細な役割分担については、8項目のロードマップには書き込まず、「課題調査票」に明示的に記載することとした。

■ (参考)個別課題ロードマップ

- 「リスクマネジメント力の向上」に係る以下の2つの課題領域について、ロードマップにおける役割分担と照らして作成。課題調査票とセットで事例として提示。
 - リスクコミュニケーション
 - 防災力の強化

課題全体をカバーしたロードマップ俯瞰図

本ロードマップ俯瞰図は、課題の全体像を把握するために、時間軸に沿って、個別分野を網羅的に書き出したものである。

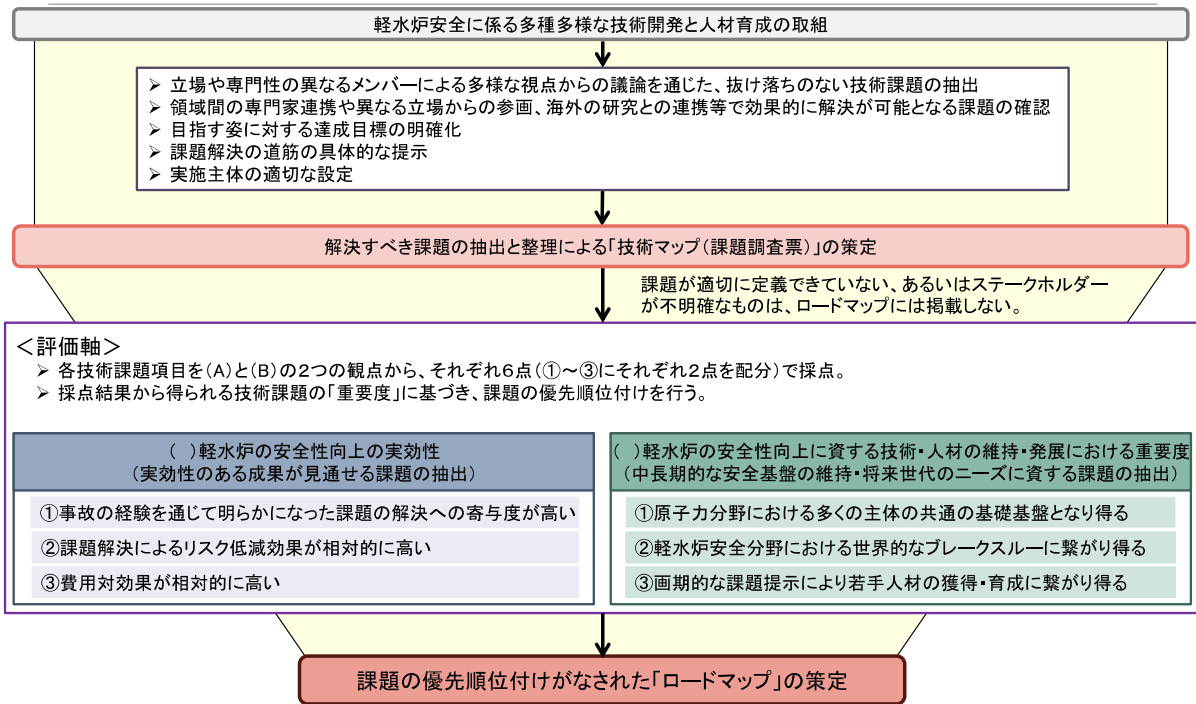


29

ロードマップにおける産官学・学協会の役割分担の考え方

- 各関係者にロードマップの中で期待する役割分担の考え方は以下のとおり。
- これらの関係者には、日本原子力学会において実施されるローリング(「評価軸」の見直しや、「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)への参画を求める。
- 産業界(電気事業者、メーカー等)
 - 原子力の安全確保は、原子力に携わる全ステークホルダーがその責務を担うが、電気事業者はプラントの所有者として安全確保に関する第一義的な責任を有する。
 - プラントの安全確保に必要な設計、運転・保守、廃炉、さらにセキュリティ対策上のニーズを明確にし、ニーズに照らした技術開発課題を設定し、研究主体として取り組んだ成果をプラントの安全性向上に活かしていく。
- 官界(経済産業省)
 - 原子力産業界の安全性向上への取り組みに対して、中長期的な見通しを踏まえて政策的あるいは資金的な支援を通じて効果的な仕組みを作り上げ、原子力産業界の安全基盤の底上げや強化を促進する。
- 官界(原子力規制委員会)
 - 独立性・実効性・透明性を重視し、規制当局として産業界の原子力発電事業に対する安全性確保の取り組みを科学的な見地から評価し、原子力の安全性を確保する。また、科学的見地が原子力安全規制等に的確に反映され、継続的な改善につながる安全研究を実施する。
- 官界(文部科学省)
 - 実用化まで期間を要する先端技術の開発や人材育成に係る施策を通じて、原子力関連基礎基盤研究を推進し、その結果を通じて原子力安全にも結び付く技術基盤や人材基盤の維持・発展に導く。
- 学術界(大学、研究開発機関等)
 - 技術開発課題を解決するため、最新知見に照らした研究計画の策定や高度な専門知識を駆使した研究の推進により、技術開発課題を解決する主体的役割を担う。
 - 長期に亘る原子力の安全を支える若手人材の輩出に係る教育や人材育成の役割を果たす。
- 学協会(例:日本原子力学会)
 - 産官学の多様な立場の専門家が集う場として、多様な意見の中で適切な議論を重ね、原子力安全の確保に必要な情報や知見を関係者や社会との間で共有すると共に、適宜その活動を国内外に広く情報発信する。
 - 開発した技術を実機に適用するための規格を、その検討プロセスの透明性を確保しつつ策定し、原子力安全に繋がる技術の実用化を促す。

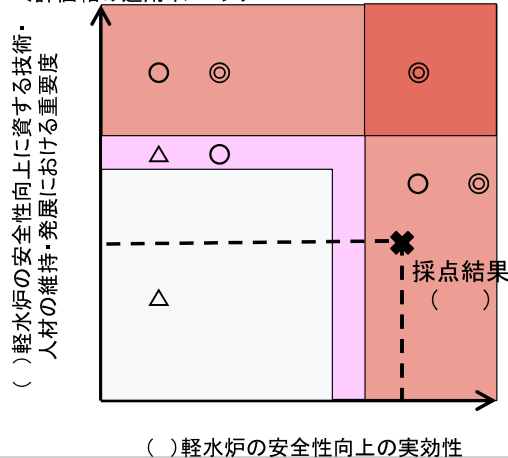
課題の重要度に基づく優先順位付けの評価方法



評価軸を用いた技術課題項目の優先順位付け

- ()と()にそれぞれ6点(①~③)に2点ずつ)を配分して各技術課題項目を評価。
- 産業界および学术界から選出された8名の評価者(匿名)の()と()それぞれの平均点を計算。(8項目のロードマップには、技術課題項目ごとに、当該平均点を明記する。)
- 採点結果から得られる技術課題の「重要度」(◎○△の区別)を、以下の適用イメージのとおり分類。

<評価軸の適用イメージ>



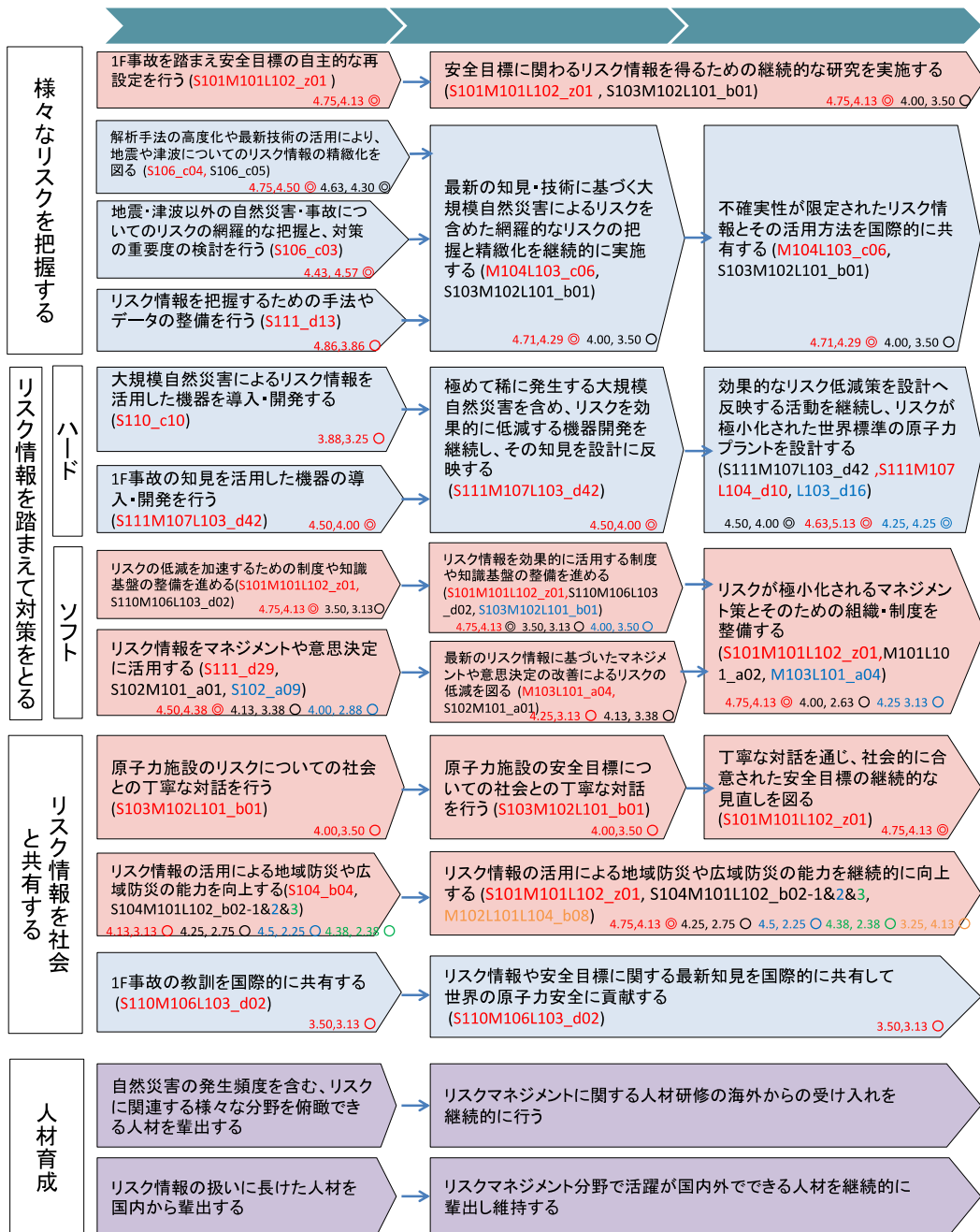
<評価軸の適用方法>

- ある技術課題項目について、評価者 名の()と()の点数の平均を、とする。
- 以下のように と の点数に応じて、三段階評価を総合的に決定。

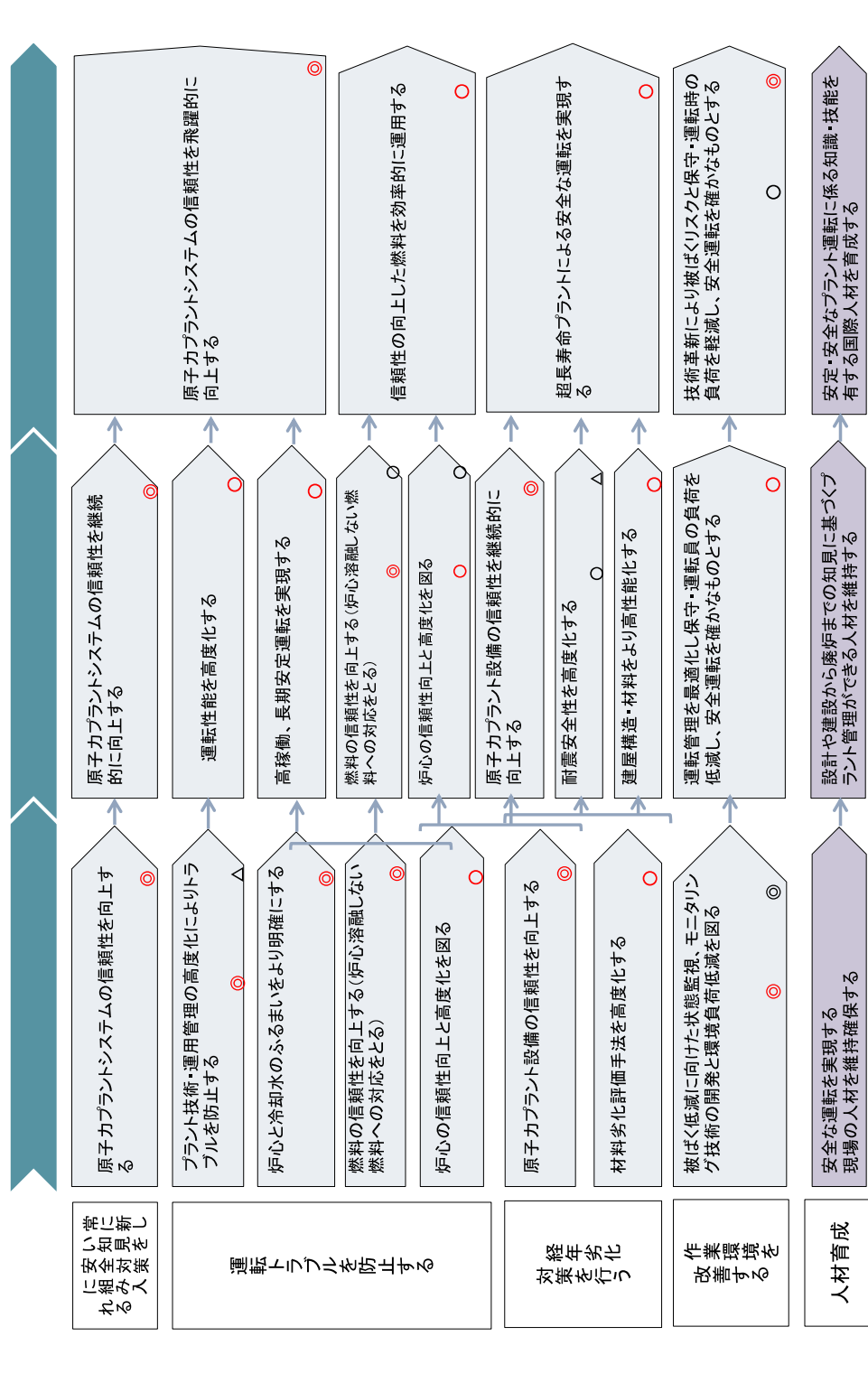
()	<	「△」
()	≦	「△または○」
()	≦	「○または◎」
かつ ()	≦	「◎」
- 上記()については、短期的課題と中期的課題の区別、研究開発の進捗状況を踏まえた全体システムの中での位置付け等を勘案し、主査が△または○のいずれとするか判断。()も同様。

「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

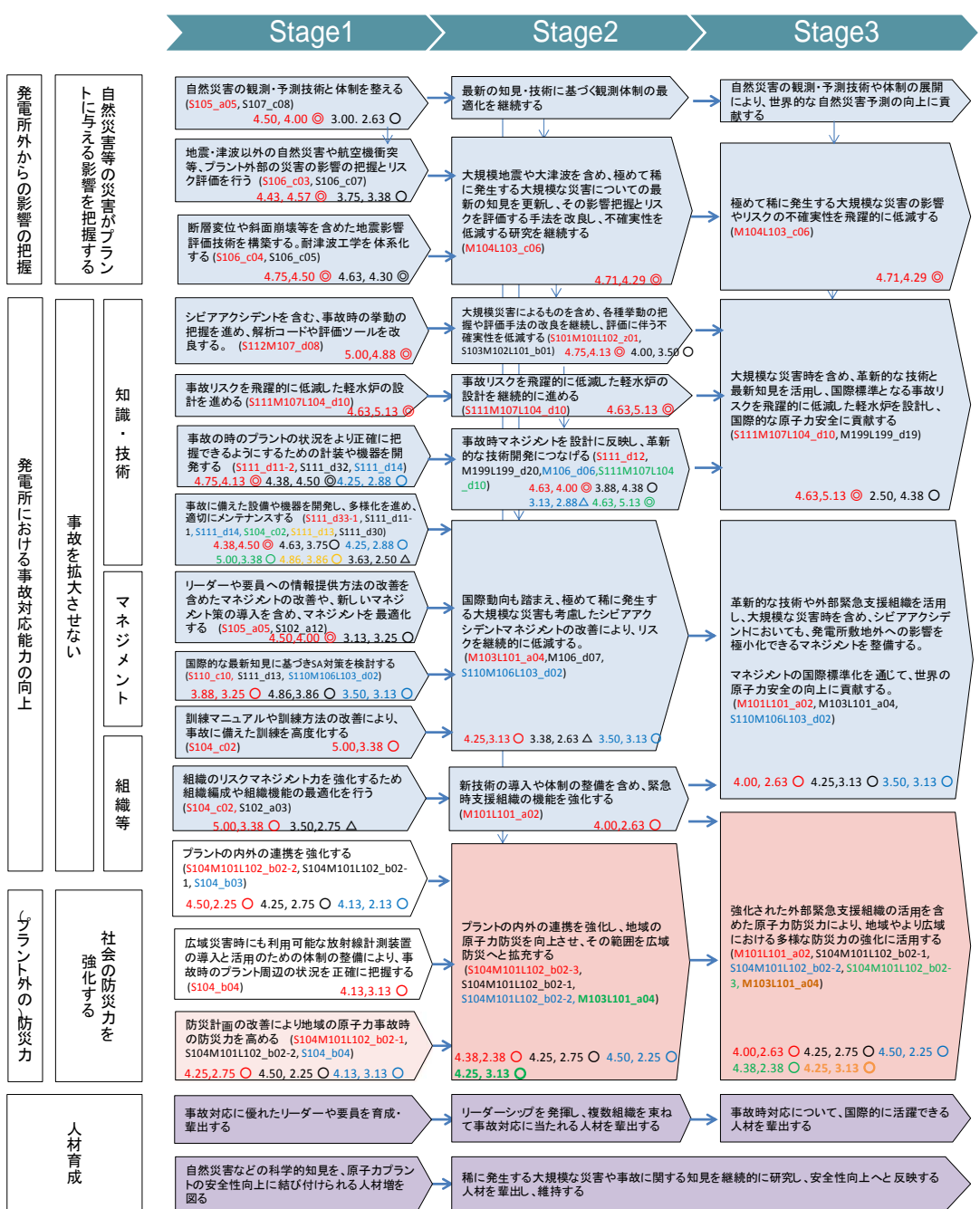
凡例：(())の採点結果、()の採点結果、重要度(◎○△の区別)



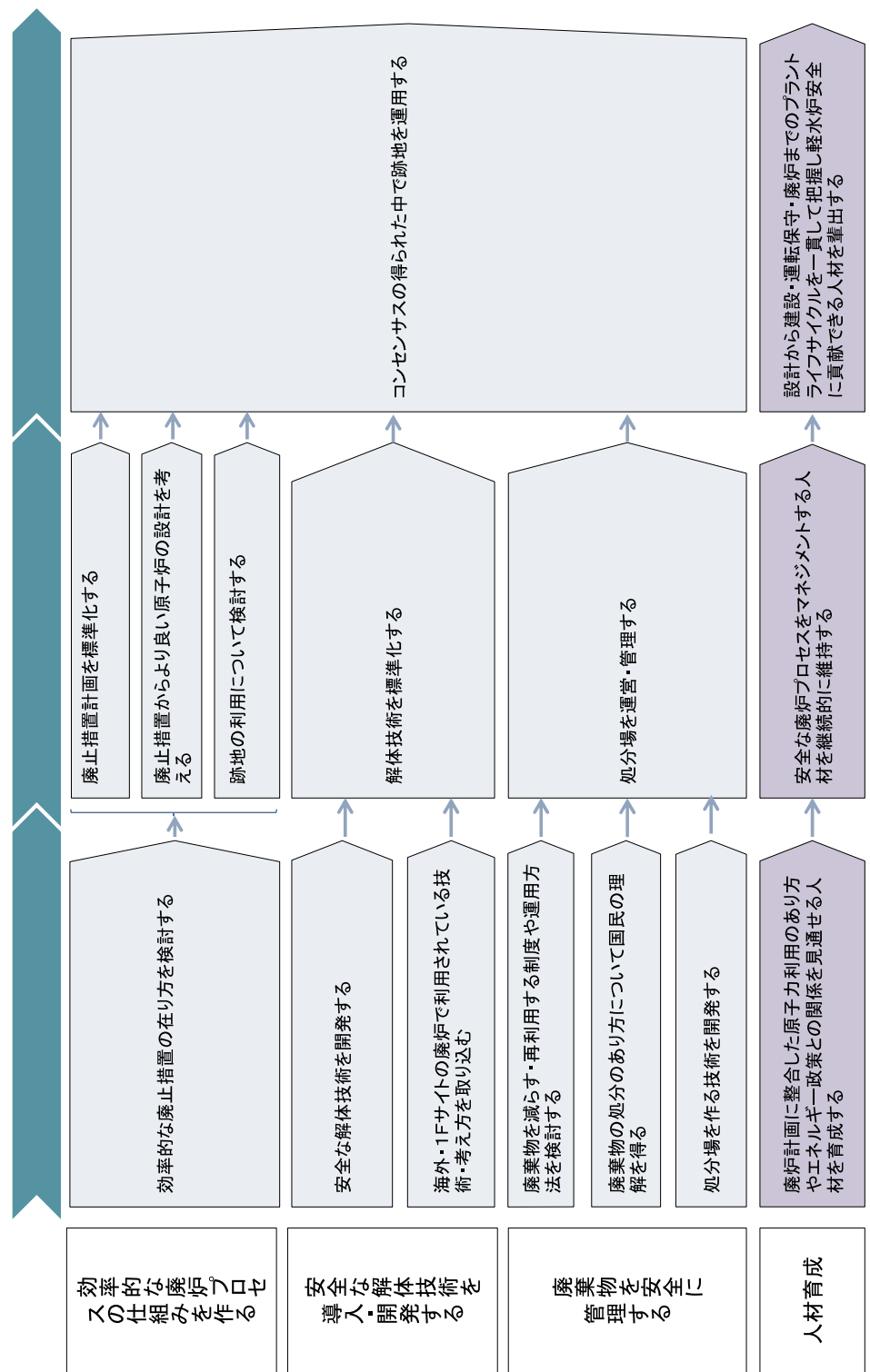
「②既設の軽水炉の事故発生リスクの低減」ロードマップ



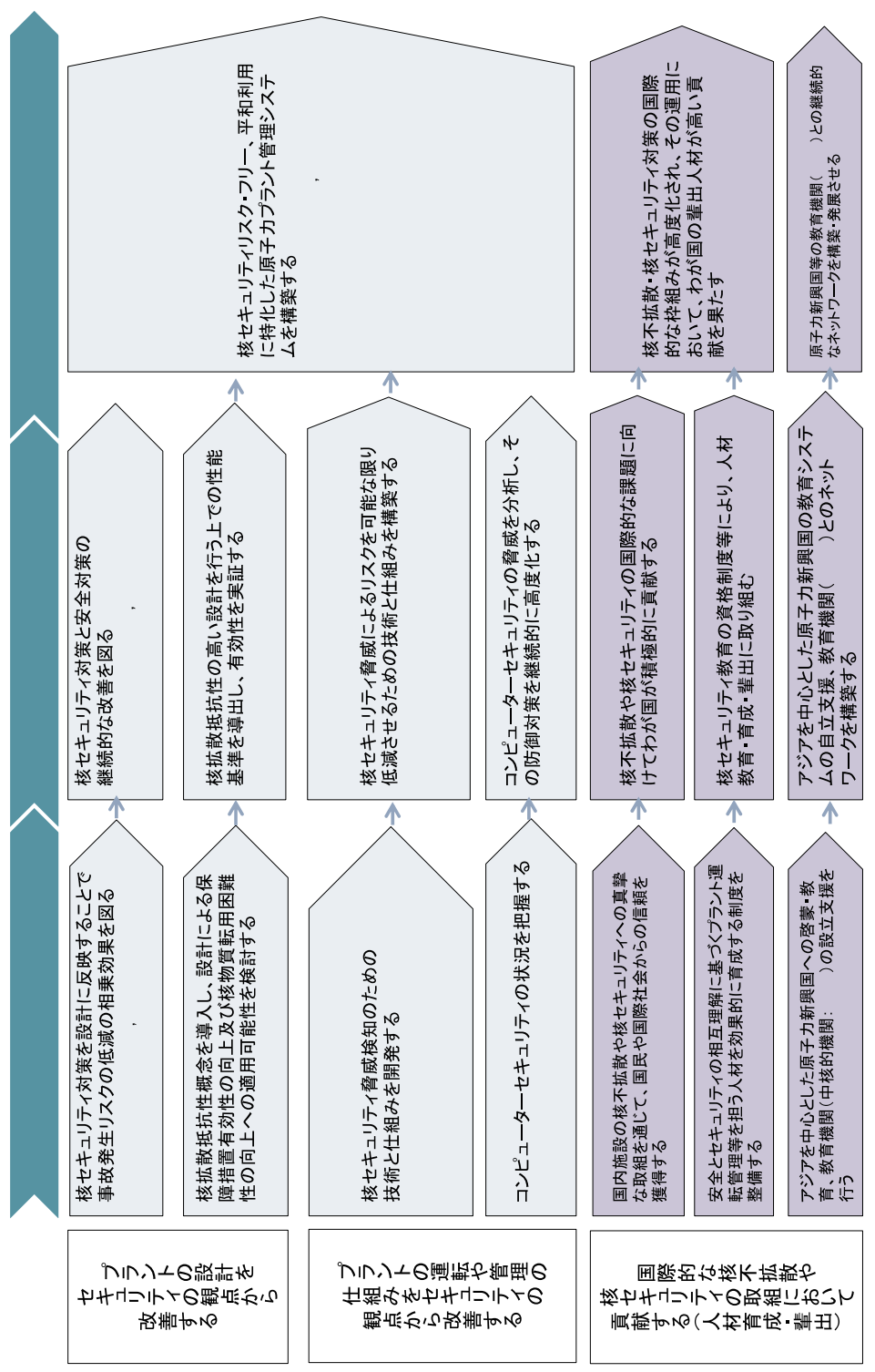
「③事故発生時のサイト内の事故拡大防止方策および 「④事故発生時のサイト外の被害極小化方策」 ロードマップ



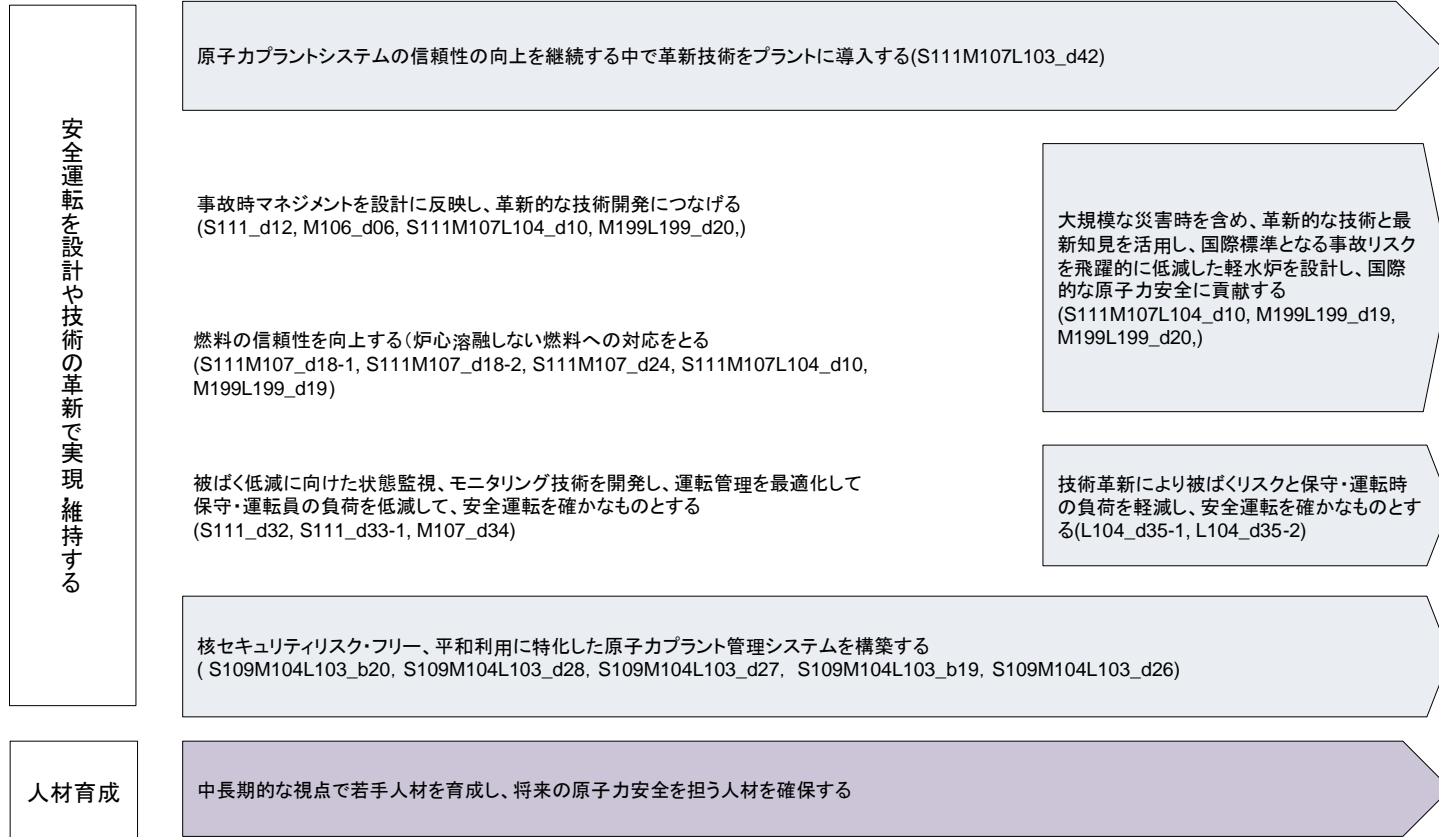
「⑤既設炉の廃炉の安全な実施」ロードマップ



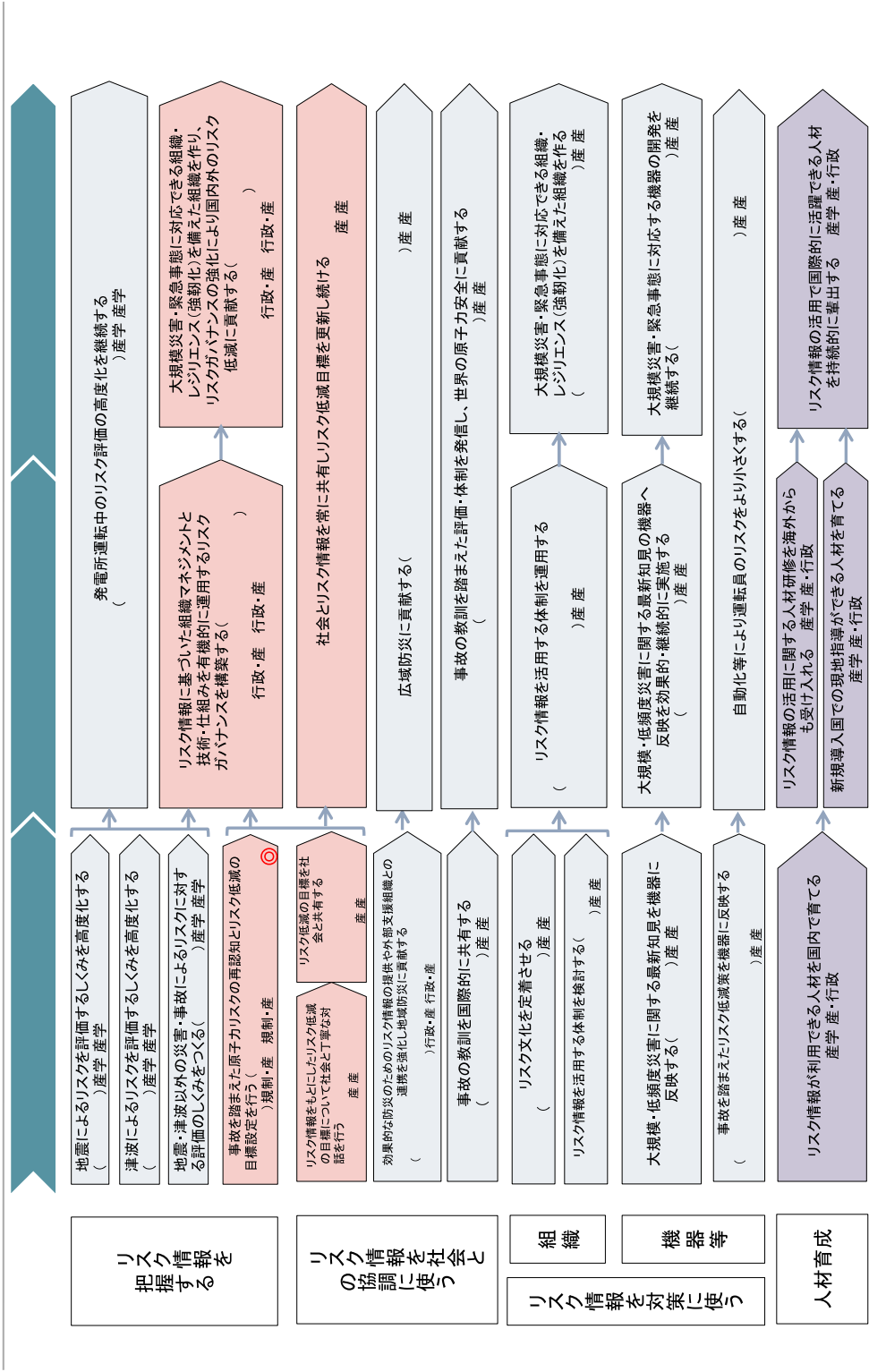
「⑥核不拡散・核セキュリティ」ロードマップ



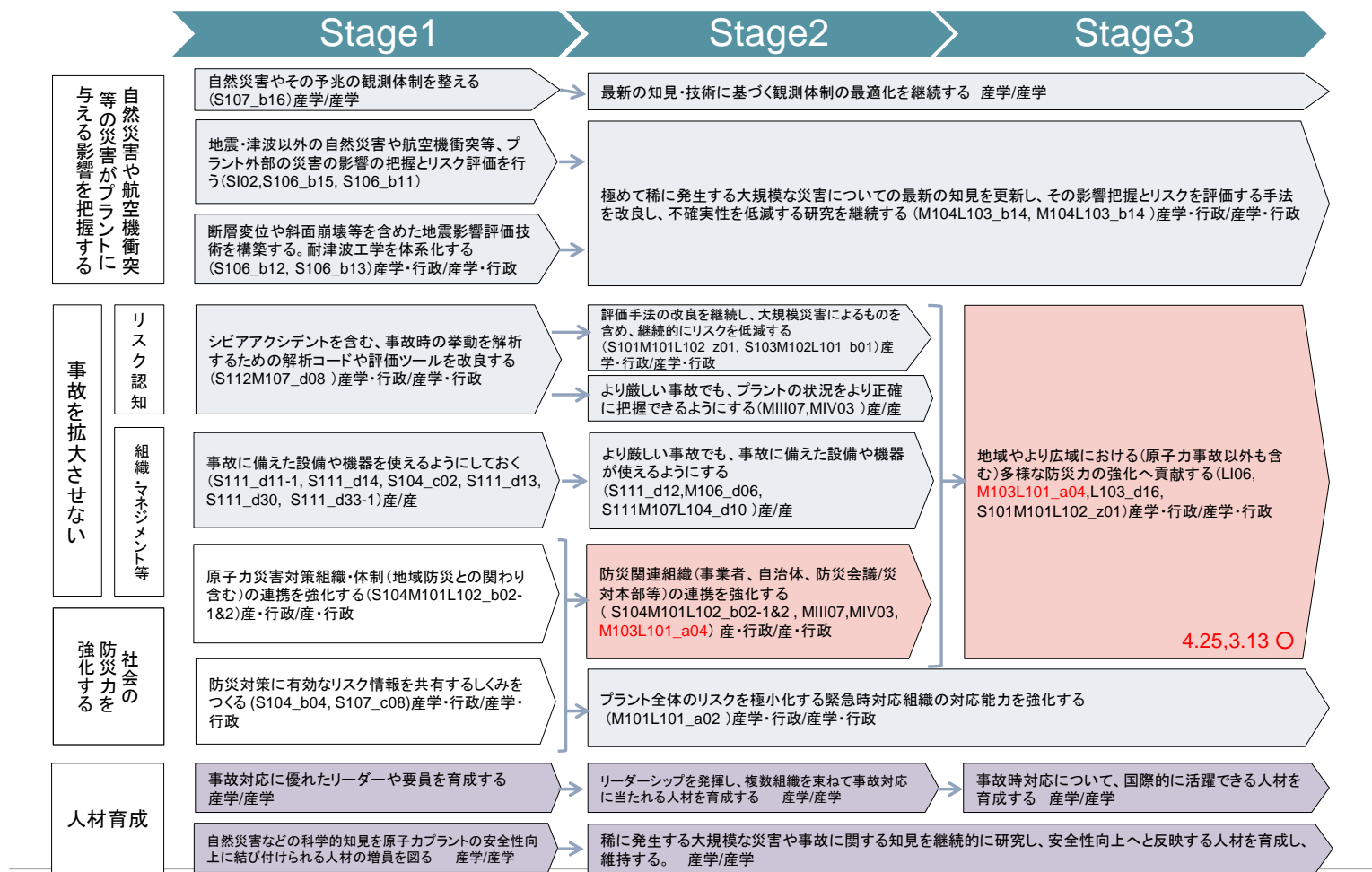
「⑦従来の発想を超える、軽水炉に適用可能な革新的技術開発」 ロードマップ



参考：「リスクマネジメント力の向上(リスクコミュニケーション)」ロードマップ



参考:「リスクマネジメント力の向上(防災力の強化)」ロードマップ



から提示された ローリング方針

■ ローリングの位置づけ

■ ローリング実施意義

- 最新知見の反映（課題設定、研究プロセス等に対して）
- 課題解決への取り組み状況に係る（ステークホルダー間の）コミュニケーション
- 世代間の知識伝承およびそのためのコミュニケーション

■ ローリングで実施する作業

- ローリングの作業を、以下の4つに大別する。
 - ① 原子力を取り巻く情勢変化を受けたロードマップの大枠の見直し
 - ② ①の見直しや技術開発及び人材育成の達成度評価を踏まえた「評価軸」の見直し
 - ③ ②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
 - ④ ①～③を通じて見直されたロードマップへの改善案等の提示

■ ローリングの実施方法

- 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を自主的安全性向上・技術・人材 が、②と③を日本原子力学会が担い、今回のロードマップ作成と同様に、 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) 1年に1度の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 が担い、今回のロードマップ作成と同様に、 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。

から提示された ローリング方針への学会対応案

■ 日本原子力学会が主体で実施するローリング（*）の実施方法

■ 関係する全てのステークホルダーの関与

- 原子力安全の課題解決に向けた研究開発、制度改革に参画・関与する機関や多様な国際協力を実施する政府（規制当局も含む）、研究開発機関及び産業界
- 特に、我が国の原子力関連研究開発を主導する立場にあり、文部科学省所管法人として研究施設基盤を維持し基礎基盤研究を行い、原子力規制庁所管の安全研究センターを有する日本原子力研究開発機構
- ローリングの実施に必要な資金や人員を提供する主体

■ ローリング実施体制

- 会議体設置場所
 - 日本原子力学会（他学会とも連携）
- 事務局
 - 参画するステークホルダーに対する公正な調整機能
- 主査・幹事
 - 組織構成に応じた選出
- 第三者評価機関（となり得る候補）
 - 政府設置の審議会、原子力委員会、学術会議、国際機関、他学会

■ 効果的な議論・検討・活動を可能にする組織構成

- 研究領域ごとの検討会合
- 研究領域の横串を通じた議論を行う会合
- 総括的な取りまとめや方向性の議論を行う会合
- 活動状況や成果の対外発表や発信機能を有する組織体（国際発信を含む）

(*) 「評価軸」の見直し、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

まとめ

- 日本原子力学会に設置した「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」を検討の場として、軽水炉安全技術・人材ロードマップの学会案(初版)を策定した。
 - できるだけ効果的かつ実効性のある検討が実施できる様、役割やカバーする専門領域に応じて作業部会等を設け、階層構造を持たせた会議体構成で検討を行った。
 - 学会という特性を生かし、規制側も含む多様な分野や立場のメンバーが集う場で議論を実施した。
 - 社会的要請・ニーズの分析、解決すべき課題の抽出、課題検討の柱の設定と、マイルストーンの設定と各マイルストーンで目指す姿(達成要件)を明確化した。
 - 参画した産学の多数の関係者にて、明確化した各マイルストーンでの目指す姿と照らした課題を出し合い、解決に向けた道筋を課題調査票に取りまとめた。
 - 課題調査票の形で抽出された各課題の重要度を、「評価軸」を用いて採点し、取捨選択と優先順位付けがなされたロードマップを策定した。
 - 今後も学会は、によるロードマップの大枠の見直しや技術開発・人材育成の達成度評価を踏まえた「評価軸」の見直しや、見直された「評価軸」を用いた課題項目の見直しによる、継続的なローリングを実施する。
-

付録4 委員名簿、委員会設立申請書

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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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) (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。 (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。 (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。
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 (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"> ・ 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) (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。 (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。 (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。
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

以上

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。