

平成 24 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業
(原子力安全対策高度化に資する技術マップの策定)

平成 25 年 3 月

株式会社三菱総合研究所

目 次

1. 序論	1
1. 1 背景	1
1. 2 目的	1
2. 実施内容	2
2. 1 実施事項	2
2. 2 実施期間	3
3. 検討委員会・作業部会の設置・運営	4
3. 1 会議体の位置づけと構成	4
3. 2 会議体の運営	5
3. 2. 1 原子力安全対策高度化技術検討会	5
3. 2. 2 アクシデントマネジメント技術マップ策定部会	8
3. 3. 1 諸外国の技術開発体制・安全対策高度化の取り組み	13
3. 3. 2 TMI 事故やチェルノブイリ事故等を踏まえた諸外国の対応の教訓・成功事例	55
3. 3. 3 今後の調査課題	74
3. 4 米国 NRC 主催 Regulatory Information Conference の調査	77
3. 4. 1 プレナリーセッション	77
3. 4. 2 個別セッション	79
3. 5 国際シンポジウムの開催・運営	85
3. 5. 1 プログラム企画	85
3. 5. 2 結果概要	87
4. 原子力安全対策高度化技術マップの作成	90
4. 1 技術マップ策定の背景	90
4. 2 既存の技術戦略マップの概観と安全対策高度化技術マップ策定方針	91
4. 2. 1 既存の技術戦略マップの概観	91
4. 2. 2 安全対策高度化技術マップ策定方針	95
4. 3 アクシデントマネジメントに係る技術的課題の整理	95
4. 3. 1 課題の洗い出し	96
4. 3. 2 課題の整理	97
4. 4 アクシデントマネジメントに係る外的事象の整理	104
4. 4. 1 外的事象の洗い出し	104
4. 4. 2 外的事象の整理	105
4. 4. 3 今後の方針	105
4. 5 技術マップのフレーム検討	109
4. 5. 1 マトリックス的な整理方法	109
4. 5. 2 2軸マッピング的な整理方法	109
4. 6 今後の課題	116
4. 6. 1 安全高度化が目指す方向性の俯瞰的検討に基づく課題	116
4. 6. 2 シビアアクシデントマネジメントの技術マップの高度化に向けた課題	117
5. 技術マップの見直し・改訂作業のための体制構築	119
5. 1 技術マップの拡張のあり方	119
5. 2 技術マップ検討体制のあり方	120
6. おわりに	121

1. 序論

1. 1 背景

2012年9月に策定された「革新的エネルギー・環境戦略」において、2030年代には原子力発電所をゼロとすることを目的としている一方で、安全が確認された原子力発電所については重要な電源として活用する方針が示された。その後の政権交代により、原子力発電の将来の電源に占める割合については、方針の見直しがされたが、原子力の安全確保は原子力政策の方針に寄らず至上命題である。したがって、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、既設原子力発電所について、シビアアクシデント対策を中心に安全対策の高度化を適切に進めていくことが必要である。

安全対策の高度化に当たっては、電気事業者や原子力プラントメーカー、研究機関等において研究開発が進められているところであるが、安全の高度化に向けて基礎基盤となる部分については、国が主導して研究開発を進め、技術基盤を整備することが必要である。

また、IAEA閣僚会合に向けて2012年6月に取りまとめられた日本国政府報告書において28の教訓がまとめられているほか、2012年3月に当時の原子力安全・保安院が発表した「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」においては、30項目の対策がまとめられているところである。

1. 2 目的

以上の背景を踏まえ、安全の高度化に資する研究開発を実施して技術基盤を整備することにより、原子力の安全性向上に取り組んでいくことが必要となっている。技術基盤の整備に当たっては、安全の高度化に向けて行うべき研究開発の全体像を描いた上で、国として実施を支援すべき研究開発課題について検討の上、実施していく必要がある。これまでにも、政府や産業界、原子力学会等において技術マップ作成の取組は行われ、それぞれの目的で活用されてきているが、安全の高度化に焦点を当ててプラント全体を俯瞰的に捉えたものとして、現在の状況で活用可能なものは存在していない。

このような状況を踏まえ、既設の原子力施設の安全性向上に向けた取組について、「技術」の観点から、どのような課題が存在し、その課題解決に向け産学官がどのように取り組んでいくべきか全体を網羅した技術マップを作成し、産学官で広く共有することを目的とした事業を実施する。

2. 実施内容

2. 1 実施事項

本事業では、以下の事項を実施する。

(1) 検討委員会・作業部会の設置・運営

検討委員会は産学の有識者 5 名程度で構成し、本年度中に 2~3 回程度開催し、原子力安全高度化に資する技術や課題について整理した「原子力安全対策高度化技術マップ」のレビューを行う。併せて、研究開発の現状や見通しについての情報を探まえ、「原子力安全対策高度化技術マップ」に示された研究開発課題の優先度の考え方についても議論を行う。また、適切なタイミングで国際シンポジウム等を開催し、国内外の有識者の意見を聴き、「原子力安全対策高度化技術マップ」のレビューの視点に反映する。

「原子力安全対策高度化技術マップ」の作成に当たっては、検討委員会と独立に当該分野の有識者からなる作業部会を設置し、事務局の支援のもとで広く国内外の情報をもとに議論を行う。そしてこれらの議論を踏まえ「原子力安全対策高度化技術マップ」の案を作成し、検討委員会と情報共有を図る。

検討委員会および作業部会の設置、開催に関しては、以下の点に注意する。

- ・検討委員会を構成する委員の人数や人選、開催回数等については、資源エネルギー庁の指示を踏まえ受託者において検討し、資源エネルギー庁と協議を行い決定する。なお、委員については有識者 5 名程度、オブザーバについては国内外の有識者数名を想定しており、開催回数は年度内に 2~3 回程度を想定している。
- ・作業部会の数や構成メンバーの人数・人選、開催回数等については、資源エネルギー庁の指示を踏まえ受託者において検討し、資源エネルギー庁と協議を行い決定する。
- ・検討委員会および作業部会における検討に向けて、検討委員会または資源エネルギー庁の指示に基づいて、受託者は諸外国における研究開発をはじめとする安全高度化に資する取組（防災、人材育成のベストプラクティスを含む）について必要な調査を行い報告する。
- ・国際シンポジウムの開催に際しては、その実施内容に係る検討委員会の指示を踏まえ、適時適切に資源エネルギー庁と協議を行う。
- ・委員会および作業部会等の運営については、資源エネルギー庁と協議し、運営規則を作成し、これに基づいて行う。

(2) 「原子力安全対策高度化技術マップ」の作成

委員会において作成方針について議論のうえ、作業部会の設置について決定を行い、作業部会における議論を踏まえて「原子力安全対策高度化技術マップ」の作成を行う。「原子力安全対策高度化技術マップ」については、適切な分類により構造化して整理する。

作業に当たっては、以下の点に留意する。

- ・「原子力安全対策高度化技術マップ」の作成対象となる技術の範囲については、資源エネルギー庁と協議を行い、指示に従う。
- ・「原子力安全対策高度化技術マップ」の分類・構造化に際しては、例えば関係法令と同様の整理を採用することにより、が適切に原子力プラント全体を網羅することを示していることを示す。
- ・2012年6月にIAEA閣僚会合に向けて取りまとめられた日本国政府報告書における28の教訓や、2012年3月に当時の原子力安全・保安院が発表した「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」における30項目の対策のうち、技術的な観点が含まれるものについては、その位置づけを整理する。
- ・既に具体的な技術要素が明らかとなっている区分がある場合には、その技術開発についてのロードマップについても検討を行う。
- ・安全高度化に資する取組みであったとしても、既存技術の単なる組合せや導入により実現可能なものについては、原則として参考情報として扱う。ただし、技術の統合にあたり技術開発課題が見込まれる場合はその限りではない。

(3) 技術マップの見直し・改訂作業のための体制構築

原子力政策の情勢の変化を踏まえて、来年度以降の「原子力安全対策高度化技術マップ」の見直し・改訂作業のための体制整備を検討する。

2. 2 実施期間

平成24年11月21日 から 平成25年3月29日

3. 検討委員会・作業部会の設置・運営

3. 1 会議体の位置づけと構成

本事業においては、国を中心に進める安全研究の方向性を俯瞰的に捉え、本事業で策定する技術マップに対するコメントや提言を提示する「原子力安全対策高度化技術検討会」と、実際の技術マップの策定作業を行う「安全対策高度化技術マップ策定部会」の二つの会議体を設置・運営した。前者は本事業の受託機関である三菱総合研究所に設置し、後者は、原子力安全基盤機構や日本原子力研究開発機構安全研究センターといった安全規制側の立場の組織も含めて産学官が学術的な観点から議論に参加できる場として、日本原子力学会に設置して、各機能を担わせた。

原子力安全対策高度化技術検討会は、委託元と協議の上、以下の委員で構成した。

氏名（敬称略）	所属
杉本 純	京都大学
関村 直人	東京大学
中村 秀夫	日本原子力研究開発機構
松井 一秋	エネルギー総合工学研究所
横尾 健	電力中央研究所

安全対策高度化技術マップ策定部会のメンバーは、学会の推薦に委ねた。平成24年度は、アクシデントマネジメントの技術分野に注力して技術マップ策定検討を行うこととした。このため、安全対策全般の課題を俯瞰的に見通せるメンバーに加え、アクシデントマネジメント技術分野の専門性を有するメンバーによる委員構成で会議体が運営された。安全対策高度化技術マップ策定部会の開催時は、安全対策全般を議論する総会と、アクシデントマネジメント技術マップの策定を行うWGの2部構成でプログラムが組まれた。

図3.1-1に、本事業におけるそれぞれの会議体の位置づけを模式図で示す。次節で示す通り、本事業では技術マップの策定に資する情報収集を目的として、公開情報をベースとした海外調査ならびに海外の主要機関から有識者を招聘しての国際シンポジウムを実施しており、これらの結果は各会議体にも報告し、今後の方向性を検討する上での参考情報とした。

なお、技術マップの策定が進んだ段階では、並行して実施されている「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備委託事業」ならびに「同技術開発費補助金事業」での研究開発の進め方の示唆を与える場として、これら会議体は位置づけられている。

既設の原子力施設の安全性向上に向けた取組について「技術」の観点から、どのような課題が存在し、その課題解決に向け産学官がどのように取り組んでいくべきか全体を網羅した技術マップを策定。

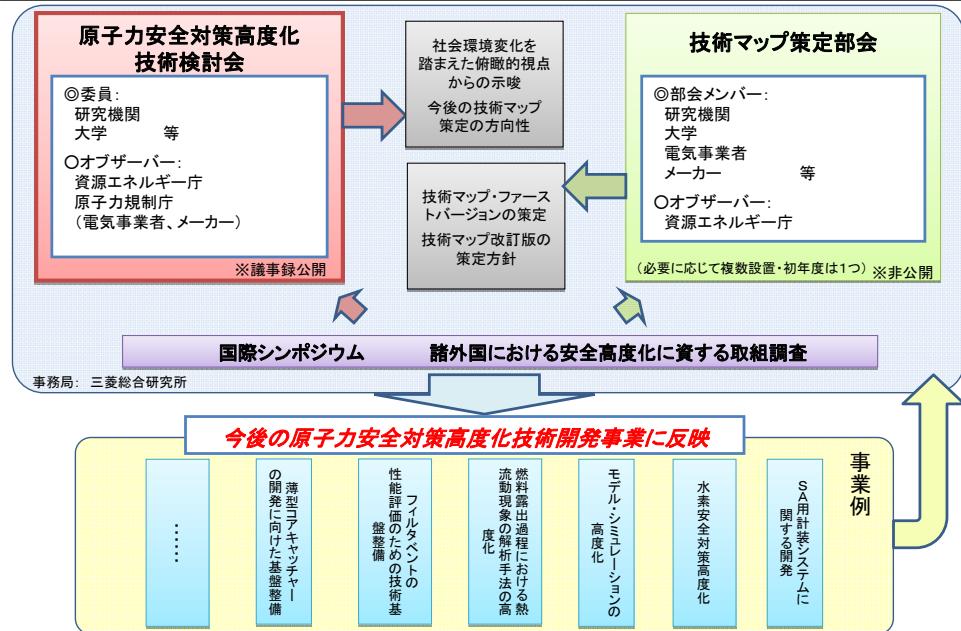


図 3.1-1 各会議体の位置づけ

3. 2 会議体の運営

3. 2. 1 原子力安全対策高度化技術検討会

(1) 開催概要

平成 24 年度は 3 回開催し、第 1 回は 2 月 26 日、第 2 回は国際シンポジウム開催日である 3 月 5 日、第 3 回は成果取りまとめ時期の 3 月 22 日にそれぞれ開催した。3 月 5 日の第 2 回会合は、国際シンポジウム 1st SMTech2013 の午前セッションとして海外招聘者 5 名を交えて開催した。各会合の開催日時・場所、議事は以下の通りである（3 月 5 日午後の国際シンポジウムについては 3.4 で後述する）。

【開催日時・場所】

第 1 回

2013 年 2 月 27 日 (火) 18:30～21:00

三菱総合研究所 4 階 CR-B 会議室

第 2 回

2013 年 3 月 5 日 (火) 10:00～12:00

東京大学 山上会館 201/202 会議室

第 3 回

2013 年 3 月 22 日 (金) 16:00～18:15

三菱総合研究所 4 階 CR-A 会議室

【議題】

第 1 回

1. 背景・経緯説明（事務局・委託元）
 - METI 原政課「安全対策高度化に資する技術マップ策定事業」の概要紹介
 - 安全対策高度化技術検討会の位置付けについて
 - 年度内の対応範囲について
2. 技術マップ策定部会の活動状況について
3. 海外調査の進捗状況（事務局）
4. 国際シンポジウムについて（事務局）
 - 国際シンポジウムの計画概要
 - 同日開催の第 2 回安全対策高度化技術検討会について
5. ディスカッション
 - 技術・課題の優先度の考え方
 - 産学官の役割分担の考え方
 - 技術マップの取りまとめフレーム
 - 年度内の策定範囲および次年度以降の拡張のあり方
 - 第 2 回安全対策高度化技術検討会の議題
 - その他
6. 今後のスケジュール

第 2 回

1. Opening Remarks [開催挨拶]（事務局）
2. Self Introduction [自己紹介]
3. Introduction to the Initiative of Formulating a “Technical Map” of Safety Measure Improvement and Technical Basis Development for Nuclear Power Plants in Japan [日本の原子力発電所の安全対策高度化と技術基盤整備のための技術マップ策定に係る取り組みの紹介]（事務局）
4. Question and Discussion [質疑応答・議論]（全員参加）
5. Closing [閉会]

第 3 回

1. 安全対策高度化基盤整備事業の方向性について（事務局・委託元）
ディスカッション：国としての研究開発のあり方（全員参加）
2. 国際シンポジウムのレビュー（事務局）
午前クローズドセッションの報告
午後公開シンポジウムの報告

3. 海外調査結果（事務局）

NRC Regulatory Information Conference の報告
TMI、チェルノブイリ事故後の諸外国の対応レビュー

4. 技術マップ策定の進捗状況

進捗報告（事務局）

ディスカッション：技術マップの今後の拡張の方向性（全員参加）

5. 今後のスケジュール

（2）議論の概要および確認・決定事項

第1回会合は、本事業の趣旨および概要を各委員に事前説明した上で開催し、3月5日午前の第2回会合および同日午後の国際シンポジウムで海外招聘者との情報交換を行うかを主な論点として議論を行った。委員からは、日本のシビアアクシデント対策や本事業の技術マップ策定について海外招聘者から有益なアドバイスを引き出すことや、欧米の研究プロジェクトについて表に上がってこない実際の経緯・背景や苦労話を聞き出すこと等を重視すべきとの意見が上がり、そのために本事業の技術マップ策定方針を説明すること、および、日本からも海外招聘者の関心の高い情報提供を行うこと等が必要であるとの意見がまとまった。

第2回会合は、事前に安全対策高度化技術検討会および技術マップ策定部会の各委員から海外招聘者に対する質問事項を取りまとめた上で開催し、事務局および各委員から海外招聘者に質問を投げかけ、海外招聘者から情報や意見を引き出す形式で議論が進められた。その中で、海外招聘者から、欧米における产学研官および各機関の役割分担と連携の仕方や、プロジェクト遂行で重視している点、国際的な連携に対する姿勢、欧米のロードマップや重点課題が福島第一原子力発電所事故を受けてどのように変化したか、等の情報提供がなされた。

第3回会合は、委託元および事務局から原子力分野の利用行政における国としての研究開発のあり方について論点が提示され、活発な意見交換が行われた。その中で、以下に列挙するように、オールジャパンとしての協力体制の構築、研究開発方針に必要な視点、国際的な視点等に係る課題が指摘された。また、技術マップ策定については、委員より、マネジメントとして解決すべき課題の提示や、課題の具体化と定量的議論、過去の知見と現在の技術的課題の紐付け方の検討等が必要であるとの指摘がなされた。最後に委託元より、今後ますます技術マップ策定の議論が重要になること、および次年度以降も技術マップ策定の議論の場を委託元として支援していくとのコメントがなされた。

＜国としての研究開発のあり方に係る論点および課題＞

- オールジャパンとして協力体制の構築
 - 官民で効率的に研究開発を行うために、官民のコンセンサスを取るための体制の

- 検討、普段からの協力体制のあり方の検討。
- 国のメーカー支援のあり方、護送船団方式の再考。
 - メーカー間の協力のあり方。各社の関心事の共有。リソース配分。
 - 専門分野の集合から異分野間連携へのシフト。分野横断的な総合化。
 - 中立的・第三者的な独立組織の役割。
 - 研究開発方針に必要な視点
 - 俯瞰的に見て抜けがないこと、日本の強みを活かすこと、長期的な視点。
 - 応用まで見据えた上での安全に繋がる基礎基盤の整備。
 - 研究開発の成果を日本の資産として残していくための仕組み作り。成果の普及促進を見据えた研究開発の視点。
 - QA (品質保証)、QC (品質管理) の維持向上の仕組み。全体を俯瞰できる構造化。
 - チェック＆レビュー、ピアレビュー等の評価の仕組み。研究のゴールの設定。
 - 国際的な視点
 - 国際協力と国際競争力のバランスの取り方。
 - 研究開発以外で国際競争力を高めること。民間基準のグローバルスタンダード化。信頼性や安全のためのマネージメントシステムの取り込み。

3. 2. 2 アクシデントマネジメント技術マップ策定部会

(1) 開催概要

平成 24 年度は、安全対策技術全般を議論する総会を 2 回、アクシデントマネジメント関連分野の技術マップを策定する作業を行う WG を 3 回、原子力学会に委託して設置した特別専門委員会の活動として開催した。

各会合の開催日時・場所、議事は以下の通りである。

【開催日時・場所】

第 1 回総会

2013 年 2 月 13 日 (水) 16:00～18:00

三菱総合研究所 4 階 大会議室 A

第 2 回総会

2013 年 3 月 13 日 (水) 18:10～20:00

三菱総合研究所 4 階 大会議室 A

第 1 回 WG

2013 年 2 月 13 日 (水) 18:10～20:00

三菱総合研究所 4 階 大会議室 A

第2回WG

2013年2月28日（木）18:00～20:05

三菱総合研究所 4階 CR-E会議室

第3回WG

2013年3月13日（水）16:00～18:00

三菱総合研究所 4階 大会議室A

【議題】

第1回総会

- 開催
 - 配布資料確認
 - 自己紹介
- 背景・経緯説明
 - METI 原政課「安全対策高度化技術基盤整備事業」の概要紹介
 - 安全対策高度化技術マップ策定の実施計画の照会
- 技術マップ策定のフレームワークの検討
 - 諸外国の安全研究・技術開発に関する調査結果の報告
 - 安全対策高度化技術マップ策定に向けた基本的考え方
 - アクシデントマネジメント技術マップの検討フレーム案について
- 今後のスケジュール

第2回総会

- 配布資料確認
- 前回議事録確認
- 国際シンポジウム SMtech2013 概要報告
- 海外調査報告（TMI・チェルノブイリ事故後の各国の取組み）
- マップ策定の進捗確認
- 総合討議
 - 今年度の成果イメージ
 - 技術マップの拡張性
 - ◊ 対象分野（アクシデントマネジメント以外）
 - ◊ 國際性（競争力、協調）
 - ◊ 拡張のスケジュール感（次年度以降の主要時期の到達成果イメージ）
 - 学会としての対外発表
- 今後の予定

第1回WG

- ・ アクシデントマネジメント関連技術の洗い出し検討
- ・ 技術マップ上の整理軸の検討
- ・ 網羅性の担保に向けた今後の検討プロセスの確認
- ・ その他必要な議論、確認事項
- ・ 今後のスケジュール

第2回WG

- ・ 開催
 - 配布資料確認
 - 前回議事録確認
- ・ WGの進め方（案）について
- ・ マップ策定作業
 - 提出資料の説明
 - マップ策定に向けたディスカッション
- ・ 今後のスケジュール

第3回WG

- ・ 配布資料確認
- ・ 前回議事録確認
- ・ マップ策定作業
 - 事務局による課題集約・整理の結果報告
 - 外的事象に関する軸の整理
 - マップ策定議論
 - ◆ 現状の策定方法の妥当性
 - ◆ 今年度の取りまとめ範囲
 - ◆ 今後の作業分担
- ・ 今後の予定

(2) 議論の概要および確認・決定事項

安全対策高度化の全般を議論する技術マップ策定部会メンバー全員が参加する総会は上所述の通り2回開催され、第1回会合では事務局が準備した当該技術マップ策定の基本方針案や策定プロセスの案、参考となる海外調査結果等を提示し、今後の技術マップ策定の方向性、特に平成24年度は既設発電炉を対象に検討を行うことを確認した。

第2回会合では、国際シンポジウムで得られた知見のマップへの反映、平成24年度の成果イメージの確認、学会としての本活動の今後の対外発表の方針について確認がなされた。

技術マップの策定に向けて実作業を行うWGは上述の通り3回開催され、第1回会合では、検討対象範囲およびそれぞれの参加メンバーの検討担当範囲・分担の確認を行い、宿題を持ち帰り、次回までにアクシデントマネジメントに及ぼす影響の観点から課題を検討し、事務局へ提出することとした。

第2回会合は各メンバーから提出された課題を全員で共有・相互確認し、技術マップの具体化に向けて検討の方向性を確認した。具体的には、①事象進展（炉心損傷前・損傷後、格納容器損傷前・損傷後）、②外部事象による大規模・中規模・小規模な共通要因故障、③マネジメントを支援するハードとソフトの3軸で課題を整理し、事務局が整理作業を行って次回会合でさらなる議論を行うこととした。また、当面は既設発電炉が対象であるが、中長期的には得られた知見の設計反映の観点から新設炉も視野に入れて本質を踏まえた検討を行うこととした。

第3回会合では、各設定軸で整理した課題事例を基に検討を進め、使用済み燃料プールと初期プラント停止時も明示的に扱うこと、課題の洗い出しの段階では開発要素の少ない課題も列挙し網羅性を担保すること、マップの抜けを探すアプローチよりも重要分野を明確化することに重きをおいた検討を行うことなどの方針を確認した。3軸の一つに据えた外部事象は、地震と津波を中心に据え、他にどのような外部事象に対する対策を取り込む必要があるかについての検討や、化学兵器、テロ、プラントへのダメージは人によってイメージが異なるため、定義を明確にする必要性の指摘などがなされた。また外部事象の影響度の評価では、視点や尺度を明確化し、統一した判断軸で整理する方針を確認した。

3. 3 海外文献調査

技術マップの検討に資する情報を収集・整理・分析する目的で、諸外国の安全高度化に資する取り組みに係る調査を行った。

安全高度化に資する取り組みの調査については、国内に閉じず、諸外国の安全高度化を念頭において研究開発の動向を把握し、諸外国からの最新知見の取り込みや、日本のアドバンテージを海外に発信して国際貢献を果たしていくことが必要であり、また、研究開発の成果を実機に適用していく上で、スリーマイル事故やチェルノブイリ事故等を踏まえて、諸外国における過去の研究開発の取り組みや、実機への適用においての成功事例を踏まえて、今後の日本の研究開発の視点や方向性を検討していくことが望ましいとの問題意識に立って実施した。

本調査では、各国政府機関、研究機関等の公開情報からのファクトの整理につとめた。なお、本調査は、現状の実機適用技術レベルの国際比較を目的とするのではなく、各国の研究開発フェーズでのテーマ選定の考え方、研究開発の推進の方向性、進捗状況等、各国の特徴を分析し、わが国の今後の研究開発の方向性を示す技術マップ策定に資する情報取得に主眼をおいた。

調査項目と対象国・地域・国際機関は以下のとおりであり、また、これら調査の結果はそれぞれ、安全対策高度化技術マップ策定部会、技術マップ策定部会総会で報告を行った。その日程等についても合わせて以下に示した。

① 諸外国の技術開発体制、安全対策高度化の取り組みの特徴整理

概要：軽水炉の安全高度化に資する技術開発に関する主要国の特徴や取り組み状況を整理し、わが国の今後の技術開発の方向性やあり方の示唆を与える調査を実施する。

対象国・地域・国際機関：米国、フランス、ドイツ、英国、EU、OECD/NEA、IAEA

② スリーマイル事故やチェルノブイリ事故等を踏まえた諸外国の研究開発動向と実機適用の成功事例

概要：当該事故を踏まえ実施された研究開発事例に加え、防災ならびに事故後の厳しい社会受容の環境の中での人材育成の取り組みに関するベストプラクティス事例についても調査する。

対象国・地域・国際機関：米国、フランス、ドイツ、IAEA

なお、上記の2回の安全対策高度化技術マップ策定部会総会にて報告を行った際の資料（パワーポイント資料）については、安全対策高度化技術マップ策定に資する海外調査－技術資料編－にとりまとめている。

3. 3. 1 諸外国の技術開発体制・安全対策高度化の取り組み

(1) 米国

1) 原子力研究開発体制

米国の原子力研究開発の主なプレイヤーは、連邦エネルギー省（DOE）原子力（NE）局、原子力規制委員会（NRC）、国立研究所、大学・研究機関および産業界・事業者等である。

連邦政府は、民間の事業開発を促すための基礎研究開発を担当しており、主要な担当官庁はエネルギー省（DOE）原子力（NE）局である。DOEは、傘下の国立研究所や、大学、民間研究所、企業などとの共同出資プロジェクトを通じて研究開発を実施している。原子力規制を担う原子力規制委員会（NRC）は、規制的独立性を確保するために独自の安全研究を実施しているが、多くはDOE国立研究所等に委託している。民間企業は、基礎技術を応用した事業開発が研究開発の中心を占め、その多くが電力研究所（EPRI）等の民間研究施設で実施されている。主なプレイヤー間の関係性は図3.3.1-1に示すとおりである。

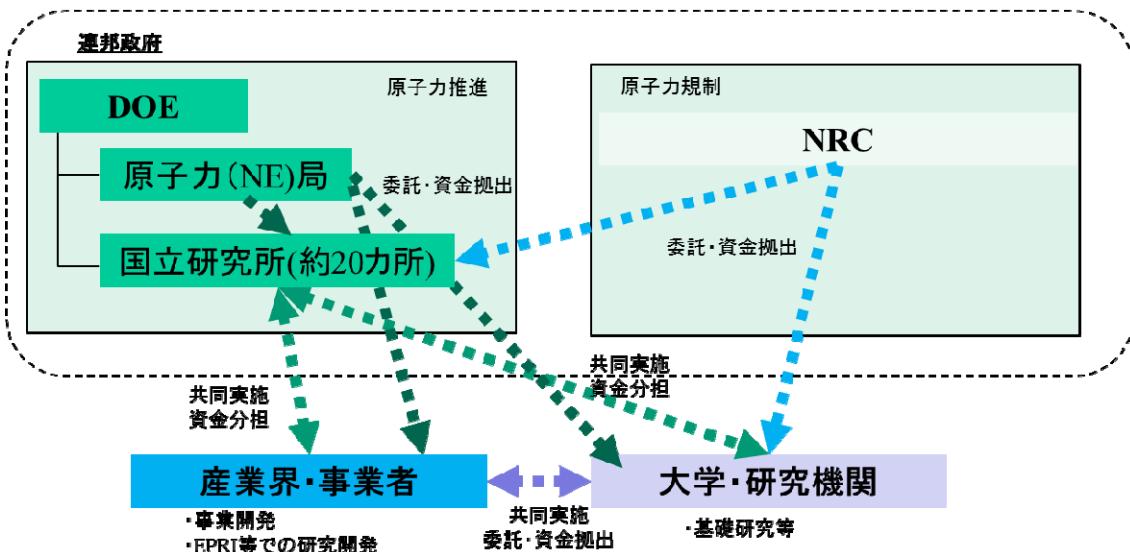


図3.3.1-1 米国の原子力研究開発体制図

2) NRCによる福島事故後の安全性向上へ向けた対応

NRCは福島事故を受けて、国内の原子力発電所の安全性と規制体制を再評価するために、短期タスクフォース（NTTF）を設立した。NTTFは2011年7月に下表のような12項目の提言をNRCに対して行った¹。

¹ NRC. "Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century – The Near-Term Task Force Review of Insights From The Fukushima Dai-Ichi Accident.", July-12 (2011)

表 3.3.1-1 NTTF の提言

テーマ		提言内容
規制枠組みの強化	提言 1	深層防護とリスクの再評価、論理的かつ系統的で一貫性のある規制の枠組みの確立
確実な防護	提言 2	原子炉の構造物・系統・コンポーネント (SSC) の地震および浸水に関する設計基準の再評価および強化
緩和能力の強化	提言 3	地震で誘発される火災や浸水を防止・緩和する能力の増強
	提言 4	全交流電源喪失 (SBO) 緩和能力の強化
	提言 5	Mark I 型、Mark II 型格納容器をもつ BWR プラントにおける強化ベントの導入
	提言 6	格納容器内部や他の建屋内部の水素制御・緩和に関する知見の特定
	提言 7	使用済燃料プールの冷却水補給能力とプールの計装の増強
	提言 8	緊急時運転手順書 (EOP)、過酷事故管理指針 (SAMG)、大規模被害緩和指針 (EDMG) などの所内の緊急時対応手順の強化・統合
緊急時対応の強化	提言 9	長時間の SBO と複数基の事象への対応の緊急時計画への組み込み
	提言 10	複数基の事象と長時間の SBO に関する緊急時対応の検討
	提言 11	意思決定、放射線モニタリング、公衆教育に関する緊急時対応の検討
NRC プログラムの効率改善	提言 12	深層防護の枠組み提言を踏まえた ROP の強化・修正

これを受け NRC は、これらの提言に優先順位を付けて、重要度の高いものから順次実施していくことを決定した。現在 NRC が注力している短期的な取組みとしては以下のようないものがある。

命令 (2012 年 3 月発行)

- 設計基準を超える外部事象での炉心冷却、閉じ込め、燃料プールの冷却を維持するための指針・戦略策定
- Mark I / II 型格納容器において、手動操作への依存を極小化するベントの設置や手順書の策定
- 燃料プールの水位を遠隔から監視する計装の設置

情報要求 (RFI) (2012 年 3 月発行)

- 最新の知見・情報を用いた地震、洪水リスクの再評価
- 地震、洪水のハザードを評価する現地調査（ウォークダウン）等の実施
- 大規模自然事象や複数基事象への対応に必要な要員配置の評価、および同事象や長時間 SBO への対応に係る情報通信機能の評価

規則策定事前告示 (ANPR)

- SBO 規則改定 (SBO 対処時間を最短 8 時間、炉心等の冷却維持のための拡張対処時間

72 時間に設定) に関する ANPR

- 緊急時対応に係る規則 (緊急時手順書の統合等) に関する ANPR

また、NTTF の提言に関わる活動とは別に、NRC は福島事故を受けていくつかの研究活動を開始している。例えば NRC は、海洋大気庁 (NOAA) および米国地質研究所 (USGS) と共に津波に関するハザードの評価技術の研究を実施している。また、以前から行っている最新原子炉事故影響解析 (SOARCA) プロジェクトにおいて、福島事故の結果を反映した分析などの研究テーマを追加した。

3) NRC の安全性向上に向けた研究活動

NRC は前述したように、福島事故を受けた取組みとは別に、常に安全性向上へ向けた研究活動を独自で行っている。NRC の 2008~2013 年の戦略計画 (2012 年更新版) では、安全研究に関する戦略目標として、永続的な安全性を確立し、喫緊の安全課題の同定および解決へ向けた研究プログラムを実行すること、最新技術の安全性理解のための長期的な研究への関与、福島事故から得られる教訓を評価すること、およびリスク重要度や一般的な適用性に関して国内外の事象や傾向を評価することなどを掲げている。

NRC が現在実施している主な研究活動は下表の通りである。

表 3.3.1-2 NRC が実施している主な研究活動

(1)原子炉安全研究
● 核燃料挙動・高燃焼度燃料 仮想事故時の燃料損傷、新規被覆材料の安全限界、高出力運転への対応などに関する研究
● プラント経年劣化 現行および長期的な運転におけるプラントの構造物や系統の経年劣化や、適切な安全裕度の維持に関する研究。現在は、ケーブル周りの構造物の経年劣化に注力
● プラント材料状態 通常運転におけるプラントのシステム、構造、コンポーネントの健全性評価や運転が構造物に及ぼす影響の予測など。仮想事故環境下 (高温、高ストレス、高放射線等) での影響に関する研究も実施
● 確率論的リスク解析 (PRA) 運転データの解析や最新知見の研究
● 運転データ評価 米国のプラント全体での運転パフォーマンスの状況や傾向を分析
● 放射線防護 許認可保有者からの職業被ばくデータを分析し、プラント運転員の健康影響等の研究に活用
● ヒューマン・パフォーマンス 人間 (運転員) とシステムおよび作業環境との相互関係に焦点を当て、非常時作業手順の検査指針や訓練方法の策定、制御室のインターフェース設計や人的要因事象、疲労管理プログラム等の評価などを実施
(2)原子力材料安全研究
(3)放射性廃棄物安全研究
(4)火災・防火研究プログラム
● 解析・実験 ケーブルの燃焼、低出力・停止時火災の PRA 手法など
● 火災 PRA NFPA 規格 805 策定の支援など

<ul style="list-style-type: none"> 火災モデルの策定、実証、活用および試験 OECDの国際協力プロジェクトへの参加、使用済燃料キャスクのシール試験、航空機衝突評価、ケーブル耐火性試験など 火災関連人間信頼性解析 人間信頼性解析手法およびガイダンスの開発・策定（EPRIと協働）、導入ガイダンスの策定 電気関連システムの火災影響 重要直流回路における耐火試験、ケーブル試験データの再評価、ケーブル耐火試験など 火災化学（油火災の対応など） MOX燃料製造施設でのレッドオイル火災リスク等の評価 等
(5)原子力施設近隣住民のガンリスクの分析
(6)放射線学的なツールボックス
<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護、遮蔽、被ばく量計算等に必要なデータベースの整備
(7)デジタル計装制御（I&C）
<ul style="list-style-type: none"> 検査、許認可活動の改善 安全関連のI&C設計の許認可審査を支援するためのガイダンス等を策定 許認可基準の策定、経験データの活用 デジタルI&Cシステムの許認可審査基準の補足、海外規制機関からの知見収集等 技術課題のタイムリーな解決
(8)最新原子炉事故影響解析（SOARCA）
<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故によるサイト外での放射線健康影響の推定 コンピューターモデルを用いて、過酷事故環境下での原子炉の挙動、プラントから放出された放射性物質の影響を解析する。PWRおよびBWRでの事例を対象とする。
(9)コンピューターコード
<ul style="list-style-type: none"> PRAコード（SAPHIRE等） 燃料挙動コード（FRAPCON-3、FRAPTRAN等） 原子炉動特性コード（PARCS） 熱水コード（TRACE、RELAP5等） 過酷事故コード（MELCOR、MACCS2、SCDAP/RELAP5、CONTAIN、IFCI等） 設計基準事故（DBA）コード（RADTRAD） 緊急時準備・対応コード（RASCAL等） 健康影響／被ばく量算定コード（VARSKIN等） 放射性核種輸送コード（DandD等）

なお、最近のNRCの研究活動関連の予算額は下表の通りである。2012会計年度（FY12：2011年10月～2012年9月）の歳出額は、原子炉安全向け予算8億10万ドルのうち8,250万ドルが研究関連予算として認められている。

表3.3.1-3 NRCの研究活動関連の予算額

	FY10歳出額	FY11歳出額*	FY12歳出額	FY13要求額
原子炉安全向け予算	8億880万ドル	8億880万ドル	8億10万ドル	8億990万ドル
うち研究関連	9,590万ドル	—	8,250万ドル	9,400万ドル

*FY11は継続予算のため、原子炉安全向け予算総額はFY10と同額だが、内訳は非公表

4) 電力研究所（EPRI）の取組み

EPRIはエネルギー関連の研究を目的とした、独立の非営利研究所であり、米国内の電力会社（EPRI会員による発電・送電電力量は、米国の総発電・送電電力量の90%超を占める）の出資の下、発電、送電、配電、電力の利用に関するほぼ全ての分野に関する研究を行つ

ている。原子力 R&D に関する目標としては、既存原子力プラントの最大限の活用、先進原子力プラントの展開、原子力リソースの長期的で持続可能な利用の支援の 3 点を掲げており、2010 年度の原子力研究開発関連予算は約 1 億 3,000 万ドルである。

EPRI が実施している主な原子力研究活動は下表の通りである。安全性向上に関連の深い項目を赤字で示している。

表 3.3.1-4 EPRI における主な原子力研究活動

(1) 先進技術開発
(2) 低レベル放射性廃棄物・放射性物質管理
(3) 設備・機器の信頼性向上
計装・制御 保守管理（事前保守、緊急時発電システム管理、トレーニング等） プラントエンジニアリング（品質管理）
(4) 燃料信頼性の向上
● グリッド-燃料棒間フレッティング ● 冷却材喪失事故（LOCA）対応 ● 先進燃料コンセプトの評価 ● 燃料棒の熱機械特性、腐食リスク等の解析 等
(5) 長期運転
● 一次系材料経年化 ● コンクリート、格納容器の経年化 ● 長期運転のための先進燃料技術 ● リスク・安全解析手法 ● 計装・制御、情報技術 ● ライフサイクル・マネジメント ● ケーブル劣化
(6) 材料劣化・経年化
● BWR 原子炉容器の経年化 ● PWR 材料の信頼性 ● 一次系腐食 ● 蒸気発生器保守管理 ● 溶接・修復技術
(7) 非破壊検査・材料特性
(8) リスク・安全管理
● リスク・安全モデルの最新化、詳細化 ● 地震・浸水事象に対する確率論的リスク評価 ● 過酷事故管理指針 ● 使用済燃料リスク評価
(9) 使用済燃料・高レベル放射性廃棄物管理

EPRI ウェブサイトより作成

5) DOE の取組み

DOE はエネルギー、環境および原子力に関する課題に革新的な科学技術ソリューションを通じて対処することで米国の安全保障と繁栄を確保することを使命としている連邦政府機関である。そのうち原子力 (NE) 局の使命は、研究・開発・実証を通じて原子力における技術・コスト・安全・核拡散抵抗性・核セキュリティに関する障壁を解消し、米国のエネルギー・環境・国家安全保障に関するニーズを満たすことができる電源として原子力を成

長させることとされている。

2009年に発足したオバマ政権は、エネルギーセキュリティの確保と温室効果ガス削減のためのクリーンエネルギー開発を軸としたエネルギー政策を打ち出し、原子力を重要なエネルギーポートフォリオの一つとした。これを受けたDOEは2010年4月に、原子力が米国のエネルギーオプションであり続けるために必要な長期的な原子力研究開発の全体像を示したロードマップを策定し、それ以降の研究開発プログラムや予算要求のベースとなっている。また、オバマ政権は研究プログラムについても、既存の研究開発に加え、革新的な技術発展が必要であるとして、革新的な研究を支援するための分野横断的なプログラムを新たに加えた。

ロードマップで示されたDOE/NE局の研究開発の全体概要は下図の通りである。このなかで、安全関連の取り組みについては■で囲い示している。

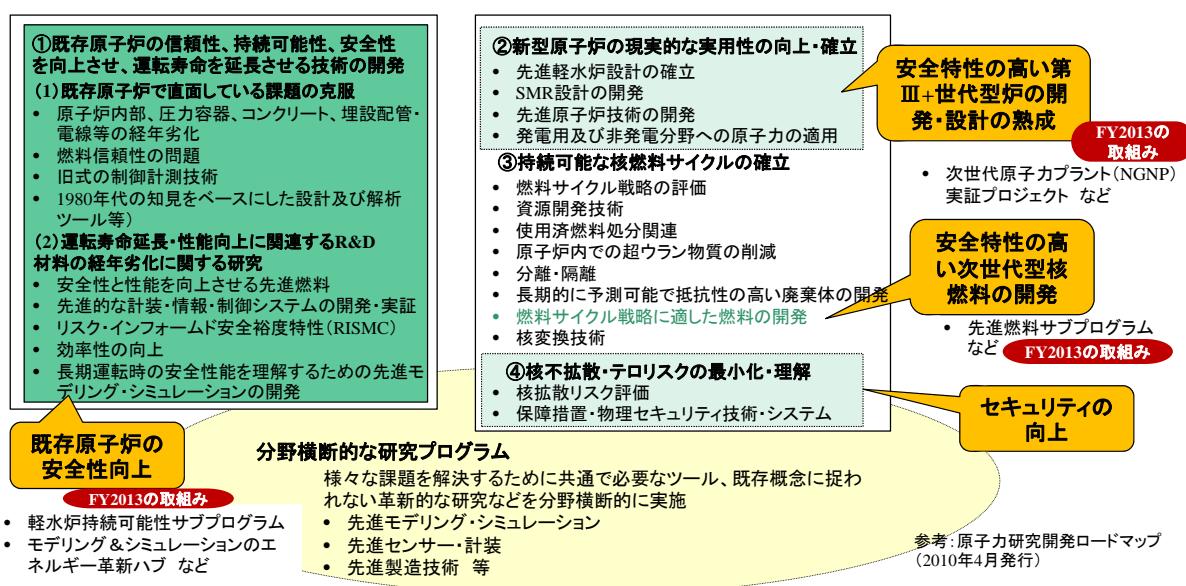


図 3.3.1-2 DOE/NE局の研究開発の全体概要

なお、最近のDOEにおける原子力研究開発関連プログラムの予算額は表3.3.1-5の通りである。原子力研究開発予算の合計は7億ドル台で比較的一定であるが、FY13予算要求では、それまで国防関係費用として計上されていたアイダホサイト安全保障・セキュリティに関わる歳出が含まれていることに注意する必要がある。また、FY13予算要求において示されている安全性向上に関する研究プログラムとしては表3.3.1-6に示したようなものがある。

表 3.3.1-5 最近の DOE における原子力研究開発関連プログラムの予算額

研究プログラム	FY11 歳出額	FY12 歳出予算	FY13 予算要求
SMR 許認可支援	0 ドル	6,700 万ドル	6,500 万ドル
原子炉概念研究開発・実証 軽水炉持続可能性 次世代原子力プラント (NGNP)	1 億 6,487 万ドル 3,880 万ドル 9,400 万ドル	1 億 1,480 万ドル 2,500 万ドル 4,000 万ドル	7,360 万ドル 2,166 万ドル 2,116 万ドル
燃料サイクル研究開発 先進燃料	1 億 6,240 万ドル 5,060 万ドル	1 億 8,6200 万ドル 5,866 万ドル	1 億 7,540 万ドル 4,040 万ドル
原子力要素技術 (NEET) モデリング・シミュレーション・ エネルギー革新ハブ	5,090 万ドル 2,250 万ドル	7,460 万ドル 2,423 万ドル	6,530 万ドル 2,460 万ドル
放射線施設管理	5,170 万ドル	6,950 万ドル	5,100 万ドル
アイダホサイト施設管理	1 億 8,360 万ドル	1 億 5,410 万ドル	1 億 5,200 万ドル
アイダホサイト安全保障・セキュリティ	0 ドル*	0 ドル*	9,500 万ドル
プログラム管理	8,630 万ドル	9,100 万ドル	9,000 万ドル
国際原子力協力	300 万ドル	300 万ドル	300 万ドル
原子力研究開発合計	7 億 1,780 万ドル	7 億 6,539 万ドル	7 億 7,045 万ドル

*国防関係予算として計上

表 3.3.1-6 DOE が実施している安全性向上に関する研究プログラム

軽水炉持続可能性
● 燃料劣化評価 寿命延長のための材料研究等
● 安全裕度特性 プラントレベルでの安全解析コード (R7) の開発、R7 実証、福島事故を受けた追加的な安全解析ケーススタディ (産業界と協働) 等
● 計装・制御 先進デジタル技術を使用した I&C 更新等
● 先進軽水炉燃料被覆 事故耐久性を高めた燃料被覆の研究開発
● システム解析・最新の課題 福島事故の教訓を反映した研究ニーズのサポート等
先進燃料
● 事故時耐久性を高めた燃料研究 (福島事故後追加) 等
モデリング・シミュレーション・エネルギー革新ハブ
● 実際の PWR のバーチャルモデルを開発し、様々な原子炉の挙動シミュレーションを通じた研究開発を実施
● 燃料性能および安全性に関わる代替的な実験等

6) 福島事故を受けた産業界の対応

米国の原子力産業界は、福島事故を受けた安全性向上へ向けた取り組みの基本戦略として、FLEX アプローチと呼ばれる柔軟性と多様性を備えた事故緩和戦略を提案している。FLEX アプローチの狙いは、一律の対策ではなく、それぞれのプラントの状況や危険性に応じた安全向上策を策定することであり、基本的に、既存技術を組み合わせて用いた適切な対応アプローチを策定することで、長時間 SBO や最終ヒートシンク喪失時の深層防護階層を増やすものである。(下図参照)

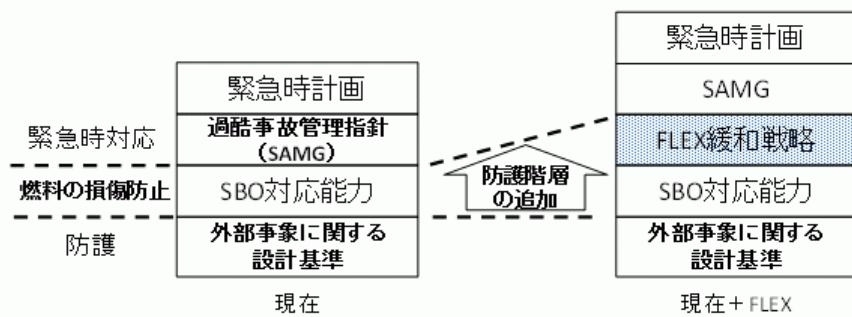


図 3.3.1-3 FLEX 戦略の位置付け

産業界では、電気事業者を中心に、FLEX アプローチに基づいた様々な取り組みを開始しているが、FLEX アプローチ実施の一環として、これまでに以下のようないくつかの対策の実施を発表、一部実行されている。

- 新たな移動可能な機器等の配備
発電機、ディーゼル発電機で稼動するポンプ、換気用ファンなどの移動可能な機器や緊急時対応に必要な食料等を各プラントに配備
- 共同地域センターの設立
緊急時に必要な設備を供給するための共同地域センターを 2014 年 8 月までにテネシー州メンフィスとアリゾナ州フェニックスに設置。地域センターには、電源・冷却水喪失時に必要な発電機、ポンプ、放射線防護機器等を配備する。

またその他に産業界では、EPRI や原子力学会 (ANS) において福島事故に関する分析が行われている。例えば EPRI の分析研究結果では放射性物質の放出防止においては、微細粒子を除去する技術の開発が必要などの結論が出されている²。また、ANS の研究では、緊急時計画ゾーン (EPZ) はリスク情報に基づいて個別に定めることや、ハード面で

² EPRI, “Investigation of Strategies for Mitigating Radiological Releases in Severe Accidents: BWR Mark I and Mark II Studies”, 24-September (2012)

は、非常用炉心冷却装置（RCIC）の稼働時間の延長、格納容器ベントの強化および信頼性の向上、格納容器ベントフィルターの設置、一次冷却水ポンプの水密性の強化、などが課題として挙げられている³。

(2) フランス

1) 原子力研究開発体制

フランスでは原子力発電所や燃料サイクル施設の運転者は、国が株式の大半を保有するフランス電力（EDF）やAREVA社である。また、原子力施設の許認可権限や、関係機関の管轄権限は複数の省庁によって共有される体制となっている。原子力安全に関するR&Dを実施する主要な組織は、原子力・代替エネルギー庁（CEA）と放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）である。

CEAおよびIRSNを含む、R&Dに携わる各組織の概要は以下のとおりである。

CEAについて

軍事利用のための原子力開発を担う機関として1945年に設置。1970年代に政府が発電利用の拡大の方針を掲げて以降は、活動の重点は民生利用に置かれる。80年代に入り、産業活動は傘下の事業会社に移譲され、現在CEAはフランスの民生原子力R&Dおよび技術革新の中核を担っている。

IRSNについて

2002年に設置された研究機関であり、原子力安全、放射線防護、放射性物質の管理および防護、悪意ある行為（テロ攻撃等）からの防護に関する研究を行う。また原子力安全機関（ASN）の技術支援機関（TSO）として、ASNが決定や判断を下す際に、独自の見解を示す。

ANDRAについて

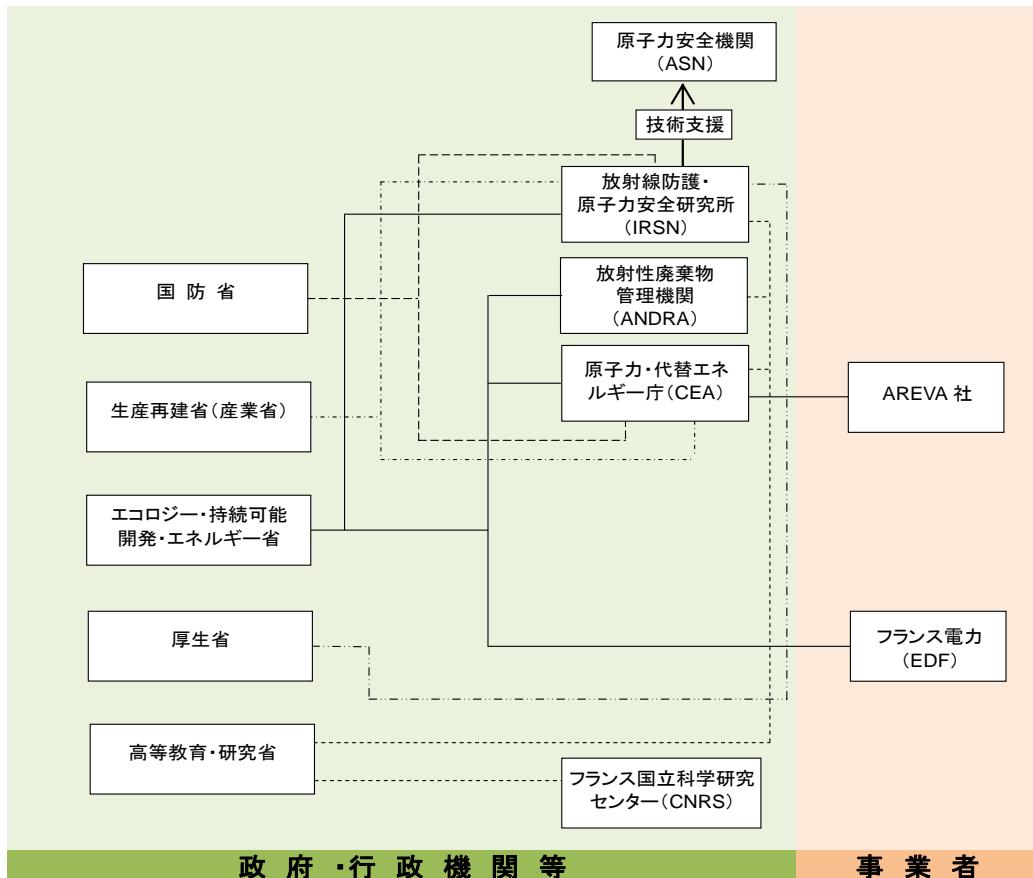
放射性廃棄物管理研究を実施するために1979年に設置。最終的な管理方法が決定していない廃棄物に関する研究の他、処分場の設置・操業を行う実施主体の役割も果たす。

CNRSについて

1939年に設置された研究省所管の国立研究機関。科学、技術、社会分野における幅広い研究活動を行っており、原子力については基礎研究を実施している。

³ The American Nuclear Society Special Committee on Fukushima, “FUKUSHIMA DAIICHI: ANS Committee Report”, March 2012 (Revised June 2012).

IRSN および CEA を含む R&D に携わる関連組織の体制図を以下の図 3.3.1-4 に示す。



※ 上図は複数省庁の管轄下にあるフランスの原子力関連組織と管轄省庁との関係を、省庁ごとに異なる線(直線及び4種類の点線)によって図示したもの。

図 3.3.1-4 フランスの R&D に携わる関連組織の体制図

フランスでは、国としての原子力に関する R&D の方向性を規定するような政策文書はなく、R&D を担当する公的機関が、設置根拠法令等で規定された組織の使命に照らして、研究計画を策定している。また各研究機関は国に対して実施を約した研究計画に関する複数年契約を政府（管轄省庁）と結んでいる。

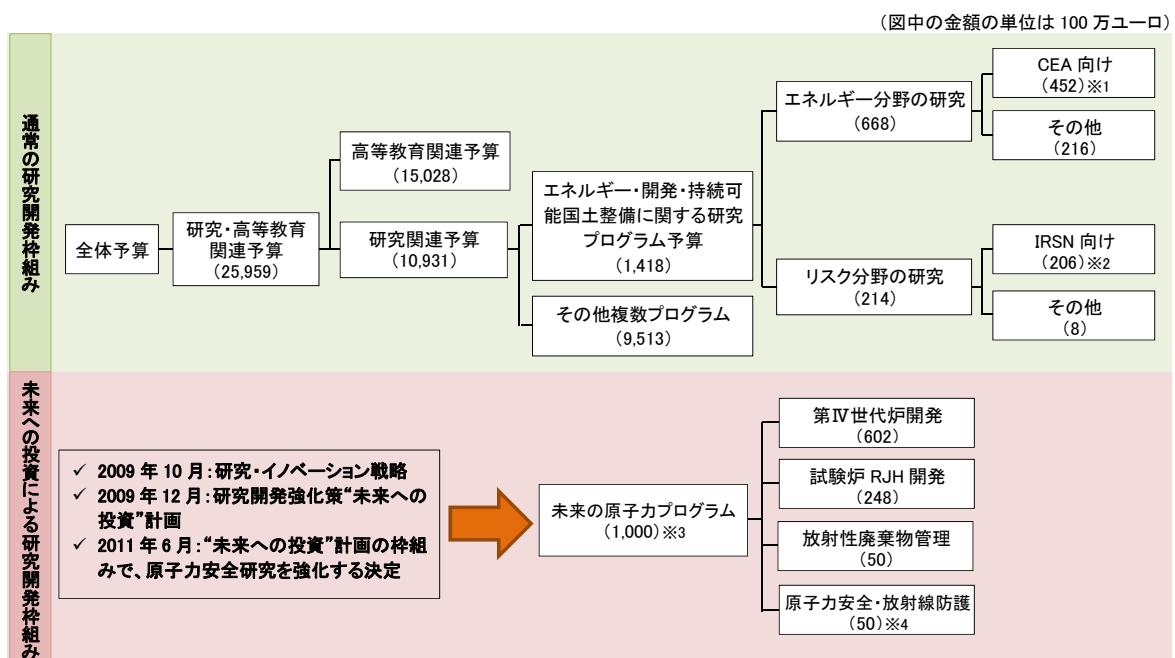
なお、各機関には、管轄省庁等の代表者も出席し、その機関が実施する研究の direction を監督する委員会が置かれている。

2) フランスの原子力 R&D の枠組みと予算

(a) 原子力 R&D の枠組み

フランスにおける原子力 R&D は、以下の図 3.3.1-5 に示すとおり、毎年継続的に実施される通常の枠組みと、2009 年に打ち出された“未来への投資”計画の一環として実施され

ている特別な枠組みに分けられる⁴。



※1 原子力関連のR&Dを対象とした金額であり、再生可能エネルギー関連の予算額は含まない
 ※2 研究向け予算だけでなく、政府や ASN 向けの技術支援活動向け予算額も含んだ総額
 ※3 予算プログラム法上は、研究関連予算内の1予算プログラムが立てられている。
 ※4 5,000万ユーロは、第IV世代炉開発、放射性廃棄物管理向けに当初配賦されていた金額から、それぞれ2,500万ユーロずつを振り替えたもの。

図 3.3.1-5 フランスの原子力 R&D の枠組み

(b) 原子力 R&D の予算 ---福島事故前後の変化

CEA と IRSN は “商工業的性格を有する公的機関” (EPIC) であり、活動費用は政府予算のうち「エネルギー・開発・持続可能国土整備に関する研究」向けの補助金から拠出される。

CEA は福島事故によって、「これまで実施してきた R&D に重大な欠落はなかった」として、これまでの研究枠組みを継続する方針である⁵。また IRSN も、「過去の研究成果が、福島事故後の緊急時対応で活用され、これまでの研究取組みが政府にも評価された」としている⁶。

注力する研究テーマの見直しはあるが、予算額をみると、CEA や IRSN の研究活動の大枠や規模については、以下に示すとおり福島事故後で大きく変わっていない⁷。ただし、政府

⁴ 予算省ウェブサイト (<http://www.performance-publique.budget.gouv.fr>)

⁵ CEA の原子力安全 R&D プレス資料、2012年2月、
http://www.cea.fr/content/download/78243/1501891/file/DOSSIER_surete_nucleaire.pdf

⁶ IRSN2011年報、
http://www.irsn.fr/FR/IRSN/publications/rapports-annuels/Documents/IRSN_RA2011_FR.pdf

⁷ 予算省ウェブサイト (<http://www.performance-publique.budget.gouv.fr>) より作成。

は福島事故をうけて、R&D を強化すべきテーマについては、後述する“未来への投資”の枠組みで特別予算を拠出して研究を実施する方針である。

表 3.3.1-7 エネルギー・開発・持続可能国土整備に関する研究のうち、CEA と IRSN の研究関連予算の福島事故前後の比較

(単位は100万ユーロ)	2011年	2012年	2013年
CEA	430	465.4	451.8
IRSN	144.3	141.9	138.1
政府のR&D予算総額	10,797	10,849	10,931
R&D予算総額に占める原子力関連R&D予算の割合	5.3%	5.6%	5.4%

3) CEA の原子力安全 R&D

CEA の実施する研究に対する補助金は、国家予算のうち、「エネルギー・開発・持続可能国土整備」プログラム下の「**エネルギー分野の研究**」という項目に分類されており、研究目的は、仏原子力産業のレベルの維持に必要な技術開発と、第IV世代の原子力システムの開発である。CEA における安全研究は現在の原子力産業の最適化の一環として位置づけられ、①地震時の構造物の挙動、②シビアアクシデント時の原子炉の挙動が 2 大研究テーマとされている⁸。

(a) 運転中・建設中の原子炉の安全に関する R&D⁹

①地震時の構造物の挙動

試験と定量的シミュレーションに基づき実施。以下の分野については、地震時の構造物の反応モデルの有効性を検証するために、試験能力の拡張が必要であるとしている。

- 大規模な供試体による試験
- 大きな移動と加速度のシミュレーション
- 多数の振動台に連結され、複数の支持構造物で支えられた試供体による試験

②炉心溶融を伴うシビアアクシデント時の原子炉の挙動

試験施設を用いた R&D を継続的に実施する必要性が福島事故で明らかになっており、以下のような課題を特に重視している。

⁸ CEA の原子力安全 R&D に関するウェブサイト情報、

<http://www.cea.fr/energie/surete-nucleaire/les-recherches-du-cea-sur-la-surete-nucleaire>

⁹ CEA の原子力安全 R&D プレス資料、2012 年 2 月、

http://www.cea.fr/content/download/78243/1501891/file/DOSSIER_surete_nucleaire.pdf

- 水素燃焼のあらゆるリスクを予測するための、格納容器内における水素の分布と成層化に関する長期 R&D の実施
- 核分裂生成物の漏出と移動に関する研究。特に MOX 燃料の核分裂生成物の揮発性に応じた挙動について、ウラン燃料と同水準の知見の獲得。
- コリウムと原子炉圧力容器および圧力容器ウェルの水との相互作用に関する研究の重要性。原子炉圧力容器を貫通したコリウムとコンクリートの相互作用に関する研究のさらなる精緻化。

(b) 第IV世代炉の商業化に向けた安全上の課題

CEA は 2040 年頃の商業化を目指して第IV世代原子力システムの研究に従事しており、SFR の原型炉 ASTRID の開発に取り組んでおり、以下のような安全上の研究課題を挙げている。

- 反応度制御の改善（事故時に固有安全性を確保できるような受動的ドレン機能を有する炉心の設計）
- シビアアクシデントの制御（コリウムの回収、長期間にわたる冷却）
- 冗長系、能動系および受動系を用いた余熱除去機能の改善
- 閉じ込め機能の改善（主なリスクはナトリウムに係るもの）
- ナトリウム－水反応の回避

4) IRSN の原子力安全 R&D

IRSN の実施する研究に対する補助金は、国家予算のうち、「エネルギー・開発・持続可能な国土整備」プログラム下の「リスク分野の研究」という項目に分類されており、原子力施設の安全性を向上し、より適切にリスクを評価するため、深層防護の考え方に基づき、①事故の発生防止、②事故の影響緩和という 2 大テーマについて研究を実施している¹⁰。

(a) 原子力安全 R&D の基本枠組み

①事故の発生防止

施設を安全な状態で維持するため、機能の異常やシステムの不具合を防止するための研究であり、以下のような研究テーマを挙げている。

- 安全上重要なコンポーネントの経年化のメカニズムと対策等
- 安全上重要な機器のソフトや電子機器等の適切な機能を保証するための新技術
- 臨界リスクについて、制御不能な核分裂反応が発生する閾値を特定するためのデータベースの充実化や試算方法の精緻化
- 意思決定のメカニズムや下請業者の影響等、人的・組織的要素の評価

¹⁰ IRSN の原子力安全 R&D ウェブサイト情報、IRSN 安全研究 Unit

<http://www.irsn.fr/FR/Larecherche/Organisation/equipes/surete-nucleaire/Pages/unit-e-surete-nucleaire-descriptif.aspx>

②事故の影響緩和

事故の現象学的な理解、事故状況を管理するための安全システムの機能検証、事故の影響緩和措置の特定のため、以下のような研究テーマを挙げている。

- ・ 自然事象や産業的事象（特に火災と地震）。
- ・ 冷却源が喪失した場合の燃料損傷の形態等、事故時の燃料の挙動。
- ・ 炉心溶融を伴う事故について、発生する物理的現象（コリウムの生成、水素燃焼、蒸気爆発、コリウムとコンクリートの反応等）。
- ・ 事故で発生した放射性物質の挙動に関する理解と放射性物質のフィルター方法の改善

(b) 福島事故によって明らかになった課題¹¹

福島事故によって、まったく新しい研究テーマや方向性が明らかになったわけではないが、IRSNは以下のようなテーマについては、研究の強化が必要としている。

- ・ 事故の防止のため、地震・洪水等の外的事象のより適切な特性評価。特に確率論的安全評価（PSA）を活用した施設の弱点の特定。
- ・ 事故が発生することを想定した事故対応策検討のための研究継続。炉心損傷の進行度合い、原子炉容器が貫通した場合の影響等については研究の深化が必要。
- ・ 使用済燃料プールにおける冷却源喪失の場合に、燃料が損傷し、放射性物質が放出されるまでの時間的裕度をより適切に把握するため、燃料の温度が急激に上昇する条件についての研究。
- ・ 使用済燃料プール向けの事故ソースターム評価コード（ASTEC）の開発

5) 特別な枠組み “未来への投資” の一環で実施される原子力R&D

2009年10月、社会的な課題解決に貢献し、新たな成長をもたらすような強い経済的インパクトを持つ戦略的優先分野を明示した「研究・イノベーション国家戦略」が策定された。同年12月には同戦略に基づいて、第IV世代炉開発と放射性廃棄物管理等に合計10億ユーロを拠出する内容も含む“未来への投資”計画が打ち出された。

2011年6月、“未来への投資”計画の一環で、原子力安全分野のR&Dに資金を拠出する方針が決定された。政府は福島事故をふまえた安全強化策等に関する研究プロジェクトを選定中である。政府がプロジェクトを選定中のテーマの内容は以下の表3.3.1-8に示す通りである¹²。

¹¹ IRSN、福島事故で示された研究の方向性、

http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/Les-accidents-nucleaires/accident-fukushima-2011/lecons/enseignements/Pages/6-orientations-scientifiques.aspx?dId=a69c90a4-17b2-4342-b0dd-c205b95cabfc&dwId=b4491327-07c0-41d6-b2b1-2d3992abcb61

¹²原子力安全に関する研究テーマ公募の仕様書、2012年2月

表 3.3.1-8 “未来への投資” 計画の一環で政府が研究プロジェクトを選定中の原子力安全に関する研究テーマ

大テーマ	福島事故との関連	関連する研究テーマ
A: 大規模な自然災害リスクの特定、評価、防止方法	起因事象: 大規模な自然災害(地震、洪水、津波)	<ul style="list-style-type: none"> 異常な自然事象のリスクについての知見の向上、評価・予測方法の改善…地域的な条件、事象の連続的発生、関連する事象も考慮 施設、機器、材料の設計と挙動 構造物の非破壊検査や構造モニタリングの革新技術
B: 深層防護のプロセスに従ったシビアアクシデント時の施設の挙動のシミュレーション	事故の推移: 炉心溶融、水素爆発、放射性物質の放出の管理	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデント現象学に関する知見の向上、シミュレーションツールの改良 異常な状況下の閉じ込めシステムや防護システムの評価方法やツールの開発 水素のリスク管理など、予防手段の強化に関する革新的アイディア
C: 自然災害時における危機管理と事故後管理	事故時及び事故後における危機管理	<ul style="list-style-type: none"> 進展した事故状況も想定した、閉じ込めバリア、防護システム、計装の耐性と健全性 特に複数の施設で同時発生する事象について、事故状況の予防・管理、事故後状況の管理に対する組織的・人的要素(事業者、政府、住民)の影響に関する詳細な研究 危険な状況や悪化した状況における監督や介入のための新たな方法
D: 人と環境の保護のための措置	人と環境への影響	<ul style="list-style-type: none"> 放射線量のフォローアップの先進的方法、個人の放射線感受性、放射線中毒 地図、大気圏、海洋、水流、食物連鎖における放射性核種の拡散に関するリアルタイムでの予測とフォローアップ機能の向上 保健上、環境上の対応措置、汚染の処理、除染、バイオレメディエーション、廃液や廃棄物の管理や処理に関する先進的な方法の開発

(3) ドイツ

1) 原子力研開発体制

下図は、ドイツの原子力研究開発体制に関する、安全規制、エネルギー政策および研究開発のそれぞれに分けて、主要なプレイヤーとそれぞれの研究開発分野、概要等を示したものである。

ドイツの特徴として、原子力分野の立法は連邦政府が行い、監督・許認可発給は州政府が実施することと、複数の省庁や関係機関などが、それぞれの観点から研究開発を実施していることが挙げられる。安全規制に関して、連邦政府のレベルでの担当官庁は環境・自然保護・原子炉安全省（BMU）であるが、実際に安全規制を実施するのは州の関係当局となる。連邦と州の間では、国レベルでの同一水準の安全性の確保や統一的な規制の運用を目的とした協力が行われている。

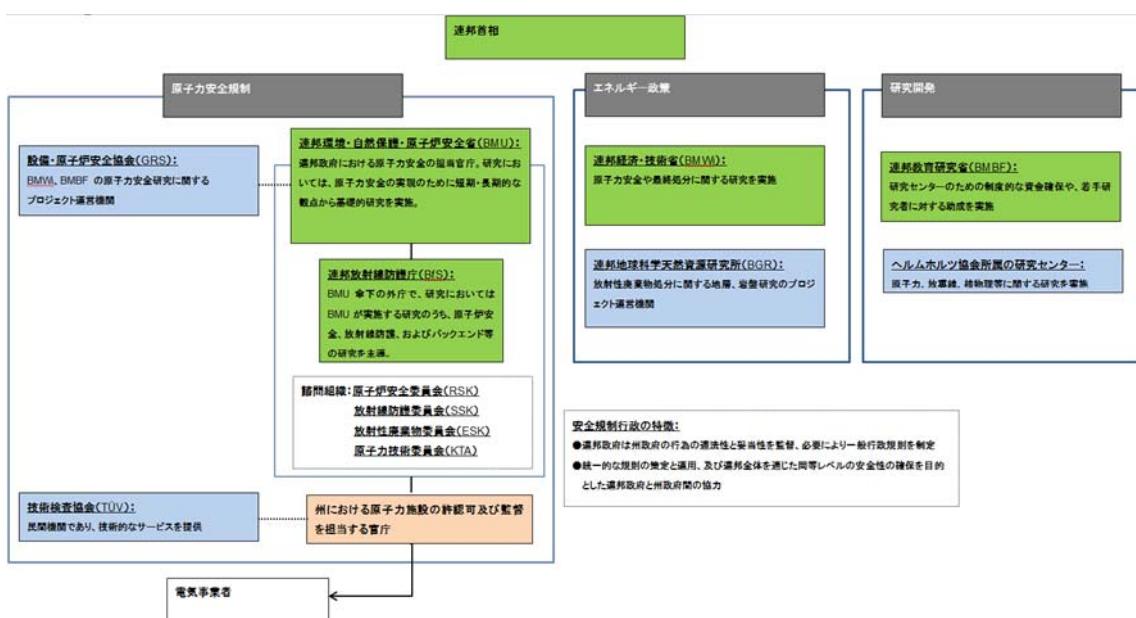


図 3.3.1-6 ドイツの原子力研究開発体制図

研究について、下表はプレイヤーごとの研究の概要と、予算規模を示している。

表 3.3.1-9 ドイツの原子力研究の概要と予算規模

組織	研究の概要	予算規模
BMBF	<ul style="list-style-type: none"> 研究センターのための制度的な資金確保 若手研究者に対する助成 	原子力安全と最終処分のための研究予算: <ul style="list-style-type: none"> 905 万ユーロ (2010 年実績) 1,000 万ユーロ (2011 年予算、2012 年計画)
BMWi	以下のプロジェクトへの資金提供 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉安全の研究 最終処分の研究 	原子力安全と最終処分のための研究予算: <ul style="list-style-type: none"> 3,298 万ユーロ (2010 年実績) 3,328 万ユーロ (2011 年予算) 3,368 万ユーロ (2012 年計画)
BMU	規制の観点からの安全性に関するジェネリックな問題について研究	特に原子力からの撤退を視野に入れた、原子炉安全研究予算 <ul style="list-style-type: none"> 2,168 万ユーロ (2010 年実績) 2,275 万ユーロ (2011 年予算) 2,275 万ユーロ (2012 年予算)
BfS	BMU が実施する研究のうち、原子炉安全、放射線防護、およびバックエンド等の研究を主導	BMU の環境研究計画における、原子力安全分野の予算 (放射性廃棄物の処分を含む) <ul style="list-style-type: none"> 2,140 万ユーロ (2010 年予算) 2,090 万ユーロ (2011 年予算)
GRS	省庁等からの受託により、原子炉安全等に関する研究を実施	年間の予算規模: 約 5,700 万ユーロ程度

また、下図は原子力関連の研究の実施体制の枠組みを示している。エネルギー分野全般の研究は BMWi が主導しており、関係省庁や研究機関、国際機関、および州等の関連プレイヤー間の連携が図られている。

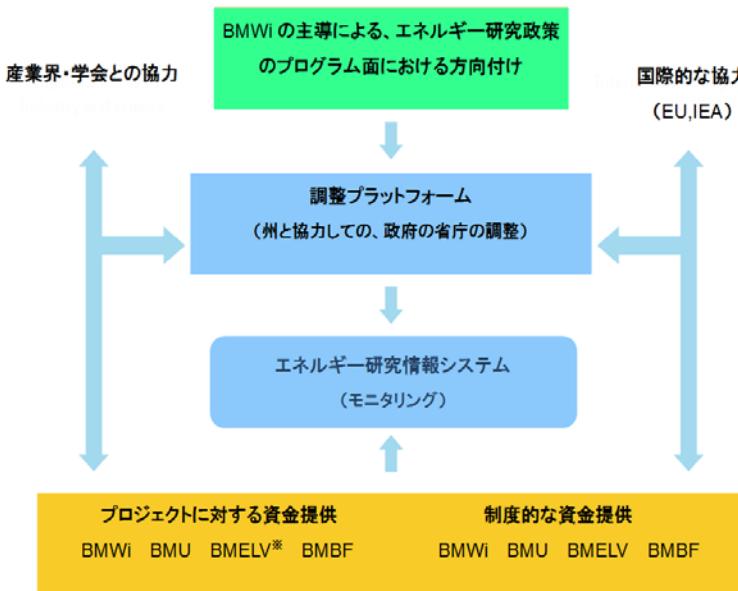


図 3.3.1-7 ドイツにおける原子力研究開発の体制の概要

2) 脱原子力政策と研究開発への影響

ドイツでは、1998 年に社会民主党 (SPD) と緑の党の連立政権が成立した。両党の連立協定には脱原子力が盛り込まれており、その後 2000 年 6 月には、連邦政府が大手電力会社と脱原子力協定の締結で合意し、脱原子力政策の具体化が図られることとなった。脱原子力政策の具体的な内容の一部は、下記の通りである。

- 既存炉の運転寿命までの可能発電電力量を制限
- 事業者に対して、法的要件が満たされる限りでの、運転継続の保証
- GRS の独立性は保証
- 安全性を中心とした研究の実施の保証

こうした政策の動向は、原子力研究に対しても影響を及ぼしている。例えば、1999 年以降の BMU の原子力研究に関する予算項目には、「原子力からの撤退を視野に入れた」という言葉が盛り込まれ、また、予算額も漸減している。

3) エネルギー研究プログラム

ドイツでは BMWi が主導して、これまで 6 回にわたって、エネルギー研究プログラムが策定されている。最新の第 6 次エネルギー研究プログラムは、BMWi、BMBF、BMU 等の省庁が、2010～2014 年にかけてエネルギー部門で実施する研究の概要を定めたプログラムであり、2011 年 11 月に策定されている。

以下、第6次エネルギー研究プログラムによって実施される BMWi と BMBF の研究の概要を報告する。

(a) BMWi

第6次エネルギー研究プログラムによって実施される BMWi の研究は、メーカーや事業者の安全概念を試験・評価できるようにするための独立した専門的知見の確保を目的としたものである。脱原子力が進む中、自国の炉および近隣国の新設炉の安全性なども考慮して、以下のような研究が実施されることになっている。

- ・ 高経年化・劣化とその効率的な管理
- ・ 炉心冷却系における事故時のプロセスの記述
- ・ 高濃縮燃料の使用、運転寿命を超えた長期運転および燃焼度の上昇
- ・ 圧力容器の保護のための装荷ストラテジー、負荷追従運転
- ・ 格納容器の健全性
- ・ 安全管理やモニタリングにおけるデジタル技術の適用に係る安全性の問題
- ・ 組織・人的要因の影響
- ・ 設計やプロセス管理における脆弱性の特定のためのツールの改善のための確率論的方法

(b) BMBF

BMBF による研究は、原子力安全および放射性廃棄物処分に関する研究プログラムを実施して、若手研究者の訓練・教育を支援することにより、将来的に必要になる専門性や知見を確保することを目的としている。脱原子力が進む中、自国の炉および近隣国の新設炉の安全性なども考慮して、以下を目的として研究を実施することになっている。

- ・ 脱原子力の完了までの発電所の安全な運転の評価や安全性を確保できる能力の維持、最新の知見や技術進展に対応した戦略の採用
- ・ ドイツの近隣で原子力発電所が新設された場合に、ドイツの安全性に関する懸念を主張できるようにするために、国際的な安全基準策定への影響力の行使と規制体系の構築
- ・ 放射性廃棄物の長期的な安全性を確保できるような最終処分の展開。廃棄物の回収や地表処分も含めた、新しい解決策の立案

4) GRS による研究の概要

GRS は、連邦と州が過半数を出資する非営利組織であり、原子炉安全問題に関する研究、情報収集、評価活動を行うとともに、専門機関として、原子力許可／監督手続きにおける

技術面の支援を行っている。また、GRS は、BMWi や BMBF の原子力安全研究に関するプロジェクトの運営機関でもある。なおこのプロジェクト運営機関とは、省庁が外部（大学、研究機関、業界等）に委託して行う研究について、専門的見地から研究の実施機関と省庁の間に立ち、プロジェクトの管理・調整等を行うものである。

GRS は、原子炉安全に関して、以下のような研究を行っている。

- ・ 研究テーマ(1)～炉心の挙動
炉心および燃料集合体の挙動の分析
新しい運転形態における軽水炉の安全性の分析（出力や燃焼度の上昇、MOX 燃料の利用、腐食に対して耐性を有する物質の被覆管における使用等）
第III世代炉、第IV世代炉の安全概念の検証
- ・ 研究テーマ(2)～PSA によるリスク解析
レベル 1 PSA：起因事象から炉心損傷まで
例 1：運転停止時の残留熱除去系統への外部電源の供給の停止
例 2：3 機のディーゼル発電機のうち、1 機は補修中、もう 1 機が自動で起動せず、残りの 1 機が短時間の発電後に停止、このため残留熱除去系統が機能せず
レベル 2 およびレベル 3 PSA：炉心損傷から放射性物質の放出まで
- ・ 主な研究テーマ(3)～解析コードの開発
各種解析コード (ASTEC[シビアアクシデント]、ATHLET[炉心熱水力]、COCOSYS[格納容器挙動]など) と解析シミュレーターATLAS などの開発

(4) 英国

1) 原子力研究開発体制

英国では、保健安全執行部 (HSE) の一機関として原子力規制を行う原子力規制局 (ONR) が原子力安全研究について責任を負っている。しかし、ONR は独自の研究開発は実施しておらず、実際には事業者が実施する研究に対する監督のほか、各研究分野の専門家/専門機関への委託や国内外の他機関への支援などを通じて責任を果たしている。

それ以外にも、原子力廃止措置機関 (NDA) が廃止措置や放射性廃棄物処分の分野において、事業者や大学への委託・支援も行いながら研究開発を実施している。また、燃料サイクルを中心に原子力産業のすべての面において技術支援を行う国立原子力研究所 (NNL) も、支援提供のための研究開発を手掛けている。

英国における原子力行政体制および原子力研究開発実施者の関係を図 3.3.1-8 に示す。

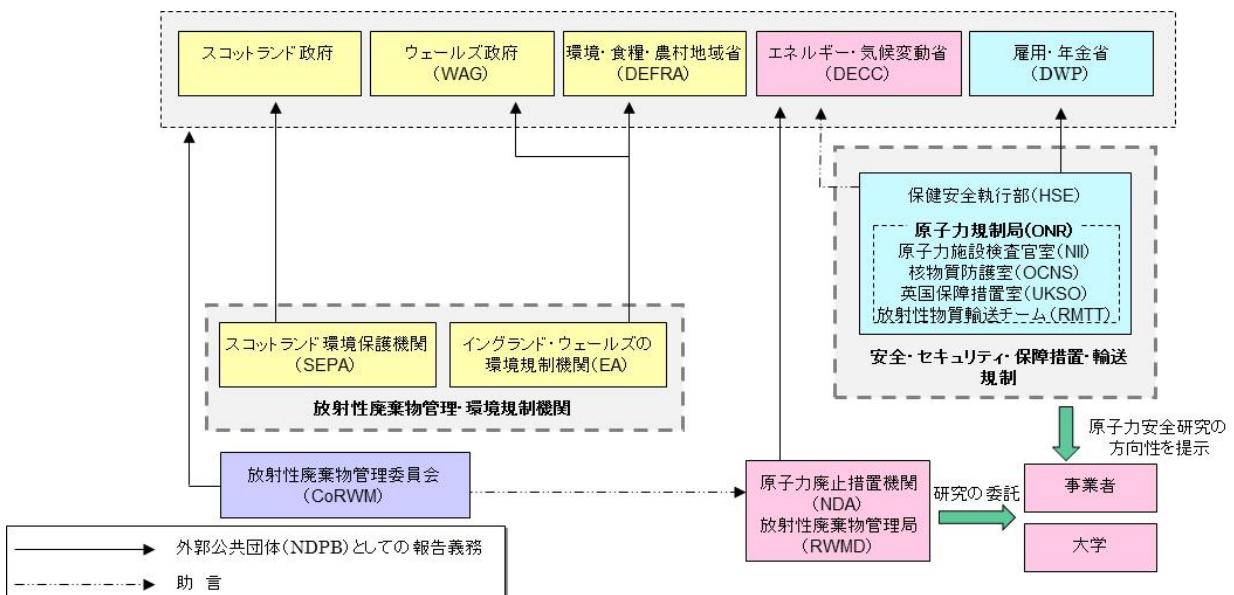


図 3.3.1-8 英国における原子力行政体制および原子力研究開発実施者の関係

2) ONR による原子力安全研究

ONR の原子力安全研究の対象分野は、①既設炉（経年化、劣化を含む）、②原子力化学プラント、③原子炉の廃止措置、④放射性廃棄物の地層処分、の 4 つである。なお、関連費用は HSE の費用として計上されている。

運転中の原子炉に関連した安全関連の研究については、事業者とも協議のうえ、13 の技術分野について全体的な規制上の課題や目的、戦略などを明示した原子力研究インデックス (NRI) が策定されている。最新版は NRI2012 である。NRI は、「適切に管理されなけれ

ば将来の安全運転が損なわれる可能性がある問題について知見を得る必要がある」との問題意識に基づき作成されている（NRI「導入部」より）。

NRIは現在、運転中の原子炉のみを対象としているが、ONRは現在、対象を拡大するためレビューを実施中である。2012年版はいまだ2011年版の改訂という形であるが、2013年には原子力産業界全体に該当する研究開発文書が発行される予定である。

NRI2012において研究対象となっている13の技術分野を表3.3.1-10に示す。

表3.3.1-10 NRI2012における研究対象分野

原子力研究インデックス(NRI)2012における研究対象分野

A. 構造的健全性	H. 外部ハザード
B. 土木工学	I. 計装・制御(C&I)
C. 化学プロセス	J. 人的・組織的因素
D. 燃料	K. 確率論的安全評価(PSA)
E. 原子力科学	L. 廃棄物及び廃止措置
F. プラントモデリング	M. 黒鉛
G. 内部ハザード	

なお、現在英国で運転中の原子炉16基のうち15基がガス炉であり、PWRは1基のみである。

3) NRI2012で研究対象とされる13の技術分野の目的、戦略、具体的な研究プロジェクト
以下では、NRI2012において研究対象とされる13の技術分野のそれぞれについて、研究目的や戦略、具体的な研究プロジェクトを示す。なお、研究項目L（廃棄物および廃止措置）、M（黒鉛）については省略したほか、D（燃料）、E（原子力科学）についてはNRI2012では特に具体的な研究プロジェクトは記載されていないため以下においても言及していない。

A. 構造的健全性

目的

事業者による将来におけるセーフティ・ケース（当初の設計データや、経年化の影響などを勘案した想定に基づいて原子炉の安全運転を正当化するための文書、以下、「SC」）策定のための専門性の維持、異種の金属の溶接における劣化や腐食疲労、応力腐食割れのほか、運転中の検査の信頼性に関する理解の向上、事業者による新たな検査手法の開発などを研究目的としている。

戦略

全炉型に適用可能な 20 の分野（破壊力学や腐食、照射脆化、残留応力のほか、関連の方法論の改善・開発）について研究を実施中である。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
A.1	破壊評価手法の開発	A.3.3	解釈
A.1.1	応力解析	A.3.4	供用期間中検査の信頼性
A.1.2	欠陥	A.4	動力学的研究および衝突研究
A.1.3	材料	A.4.1	ミサイル/爆発
A.1.4	一般的手法	A.5	材料および製造
A.1.5	先進技術	A.5.1	酸化の問題
A.2	高温評価手法の開発	A.5.2	材料の高経年化および供用期間中の劣化
A.2.1	亀裂の拡大	A.6	腐食評価手法の開発
A.2.2	クリープ疲労	A.6.1	応力腐食割れ
A.2.3	溶接物	A.6.2	腐食疲労
A.3	検査技術の開発と検証	A.6.3	流動加速腐食
A.3.1	手法	A.7	安全性の管理
A.3.2	モニタリング	A.7.1	知識管理

B. 土木工学

目的

安全関連の土木構造物の健全性や安全機能が維持された効果的な管理体制により、原子力施設の安全運転が確保されることを研究目的としている。

戦略

上記目的の達成のため、以下の分野について重点的に研究を実施する。

- ✓ 分析技術
- ✓ 物質データ
- ✓ 検査・測定
- ✓ メンテナンスと修理
- ✓ PCPV のコンクリートデータのマニュアル

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
B.1	プレストレス・テンドンの荷重測定	B.6	外部および内部ハザード－ハザード問題の進展に関する情報収集
B.2	有限要素法による構造解析コードのためのコンクリート構成モデルの開発	B.7	OECD/NEAのIAGE(integrity and ageing)関連の委員会との連携の維持
B.3	BARCOMの国際ラウンドロビン試験への参加	B.8	R77 PCPVコンクリートデータマニュアルの更新
B.4	外部ハザード－気候変動研究	B.9	コンクリートのNDT手法の評価
B.5	PCPVの支持パッドの耐久性評価		

C. 化学プロセス

目的

原子炉の運転を支える様々なシステムに関連した基礎的な化学プロセスを理解することを研究目的としている。

戦略

化学プロセス分野の研究は事業者が実施しており、改善されたデータの提供等が見込まれる。一方で、多くの事業者は故障研究について CFD モデリングへと移行していることから、企業・国家間のアプローチの比較や伸展ができるよう輸送と熱力学特性の同時モデリングのアプローチを標準化することが必要である。また、近代的なコンピュータ化された手法による化学的特性のデータ作成やそのデータベース化も必要である。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
C.1	冷却材に水を用いる原子炉の研究	C.2.1	ガスの循環系
C.1.1	一次冷却系	C.2.2	蒸気/水の循環系
C.1.2	二次冷却系	C.2.3	腐食および付帯設備
C.1.3	腐食および付帯設備	C.3	国際/共同研究
C.2	ガス炉研究	C.3.1	水化学の研究課題

D. 燃料

目的

燃料に関する研究は成熟しているが、定常状態で運転中、また故障状態における核燃料の挙動の理解が必要である。そのためにPWRについては、燃料被覆の健全性に関する研究および管理能力が求められる。

戦略

PWRの燃料に関する研究活動においては、通常時や過渡時の状態、故障状態における燃料の挙動に引き続き重点を置くことが期待されている。また、放射線生物学、放射線防護、疫学分野の情報収集を継続する必要性もある。その一方で、ONRは長期的な使用済燃料管理における国際的な発展に関する情報収集も継続するとしている。

E. 原子力科学

目的

将来のSC作成に関する手法とデータの改善、SCに利用されるコンピューターコードの検証やメンテナンスの改善、国内外の関係者間の協力推進による、産業界の良好な実践に関するコンセンサスの発展、適当な関係者への知識の移転を研究目的としている。

戦略

PWRについては、これまで構築してきた幅広い原子力安全関連のアプリケーションに適用できる方法論や関連のコンピューターコードのメンテナンス・検証・改善が一段落しているが、特定のコードのメンテナンス・検証・改善や国内外の活動の調整が必要である。また、コード検証のデータベース化の一環としての結果保存プロジェクトなども行われている。

F. プラントモデリング

目的

PWRの熱交換と熱水力学のモデル化のためのコード利用可能性に関する国際的な知見の獲得を目的としている。また、全炉型について、将来のSC作成のために改善された方法論を裏付けるデータを取得し、産業界全般にわたって一貫したコードを利用する必要があるほか、さらなる安全裕度の改善も必要とされる。

戦略

国際的プロジェクトを通じた、PWRの挙動をシミュレーションする数学的コードなどの発展を活用する。また、コストがかかるシビアアクシデントの研究にも国際協力が重要であり、欧米の共同プログラムへの参加を継続する。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
F.1	PWRにおける熱伝達と熱水力学	F.1.4	大破断LOCAにおける感度と不確定性の研究
F.1.1	海外の熱水力学問題のモニタリング	F.1.5	燃料集合体ジオメトリーにおける臨界熱流束の多重スケールでのモデリング
F.1.2	T/Hロードの機能-CAMP(Code Applications and Maintenance Programme)に関する合意	F.2	PWRのシビアアクシデント
F.1.3	ホウ素希釈における誤り	F.2.1	シビアアクシデントおよびその解析に関する国際的な発展の追跡

G. 内部ハザード

目的

安全裕度の改善、事業者による既存のSCの実証や将来のSCを実証する手法の開発、将来のSC作成のためのデータ取得と内部ハザードの認識および評価の促進、特にモデリングの範囲に関連した情報収集、原子力施設の安全運転に必要なスキルの開発を研究目的としている。

戦略

SCの裏付けに利用される技術、手法、想定、エビデンスに内在する限界や不確実性を理解する。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
G.1	火災に関する研究	G.2	爆発に関する研究
G.1.1	火災伝播実験プロジェクト(PRISME)2の試験プログラムへの参加	G.2.1	HSLによるミスト爆発の調査
G.1.2	安全衛生研究所(HSL)によるPRISMEの火災試験データのモデリングおよび分析作業グループへの参加		

H. 外部ハザード

目的

SCの正当性維持のための事業者による十分な外部ハザード研究の実施や将来のSCを裏付ける手法の開発、安全裕度やその定義の改善、将来のSCのためのデータ獲得と外部ハザ

ードの特定および評価の促進、特に気候変動に関連したハザードの情報収集を研究目的としている。

戦略

既存の技術や手法に内在する限界や不確実性の理解、知見の維持や発展のための継続的な情報収集や津波・気候変動などの最近の発展のレビュー、モデリング開発支援、将来のSC作成のためのコンピューターコードに用いられる新技術やモデルの利用促進、外部事象データベースの維持、確率論的手法やデータを利用したリスクベースの評価技術の開発、国際的な共同プロジェクトへの参加、などを実施していく。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
H.1	気候変動	H.5	洪水
H.1.1	気候変動に応じた設計基準気象パラメーターのレビュー	H.6	気象
H.2	ハザードに関するPSA	H.6.1	落雷
H.3	宇宙天気	H.6.2	異常な気温
H.3.1	太陽が誘発するハザードに関する現時点での理解の確立	H.6.3	風
H.3.2	サイトの重大な外乱事象へつながりうる隕石の衝突可能性の推定	H.6.4	雪
H.4	地震	H.6.5	干ばつ
H.4.1	確率論的地震ハザード解析 (PSHA)	H.7	外部ハザードへの人間による緩和および対応
H.4.2	活断層	H.8	設計基準を超えた場合の手法
H.4.3	黒鉛の地震応答	H.9	規制上の指針、規格、基準
H.4.4	設計基準からの裕度および機器の認定		

なお、外部ハザードに関する項目は福島事故を受けて検討中であり、詳細な作業プログラムが完成した時点でNRIに追加される予定である。

I. 計装・制御 (C&I)

目的

C&Iシステムの安全性正当化プロセス促進のための理論や実際的な手法の発展と改善、C&Iシステムの安全な運用に関連した実際的な問題の解決、特定の技術に関連した特殊な原子力ベースのC&Iのスキルの維持、関連の国家および国際機関やプログラムとの共同作業の促進を研究目的としている。

戦略

COTS、SOUP の安全な利用に関する研究が引き続き重要となる。また、安全性に影響するシステムにおいて商業用 PC やソフトウェアが世界的に利用されている点もさらなる調査が必要である。

なお、C&I 研究は資金面から数々のプロジェクトが保留となっており、中期的には研究が以前より小規模になると見込まれる。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
I.1	コンピュータベースの安全システム	I.1.38	SMART計器供給者の評価ガイドライン
I.1.14.2	ソフトウェアの多様性－測定	I.1.40	リアルタイム・マルチタスキング・ソフトウェアの解析
I.1.14.3	ソフトウェアの多様性－認定	I.1.41	スマートセンサーの評価基盤
I.1.21	統計的なシステム試験	I.2	非コンピュータベースの安全システム
I.1.26	ソフトウェアのテストカバレッジおよび形式的証明	I.2.7	本質的な機能－原子炉保護機器
I.1.28	安全度水準の低いシステムにおけるPO 使用の安全性への影響	I.2.8	本質的な機能－核計装
I.1.35	SMARTセンサーソフトウェアを保証するアプローチの開発	I.2.9	ハードウェア開発の正式の手法
I.1.37	安全関連システムにおける汎用製品 (COTS) の目的に基づいた評価	I.1.38	SMART計器供給者の評価ガイドライン

J. 人的・組織的要素 (HOF)

目的

原子力安全への人的・組織的貢献を理解し、プラント設計から廃止措置に至る全ての過程において反映されることを確保することが研究目的であり、そのためには、事業者が構築するプロセス全体や通常の事業における実践に HOF を十分に組み込むことが重要となる。

戦略

これまでの研究（運転、分析、文化、組織、設計面など）テーマを適宜修正も加えつつ維持するとともに、根本の問題にも対処しつつ効果的な普及や適用を行う。また、直近の運転上の利益をもたらす作業と、より長期にわたって応用される作業とのバランスを維持する。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
J.1	人的因子	J.2	組織的要因
J.1.1	先進的なヒューマンマシンインターフェース(HMI)	J.2.1	組織的な傾向
J.1.2	手順書と訓練のバランス	J.2.2	組織的学習:成功への障害
J.1.3	緊急時手順書の有用性および異なる種類の手順書間の移行	J.2.3	意思決定レベルでの人間の行動
J.1.4	意思決定の強化	J.3	セーフティ・ケース
J.1.5	先進的な制御室における効果的なチームパフォーマンスのモデリングおよび測定	J.3.1	近代的な制御室の環境に関する人間信頼性のデータ
J.1.6	緊急時のタスクにおける人間行動・信頼性	J.3.2	人間-コンピュータ・インターフェースシステムの信頼性の最適化

K. 確率論的安全評価 (PSA)

目的

原子力施設に関する意思決定を行う際の PSA の役割の促進、PSA の質の向上および適切な利用の促進を研究目的としている。

戦略

PSA で利用される分析手法やコードは理解が進み、世界的に受け入れられている。近年では、より効果的に原子力施設に関する安全関連の決定を裏付けられるより完全な PSA という観点から、PSA 手法の改善の継続が必要視されている。

研究プロジェクト一覧

プロジェクト番号	プロジェクト名	プロジェクト番号	プロジェクト名
J.1	人的因子	J.2	組織的要因
J.1.1	先進的なヒューマンマシンインターフェース(HMI)	J.2.1	組織的な傾向
J.1.2	手順書と訓練のバランス	J.2.2	組織的学習:成功への障害
J.1.3	緊急時手順書の有用性および異なる種類の手順書間の移行	J.2.3	意思決定レベルでの人間の行動
J.1.4	意思決定の強化	J.3	セーフティ・ケース
J.1.5	先進的な制御室における効果的なチームパフォーマンスのモデリングおよび測定	J.3.1	近代的な制御室の環境に関する人間信頼性のデータ
J.1.6	緊急時のタスクにおける人間行動・信頼性	J.3.2	人間-コンピュータ・インターフェースシステムの信頼性の最適化

(5) EU

1) EU における原子力研究の枠組み

EU を構成する主要な組織は、以下の通りである。

- ・ 欧州理事会：通常年 4 回開催される、加盟国首脳が参加する会議
- ・ EU 理事会：各テーマについて、加盟国の担当閣僚が参加する、立法機関
- ・ 欧州議会：EU 市民の直接選挙で選ばれる議員によって構成される、立法機関
- ・ 欧州委員会 (EC)：法案の策定や政策の実施を担当する、行政機関
- ・ 欧州原子力共同体 (EURATOM)：1958 年設立。加盟国や機構は EU と同一

このうち、原子力研究に関わる主な組織として、EC のエネルギー総局と、研究・イノベーション総局を挙げることができる。エネルギー総局は、EU におけるエネルギー分野を所掌する組織であり、研究・イノベーション総局は、EU における研究開発を所掌している。

EU と加盟国間での役割分担については、補完性の原理という原則に即して決定が行われる。この補完性の原理とは、EU は、加盟国によっては十分な成果が得られない分野に関して、条約により権限を与えられている場合にのみ、権限を行使できるというものであり、EU 条約において規定されている。原子力分野においては、EURATOM 条約が、EU による研究の実施や調整について規定している。

2) EU のフレームワークプログラムの概要と原子力に関する研究

EU では、EU として実施する複数年の研究プログラムであるフレームワークプログラムを策定し、研究を進めている。現在、原子力分野では第 7 次フレームワークプログラム (2007～2013 年) の枠組みにより、研究が進められている。なお、原子力分野以外の第 7 次フレームワークプログラムは、2007～2013 年の 7 年を期限として実施されるが、条約により EURATOM として実施するプログラムの期間は 5 年を超過できないため、原子力分野では 2007～2011 年まで 5 年間実施し、その後 2 年間延長するという形で実施されている。

原子力分野におけるフレームワークプログラムは、「間接活動」と呼ばれる、外部機関が実施するものと、「直接活動」と呼ばれる、EC の共同研究センター (JRC) が実施するものに分けられる。下図は、JRC の所在と名称を示している。



図 3.3.1-9 EC の共同研究センター (JRC)

間接活動のテーマは、核融合と、核分裂・安全および放射線防護に関する研究である。直接活動は、放射性廃棄物管理その環境影響および基礎的な知識、原子炉システムにおける安全性および核安全保障の 3 つのテーマを対象としている。なお、2 点目の原子炉システムにおける安全性は、革新炉における物質の性能評価、既存炉の運転の安全性、炉の設計と運転における知識管理や訓練教育や、燃料の安全性などを対象としている。下表に、原子力分野におけるフレームワークプログラムの予算の推移を示す。

表 3.3.1-11 フレームワークプログラムの原子力分野の研究予算の推移

	期間	核融合	核分裂*	JRC の研究	合計
第 4 次	1994～1998 年	794	170	271	1,235
第 5 次	1998～2002 年	788	191	281	1,260
第 6 次	2002～2006 年	824	209	319	1,352
第 7 次	2007～2011 年	1,947	287	517	2,751

*原子力安全と放射線防護

3) SARNET による研究

(a) SARNET の概要

SARNET (Severe Accident Research NETwork of Excellence) とは、フレームワークプログラムの枠組みにおいて、2004 年以降実施されている研究プログラムである。第 2 期は、2009 年 4 月から 48 か月間の期間で実施され、総予算は約 3,900 万ユーロであり、うち EC の負担は 575 万ユーロとなっている。なお、SARNET では福島タスクフォースも立ち上げている。SARNET は、19 の欧州諸国およびカナダ、韓国、米国の、19 の研究機関 (JRC を含む)、8 の大学、8 の電気事業者、および 7 の規制機関、または安全性に関する技術機関で構成されている。

SARNET の立ち上げ以降の経緯は、以下に示すとおりである。

- 1980 年代以降、フレームワークプログラム等を活用して、シビアアクシデントマネジメントで大きな前進があったが、第 5 次フレームワークプログラムで実施された EURSAFE プロジェクト等で、不確実性低減のために研究が必要な点が指摘される。
- シビアアクシデントに関する研究の国レベルの予算減に直面し、専門家や施設の効果的な活用のための調整の必要性が認識される。
- 2004 年 4 月、シビアアクシデント研究に携わる 51 組織が、第 6 次フレームワークプログラムの枠組みにおいて第 1 期目の SARNET を立ち上げ。主たる成果は 6 項目の最優先の研究課題の特定。
- 2009 年 4 月、米国 NRC、韓国原子力研究所 (KAERI) も加えて、第 7 次フレームワークプログラムの枠組みにおいて第 2 期目の SARNET を立ち上げ。フランス放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) が調整役。2010 年 4 月には韓国原子力安全技術院 (KINS) も参加。

第 2 期 SARNET の組織構成を以下に示す。

- ステアリングコミッティ：戦略策定等の意思決定を行う組織で、10 のメンバーで構成
- 総会：各参加組織の代表と EC の担当者で組織。活動の進捗やステアリングコミッティによる意思決定などについて情報交換し、協議
- マネジメントチーム：調整役と 7 つの作業グループのリーダーが日々の管理について検討。

なお、ステアリングコミッティを構成するのは、AREVA NP 社、仏・原子力・代替エネルギー庁 (CEA)、フランス電力、IRSN、独・GRS、カールスルーエ工科大学、スウェーデン王立工科大学 (KTH)、スイス・パウル・シェラー研究所 (PSI) の代表であり、その他 2010 年 5 月時点では、スペイン・エネルギー環境技術センター (CIEMAT) とブルガリア・科学アカデミー原子力研究所 (INRNE) の代表が参加している。

(b) SARNET の活動内容

第 1 期 SARNET の活動は、以下の点を対象とするものであった。

- ・ 情報交換の促進のためのコミュニケーションツールの作成
- ・ 研究プログラムの調整や再検討、共通的なプログラムの確定
- ・ 研究プログラムによってもたらされる実験結果の共通での分析による現象に関する共通理解の獲得
- ・ 事故ソースターム評価コード (ASTEC) の開発
- ・ 研究プログラムの結果をすべて保存する科学データベースの開発
- ・ 原子炉の確率論的安全評価の共通的な方法論の開発
- ・ 欧州の組織間での人材交流の促進

第 2 期 SARNET では、以下の点が研究の対象とされている。

- ・ 研究プログラムの優先度を定期的にランク付けし、すでに進められているものの調整や再編成を行い、必要に応じて新しいプログラムを策定する。最優先の研究課題 (2009 年 6 月時点) : ①圧力容器内の冷却機能の確保、②溶融した炉心とコンクリートの相互作用、③冷却材の相互作用、④格納容器内での水素の混合と燃焼、⑤ソースタームにおける酸化条件の影響、⑥ヨウ素の化学反応
- ・ 上記の点に関する実験と共同での分析により、問題となる物理現象に関する共通理解の形成
- ・ ASTEC の開発と検証や、BWR および CANDU 炉への応用 (従来の ASTEC は PWR や VVER に適用される評価コード)
- ・ 実験結果の、科学的なデータベース上への保存
- ・ 教育コースの開発と、様々な欧州の組織間における人材交流の促進

下図は、SARNET によって構築される事故ソースターム評価コード (ASTEC) の構造を示している。

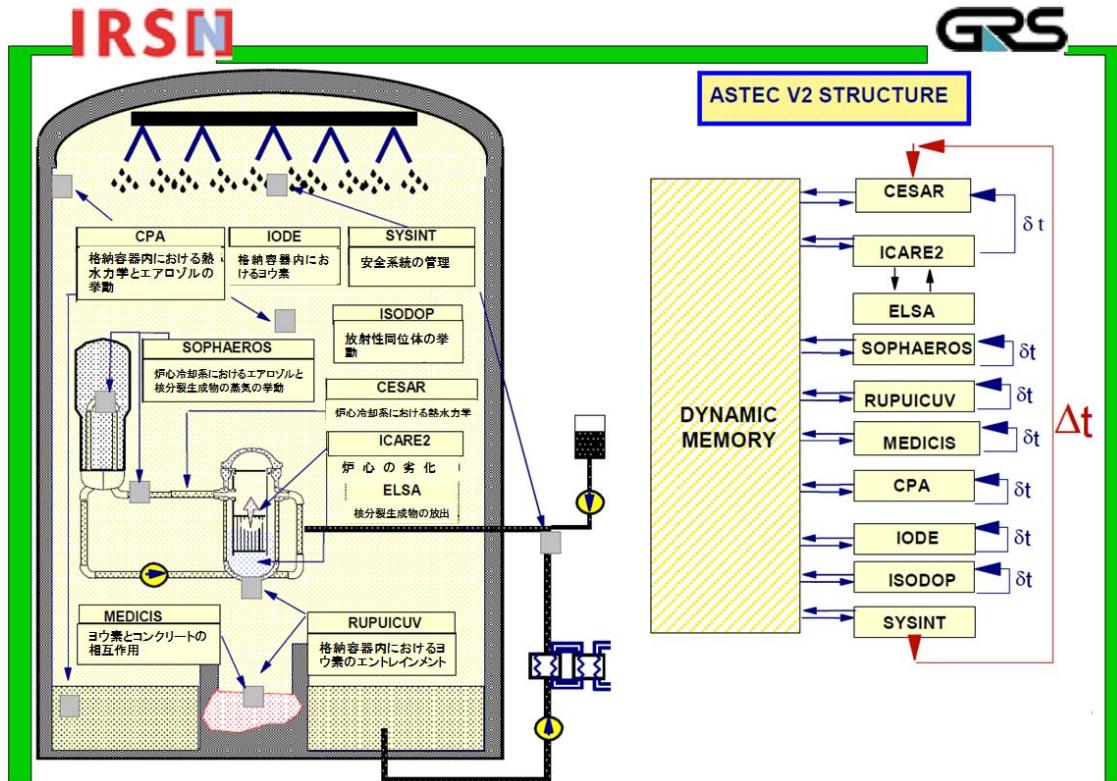


図 3.3.1-10 事故ソースターム評価コード (ASTEC) の構造

4) EUにおけるその他の原子力安全に関する研究開発等 (SNETP)

EUにおけるこれまで報告した以外の原子力安全に関する研究開発等の取り組みとして、持続可能な原子力技術プラットフォーム (SNETP) を挙げることができる。SNETP は、2007 年に EC が策定した戦略的なエネルギー技術計画 (SET-Plan) の枠組みにおいて、核分裂技術の利用における持続可能な発電、経済性の実現、資源の効果的な利用、熱電併給、安全性の向上等を目標に設置されたものであり、学界や事業者、規制機関等が参加しており、2012 年の参加組織は 58 組織である。

SNETP における、軽水炉の運転に関する取り組みとしては、以下のものがある。

- 長期運転
 - 安全性の実証
 - 構造物、系統および機器の経年化のメカニズム
 - 経年化の監視
 - 経年化の防止と緩和
- 性能の改善
 - 従事者の被ばく線量の低減
 - 人間とシステムのインターフェース
 - 運転を通じた教訓の学習と設計の改善

- 燃料の性能と炉心の最適化
- 出力向上
- 効率の改善
- プラントレベルの解析
- 外的要因
 - 発電による環境影響
 - 規制要件の変化の影響
 - 人的資源の入手可能性と知識管理
 - 公衆受容

(6) OECD/NEA

1) CSNI の役割と合同研究プロジェクト評価

OECD/NEA では、原子力施設安全委員会 (CSNI) を中心に原子力安全分野を所管し、R&D 活動を取りまとめている。なお、核科学関連の R&D は核科学委員会 (NSC) が所管しており、一部安全分野も考慮している。

1992 年に、CSNI は、安全性研究に関する専門家上級グループ (SEASAR) を設置し、SEASAR は 2001 年および 2007 年に現在実施中の研究のレビューおよび将来の必要条件と優先順位の検討を実施した。レビューの結果、SEASAR は、適切な研究基盤設備を確保することを支援する国際プログラムを提言した。

(a) 2001 年レポート

2001 年に実施された評価では、次の中長期的研究課題が特定された。

- プラント寿命管理：機器・系統・構築物（ハードウェア）の老朽化、解析と文書化手段（ペーパーウェア）の老朽化、古い施設に対する現代の基準の適用、施設の延命およびバックフィットを含む。
- 運転裕度の最適化：定格出力増強、燃焼度向上、確率論的安全性解析 (PSA) の利用拡大等を含む。
- 過酷事故：実用的な事故対策手順の更なる開発および将来炉における解決策の設計の必要性を含む。

また SEASAR は、次の各技術分野について、提言を提示した。

- 熱水力学：確認試験の実施、コード開発の支援および教育の機会提供の必要性から、原子炉タイプ毎にひとつの主要施設を維持
- 過酷事故：溶融炉心/冷却材相互作用および核分裂生成物の挙動に関する中核的研究拠点の必要性に対処
- 燃料および炉物理、構築物の健全性：ホットセルと試験炉の現状を維持
- ヒューマンファクターおよびプラント管理・モニタリング：ハルデンプロジェクトを中核研究拠点として維持
- 地震：大型振動台の有用性をモニタする
- 火災安全性：国際データベースを構築し、可能性のある研究の追加を検討する

(b) 2007 年レポート

2007 年の評価では、研究分野を次の 10 項目に分類し、各項目において研究課題を特定した。なお、括弧内の数字は、各分野の研究課題数を示す。

原子力産業固有の課題

- 热水力学 (14)
- 燃料 (5)
- 炉物理 (6)
- シビアアクシデント (17)
- 機器・構造の健全性 (11)

原子力産業固有でない課題

- ヒューマンファクター (5)
- プラント制御・監視 (5)
- 振動の影響 (4)
- 火災評価 (5)

HTGR 固有の課題

このうち、シビアアクシデントに関する研究課題を図 3.3.1-11 に示す。

- | | |
|--------------------|-------------------------|
| ● 溶融前の炉心条件 | ● 可燃性ガスの制御 |
| ● 圧力容器内での溶融進行 | ● 核分裂生成物質(FP)の放出 |
| ● 圧力容器内での炉心冷却の相互作用 | ● 閉じ込め失敗後の環境中へのFP放出 |
| ● 炉心溶融の進行による雰囲気の影響 | ● 格納容器の健全性 |
| ● 高燃焼度燃料・MOX燃料の影響 | ● 格納容器バイパスでの蒸気発生管の過熱・欠損 |
| ● 圧力容器健全性の維持 | ● 過熱された炉心の冷却可能性 |
| ● 圧力チューブの健全性 | ● 事故管理戦略 |
| ● 圧力容器外への炉心冷却の相互作用 | |

図 3.3.1-11 SESAR による評価対象となったシビアアクシデントに関する研究課題
(2007 年)

以上の研究課題について SESAR は、安全との関連性、既存知見の状況（知見の未熟度）、研究施設の必要性を評価した。ただし、安全との関連性、既存知見の状況の評価は「原子力産業固有の課題」のみを対象としている。

SESR は、事故進展・影響緩和に関する不確実性を減じること、プラントの設計や運転特性の変更（高燃焼度燃料の使用等）による安全影響の理解に役立つ研究課題が有用であると結論付けた。この評価結果は、NSC による核科学分野等の研究施設の特定を目的とした、2010 年のレポートの「原子力安全」の項目でも引用されている。

2) 安全高度化のための合同研究プロジェクト

以上の SESAR による 2001 年、2007 年レビュー結果も踏まえ、現在、図 3.3.1-12 のようなヨウ素拳動プロジェクト (BIP)、ハルデンプロジェクト (Halden) 等の、安全・過酷事故管理に係る合同研究プロジェクトが実施されている。

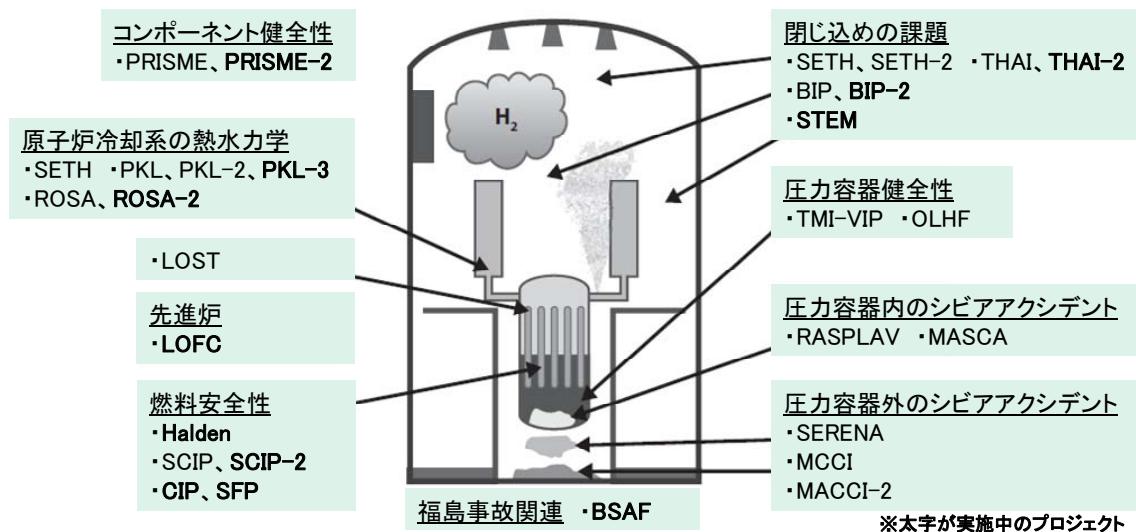


図 3.3.1-12 NEA が実施中の合同研究プロジェクトの概要¹³

3) 福島事故を踏まえた安全課題等に関する活動

福島事故を受け NEA は、福島事故に対するフォローアップ活動を統括する「安全強化のための NEA の統合的福島活動 (INFASE)」プログラムを開始した。2012 年 5 月に決定した行動計画において、以下のトピックを主要な安全課題として挙げている。

- 事故の管理および進行（事故の推移、事故の進展、ヒューマンパフォーマンス、オフサイト）
- 危機、緊急時のコミュニケーション（公衆、規制者、オンサイトとオフサイト）
- 深層防護の再評価
- 多重事象を含む内部／外部事象の発生に関する定義・評価手法、および設計基準の基準 (design-basis criteria) の定義手法の見直し
- 原子力安全の課題となりうる条件の特定／対応のための運転経験等の再評価（運転経験の評価、安全研究のギャップ評価）
- 規制決定における決定論的手法および確率論的手法のバランス
- 規制基盤
- 放射線防護
- 除染および修復による放射線防護の側面

¹³ OECD/NEA, Main Benefits from 30 Years of Joint Projects in Nuclear Safety, 2012

さらにNEAは、過酷事故（SA）コードの開発や福島第一発電所の炉心デブリ除去のための現状の把握を目的として、日本の研究機関（JAEA）等と共同で、「福島第一原子力発電所事故のベンチマーク調査プロジェクト（BSAF）」を2012年11月に開始した。同プロジェクトでは、SAコードを用いた全体の解析、地震発生から6日間の事象解析、12の主要事象の解析が行われている。

（7）IAEA

1) 原子力発電プラントの安全性に関する基本的な考え方

IAEAでは、1985年に設置された国際原子力安全諮問グループ（INSAG）が、原子力発電プラントの安全な設計・運転に関する目的や原則を示す、INSAG-3「原子力発電プラントの基本安全原則」を1988年に策定（1999年にINSAG-12として改定）した。INSAG-12に示された安全目標および安全原則の構成は、図3.3.1-13のようである。

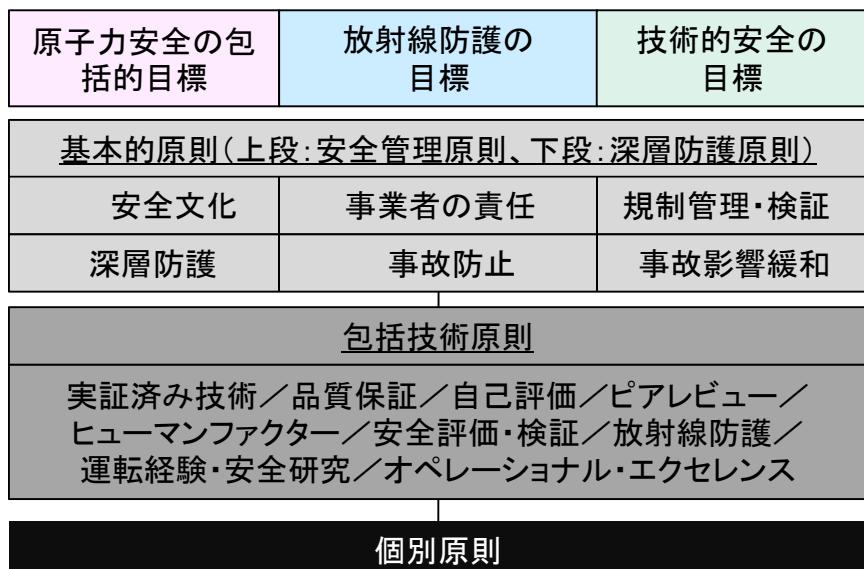


図3.3.1-13 INSAG-12における安全目標および原則の構成

INSAG-12の安全目標における、シビアアクシデントに関する記述を以下に示す。

技術的安全目標

- 原子力発電所内の事故を高い信頼性をもって防止する
- 発電所の設計段階で考慮される全ての事故、また発生確率が極めて低い事故に対して、仮に放射線の影響が生じる場合にそれが重大でないことを確実にする

- 深刻な放射線影響を伴うようなシビアアクシデントの可能性は極めて小さいことを確実にする

技術的安全の目標に対応する安全目標

- 既存／新規炉：重大な炉心損傷の発生確率を 10 万炉年以下とする
- 既設炉：シビアアクシデントの管理、緩和対策により短期的なサイト外対応策が必要となる大規模放射性物質放出の可能性は少なくとも 10 分の 1 とする
- 新設炉：大規模かつ早期の放射性物質放出に至る可能性のある事故シーケンスを事実上排除し、格納容器の破損を伴う可能性のあるシビアアクシデントについて設計段階での考慮により、防護対策の必要な地域・期間を限定する

また、INSAG-12においては、個別原則の関係性が図 3.3.1-14 のように図示されている。ここでは、左部縦列に深層防護の階層、上部横列にプラントライフタイムの各段階が示されており、また安全文化のコンセプトは全活動に浸透していることが特筆されている。

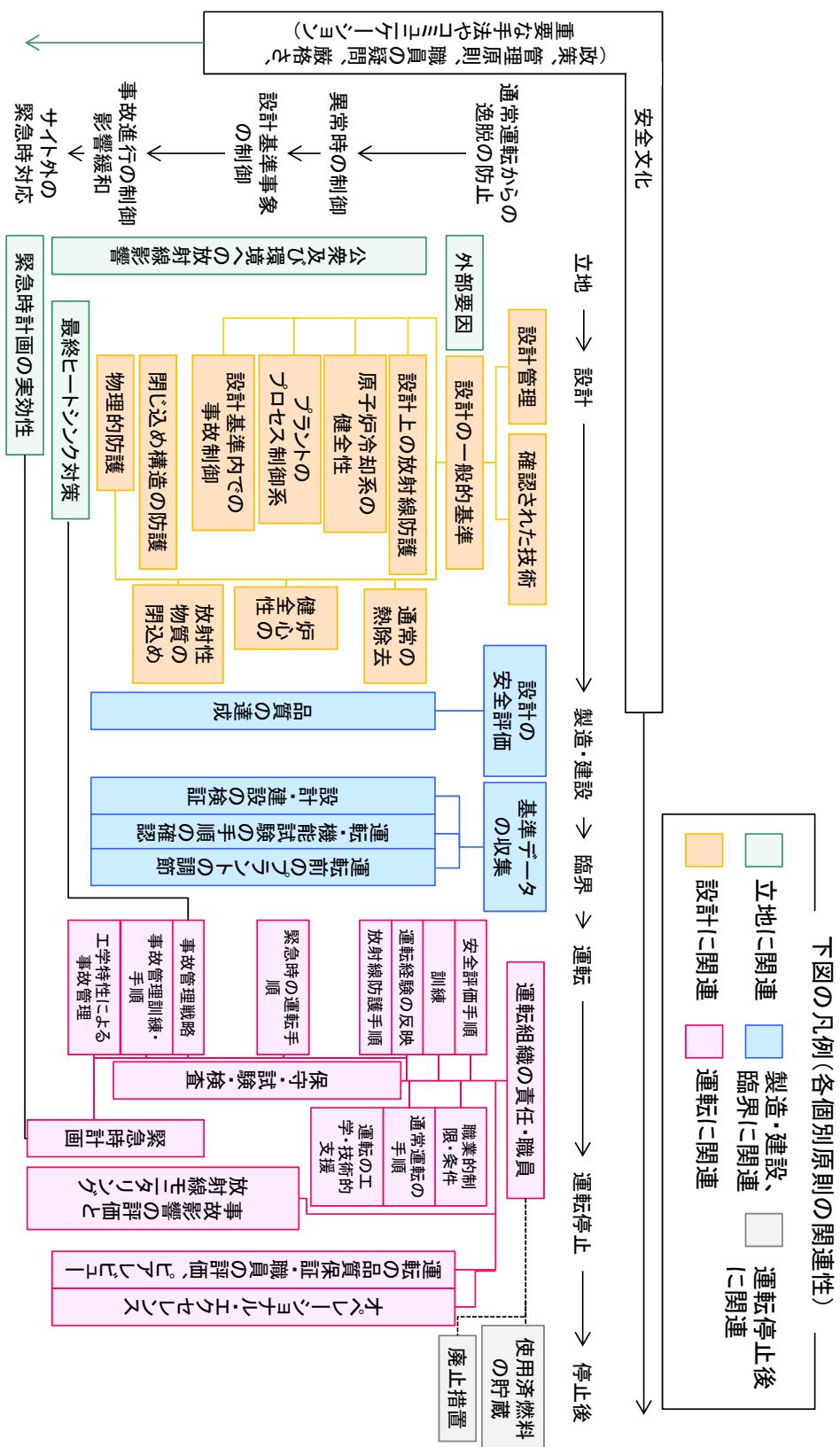


図 3.3.1-14 個別原則の関係図 (INSAG-12 より引用)

2) 原子力安全基準シリーズ

図 3.3.1-13 の技術的安全目標を達成するための一般技術原則¹⁴に基づき、IAEA では原子力安全基準 (NUSS) シリーズを作成している。安全基準は、法的拘束力を有するものではなく、加盟国の裁量で活用できるものである一方、IAEA によるピアレビューやプラント設計の安全評価等に使用されている。2013 年 1 月現在 134 ある NUSS シリーズは、大別すると「安全原則」「一般安全要件」「個別安全要件」「安全指針」に分類される。これらの関係性は図 3.3.1-15 原子力安全基準シリーズの構成のようである。

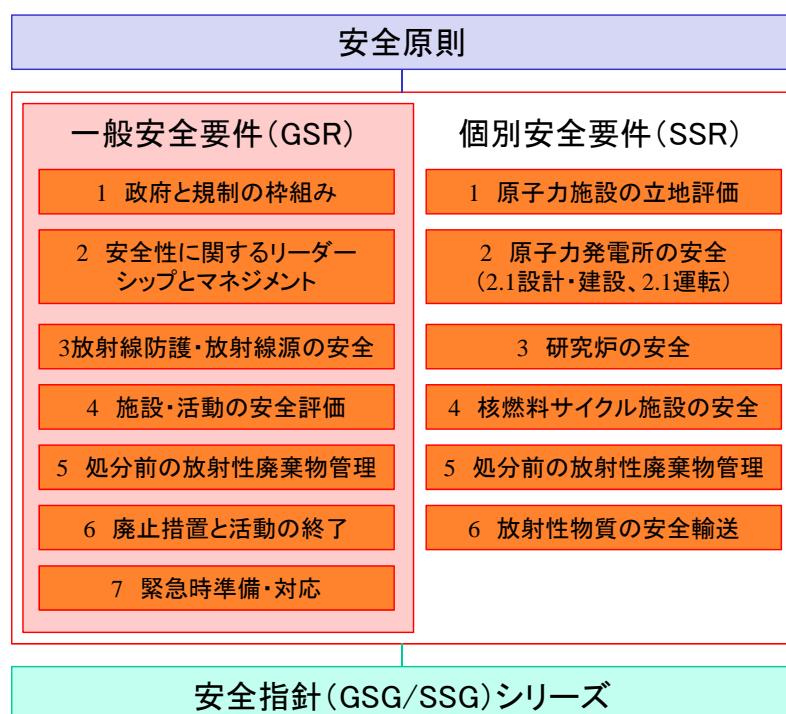


図 3.3.1-15 原子力安全基準シリーズの構成¹⁵

¹⁴ 「原子力技術は、試験や実験の技術的実践に基づくものであり、それらの技術的実践は承認を受ける規格、基準、及びその他適切に文書化された声明に反映される」

¹⁵ IAEA Safety Standards and Their Application, May 26, 2008

3. 3. 2 TMI 事故やチェルノブイリ事故等を踏まえた諸外国の対応の教訓・成功事例

(1) 米国

米国については、TMI 事故および 9. 11 同時多発テロを対象とし、TMI 事故については、事故を受けて設立された大統領委員会の勧告内容の対応、9. 11 についてはセキュリティ強化対応を中心として、これらの事象を踏まえた研究開発動向・実機適用事例を調査した。

1) TMI 事故に関する大統領委員会の勧告内容および対応状況の事例

米国では TMI 事故を受けて、12 名の専門家で構成される大統領委員会が設立され、事故の包括的調査の実施と「委員会の知見に基づく適切な勧告」の作成が行われた。この大統領委員会の勧告内容の対応のうち、設計や制御・計装といったプラントのハード面での技術的な課題、および手順書や人材育成などのソフト面での改善事項について焦点を当てると、以下のような取り組みが行われた¹⁶。

(a) 人材育成

① 運転員の資格を向上させる

優秀な人材が上級運転員や運転長の職位に魅力を感じるよう、十分に高い賃金レベルを確保する。代わりに、より厳しい訓練要件を課し、資格試験の範囲を広げることで合格基準を高めた。

② 運転員の訓練センターの設置

大統領委員会は、運転員に対する政府機関による訓練センターの設置を勧告した。これを受けて NRC と産業界は、原子力発電運転協会 (INPO) を設立して、同協会が運転員、保守技術者のための訓練センターを設置の上、訓練プロセスを NRC が監督する体制を確立した。

③ 有資格者の訓練と試験の向上

原子炉運転訓練に加え、安全関連分野における知識と能力に焦点を当てた試験・訓練を実施した。また、発電所の特性に応じた訓練、各発電所および同種のプラントで発生した事象についての知識・技能に力点を置いた訓練を資格取得後に定期的に実施。そのためにシミュレーション装置を各プラント設置者に義務付けた。この要件を受けて、求められる条件に見合うシミュレーターの開発が実施された。

(b) 訓練・緊急時対応に必要なハード面の開発

① 制御室シミュレーター

大統領委員会は、複雑な過渡事象の診断と制御、原子炉の安全性について運転員を訓

¹⁶ NRC, "The Status of Recommendations of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island, (A ten-year review), NUREG-1355", February 1991

練するためシミュレーターの性能向上と設置を勧告した。これを受け NRCにおいて原子力発電所の許認可要件に、シミュレーター設置が追加されるとともに、シミュレーターに求められる条件について ANSI/ANS-3.5-1985 や NRC 規則指針 (RG) 1.149 等のガイダンスが策定された。その後、メーカーによってシミュレーター改善研究が実施され、正常時、過渡時および事故時の発電所状態を模擬する第 2・第 3 世代の施設固有シミュレーターが各発電所に設置された。

② 放射線緊急事態への備え

清浄空気の供給と適切な遮蔽を備えた緊急時管理センターおよび試料分析室の設置やヨウ素カリウムの準備等の対策が進められた。

(c) 訓練・緊急時対応に必要なソフト面の開発

兆候ベースの緊急時運転操作手順書やフローチャート式の緊急時運転手順 (EOP) 等が策定された。

(d) 確率論的安全評価 (PSA/PRA)¹⁷の導入へ向けた動き

大統領委員会の勧告では NRC に対し、NRC の本質的な役割は、安全に関する決定における安全哲学および安全とコストのトレードオフを設定し、説明することであり、付加的な安全上の改良が明確にはコストを上回らない場合は安全上有利な変更が為されるべきであることが求められた。

米国では NRC が原子炉安全性研究報告書 (WASH-1400) を 1975 年に公表するなど、1970 年ごろから PRA の原子力分野への適用が議論されており、また、従来の規制が保守的すぎるという認識が規制側、事業者側双方に存在していたことなどもあり、大統領委員会の勧告を受ける形で NRC は、原子力発電所において原子力産業界が達成のために努力すべき公衆の健康と安全のリスクのレベルに関して NRC の見解を表明した安全目標政策声明書を 1986 年に発表し、原子力発電所のリスクの評価と管理の基礎となる具体的な指針の策定、すなわちリスク情報を活用した規制プロセスの策定に着手した。その後 NRC は 1988 年にかけて PRA 活用に関する分析研究を実施し、1995 年に決定論的アプローチを補完し、NRC の伝統的な深層防護思想をサポートする場合では、全ての規制において PRA を活用すべきとする PRA 活用に関する政策声明書を公表した。この間には、1992 年に産業界が規制緩和の観点からリスクベース規制の導入を求める要望書を提出するという経緯もあった。政策声明書の公表後 NRC は、リスク情報を取り入れた規制の枠組みの策定を開始し、翌年に NRC スタッフはこの規制の枠組みを示した文書 (SECY-95-280) を策定した。

現在 NRC で PRA が導入されている主な規制活動分野は下図の通りである。

¹⁷ 米国では PSA を確率論的リスク評価 (PRA : Probabilistic Risk Assessment) と呼ぶことが多い

現在NRCでPRAが導入されている主な規制活動分野

- メンテナンス規則(a)(2)(10 CFR Part 50.56)
- メンテナンス規則(a)(4)及び機器構成リスク管理(10 CFR Part 50.56)
- 原子炉監視プロセス(ROP)

- リスクインフォームド許容待機除外期間(AOT)

- 緊急技術仕様の変更
- リスクインフォームド・モード変更評価
- 供用期間中検査
- 封じ込め試験
- 防火(NFPA 805) 等

図 3.3.2-1 NRCにおいてPRAが導入されている主な規制活動分野

(a) 緊急時対応計画等の取り組み

TMI事故後、NRCは規則改正により商用原子力発電所の緊急時計画および準備の大幅な変更を実施した。特に許認可要件においては(1)緊急時計画の情報、(2)緊急時計画の内容、(3)緊急時計画の実施手順、および(4)緊急時対応データシステムを加え、これに対応した緊急時計画の策定を求めることが追加された。その結果、NRCは許認可保有者に対し、下記のような対策の実施を求ることとなった。

- 放射性プルームからの被ばくを考慮した半径10マイルの緊急時計画作成ゾーン(EPZ)と食物摂取による被ばくを考慮した半径50マイルのEPZの設定¹⁸
- 放射線監視装置を所外の対象エリアへ設置
- 清浄空気の供給と適切な遮蔽を備えた緊急時管理センターおよび試料分析室を設置
- 事故の深刻さ応じた段階別のシナリオに基づいた緊急時計画の策定
- 地域放送局による緊急時放送システムやサイレンを活用した体制の整備

2) 9.11同時多発テロを受けた安全高度化へ向けた研究・開発、規制対応

米国では同時多発テロを受けて、全発電原子炉の許認可保有者に対して保障措置・セキュリティに関する暫定命令を発行。その後これらの要件を許認可要件とする規則改定を実施した。同時多発テロを受けて実施された安全高度化のための取り組みは以下の通りである。

(a) 航空機衝突対策

既存の原子力プラントについて、航空機攻撃などの設計基準を超えた爆発や火災によるプラントの広範囲にわたる喪失に対処(炉心の冷却、格納容器の健全性、使用済燃料プールの健全性と冷却の維持)するための、適切な手順・戦略の策定を求める規則を2009年3月に発行した。また、新規原子炉の申請者について、原子炉設計が大型民間航空機の衝突による被害に耐えられる、あるいは被害を緩和できることを評価するよう要求する規則を2009年6月に発行した。

¹⁸ それ以前は、サイトから3マイル程度のLow Population Zone: LPZ内の緊急時計画策定が許認可要件となっていた

(b) 敵対行為への対応

敵対行為シナリオでの訓練・演習の実施 (Force-on-force 訓練) の実施が義務付けられた。

(c) 設計基礎脅威 (DBT) の改訂

既存の DBT (原子力発電プラントの保安プログラムが防衛できなければならない、最大の脅威) に、放射能漏れを伴う破壊活動および核物質の盗取・転用、サイバー攻撃等が追加され、更にはサイバー攻撃に対するセキュリティ計画の策定が許認可要件に追加された。

(d) 物理的防護・出入管理の強化

以下のようなセキュリティ強化策が義務付けられた。

- ・ 安全を阻害する電子的手段を持つ人物の出入管理、情報共有、監視等の要件の強化
- ・ 警備員の訓練・認定プログラムの強化、非武装警備員の身体的な要件の追加。
- ・ 物理的セキュリティ強化。(セキュリティ組織 (対応部隊) の設置、プラント内に防護区域、物理的防壁、隔離地帯等を設置、防護区域内を監視するために十分な照明の設置、中央警戒ステーション・警備員詰所の設置等)
- ・ 車両、荷物に対するセキュリティ検査の徹底、搬入の制限

(e) テロ攻撃への ISFSI の防護、武器の携帯に関する規則策定

独立使用済燃料貯蔵施設 (ISFSI) の防護や、警備員が携帯する武器が強化された。

以上のような NRC の規制改訂に対し、産業界は主な方策として以下のような具体的な対策を採っている。

- ・ 物理的防壁と照明を設置した侵入探知区域の設置
- ・ 全米 65 カ所のプラントにおいて、24 時間体制で防護する武装警備員を 8,000 名育成し、配備
- ・ 境界フェンスの定期チェックおよび巡回警備の実施
- ・ テレビ監視システムや警報措置などの侵入検知設備の強化
- ・ 重要区域における防弾防壁の設置
- ・ 有事専門部隊の整備
- ・ プラント制御システムおよび安全機器制御システムのインターネットからの隔離
- ・ サイバーセキュリティ指針の策定と実行
- ・ サイバーセキュリティ・テンプレートの策定。テンプレートは、現行サイバーセキュリティの評価、アナログ機器のデジタル化の際の評価、緊急事態・災害からの復

旧、セキュリティ訓練の一環としての定期的な脅威・脆弱性レビューの4つの要素で構成

- AP1000の設計変更。ウェスティングハウス社は2006年にAP1000のNRC設計認証を取得したが、その後NRCより出された飛行機の衝突事故に対する新しい規制要求に対応して、遮蔽建屋の強度を増すなどの設計変更を行い、再度2011年に設計認証を取得した。

(2) フランス

フランスでは、TMI事故とチェルノブイリ事故の教訓をふまえ、既存炉の安全高度化に取り組み、措置の実機適用もなされている。TMI事故およびチェルノブイリ事故を受けて、以下の図3.3.2-2に示すような課題が確認されることとなった。TMI事故後には、施設の運転に関する新たなアプローチの採用や、事故による放射性物質の放出を抑制するためのU手順が導入され、またチェルノブイリ事故後には、TMI事故後に開始されたシビアアクシデント研究の強化や、反応度事故に関する研究、その結果をうけた対策なども講じられた。両事故から得られた教訓等は、第III世代炉である欧州加圧水型原子炉(EPR)の開発につながっている。



図3.3.2-2 TMI事故およびチェルノブイリ事故を受けた課題

1) TMI 事故後の安全高度化の取組み¹⁹

(a) 事象進展アプローチ

TMI 事故では、人間の果たす役割の重要性と、独立したイベントの同時発生可能性が明らかになり、イベントごとのアプローチの限界が露呈したため、原子炉の冷却の状態の分析に基づき、また非常用システムが使用可能であるかの分析もふまえた “事象進展アプローチ” が事業者から提案され、導入されることになった。その目的は以下のとおりである。

- 事故時の運転員の人的リソースの冗長性を確保する ・・・いくつかの安全パラメータの監視を通じて、運転員の操作を検証する独立した原子力安全エンジニアを配置
- 独立した複数のイベントが同時発生した場合も可能な限りカバーできるようにする。

“事象進展アプローチ” と、その採用のために必要な手段等に関する研究は TMI 事故後も継続され、現在では、フランス国内の原子炉ではこのアプローチが採用されている。

(b) 事故発生時の新たな対応手順の導入

a) H 手順

TMI 事故以前 EDF は、規制機関の要請に基づいて実施した最初の PSA に基づき、**設計基準を超える 5 つの事象に対応する手順 “H 手順”** (H は hors dimensionnement : 基準外の H) を導入していた。対応が想定されている 5 つの事象は以下のとおりであり、これらの手順は特定された事故の進展を防ぐための対策を想定している。

H1 : 施設外部の冷却源の喪失

H2 : 蒸気発生器の通常用および非常用の水供給の喪失

H3 : 外部および内部電源喪失

H4 : 長期的な一次冷却材喪失 ・・・再循環フェーズにおける格納容器スプレイ系と非常用低圧注入系の組み合わせ

H5 : 河川近傍の原子力サイトにおいて、基準増水を超えた場合の防護

b) U 手順

TMI 事故をうけて、H 手順を補完するものとして、1981 年には新たな手順 “U 手順” (U は Ultimes : 究極的の U) 手順を導入する方針が決定された。U 手順は事象進展アプローチに基づき、炉心溶融時に、格納容器外への放射性物質の放出を抑制するための措置であり、原因には関係なく、あらゆる状況をカバーするものとされた。U 手順の目的は以下のとおり。

U1 : 炉心損傷を防ぐ、または炉心が損傷した場合に、あらゆる注水手段を用いて炉心を原

¹⁹ IRSN、TMI 事故後の教訓の長期的なフィードバック関連情報

http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/Les-accidents-nucleaires/three-mile-island-1979/Pages/sommaire.aspx?dId=18e28a79-3921-409b-99ae-5c78d82a11a6&dwId=0c5a9ffe-924c-4586-b6a8-384aa83a2d5b

子炉容器内に留める

U2：格納容器の閉じ込め機能の不備を検知し、修正する

U3：非常用注入系および格納容器スプレイ系に中期的に不備が発生した場合にこれを修正するための可搬式手段の導入を検討する

U4：原子炉建屋の基礎において、フィルターなしの放射性物質の環境への漏出経路をなくす

U5：放射性物質の放出をフィルターしつつ、圧力上昇による格納容器の損傷を防ぐ

H手続き、U手続きはチェルノブイリ事故後に、導入が加速されることとなった。

(c) 人的因子の重要性を考慮した、シミュレーターの活用による運転員の訓練

TMI 事故によって、運転員の行動が、事故の誘発あるいは拡大を招くことがあり、人間が原子力安全に必要不可欠な要素であることが明らかになった。このため、運転員の体制、責任の分担、各アクターの連系の確認といった分野における改善に向けて、以下の 2 つの技術の方針が掲げられ、実施されている。

- 運転条件の改善

シミュレーターを幅広く利用し、運転員の養成・再教育が実施されている。運転員の訓練は通常運転時のみでなく、事象や事故発生時も対象となっている。

- 中央制御室の改良

TMI 事故で得られた教訓が、第III世代炉の中央制御室の設計だけでなく、運転中の原子力発電所の中央制御室の改良にも活かされており、情報をより適切に把握するためのインジケーター交換、炉心の状態を示す新たなインジケーター（一次冷却材の実際の温度と一次冷却系の圧力下における沸点までの差を示す計器など）の追加、警報の階層化、重要な情報の安全パネルへの集約などの措置が講じられている。

2) TMI 事故後につながるシビアアクシデント研究²⁰

TMI 事故をうけて、フランスでは以下のような方向性のシビアアクシデント関連の研究が進められてきた。

- 格納容器外で汚染が発生した場合に講じるべき措置の検証
- 分析的且つ包括的な実験プログラムと試算コード (ASTEC) の開発による、炉心溶融を伴う事故の発生時の現象に関する理解の向上 (ASTEC は下記の研究プログラムの実験の準備や実験結果の分析に活用される)

²⁰ IRSN、TMI 事故後の教訓の長期的なフィードバック関連情報

http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/Les-accidents-nucleaires/three-mile-island-1979/Pages/sommaire.aspx?dId=18e28a79-3921-409b-99ae-5c78d82a11a6&dwId=0c5a9ffe-924c-4586-b6a8-384aa83a2d5b

具体的な R&D プログラムとしては以下のような例が挙げられる。

- 損傷した炉心の挙動および損傷した燃料から発生する核分裂性物質の挙動に関する研究プログラム (PHEBUS) …2010 年に完了
- 一次冷却系および格納容器内におけるヨウ素の化学的変容に関する研究プログラム …国際研究プログラム Terme Source に引き継がれた
- 高温の照射済燃料から発生する核分裂性物質の放出に関する研究プログラム (HEVA 試験、VERCORS 試験)
- 格納容器内における水素の層構造および急激な水素の燃焼の影響に関する研究プログラム (TONUS コードの開発)
- 炉心から流れ出したコリウムが原子炉建屋基底部のコンクリートを貫通する条件に関する研究
…コリウムとコンクリートの反応に関する研究プログラム VULCANO に引き継がれた

3) チェルノブイリ事故後の安全高度化の取組み²¹

チェルノブイリ事故後、シビアアクシデント時の現象に関する理解を向上させる必要性が改めて確認され、TMI 事故後に開始された研究が強化された。一方で、IRSN や事業者は、チェルノブイリのような反応度事故が発生する可能性や、対策の必要性の有無について検討した。その結果、ホウ素濃度が低い水の塊が発生する、あるいはホウ素希釈が発生した場合に、反応度事故を引き起こしうることが明らかになった。

この研究結果をうけて、事業者には以下の反応度事故対策の措置が義務付けられた。

- 一次冷却材ポンプの停止中の、一次冷却系への真水の注入禁止
- 真水の注入によるホウ素の希釈を防ぐための自動制御を導入
- 一次冷却系のコンポーネントや一次冷却系に接続する系統において、真水の使用を厳しく制限

反応度事故の原因の 1 つである制御棒の飛び出しについては、制御棒が飛び出した場合の燃料の状態に関する研究プログラム Cabri が、OECD/NEA の Joint Project の一環で IRSN によって主導されており、同プログラムには EDF や米、独、日等の機関も参加している。

また、一次冷却系ループに発生したホウ素濃度が低い水の塊を回収する問題に関する研究が AREVA 社ドイツ支社の PKL 試験施設で実施中である。なお同プロジェクトは OECD/NEA の Joint Project の一環で実施されている。

²¹ IRSN、チェルノブイリ事故後の産業界の対応等に関するウェブサイト情報
http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/Les-accidents-nucleaires/accident-tchernobyl-1986/consequences-industrie-nucleaire/Pages/sommaire.aspx

4) 第III世代炉 EPR²²

EPR に講じられた安全高度化のための措置は以下のとおりである。

- 炉心溶融や水素爆発等、大量の放射性物質が放出される状況が発生するリスクを低減
- 地震、航空機の衝突、爆発等の外的ハザードが原因で炉心損傷を引き起こす可能性を大きく低減
- 原子炉容器を貫通したコリウムによる原子炉建屋基礎スラブの損傷の防止

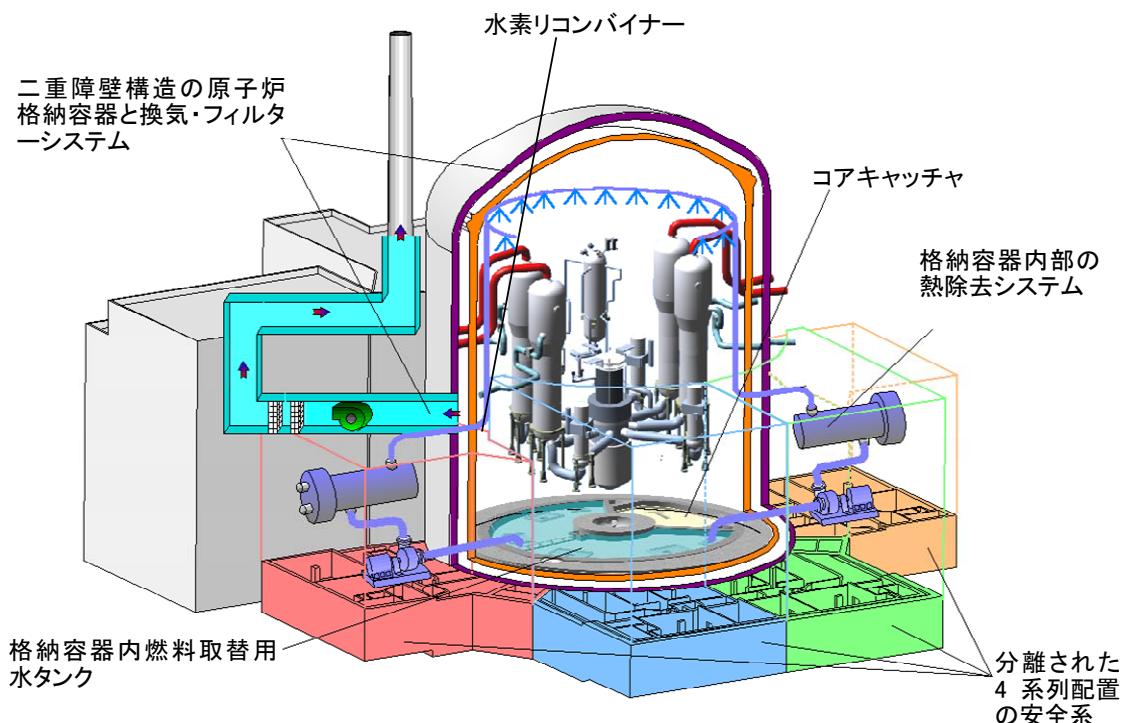


図 3.3.2-3 EPR に講じられた安全高度化のための措置

²² CEA、第III世代炉の関する資料、2012年12月、CEA (Visatom) EPR 資料

<http://www-visiatome.cea.fr/Local/visiatome/files/513/Les.reacteurs.nucleaires.de.3eme.generation.par.Bertrand.Barre.le.13.12.pdf>

(3) ドイツ

1) ドイツにおける TMI 事故・チェルノブイリ事故を受けた取り組み

ドイツでは、米国の WASH1400 等の、世界的な原子力安全研究の進展を受けて、取り組みを進めてきた。以下にその流れを、時系列的にまとめる。

- 1976 年春 : BMFT は施設・原子炉安全協会 (GRS) に確率論的安全評価 (PSA) に関する研究を委託
- 1979 年 3 月 28 日 : TMI 事故
- TMI 事故後、安全規制において、安全評価における PSA の役割を強化するガイダンスの策定や、設計基準となる条件や関連する規制研究の検討に関する取り組みなどが進められた。
- RSK が、特定のプラントでのヒートシンクの喪失に備えた追加対策の必要性について検討
- 1980 年 : GRS は、1976 年の BMFT による委託研究の成果として、報告書「ドイツの原子力発電所のリスク研究」(フェーズ A) のを公表。ただし TMI 事故については時間的制限から付録で言及するのみ
- 1986 年 4 月 26 日 : チェルノブイリ事故
- 安全規制では、予防的・緩和的なアクシデントマネジメントの開発と実行に焦点を当てた対応
- 1989 年 : GRS は、BMFT による委託研究の成果として、安全性に影響を与える弱点の確認のための安全解析を目的とした「ドイツの原子力発電所のリスク研究フェーズ B (1981~1989)」報告書を公表

上記の「ドイツの原子力発電所のリスク研究フェーズ B (1981~1989)」報告書では、今後の研究ニーズとして以下の点が示されている。

- 安全技術の評価基盤の改良を目的とした、単一の事故シーケンス、共通因子故障 (CCF) および運転員の行動の評価という観点における施設での運転経験の継続的な評価
- 事故の拡大を制圧する可能性を高めるための、施設内部での事故対応措置の開発
- 施設内部での緊急事態対応を現実的に評価できるようにすることを目的とした、異常事態における行動をより適切に評価する際の補助となるシミュレーションモデルの開発
- 炉心溶融の際に閉じ込め機能をより適切に評価できるようにすることを目的とした、高圧下での炉心溶融の挙動、格納容器内の水素爆発の際の挙動および原子炉基底部が破損した際の放射性物質の放出を正確に記述できるようにするための、シミュレーションモデルの開発と検証

- ・ 一次系の圧力が高い状況下での、または格納容器内における水素の集積による閉じ込め機能の喪失、および地下水への核分裂生成物の流出を防止できるようにするための技術的な手段のさらなる開発
- ・ 安全技術的な改善手段が可能であるか、あるいは不可欠であるかどうかの確認を目的として、適切な間隔で研究や運転で得た知見の評価を実施

また、確率論的安全評価の研究の推移は、以下の通りである。

- ・ 1976～79年：WASH 1400 を踏まえて、ドイツでも同様な安全評価を実施することを目標として、BMFT の委託を受けた GRS が、ビブリス B 炉をリファレンス炉として PWR の確率論的安全評価（フェーズ A）を実施。報告書「ドイツの原子力発電所のリスク研究」は 1980 年に公表
- ・ 1985～89年：フェーズ A 以降の進展を踏まえ、フェーズ B を実施。フェーズ B は、複数のプラント系統および炉心の損傷頻度の評価に限定。報告書「ドイツの原子力発電所のリスク研究—フェーズ B（1981～1989）」は 1989 年に公表
- ・ 1989 年のビブリス B 炉に始まり、事業者は確率論的安全評価の結果を当局に提出
- ・ 1990 年代：BWR も対象に、確率論的安全評価を用いた安全研究を実施
- ・ 1996 年 12 月：BMU が公表したガイドラインの中で、安全評価において確率論的安全評価が必要であることを規定
- ・ 2000 年 1 月に公表された、原子力安全研究の優先順位などを検討するために設置された評価委員会の報告書は、以下の点を指摘
 - ①炉の設計および運転における弱点を検出するために、確率論的安全評価の方法の開発を進めなければならない。
 - ②従来の全出力運転に加えて、低出力時や起動時、運転停止の際の手続き並びに運転停止状態についても PSA の評価対象に加えるべきである。
 - ③共通因子故障やヒューマンエラーといった不確実性の大きな原因も PSA の開発対象とするべきである。

2) ドイツにおける人材育成と知識の継承

以下、脱原子力政策以降のドイツにおける原子力分野での人材育成と知識の継承に関する検討状況を整理する。

(a) 評価委員会の取り組み

1998 年には社会民主党・緑の党の連立政権が成立し、脱原子力が連立協定に盛り込まれた。その後、1999 年 9 月に、BMWi は原子力安全の研究予算が削減される状況を踏まえ、原子力安全研究の優先順位などを検討するために設置された評価委員会を設置し、委員を任

命した。この評価委員会は、BMWi が主宰し、連邦地球科学・天然資源研究所（BGR）、ユーリッヒ研究センター（FZJ）、カールスルーエ研究センター（FZK）、ロッセンドルフ研究センター（FZR）、GRS の各研究機関、資金提供組織のトップ、および財務省、BMU、BMBF の 3 つの省の代表が参加した。この評価委員会の使命は、次の通りである。

- ・ 十分な資金が確保できない中での原子力安全および処分場に関する研究の優先順位の決定
- ・ 関連研究機関（BGR、FZJ、FZK、FZR、GRS）を中心とした中期的に必要となるマンパワーの評価や協力体制
- ・ 中期的な資金確保計画の検討
- ・ これらの分野における研究の効率性の維持と専門知識の確保
- ・ 原子力技術能力集積センターに関する検討

2000 年 1 月に、評価委員会は、原子力安全研究における優先課題などを提示した報告書「ドイツにおける原子炉安全および処分場に関する研究」を作成している。この報告書の中で、評価委員会が示した勧告は次の通りである。

- ・ 人員と内容の両面で、効率性の向上を目指して、この分野における協力を推進すべきである。能力集積センター（The Competence Pool）が、技術的な論点や内容に関するタスクの調整を行うことにより、重要な貢献をすべきである。
- ・ 作業グループが特定した優先的課題に優先的に対応すべきである。
- ・ 作業グループが特定した付加的な課題については、安全性との関連性や資金的な可能性といった制約の中で進めるべきである。
- ・ GRS、連邦地球科学天然資源研究所（BGR）等の主要な研究機関が実施している研究に加えて、その他の施設で実施される研究にも重点を置くべきである。この点で、原子炉安全および処分に関する大学での研究活動に対する資金面での支援は、単に科学的な能力の維持（若手人材の育成）という観点のみから継続的に行われるというものであってはならない。
- ・ ドイツは今後も研究の維持・継続という点で、国際的なプロジェクトに効果的に関与していくようにするべきである。これは西洋諸国との協力のみならず、中・東欧諸国との協力にも当たる。
- ・ 特に近年、政府予算による研究資金が削減される中で、人材の枯渇や能力の低下がこれ以上生じないようにするために、一層の予算削減を避けるべきである。連邦政府の法的責任を全うするためにも、十分な研究予算が必要である。

また、評価委員会が特定した原子炉安全研究における優先的課題は次の通りである。

- ・ 材料や構造物の供用期限の決定と非破壊検査の結果に基づく材料モデリング
- ・ 過渡的状態における熱水力学、原子炉物理学および燃料棒の挙動に関する実験や分析、並びに圧力容器の健全性、圧力容器内部における炉心損傷時の水位に関する実験や解析
- ・ 炉心溶融、格納容器内における水蒸気爆発、水素の発生および燃焼の安定化やこれらの対策、および核分裂生成物の挙動に関する実験や解析
- ・ 確率論的安全評価、計装と制御、人的要素の評価および最新の診断的手続きの手法の開発
- ・ 革新的な炉のコンセプト、プルトニウムの最少化と回避、未臨界炉における核変換などの追求と国外での進展のフォロー
- ・ 東欧の原子炉の安全評価に関するノウハウの移転、原子炉圧力容器の脆化の調査のための標本に関する調整とその交換

(b) 原子力技術能力集積センターにおける検討

以下、評価委員会の活動を受けたその後の動きを整理する。

2000年3月、評価委員会の報告書の勧告でも言及されていた、原子力技術能力集積センター (Nuclear Pool for Nuclear Technology) が設立会合を開催した。同センターは、ドイツを5地域に分け、原子力安全研究を実施する18の研究機関や高等教育機関が参加している。同センターの常任メンバーは、BGR、FZD、FZJ、FZK、GRS、および国立シュトゥットガルト大学物質試験研究所の代表であり、IAEA、ミュンヘンの安全・信頼性研究所、超ウラン元素研究所 (ITU)、原子炉安全研究の取りまとめ担当 (GRS)、水理および処分関連研究の取りまとめ担当、および発電会社であるRWE社の代表が、定期参加している。また、定期ゲストとして、BMBF、BMUおよびBMWiの代表も招かれている。

原子力技術能力集積センターは、原子力安全と放射性廃棄物処分研究の分野における活動の調整と取りまとめとして、高等教育機関や産業界との緊密な協力、および原子力分野における知識の継承のための国際的イニシアティブ(欧州原子力国際ネットワーク(ENEN)、世界原子力大学(WNU)等)への支援や、原子力技術分野における採用や能力開発に関する情報の提供、さらに国際的な原子力安全基準の策定への協力といった取り組みを進めている。

2003年7月には、原子力技術能力集積センターは、報告書「ドイツにおける原子力安全および処分場に関する研究のトピックス 2002-2006年」を公表した。この報告書は、評価委員会の報告書の技術面での詳細化を行ったものであり、また、2002-2006年の人材計画および目標の立案を行っている。さらに、国から資金提供を受けている研究機関における、年ごとの進展および専門知識の維持のための定量的な方向付けを支援し、迅速に対応すべき論点に関する考え方も示されている。2007年11月には、2回目の報告書として「ドイツ

における原子力安全および処分場に関する研究のトピックス 2007-2011 年」が公表されている。

これらの 2 回の報告書における検討の進め方を整理する。

評価委員会が 2000 年 1 月の報告書で特定した原子炉安全研究における 6 点の優先的課題について、それぞれを複数のトピックに分け、タスクフォースを設置し、最もかかわりの深い研究機関からメンバーが割り当てられた。タスクフォースは、対象となる 5 年間における技術的な論点や内容に関して、将来の作業の調整を検討するとともに、科学・技術分野のそれぞれにおいて必要となる人員の見積りをおこなった。その目的は、利用可能なりソースを最適な形で利用した形で、将来に効率的な協力を実現するための基盤を確立することであり、見積には、最新状況に対応した技術的な正当化が必要であるとされていた。また、関係機関は、見積を自機関の予算獲得の手段として曲解してはならないという点について合意していた。

下のグラフは、2003 年と 2007 年のそれぞれの報告書で示された、研究テーマ別に投入される人員の予測である。

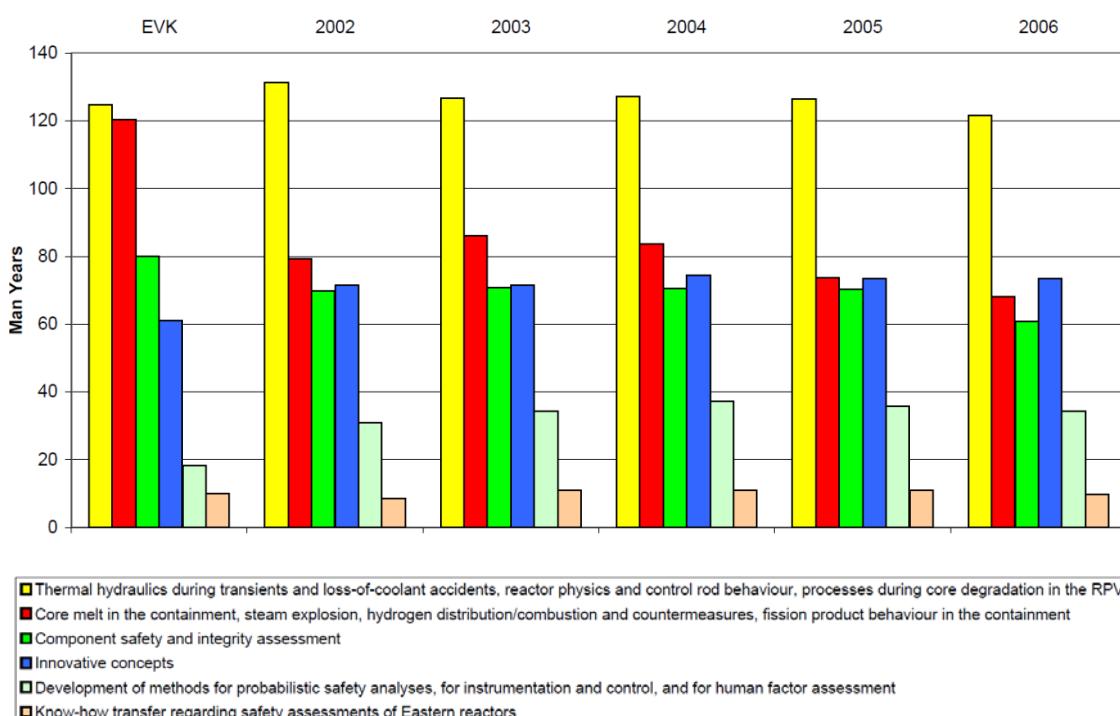


図 3.3.2-4 2003 年報告書における研究テーマ別に投入される人員の予測

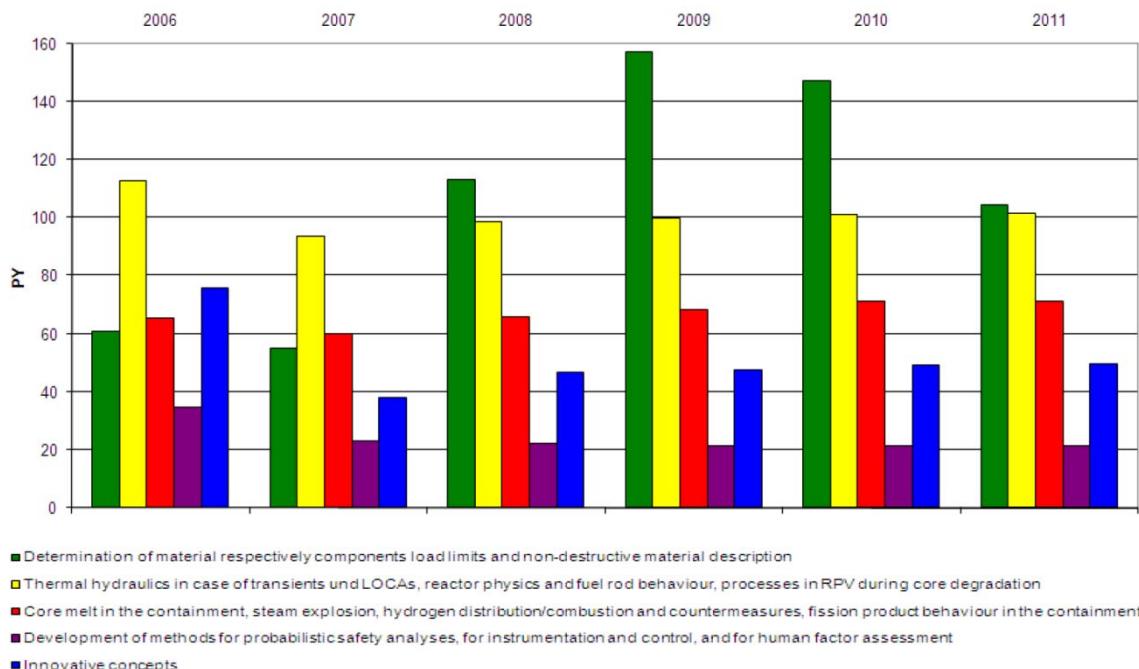
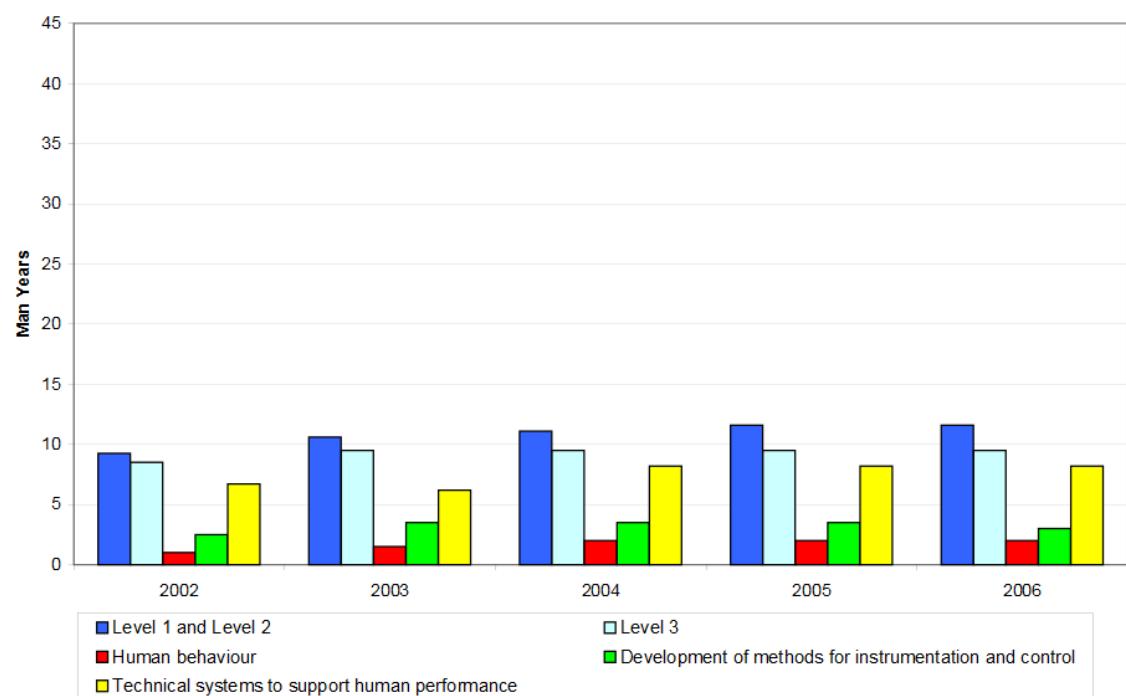


図 3.3.2-5 2007 年報告書における研究テーマ別に投入される人員の予測

次に、下のグラフは、2003 年と 2007 年のそれぞれの報告書で示された、PSA の研究内容別に投入される人員の予測である。



10: Personnel Prognosis for Topic Areas in the Field of Probabilistic Safety Analyses

図 3.3.2-6 2003 年報告書における PSA の研究内容別に投入される人員の予測

Development of methods for probabilistic safety analyses, for instrumentation and control, and for human factor assessment

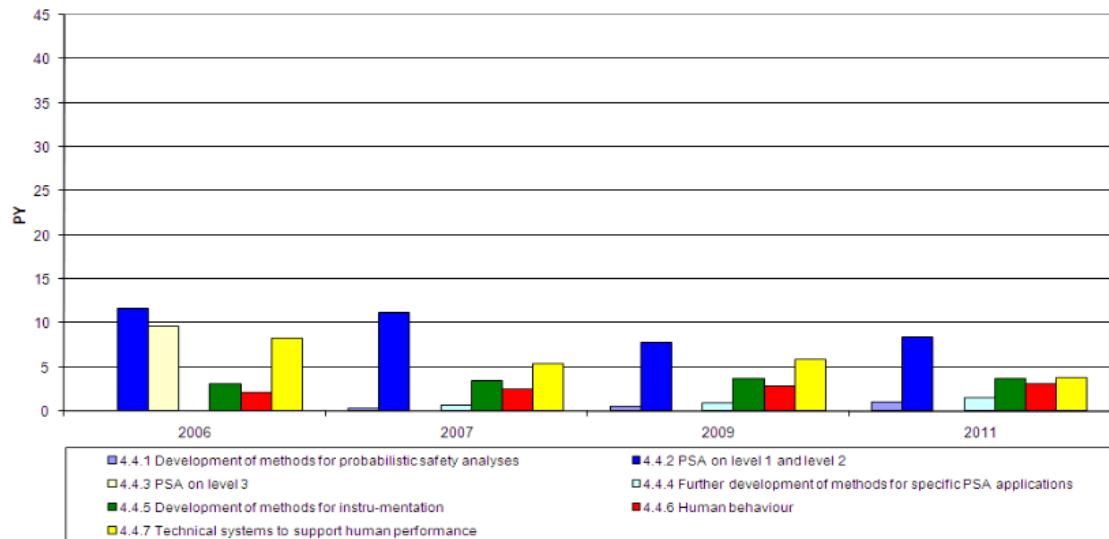


Fig. 8. Personnel Prognosis for Topic Areas in the Field of "Development of methods for probabilistic safety analysis, ..."

図 3.3.2-7 2007 年報告書における PSA の研究内容別に投入される人員の予測

(c) 第 6 次エネルギー研究プログラムで示された連邦政府の取り組み

以下、2011 年 11 月に公表された第 6 次エネルギー研究プログラムにおける、人材育成と知識の継承での取り組みを整理する。同プログラムでは、BMWi と BMBF が連携して、原子炉安全に携わる若手人材を育成することとされている。また、行政機関や研究機関における若手研究者・技術者の不足や知識・能力の喪失を回避するため、BMWi は「原子力技術における能力維持」イニシアティブを継続することとなっている。さらに、若手研究者・技術者が最新のプロジェクトに参加する機会を提供するとされており、同プログラムでは、「経験を踏まえれば、若手を引き付ける唯一の方法は、彼らに革新的プロジェクトにおいて実体験の機会を与えること」であるという考え方が示されている。また、IAEA、OECD/NEA および EU 等の国際機関のプロジェクトに積極的に参加していくことも示されている。

第 6 次エネルギー研究プログラムでは、以下の 3 点における必要な専門家や知識の確保が、原子力安全の研究の目的として示されている。

- ・ 脱原子力の完了までのドイツの原子力発電所の運転の安全性を評価し、維持する能力の維持と、最新の技術進展を踏まえた戦略の採用
- ・ 国外における原子力発電所の新設に際して、安全性に対するドイツの懸念を表明できるようにするための、国際安全基準の策定や規制体系の構築への影響力の行使
- ・ 長期安全性を確保しうる放射性廃棄物の処分場の開発

(4) IAEA

福島事故を受けて IAEA が発表した原子力安全に関する行動計画

GOV/2011/59-GC(55)/14) として挙げられた 12 項目の中うち、「緊急事態への対応とその準備の強化」、「コミュニケーションの透明性と有効性の強化および情報普及の改善」、「能力開発の強化と維持」について、以下のような成果が示された。

- 緊急事態への対応とその準備の強化

IAEA 事務局が過去 10 年間の緊急時対応評価 (EPREV) の有効性を見直した、2012 年 6 月のワークショップにおける議論、および EPREV において一層の注力が必要な分野の特定を実施

- コミュニケーションの透明性と有効性の強化および情報普及の改善

IAEA 事務局が開催した、原子力・放射線緊急時における透明性とコミュニケーションの有効性の強化に関する国際専門家会合 (IEM) における知見として、緊急時の効果的なコミュニケーションのための行政機関を超えた対応強化のケーススタディ、効果的で透明性のあるコミュニケーションにおけるベストプラクティスなどを特定

- 能力開発の強化と維持

IAEA 事務局が 2012 年 6 月に公開した、能力開発の活動の自己評価プロセスに関する指針に記載の評価手法、および IAEA による能力開発プログラム開発 (教育・訓練、人材開発、ナレッジマネジメント、ナレッジネットワーク)、規制主体の能力管理に関する報告書などを策定

以下、上記の行動計画の成果を項目毎に整理する。

1) 緊急事態への対応とその準備の強化 (2012 年 6 月のワークショップでの検討結果)

福島事故により、国や地方レベルの緊急時準備および対応 (EPR) の重要性が確認されており、IAEA 行動計画において、EPR のピアレビュー業務である、「EPREV による加盟国の支援」が目標に掲げられた。なお EPREV の評価では、IAEA 安全基準「原子力／放射線緊急時への準備および対応」(GS-R-2) が使用されている。

EPREV の評価結果や自己評価報告にあるグッドプラクティスについては、IAEA の事故・緊急事態センター (IEC) が集積しており、これらを踏まえ、加盟国も含めて行われた 2012 年 6 月の WS で、加盟国の取組みが不十分な以下の分野が特定された。

- 周辺、地方、国レベルでの緊急時対応システムでの、ステークホルダーの機能・責任の配置の特定と明確化
- 全ハザードアプローチに基づくサイト内外での周辺・国の放射線緊急時計画などの確立／強化、サイト外の対応の開始・実施を支える手順書の策定

- GS-R-2 の要件に従った脅威評価の実践
- 廃金属業者への放射線の課題の喚起、国境の管理権限、国境での効果的なモニタリングシステム
- 初動すべき主体の統合的・効果的・定常的な訓練プログラム（例えば、対応組織の訓練を受けた職員の十分な確保、モニタリング業務を効果的に行う取決め、）
- 一般的な基準や実用上の介入レベル（OIL）の確立による、緊急の防護措置の実施の意思決定や長期的な防護措置のための農業分野等の対応策などへの備え
- 放射線緊急時での被ばく者・汚染者の医療的管理に関する国家レベルでの能力の確立
- 公衆への情報公開や国内外でのコミュニケーションのための、政策の策定
- 放射線緊急時での放射線学以外の被害の緩和策の手配

IAEA 行動計画の進捗報告において、この成果を、今後の EPREV に組み込んでいくこと、および加盟国での EPREV 実施を促進することが、今後の方針として報告されている。

2) コミュニケーションの透明性と有効性の強化および情報普及の改善

福島事故の教訓として、理解し易い透明性あるコミュニケーションが、運転組織の緊急時管理やその結果に対する公衆／メディアの見方に影響を与えることが認識された。これを踏まえ、各国での通報・報告能力の強化、コミュニケーションの透明性／有効性の強化が IAEA 行動計画の目標に掲げられた。

行動計画の実現のため、2012 年 6 月開催の技術的な国際専門家会合（IEM）で、福島事故の当事者国関係者（原子力安全・保安院、東京電力）の他、アジア、ヨーロッパ、アメリカなどの規制機関等も対応と教訓を発表した。以下の、有効なコミュニケーションのためのベストプラクティス、メディアに関する経験についての知見が共有・確認された。

有効なコミュニケーションのためのベストプラクティス

- 意思決定者とコミュニケーション担当官は、緊急時だけでなく定常運転時も緊密な連携の下で業務を行うべき
- メッセージを誰が伝えるかが重要である
- コミュニケーション計画では、政府の単一の広報官が発表を行うこととすべき（ただし共同発表も定期的に必要）
- 緊急時には特設ウェブサイトなど専門チャンネルが効果的
- 組織内の職員へのコミュニケーション（内部コミュニケーション）は不可欠であり、おろそかにすべきでない
- 緊急時対応での、規制者、運転者、他組織の機能や役割は、各国の緊急時対応計画で明確に定義、文書化されるべき
- コミュニケーションの承認プロセスは、適時で効果的な発表のために合理化

(streamline) されるべき

- コミュニケーション維持のために、複数のチャンネルを持つべき
- 教育機関を対象とした放射線や原子力についての基礎知識に関する戦略は、知識の強化となりうる
- 公衆への周知が妥当でその理解が可能な（技術的に複雑すぎない）場合は、コミュニケーションを取るべきである
- コミュニケーション・チームがメディアや公衆の要請に答えきれない場合、追加の職員やリソースを配分すべき
- 「ニュースやソーシャル・メディアを含むあらゆるメディアを使用する」という方針を明確化すべき

メディアに関する経験についての知見

- 透明性強化のために、記者会見や発表の生放送の実施とアーカイブ化を行うべき
- 原子力、緊急時、緊急時対応などのトピックについてのメディアトレーニングは適切な報告に繋がる

同会合では、今後に向けて、放射線やその影響に関する情報の利用向上のためにウェブサイト等を改良すること、定期的な緊急時対応訓練にコミュニケーション訓練を含めその有効性を高めること、放射線や原子力技術に関するメディアの知識を高めるための活動を実施することが確認された。

3) 能力開発の強化と維持

IAEA は、原子力発電プログラムを今後実施しようとする国でのキャパシティ・ビルディング（以下キャパビル）計画の策定にあたって、当該国における現時点までの人材育成の取り組みと、目標とのギャップの特定に資することを目的とした、自己評価プロセスの手順に係る指針²³の取りまとめに、福島事故後に着手した。

同指針では、以下の 2 段階での自己評価評価プロセスが示されている。

- ① 2 種類のモジュール（I. 政府レベルのモジュール、II. I. 以外の組織レベルのモジュール）に応じた質問シートを用いて、全般的分野および、「HRD」「ナレッジマネジメント」などの個別分野についてそれぞれ「ニーズ」「利用可能なリソース」「不足する／ギャップのあるリソース」「必要なアクション」を評価する
- ② ①の評価結果を整理し、対象分野、必要なアクションの実施に関する声明、完了時期

²³ IAEA, Methodology for Self-assessment of Capacity Building in Member States with Nuclear Power Programmes and Those Planning to Embark on Such a Programme, 24 July 2012

を示した行動計画を策定する

同指針では、①段階において各組織が自己評価のために使用する評価シートが提示されている（表 3.3.2-1）。評価シートの構造は、縦軸には分野、横軸には縦軸の各項目の評価ポイントが明記されており、マトリックスに自己評価を記入できるようになっている。

縦軸の分野は、さらに小分野に細分化されており、国家レベルの原子力政策や安全戦略に責任を有する組織に係るモジュール I（政府／NEPIO：原子力プログラム実施組織）と、それ以外の組織に係るモジュール II（運転者、規制者、TSO、教育機関）とで、小分類の項目は異なっている。例えばモジュール I には、「キャパシティ・ビルディング戦略」、「キャパシティ・ビルディング計画の評価」、「ステークホルダーの参画」、「国際的な協力・法的枠組み」といった、国家全体・対外的な内容が含まれているのに対し、モジュール II にはこうした項目は含まれていないなどの違いがある。しかし、基本的には各項目におけるキャパビリティのニーズと、その達成のために必要なリソース、手段を明らかにするためのツールであるという点では共通している。

表 3.3.2-1 評価シートの概要

分野	小分野	評価ポイント			
		ニーズ	利用可能なリソース	不足するリソース	必要なアクション
全般的分野	各モジュールに応じた詳細項目				
人的資源の開発 (HRD)					
教育と訓練					
ナレッジマネジメント					
ナレッジネットワーク					
評価記入欄					

3. 3. 3 今後の調査課題

今年度の調査では、わが国において安全対策高度化技術マップを策定するにあたって参考すべき海外の状況を、主に各国政府機関、研究機関等の公開情報から情報収集し整理した。

調査の過程において、過去においては TMI、チェルノブイリ、直近においては福島事故という、原子力安全（の考え方）に影響を与えるような大きな事故の後、各国が取り組んできた原子力安全高度化に向けての取り組みの状況を把握し、整理した。

その一方、産学官の多様なプレイヤーが参画する本技術マップの策定にあたっては、より有益な海外情報のインプットを行う上で必要な課題も浮き彫りになった。

安全高度化に向けての取り組みには、政府機関、産業界、研究機関など複数のプレイヤーがそれぞれの役割を担ってきている事情はわが国も海外も同様であり、わが国での技術マップの論議において参考する意義が極めて高いと考えられるが、これら関係者間で行われたであろう重要な議論について、その結論や結果だけでなく、経緯に係るような情報を深く調査することが望ましい。

また、安全対策高度化技術検討会においても指摘があったとおり、現地でのキーパーソンへの直接のインタビューやコンサルタントの活用が、実態に係る情報の収集においては非常に有効であると考えられる。TMI、チェルノブイリ事故といった過去の大規模な事故後の各国の対応や考え方の変遷、事故後の成功事例については、すでに当時からは相当に時間が経過しており、公開情報から確認可能な事柄はおのずと限定的にならざるを得ない。特に、過去の情報に関しては、当時からの状況を知る、業界経験の長いコンサルタントの起用など現地の原子力専門家コミュニティからの情報を最大限に活用することは効率的かつ有益と考えられる。

このほか、国際協力を戦略的かつ効果的に我が国の安全高度化に資する技術開発に生かしていくという観点からは、欧米先進国や国際機関の調査に加え、近隣の原子力利用国である中国、韓国の安全高度化に対する取り組みの把握や、今年度は扱わなかった欧米の原子力利用国（スウェーデン、フィンランド、カナダ、ベルギーなど）の安全高度化への取り組みについても参考することは意義があると考えられる。

次年度以降も続く安全対策高度化技術マップ策定および拡張に係る議論・検討にあたっては、今後も海外調査を継続実施し、得た知見を技術マップ検討に活用することが望ましい。

本節の最後に、事業で設置した安全対策高度化技術検討会およびアクシデントマネジメント技術マップ策定WGでの議論等をふまえた具体的な調査項目として、検討に値すると考えられる調査項目の案を以下に示した。

① 各国における、軽水炉の安全高度化に関する技術開発の取組み

- 技術開発における国際協力と各国取組の関係
 - 国際機関（EU、IAEA、OECD/NEA）等に代表される国際協力の枠組みにおけるR&Dへの各国の参加と、各国個別の枠組みにおけるR&Dとの関係
 - 国際機関（EU、IAEA、OECD/NEA）にて強い影響力を与えるキーパーソンの動向
- 各国の研究戦略と研究推進制度
 - 各国の安全高度化のための仕組みや体制
 - 各国の研究機関における個別の研究と、全体的な研究戦略との整合性の確認
 - 各国における資金配分調整のプロセス
 - 各国における研究成果の外部評価の仕組み

- 安全高度化を目的とした研究炉の活用方法
 - 各国研究実施に係るステークホルダーの役割
 - 研究を実際に実施する主体の役割分担や主体同士の関係
 - 各国産業界としての研究開発のあり方や安全高度化の取組み
 - 諸外国の研究戦略に影響を及ぼすコンサルティング会社や学会の役割。
 - 原子力を巡る最近の動向
 - 政権交代後のフランスにおける安全研究への取組の変化
 - 脱原子力政策が採用されているドイツで、研究予算が削減される状況下での研究課題の抽出における考え方や、研究成果のレビューおよびレビュー結果の反映のあり方
 - 欧州で実施されたストレステストの活用方法
- ② TMI、チェルノブイリ事故後の諸外国の対応、人材育成の取組み
- 米国やフランスにおいて、TMI 事故等を受けて実機適用につながった安全強化措置に関する R&D の具体的な個別事例
 - TMI、チェルノブイリ、9.11 対応で進められた R&D の取り組みを踏まえた上で、福島を受けた新たな課題に関する認識や検討状況
 - 9.11 テロ後の米国の R&D (ヒューマンファクターに起因した事故ではない福島事故への知見反映を目的に設定)
 - TMI 事故後の、米国における原子力人材の維持方策
 - 原子力人材の育成ネットワーク (欧州 E-NET など)
- ③ 原子力利用主要国以外での安全高度化への取り組み
- わが国との間で原子力安全に資する技術研究等での協力の可能性が考えられる近隣原子力利用国である中国、韓国での安全への取組み状況
 - 今年度は扱わなかった欧米の原子力利用国における福島事故以降の安全高度化への取り組み状況

3. 4 米国 NRC 主催 Regulatory Information Conference の調査

2013年3月12日から14日にかけて米国 Maryland で開催された米国原子力規制委員会(US-NRC)主催の Regulatory Information Conference(略称 RIC)に参加し、安全規制に係る最新情報を収集した。会議プログラムについては、別添資料に示す。今回の調査は、米国における安全規制の全体の動きを把握すること、ならびに特に福島第一原発事故後の安全研究の動向を把握することを主目的として情報収集した。

3. 4. 1 プレナリーセッション

RIC のプレナリーセッションは、日米それぞれの原子力規制委員会委員からの講演であった。わが国からは現在策定が進められている新安全基準の骨子について、米国からは福島原発事故から汲みとるべき教訓と国際的な取組み、そして安全規制機関で求められる人材の要件や人材育成策に関する説明がなされた。以下に各セッションの講演概要を記した。

(1) 日本の新安全規制基準【特別セッション】

日時	2013年3月13日 12時00分～13時00分
発表者	Toyoshi FUKETA, Commissioner, Nuclear Regulation Authority (NRA), Japan

わが国の原子力規制委員会委員のひとりである更田氏から、新安全規制基準の骨子についての講演がなされた。福島原発事故後、わが国の原子力規制体制の再構築が進み、経済産業省から独立した原子力規制委員会が新たに組織されたことを冒頭で説明した後、原子炉等規制法の改正事項の紹介がなされた。

原子炉等規制法では、シビアアクシデントを考慮した安全規制への転換のために、保安措置にシビアアクシデント対策が含まれることが明記され、法令上の規制対象になったこと、40年運転制限を導入したことについての説明がなされた。40年運転制限については、基準適合を条件に1回に限って20年以内の延長を認可される可能性がある。

新安全基準策定についても、その基本方針が説明された。まずは、深層防護の考え方の徹底である。つまり、目的達成に有効な複数の（多層の）対策（防護策）を用意し、かつ、それぞれの層の対策を考えるとき、他の層での対策を忘れ、当該の層だけで目的を達成させる必要がある。当該層より前段にある対策は突破されてしまうものと想定するのである（前段否定）。

また、安全確保の基礎となる信頼性の強化である。火災防護対策を強化し、内部溢水対策を導入すること、安全上特に重要な機器を強化すること（長時間使用する静的機器の共用を排除）である。

そして、自然現象等による共通原因故障に係る想定とそれに対する防護対策を大幅に引き上げることを要求している。具体的には、地震や津波の評価の厳格化、津波浸水対策の

導入である。新安全基準は、多様性・独立性を十分に配慮することを求めている。

講演の後半では、炉心損傷防止対策、シビアアクシデント対策、格納容器破損防止対策など、わが国の規制機関で要求している対策の説明がなされた。

(2) Kristine L. Svinicki の見解

日時	2013年3月12日 10時30分～11時15分
発表者	Kristine L. Svinicki, Commissioner, NRC

スヴィニキ (Svinicki) 氏は、5人の米国 NRC 委員のうちの一人であり、2012年6月、二期目の再任を果たした。

同委員はまず、冒頭において福島事故後の教訓を反映するための国際的な取り組みについて述べた。同委員は、NRC が、INPO、WANO 等の業界団体、および国際社会との協力活動を通して、福島事故のレビューを継続的に実施し、原子力安全の改善に向けた取り組みを行っていること、そして、その一例として「原子力安全条約 (Convention on Nuclear Safety)」にかかる活動を紹介した。

また、2012年、75カ国が参加する原子力安全条約の第2回目会議が開催されたが、同委員は、同会議での主な論点として、以下の4点を挙げた。

- ・ 安全でサステナブルな原子力プログラムの実現には、オープンで透明性のある、独立した規制当局が必要である。
- ・ 各国は、自国の規制プログラムを審査し、福島事故の教訓を反映すべきである。また、事故の予防策や被害の最小化に向けた対応策を盛り込んだ規制やプログラムを立ち上げるべきである。
- ・ 福島事故後、各国は自国の規制プログラムの技術面を審査しており、今後も政府は、原子力安全の向上に向けた取り組みを継続する。
- ・ 福島事故は、除染作業および廃炉の重要性を提起した。

また、同委員が、日本で現在進められている新たな原子力安全規制の検討について言及し、事業者における現場の視点を反映した制度づくりの重要性を訴え、産業界の視点を考慮した安全規制の枠組みを支援する姿勢を示したことは、日本の原子力エネルギーにかかるステークホルダーにとって注目に値する。質疑応答においては、NEI や INPO 等、産業界との関係を維持しつつ独立した組織として規制を行う NRC の在り方について、技術的な専門知識を持つステークホルダーとの対話の重要性を改めて認識した。

(3) 政策形成におけるエンジニアの教育

日時	2013年3月12日11時15分～12時
発表者	George Apostolakis, Commissioner, NRC

講演者であるアポストラキス (Apostolakis) 氏は、NRC 委員の1人で、リスク分析の権威として学術分野で活躍、その専門性を現在、委員としてNRCの安全規制へと活かしている。NRCはこれまで、リスク情報に基づく科学的な分析、RPA手法を安全規制の多様な側面に取り入れてきたが、同委員は現在、福島事故後に組成された短期タスクフォースの提言のひとつである、深層防護とのバランスのとれたリスク分析の活用を目指し、新たなリスク分析にかかる規制枠組みの作成をリードしている。

PRAの促進を命題とするアポストラキス委員であるが、今回のRIC講演においては、あえて同分野を焦点とせず、「政策形成におけるエンジニアの教育」と題し、技術者として学術分野で専門性を高めた同委員自身が、科学と政策形成の双方を扱うNRCの委員として学んだ、科学的見地に基づく独立したNRCの政策形成のあり方や、多様な技術的見解にオープンな姿勢を維持する安全文化のあり方等についての見解を述べた。

同委員は講演で、NRCの技術スタッフは、多分野における知識を持ち合わせている必要があると述べた。数式を解く能力のみならず、規制の枠組みやその目的を理解していることが求められる。NRCの委員となる前は、原子炉防護関係の委員として15年務めたが、そこで見たNRC技術スタッフの高い専門知識を、彼は評価している。NRCには、多様な分野での経験や実績を持つ非常に有能な人材がNRCに集結している。

講演を通して同委員は、NRCの規制組織としての理念を、委員として過ごした数年間の自信の経験に基づき語り、オープンで透明な規制組織を維持するためのNRCの取り組みをアピールした。質疑応答では、福島事故を受けたPRA規制枠組みの再検討の状況、および日本における新規制検討にかかるPRAアプローチのあり方についての見解や姿勢を示した。

3. 4. 2 個別セッション

個別セッションとしては、福島第一原発事故後の安全研究の動向を中心に、安全規制に係る最新情報の調査を目的に以下のセッションに参加した。本節では、セッション毎の概要をまとめた。以下に示す各セッション名の右端の数字は、本報告書の該当項目を示す。

- シビアアクシデントコード解析および福島事故対応活動 (T3) : (1)
- 小型モジュール炉 -現在の動向- (T10) : (2)
- 福島事故後における国際的な研究開発動向 Part1 (W15) : (3)
- 福島事故後における国際的な研究開発動向 Part2 (W21) : (4)
- 長期運転および後続の運転許認可更新の研究 (TH25) : (5)
- 安全文化向上への取組み (TH36) : (6)

(1) シビアアクシデントコード解析および福島事故対応活動 (T3)

日時	2013年3月12日1時30分～3時
発表者	Randall O. Gauntt, Manager, Severe Accident Analysis Department, Sandia National Laboratories
	Hossein Esmaili, Senior Reactor Systems Engineer, Division of Systems Analysis, RES/NRC
	Yu Maruyama, Group Leader, Risk Analysis and Applications Research Group of Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan
	Keith Compton, Senior Systems Performance Analyst, Division of Spent Fuel Alternative Strategies, NMSS/NRC

NRC は、原子力発電所におけるシビアアクシデントの解明やソースターム評価を目的とした解析コードを利用している。同セッションの発表者はそれぞれ、福島事故対応活動を含めた、これらの解析コードの多様なアプリケーションを紹介した。

最初の発表は、MELCOR コードの紹介であった。MELCOR は、軽水炉発電所におけるシビアアクシデントの進展をモデル化する解析コードである。MELCOR は、燃料棒やキャニスター等、発電所の全ての構造をモデル化する事ができる。シビアアクシデント時に、上部から多くの汚染物質が漏れ出る可能性がある格納容器も、同モデルに含まれている。発表では、福島事故の進展および MELCOR の解析結果が紹介された。

次の発表は、MELCOR による使用済燃料プールモデル事故の解析事例の紹介であった。NRC は MELCOR モデルを、使用済燃料プール・スコーピング・スタディ (Scoping Study) において活用している。この研究は、燃焼度の異なる燃料を保管した使用済燃料プールの違いが生む安全性の差を調査するための研究である。これには、①多くの発電所の現状を反映させたシナリオ (燃焼度が高い)、②使用済燃料を通常よりも早く保管施設に移動させている場合のシナリオ (燃焼度が低い)、という 2 つの条件が考慮された。MELCOR のモデルは、使用済み燃料プール事故解析に対する適切なアプローチであると結論付けている。

三番目の発表は、THALES 2 コードおよび KICHE コードについてであり、発表者は、日本の JAEA の丸山結氏であった。THALES 2 コードは、統合的なシビアアクシデント解析コードであり、過去の研究に複数例で応用されている。これには、多様な事故シーケンスにおけるソースターム解析、またソースタームの不確定性解析等が挙げられる。THALES 2 コードは、レベル 2 PSA のためのソースターム解析を実施することを目的として、JAEA で開発された。同コードの改善への取り組みは現在も続けられている。一方、KICHE コードは、機器特性、ヨウ素反応化学、格納容器、シビアアクシデントの条件などを解析するための

ものである。KICHE コードの有用性は、国内外の研究プログラムを通して実証されている。今後、OECD および JAEA は共同で、福島事故の解析を進める予定である。JAEA は KICHE コードを利用して、ヨウ素化物の形成等を分析する予定である。

最後の発表は、MACCS コードについてであった。MACCS は、それまで使用されていたコードと比較して、大量のパラメータを反映できるという点で、優れた柔軟性を備えていたが、1997 年には、MACCS 2 が開発され、柔軟性は更に向上した。MACCS 2 は通常、深刻な原子炉のシビアアクシデントを評価するために使用される。また、使用済み燃料プール等、放射性物質の漏れが生じる可能性のある多様な要因をモデル化することができる。

(2) 小型モジュール炉 ー現在の動向ー (T10)

日時	2013 年 3 月 12 日 3 時 30 分～5 時 00 分
発表者	Joyce Connery, Director, Nuclear Energy Policy, Office of International Economics, National Security Council
	Douglas Walters, Vice President, Regulatory Affairs, Nuclear Energy Institute
	Rebecca Smith-Kevern, Director for LWR Technology, Office of Nuclear Energy, DOE
	Peter Hastings, Director of Licensing, Generation mPower LLC
	Dan Stout, Senior Manager, SMR Technology, Tennessee Valley Authority

DOE では、小型モジュール炉(SMR)の開発推進プロジェクトとして、SMR の設計やライセンス取得および商用化を支援している。

同プロジェクトは、2022 年までに SMR が米 NRC の許認可を受け、商用操業を開始するという目標の実現に向け、民間会社に対し DOE が資金的支援を行うもので、DOE がプロジェクト総額の最大半分までを負担する。

当該セッションでは、米国原子力産業における SMR の活用展望、現在の開発動向、DOE によるライセンステクニカルサポートプログラム、そして、Babcock & Wilcox 社による mPower プロジェクトの動向などについての報告がなされた。

mPower について、Babcock & Wilcox 社社固有のワنسスルー型の蒸気発生器技術を使った原子炉で空冷復水器を有する。TVA といった電力会社から支持を得ているので、NRC の審査のプライオリティが高い。

(3) 福島事故後における国際的な研究開発動向 Part1 (W15)

日時	2013年3月13日 13時30分～15時00分
発表者	Brian W. Sheron, Office Director, RES/NRC
	Jean-Claude Micaelli, Safety Research Director, IRSN, France
	Masashi Hirano, Associate Vice-President, JNES, Japan
	Keijo Valtonen, Assistant Director of Nuclear Reactor Regulation, STUK, Finland
	Javier Reig, Head, Nuclear Safety Division, OECD/NEA

福島事故をふまえ、各国や各機関で進められている安全研究プロジェクトの概要を、当該プロジェクトの担当者から報告がなされた。報告のあったプロジェクトの実施機関と主な研究・取組みは以下のとおりである。

- 米国 NRC：シビアアクシデント緩和対策（フィルタードベント、水素発生量制御、全交流電源喪失）、使用済燃料プール対応、レベル3 PSA
- 仏 IRSN：深層防護に基づいた厳格な安全対策、地震・津波対策、PSA
- 日 JNES：津波評価、福島原発の事故解析（ソースターム評価、環境影響）、CVの効果的な冷却、海水注入、使用済燃料プールにおけるLOCA、安全文化評価方法、近隣住民の放射線影響
- フィンランド STUK：オルキルオトとロビーサ発電所のシビアアクシデント対策
- OECD/NEA：アクシデントマネジメントとその解析、人的および組織的要因、機器の健全性、リスクアセスメント、CSNI

(4) 福島事故後における国際的な研究開発動向 Part2 (W21)

日時	2013年3月13日 15時30分～17時00分
発表者	Frank-Peter Weiss, Scientific-Technical Director, Gesellschaft fuer Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Germany
	Won-Pil Baek, Vice President, Nuclear Safety Research, KAERI, Korea
	Lennart Carlsson, Director, Department of Nuclear Power Plant Safety, Swedish Radiation Safety Authority, Sweden
	James Lyons, Director, Division of Nuclear Installation Safety, IAEA

福島事故をふまえ、各国や各機関で進められている安全研究プロジェクトの概要を、当該プロジェクトの担当者から報告がなされた。報告のあったプロジェクトの実施機関と主な研究・取組みは以下のとおりである。

- 独 GRS：福島原発の事故解析、水素爆発を含む熱流動解析、使用済燃料プールのシビアアクシデント対策、自然災害への対応策
- 韓 KAERI：ヒートシンク喪失時の熱流動解析、熱流動の先進的なシミュレーション技術、シビアアクシデント解析コード開発、フルスコープのリスクアセスメント、
- スウェーデン SRSA：設計基準超事象への対策（全交流電源喪失、LOCA）、リスク重要度に基づいたアクシデント事象（APRI プロジェクト）、ストレステストの活用策
- IAEA：国際耐震安全センターの取り組み（地震、津波、火山、複数プラントへの対応、パブリックコミュニケーションなど）

(5) 長期運転および後続の運転許認可更新（ライセンスリニューアル）の研究（TH25）

日時	2013 年 3 月 14 日 8 時 30 分～10 時
発表者	Yoira K. Diaz-Sanabria, Branch Chief, Division of License Renewal, NRR/NRC
	Richard Reister, Program Manager, Office of Nuclear Energy, U.S. Department of Energy
	Sherry Bernhoft, Program Manager, Long-Term Operations, Electric Power Research Institute
	Jan van der Lee, Director, Materials Ageing Institute, France

NRC による規制では現在、原子力発電所の 40 年間の運転許認可を、さらに 20 年間更新することが可能となっている。このため NRC では、60 年間を越える原子力発電所の運転許認可にかかる、規制上の意思決定に必要な将来的枠組みの策定に取り組んでいる。また原子力業界も、発電所の運転期間を 60 年以上延長するための研究を行っている。これらの研究は、長期間にわたって放射線と高温にさらされる設備、構造物、機器（SSC）の経年劣化メカニズムの解明と予測、および経年劣化軽減の取り組みを定義することを目的としている。また、原子力発電所の安全な運転にとって極めて重要な、SSC の長期運転、および NRC による原子力発電所運転許認可の更新にかかる技術基盤を提供することも狙いである。同セッションでは、これらの研究にかかる政府や産業界の取り組みに加え、国際的な観点と経験が共有された。

また、本セッションでは、EPRI による長期運転プログラムの紹介がなされた。EPRI は、2 回目の運転許認可更新には、発電所の安全運転の継続を保証する確固たる技術基盤が必要となることに同意している。そのため、EPRI は 2009 年に、「長期運転プログラム」（Long-Term Operations Program : LTOP）を策定した。長期運転プログラムの目標の 1 つは、2014～2019 年の間に有用な成果を出し始めることがある。各電力会社は、自社の発電所の運転寿命に関して 60 年を越えて延長を追求するか否かという重要かつ高いコスト

伴う決断を迫られており、その経済性からこうした期限（目標）が必要と判断した。発電所の延命にかかる決定には、多くのリスクが伴うが、そのため、EPRI のプログラムは、電力会社による決定を支援するだけでなく、将来の長期運転プログラムの基盤も形成するよう設計されている。

また、DOE からの講演では、原子力発電所の長期運転には、安全性と経済性といった、2つの側面の考慮のもとでの包括的なプログラムの紹介がなされた。同プログラムには、数多くの技術分野を分類しており、材料、I&C 系、リスク安全特性評価、燃料に加えて、その他の全ての領域をカバーする、システム解析と新規課題などを挙げている。最後の技術分野の分類には、福島原発関連の課題も含まれている。DOE は、EPRI と密接に連携してこのような研究に取り組み、これらの全てのプロジェクトの成果から得た教訓を学び、これを電力会社と共有することが重要であると認識している。

6) 安全文化向上への取組み(TH36)

日時	2013 年 3 月 14 日 10 時 30 分～12 時 00 分
発表者	Undine Shoop, Branch Chief, Division of Risk Assessment, NRR/NRC
	John Nagy, Assurance Director, Nuclear Fuel Services, Inc.
	Ron Elsasser, Deputy Director for Performance Improvement and Learning, Advanced Test Reactor Programs, Batelle Energy Alliance, Idaho Natl. Lab
	Stephanie Morrow, Human Factors Analyst, Division of Risk Analysis, RES/NRC and Kenneth Koves, Principal Program Manager, INPO

当該セッションでは、米国で実施されている安全文化向上のための取組みについての報告がなされた。

米国では、NRC が原子力発電所の安全文化に着目した評価を実施しているが、この評価では、発電所に対する検査 (Reactor Oversight Process ; ROP) における指摘事項について、その発生につながった安全文化面の問題点が指摘されている。発電所の安全文化を評価し、その結果を公開するものである。ROP の検査結果を詳しく見れば、米国の発電所が、問題点を特定し、これを解決する活動である是正措置プログラムについて、その改善のために多大な労力をかけていることが分かる。

本セッションは、NRC の評価プロセスを中心に、関係機関の取組とその成果の概要について説明がなされた。

3. 5 国際シンポジウムの開催・運営

3. 5. 1 プログラム企画

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全対策の高度化を、国際的な協力関係の下で推進していくことを念頭に、国際機関を含む海外の主要機関とのネットワークの構築と今後の発展的な国際協力の展開を目的とした国際シンポジウムを企画・開催した。

平成 24 年度は、米国、仏国、ならびに OECD Halden-Project から講演者を招聘した。米国は、アイダホ国立研究所(INL)および原子力エネルギー協会(NEI)、仏国は、放射線防護原子力安全研究所(IRSN)から、それぞれアクシデントマネジメントに係る取り組みならびに福島事故後の安全研究の動向に係る講演が行われた。OECD Halden-Project からは、Norway に所在する Halden 炉を用いた国際プロジェクトの他、仏国に本部を置く OECD/NEA の活動概要も含めて講演がなされた。日本からは、経済産業省の他、日本原子力研究開発機構ならびに電力中央研究所が取り組んでいる安全研究の概要を報告した。また、米国エネルギー省(DOE)からの招聘者がパネルディスカッションに加わった。

今回企画した国際シンポジウムのプログラムを表 3. 4-1 に示す。

表 3.4-1 国際シンポジウムのプログラム

【日時】
2013年3月5日 13:30-17:40
【場所】
東京大学 武田先端知ビル5階 武田ホール
【プログラム】
Opening
13:30-13:35 開会挨拶（上田、資源庁原政課）
Session 1: 講演
13:35-13:55 日本における安全対策の高度化に向けた取り組み（松井、エネ総工研）
13:55-14:25 米国におけるシビアアクシデント対策の向上に係る安全研究プログラムの概要（C. Smith, INL）
14:25-14:55 EUにおけるSARNETプログラムの概要（D. Jacquemain, IRSN）
14:55-15:25 米国におけるFLEX施策の概要（J. Colgary, NEI）
15:25-15:55 安全対策高度化に資する国際共同プロジェクトの取り組み（C. Vitanza, OECD Halden-Project）
15:55-16:15 休憩
Session 2: パネルディスカッション
16:15-17:40 アクシデントマネジメントプログラムの高度化と技術基盤の整備に資する国際協力のあり方
座長： 関村、東大
パネリスト： 松井、エネ総工研
R. Furstenau, DOE
D. Jacquemain, IRSN
J. Colgary, NEI
C. Vitanza, OECD Halden-Project
Closing
17:40 (事務局)

3. 5. 2 結果概要

(1) 参加者

日本原子力学会ならびに日本保全学会の会員に配信される各学会のメーリングリスト等を活用して、参加者を募集した。結果、事務局を除き 83 名のエントリー参加があった。参加者の構成は以下の通りである。

一般参加者 : 73 名

講演者・座長 : 7 名 (海外 5 名、国内 2 名)

招待者 : 3 名 (安全対策高度化技術検討会委員+技術マップ策定部会 WG 主査)

計 : 83 名

(2) 講演・ディスカッション概要

講演ならびにパネルディスカッションを通じて、主要国のアクシデントマネジメントに係る取り組みならびに福島事故後の安全研究の動向の最新情報を得た。

米国 INL からは C. Smith 氏が講演を行い、シビアアクシデント対応の研究開発の活動の視点として、「設計」「事故対応」「運転対応」の 3 点を挙げ、設計に関しては改良モデルとシミュレーションならびに事故耐久性の高い燃料開発の課題が示された。また、事故対応として、安全規制側からの推奨事項への対応ならびに FLEX 戦略の特長について言及がなされた。さらに運転対応として、炉心冷却ならびに運転員訓練のあり方について方向性が述べられた。具体事例として、ヒューマンファクターに係る訓練システム、モデリング&シミュレーション、ならびに多数の安全対策に係る国際共同プロジェクトについて、説明がなされた。

仏国 IRSN からは D. Jacquemain 氏が講演を行い、SARNET プログラムの特徴ならびに仏国での福島第一原発事故を踏まえた R&D の優先度付けに係る内容を概説した。前者については、データベースシステムとして DATANET が有効に機能していること、解析評価の統合コードとして ASTEC というものに集約がなされていること、SARNET プログラムがシビアアクシデント研究に対するリーダーシップのポジションを担っていること、また同プログラムが若手への知識の普及に貢献していることなどについて紹介がなされた。後者については、炉心冷却評価、圧力容器外被覆デブリ冷却、水素等爆発リスク、ソースターム評価、フィルタードベンドシステム、プールスクラビング、使用済燃料プールシナリオに関する R&D の優先度が高いことが課題も含めて紹介された。

米国 NEI からは J. Colgary 氏が講演を行い、福島第一原発事故後に米国内で発生した外部ハザード影響の事例として、Browns Ferry でのトルネードによる外部電源喪失、Missouri River での洪水、ならびに North Anna での地震の紹介がなされ、いずれも福島第一原発事故の教訓を反映して適切な対応が取られたという説明がなされた。また、将来の原子力エネルギー利用の要求事項として、「公衆安全」「環境保護」「経済的セキュリティ」の 3 つの

要素のバランスが重要であること、FLEX 戰略策定を通じた提言としては、多様性を有する安全対策が有効であること、現行の設計に対する安全裕度の増強はミスリードを生むこと、可搬型装置によるセキュリティ対策を過酷事故緩和の基盤として捉えること、想定外への柔軟さが必要であることが示された。また、安全文化の重要性が指摘され、その中で組織リーダーの必要性とその要件として、以下が示された

- ・ 新たな情報のクリエッジインパクトの潜在性の理解
- ・ 技術的困難さの予測とタイムリーな新たな情報の理解
- ・ 低頻度高影響度イベントへの緊急時対応の準備
- ・ 原子炉運転に対する独立した監視の重要性の認識
- ・ 安全の継続的向上を促す事業構造の確保

OECD Halden-Project からは、C. Vitanza 氏が講演を行い、Halden Project は OECD/NEA の傘の下での独立プログラムとして実施されており、燃料・材料研究（照射）とヒューマンファクター研究に強みがあること、また独立採算で実施されている結果、国際協同プロジェクトが多数実施されており、そのプロジェクトマネジメントの豊富な経験を有していることなどが紹介された。その上で、福島第一原発事故後の Halden Project の貢献可能性分野として、以下が挙げられた。

- ・ 革新的被覆管材料開発と被覆管材料データベース
- ・ LOCA およびシビアアクシデントコード開発（高温試験、放射能放出評価）
- ・ 計装技術開発
- ・ ヒューマンパフォーマンス研究、組織危機管理

上記の講演後、上述のパネリストの下、パネルディスカッションが行われた。座長の関村氏から、「アクシデントマネジメント（AM: Mitigation, Management, Recovery）」「R&D と協力・調整（国内、二国間、国際）」「将来同様のシンポジウムを実施する際の提言（R&D やコミュニケーションの促進）」の 3 つの論点が設定され、フロアを含めて活発な議論が展開された。その中で出された主な意見、コメントを以下に整理して示す。

- ・ ハード指向ではなくマネジメント指向であるべき
- ・ ベストプラクティスや訓練の共有が必要
- ・ 水素爆発は現象を追う R&D 指向ではなくリスクマネジメントが重要
- ・ 津波が主要機器を損傷させた福島の教訓は、米国では洪水対策に生きている
- ・ 高性能コード開発に伴って、それを評価する方法論の確立が必要
- ・ 世界的に研究開発資金が厳しい中、リソースの国際的プールを提案

- AMはgeneralな部分もあるが、site specificで考えるべき
- 仏国のストレステストはリファレンスに照らして統一的に検証。一方でサイトごとの評価も重要視
- 国ごとにニーズが異なり、どのR&Dが優れているという見方はできない
- SARNETのような大規模プロジェクトは、目的意識の共有が重要
- How safe is enough?という議論が重要。そこではコストベネフィットの観点も入る。
- 安全を語る上では評価の「定量値」が重要
- 日本の国際的なレベルでのコミュニケーション、OECD/NEAのPJへの貢献を期待

4. 原子力安全対策高度化技術マップの作成

4. 1 技術マップ策定の背景

福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、様々な分野で原子力安全に係る見直しが進められている。例えば、日本原子力学会は2011年9月に標準委員会の傘下に原子力安全検討会原子力安全分科会を設けて、原子力に携わる者全員が抱って立つべき原子力安全の目的と基本原則について検討を開始している。また、原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故の教訓や最新の技術的知見、IAEA等の国際機関の定める安全基準を含む海外の規制動向等を踏まえた新たな規制として、発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準を策定中であり、2013年7月の公布・施行を予定している。このような原子力安全の概念や規制体系の見直し等に見られるように、放射線リスクを生じる施設や活動、あるいは放射性被ばくを低減させる活動に係る個人または組織は、福島第一原子力発電所事故の経験や教訓を踏まえて、新しい原子力安全に対する責務を果たさなければならない。

以上の背景を踏まえ、原子力安全の高度化に資する研究開発に関しても、その内容や位置づけを再検討することで、原子力の安全性向上に取り組んでいくことが必要となる。その際、産学官が技術戦略における各々の役割を鑑み、必要に応じて連携することが必須である。例えば、規制基準の枠にとらわれない技術開発（将来的に安全高度化に資することが期待される技術開発や国際的なニーズへの対応など）や、技術全体を支える基盤部分では、産業界のみでは十分な対応が難しい局面があり得ることから、国が適切に支援しながら、産学官がそれぞれの役割を担い、必要に応じて協力しながら研究開発を実施することが望ましいと考えられる。

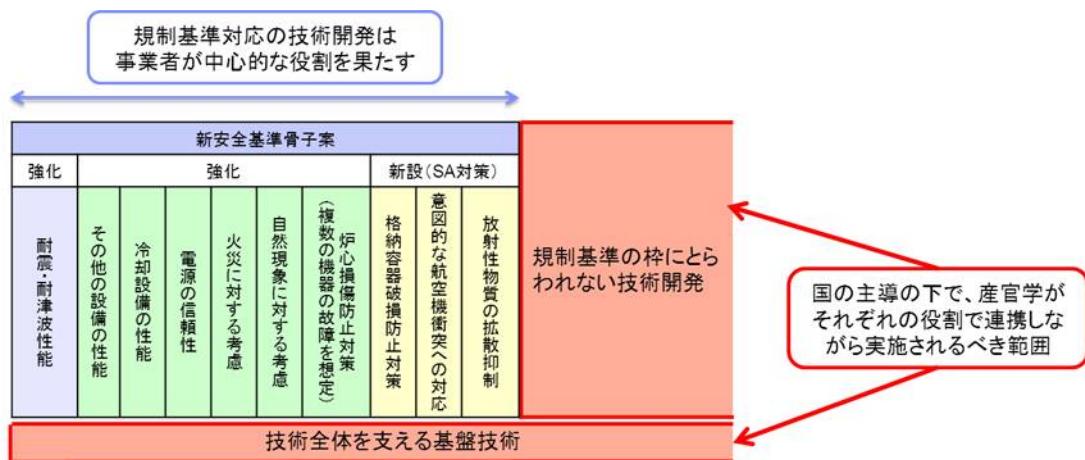


図 4.1-1 技術開発における産学官の役割分担イメージ

そこで、原子力安全対策高度化に係る技術開発に当たっては、安全の高度化に向けて行うべき研究開発の全体像を描いた上で、国として実施を支援すべき研究開発課題について

検討の上で実施することが望ましい。そのためには、原子力安全の高度化に向けた取組について、技術の観点からどのような課題が存在しその課題解決に向け産学官がどのように取り組んでいくべきか全体を網羅した「技術マップ」を作成して、産学官で広く共有することが求められる。また、技術マップは策定後も、社会的ニーズや最新の技術的課題を踏まえながら、継続的に修正を行うことが必要である。

4. 2 既存の技術戦略マップの概観と安全対策高度化技術マップ策定方針

4. 2. 1 既存の技術戦略マップの概観

一般的な技術マップの位置づけは、導入シナリオ・技術マップ・ロードマップの3階層で構成される「技術戦略マップ」と呼ばれるものの2階層目にあたる。「導入シナリオ」とは、技術戦略マップが対象とする分野が、社会的ニーズに対してどう応えるか、目標などを設定するものである。「技術マップ」とは、対象分野の課題を俯瞰的に整理して、産・学・官などのステークホルダーがどのような分担、協力で取り組むかを示したものである。「ロードマップ」とは、技術マップの挙げた課題同士をつなげながら、技術開発や取り組みのホールドポイントやマイルストーンを時間軸で表したものである。また、既存の技術戦略マップは、その前段の準備として、対象分野を取り巻く背景や技術を俯瞰して、課題の体系化や重要課題を分類する「検討マップ」とも言うべきマップが用意されることが多い。

以上から、技術マップを策定するためには、その前段となる検討マップと導入シナリオの策定が合わせて求められる。そのため、本項において、既存の検討マップ、導入シナリオ、技術マップについて、概要や特徴を整理する。

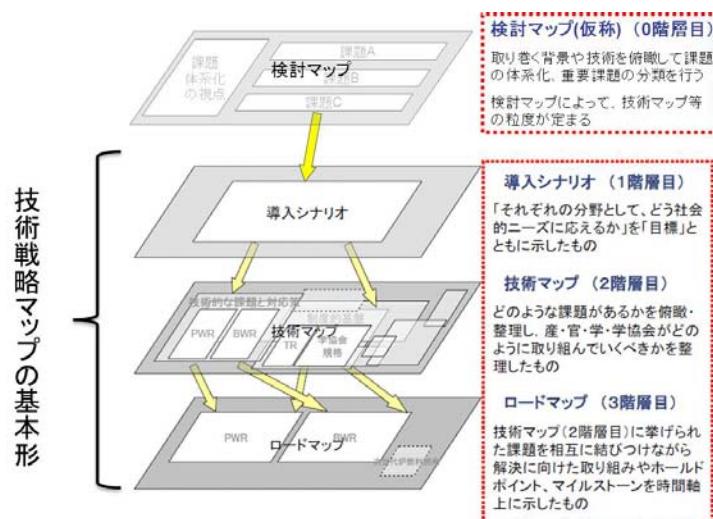


図 4. 2. 1-1 技術戦略マップにおける技術マップの位置付け

出所) 原子力安全委員会「原子力分野における研究開発への期待-技術戦略マップの活用」より作成

(1) 既存の検討マップ

既存の技術戦略マップから、検討マップに類するものを以下に整理する。

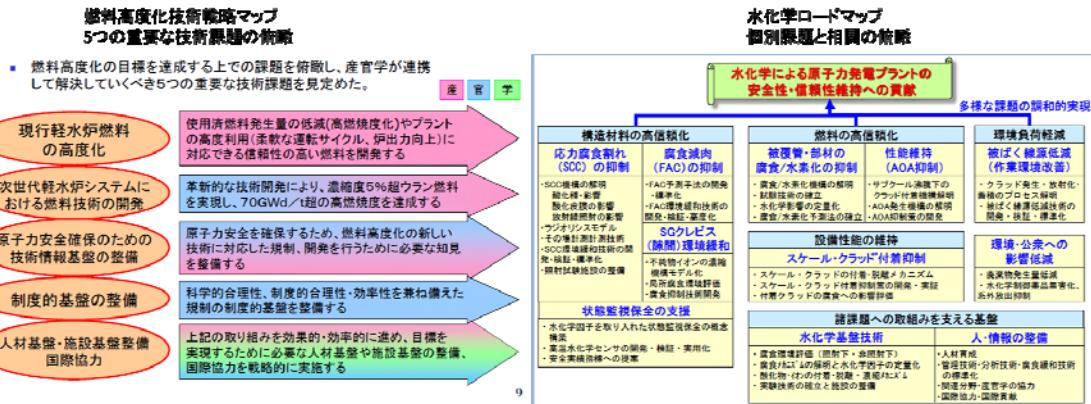


図 4.2.1-2 既存の検討マップ

出所) 燃料高度化技術戦略マップ 2008-2009、水化学ロードマップ 2009 のフォローアップ状況について

表 4.2.1-1 既存の検討マップの特徴

分野	検討マップの特徴
燃料高度化技術戦略マップ 2008-2009	課題を俯瞰することで 5 つの重要課題を定め、それぞれについて技術マップを作成
高経年化対応技術戦略マップ 2009	最初に 4 大項目を俯瞰した課題の体系化を行ったあと、大分類で一つの技術マップを作るもの、個別項目で技術マップを作るものに分けている
水化学ロードマップ 2009	最初に個別課題と相関を整理したのち、中分類ごとに技術マップを作成

既存の検討マップは、取り巻く背景や技術を俯瞰して課題の体系化、重要課題の分類を行っている。また、上記に挙げた既存の検討マップでは、大分類や中分類などの分類ごとに技術戦略マップが策定されている。すなわち、検討マップにおける課題のグルーピングによって、技術戦略マップに表される技術課題の対象とする範囲や産学官の役割分担など、技術戦略マップの捉えるべき粒度が規定されることになる。そのため、技術マップを策定する上では、検討マップの策定が非常に重要となる。

(2) 既存の導入シナリオ

既存の導入シナリオを以下に整理する。

既存の導入シナリオにおいて主な項目は、課題の背景や現状分析と、目標や研究方針などである。また、導入シナリオの段階で産学官の役割分担について触れているものもある。また、検討マップに示した大分類や中分類ごとに導入シナリオを策定するものもあれば、燃料高度化技術戦略マップのように共通の導入シナリオを策定して、技術マップや導入シナリオは個別に策定するものもある。

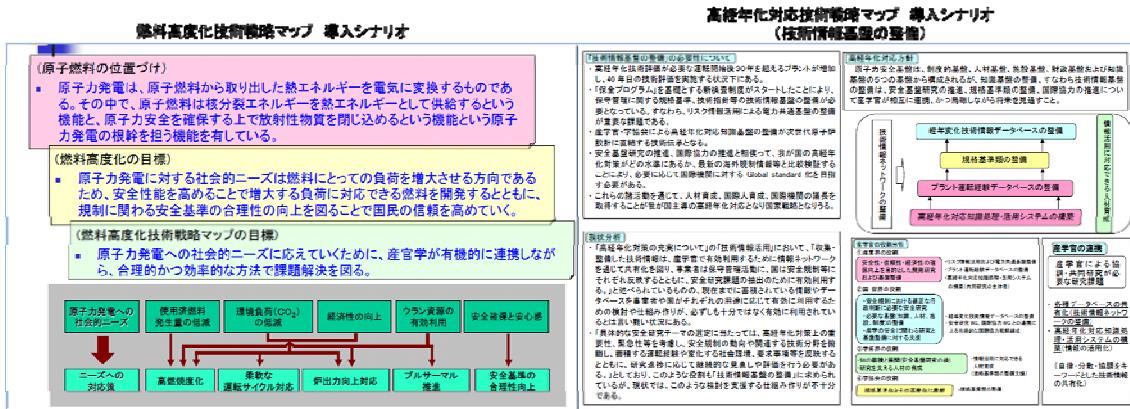


図 4.2.1-3 既存の導入シナリオ

出所) 燃料高度化技術戦略マップ 2008-2009、高経年化対応技術戦略マップ 2009

表 4.2.1-2 既存の検討マップの特徴

分野	導入シナリオの特徴	
	項目	補足
燃料高度化技術戦略マップ 2008-2009	<ul style="list-style-type: none"> ●燃料高度化の目標 <ul style="list-style-type: none"> ・原子燃料の位置付け ・燃料高度化の目標 ・燃料高度化技術戦略マップの目標 ●燃料高度化の効果（試算） ●次世代軽水炉燃料開発との連携 	<ul style="list-style-type: none"> ●技術マップとロードマップは課題毎だが、導入シナリオは共通
高経年化対応技術戦略マップ 2009	<ul style="list-style-type: none"> ●概要 ●現状分析 ●研究方針 ●概念図 ●産学官の役割分担 ●産学官の連携 	<ul style="list-style-type: none"> ●導入シナリオは課題毎に設定 ●導入シナリオは課題ごとに設定
水化学ロードマップ 2009		
熱水力ロードマップ 2008	<ul style="list-style-type: none"> ●課題 ●時間軸（設計～運転開始） ●産学官の役割分担 	<ul style="list-style-type: none"> ●導入シナリオの分類は、新型炉、新型炉+現行炉、現行炉、基盤

(3) 既存の技術マップ

既存の技術マップを以下に整理する。

高経年化対応技術戦略マップ 技術マップ (技術情報基盤の整備)

中項目	技術課題	番号	概要	実施時期	役割分担 ¹¹ (実施／資金)	必要とする理由
技術情報ネットワークの整備	高経年化対策に係る技術情報基盤ネットワークの構築	K12	産学官による共有化知識基盤の整備として、高経年化技術評価に必要な審査マニュアル等の技術資料集、経年劣化事象別の妥当性評価(技術的根拠)等の国内情報ネットワークを構築する。	2005-2019 (H17～H31) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学官／ 産官	技術情報調整委員会(情報基盤 WG、安全研究 WG、国際協力)を通じて、産学官による自律、分散、協調による成果、活動を共有化するためシステムを構築する。
	海外技術情報基盤ネットワークの構築	K13	アジアにおける高経年化技術情報の収集と我が国の高経年化技術情報を活用した支援のためのネットワーク構築を行う。	2005-2019 (H17～H31) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学官／ 産官	アジアを中心とする原子力発電所の高経年化対策に係る国際協力・支援のための情報ネットワークの構築を行う。
高経年化対応知識処理・活用システムの構築	高経年化対応知識の抽出・構造化研究	K14	高経年化対応技術は膨大かつ広範囲である。この情報から貴重な知識を抽出する方法および抽出した知識を産学官で活用するための適用化研究を行う。	2008-2010 (H18～H22) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学／ 産官	収集整備した膨大な知識・情報から正確な情報を迅速に収集し活用するための適用化研究を産官による自律、分散、協調をキーワードとして実施する。
	産学官知識・情報収集システムの構築	K15	IT やオンライン、データマイニング等の工学技術を活用し、分散した膨大な情報からの類似情報の収集・共有化を図るためにのシステム構築を行う。	2008-2010 (H18～H22) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学／ 産官	情報活用化を目的としたシステム構築を行う。
	高経年化対応知識処理・活用システムの構築	K16	情報収集から情報活用のためのシステム構築を行う。	2008-2010 (H18～H22) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学官／ 産官	情報活用化を目的としたシステム構築を行う。
	専門的知識(暗黙知)の獲得技術の適用化研究	K17	技術伝承を兼ねた経年劣化事象毎専門家Yellow page の策定を行う。	2008-2010 (H18～H22) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学官／ 産官	専門家が保有する専門的知識(暗黙知)を形式化することにより専門家不足分野の明確化を行うと共に若手専門家育成の重点化を図る。
	国際会議情報の共有化ネットワーク構築	K18	材料劣化、高経年化対策等に関する国際会議情報の共有化による産学官による効率的な海外情報入手の効率化、締結的な国際協力の具現化	2008-2019 (H20～H31) (第Ⅰ～Ⅱ期)	産学官／ 産官	情報を海外から入手するだけではなく、我が国からも情報発信を行い国際標準等に反映することが重要であり、産学官の役割を確認しながら共通認識の下国際協力の活動・展開する。

図 4.2.1-4 既存の技術マップ

出所) 高経年化対応技術戦略マップ 2009

表 4.2.1-3 既存の検討マップの特徴

分野	技術マップの特徴	
	整理軸	補足
燃料高度化技術戦略マップ 2008-2009	<ul style="list-style-type: none"> ●5つのうち、「現行軽水炉燃料の高度化」は、重要特性・挙動、損傷モード、影響度、対応といった観点で、3種類の技術マップを作成 ●整理軸はそれぞれ異なる 	<ul style="list-style-type: none"> ●「現行軽水炉燃料の高度化」の範囲では、シビアアクシデントは扱われていない
高経年化技術戦略マップ 2009	<ul style="list-style-type: none"> ●縦軸は技術課題 ●技術マップの横軸は、概要、実施時期、役割分担、必要な理由で統一されている(燃料高度化技術マップではバラバラであった) 	—
水化学技術戦略マップ 2009	<ul style="list-style-type: none"> ●縦軸は技術課題 ●全ての技術マップの横軸は、課題、概要、役割分担で統一されている 	—
熱水力ロードマップ 2008	<ul style="list-style-type: none"> ●縦軸には「新型炉、新型炉・既設炉、既設炉、基盤」と炉ごとに分類 ●横軸は、課題内容、役割分担、成果など、一般的な技術マップの様式 	<ul style="list-style-type: none"> ●「新型炉・既設炉」には、個別項目としてシビアアクシデント対策がある

既存の技術マップにおいて主な横軸は、概要、実施時期、役割分担などである。また、同分野で複数の技術マップが策定されている場合は、同様の項目で整理されている者もあれば、技術マップごとにそれぞれ異なる項目で整理されているものもある。

4. 2. 2 安全対策高度化技術マップ策定方針

(1) 策定方針の概要

前項で見たように、技術マップの策定においては、その前段となる検討マップと導入シナリオが重要となる。そのため、安全高度化技術マップ策定においても、まず初めに検討マップを作成して技術マップ等の粒度を決めた後、導入シナリオや技術マップの作成に入る。検討マップの作成は、課題の洗い出し、検討マップまとめ方、安全に関する基本的考え方等に適宜立ち戻って議論する。

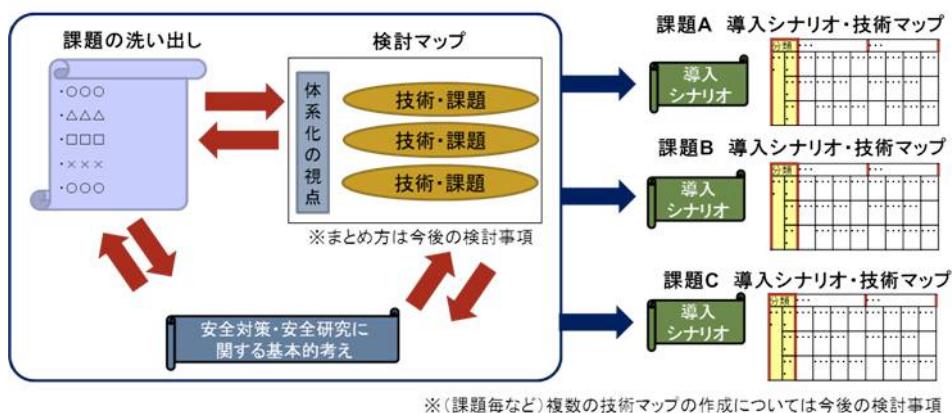


図 4. 2. 2-1 検討マップ、技術マップの策定手順の概略

(2) 検討マップの策定方針

検討マップとは、①技術や課題を漏れなく俯瞰して、②課題の体系化や重要課題の分類を行う。検討マップは、主に以下の2つの作業を繰り返してブラッシュアップする。

- ① 課題を洗い出して漏れのない俯瞰とする
- ② 課題を体系化、あるいは重要課題での分類を行って整理する。

4. 3 アクシデントマネジメントに係る技術的課題の整理

安全対策高度化技術マップ策定のため、今年度は、4.2節の技術マップ策定方針に従い、検討マップの作成作業を実施した。検討マップは、課題の体系化、重要課題の分類を行うためのものであり、技術や課題を漏れなく俯瞰できている必要がある。今年度は、検討マップ作成のために必要となるアクシデントマネジメントに係る課題の洗い出し、それらの課題の整理を実施した。本作業は、主に、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 アクシデントマネジメント技術マップ策定部会ワーキンググループ（以下策定部会 WG）の中で議論、実施された。

以下に実施した作業について述べる。

4. 3. 1 課題の洗い出し

前述の通り、検討マップは技術や課題を漏れなく俯瞰できている必要があるため、課題の洗い出しに係る方針としては、マップありきではなく可能な限り広い視野を持った課題の洗い出しを行うこととした。また、課題の粒度はできるだけ詳細なものとし、重要度の低いものも含むこととした。これらの方針を踏まえ、策定部会 WG において、以下のテーマから既設軽水炉を対象としたアクシデントマネジメントに係る技術や課題の洗い出しを行った。

【テーマ】

① 既存炉に留まらない対策 (Gen-III+、次世代軽水炉、海外事例)

既設軽水炉にも有効と考えられる Gen-III+ や次世代軽水炉における対策や海外における対策の事例も取り入れることとした。

② シビアアクシデント PIRT 等を参照した物理現象ベースでの課題の洗い出し

シビアアクシデント時の物理現象（炉心物質の溶融・移行挙動、デブリの落下・拡がり、水素挙動等）について、知見が不足している等の課題を対象とした。また、事故時の燃料挙動における課題も対象とした。

③ 既存のアクシデントマネジメント策において強化すべき点

BWR、PWR プラントの既存のアクシデントマネジメント策において強化すべき点を検討した。BWR については、福島第一原子力発電所事故を考慮し、同プラントのアクシデントマネジメント策を対象とした。

④ 外部事象を想定した課題の洗い出し、FLEX を参照した課題の洗い出し

地震、津波等の外部事象を想定した際に考えられる課題および米国の原子力産業界が福島第一原子力発電所事故後に事故緩和戦略として提案している FLEX アプローチ（3.3.1 参照）を参照した課題の洗い出しを実施した。

⑤ 福島第一原子力発電所事故に関する報告書等を参照した課題を抽出

福島第一原発事故を受け、関係各機関が報告書等にまとめた教訓や対策を対象とした。参照した文献等を以下に示す。

- ・ 原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－（平成 23 年 6 月、原子力災害対策本部）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（平成 24 年 3 月、原子力安全・保安院）
- ・ 福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）

- ・ 安全対策の主な実施内容（電気事業連合会）
(<http://www.fepc.or.jp/nuclear/safety/tsunami/taisaku/index.html>)
- ⑥ その他の要因からの課題の洗い出し
- 網羅的な課題の洗い出しを行うため、上記①～⑤のテーマに捉われずに、その他の要因として考えられる以下の視点からの課題も検討した。
- ・ 外部環境（多数基、隣接炉、隣接施設、外部サポートへの影響等）
 - ・ 外部との情報・連絡（国、自治体、外部支援、海外）

4. 3. 2 課題の整理

検討マップ作成に先立ち、前項において各テーマ毎に洗い出しがなされた課題の整理を行った。課題の整理軸としては、策定部会 WG での議論を踏まえ、プラント損傷状態、マネジメント区分の 2 軸を用いることとした。さらに、これら 2 軸に与える影響の大きい外的事象は、第 3 軸として別途検討することとした。

表 4.3. 2-1 に整理軸として用いたプラント損傷状態の定義を示す。プラント損傷状態は、シビアアクシデント時の事故進展に沿った時間軸（炉心損傷前後、格納容器機能喪失前後）を表しており、対象となる課題がどの時点に存在するものかを示す。なお、プラント運転停止時及び使用済燃料プールに固有の課題については、必ずしもこの時間軸に沿った分類が適切ではないため、それぞれ固有の分類を追加している。

表 4.3. 2-2 に整理軸として用いたマネジメント区分の定義を示す。マネジメント区分は、洗い出された課題がどのようなマネジメント上の要素と対応付けられているかを示すものである。マネジメント上の要素は、マネジメントに必要となる能力・知識（ソフトウェア）とマネジメントに必要となる支援機能（ハードウェア）の大きく 2 つの分類から成るものとし、また、これに類しない設備・機器（ハードウェア）の新設・改良及び外部支援については、別途項目を追加した。

外的事象は、事故の起因となり、その後の事故進展やマネジメント機能に大きな影響を及ぼす性質を持つ。地震、津波、火災、航空機落下等の様々な外的事象が考えられ、それぞれが影響を及ぼす対象や範囲は多種多様である。このため、今年度はこのような外的事象の洗い出しとそれらの特徴の整理を行った。外的事象についての検討は次節に示す。

以上を踏まえ、洗い出された課題を表 4.3. 2-1、表 4.3. 2-2 に示した 2 軸を用いて整理するための課題取りまとめリストをテーマ毎に作成した。作成した課題取りまとめリストの一部を表 4.3. 2-3 に示す。現状の課題・対策からマネジメント上の具体的課題を抽出、プラント損傷状態、マネジメント区分との対応を記載し、課題 ID を割り当てた。また、各課題が事象進展の把握、防止、緩和の何れを目的とするかについても分類を行った。例として、「如何なる状況下でも、複数の手法で、複数の場所でモニタリング可能なシビアアクシデント計装が必要」という現状の課題に対し、具体的には、計装・制御（B1）、動力源（電

源・蒸気等) (B2)、事象進展 (A2)、プラント設備機器 (A3)、教育・訓練・手順書 (A4)に関するマネジメント上の 5 つの課題 (課題 ID④1-1 から④1-5) が抽出されている。

次いで、作成した課題取りまとめリストを基に、縦軸をマネジメント区分、横軸をプラント損傷状態とした課題分布表をテーマ毎に作成した。表 4.3.2-4 に課題分布表の一部を示す。表 4.3.2-3 にてリスト化した課題 ID を対応する 2 軸上に記載したものである。

今後、作成したテーマ毎の課題取りまとめリスト及び課題分布表から検討マップを作成するためには、分類 (事象進展、マネジメント区分) の妥当性確認、重複課題の整理、テーマ毎に異なる粒度の統一を行う必要がある。したがって、このように課題を整理した上で、網羅性の確認及びそれら課題の体系化を行った検討マップを作成し、技術マップ策定につなげていく方針とする。

表 4.3.2-1 検討マップにおけるプラント損傷状態の定義

プラント損傷状態	状態の定義
1. 炉心損傷前	炉心が健全な状態であり、未臨界の確保と炉心の継続的な冷却を維持する必要がある。
2. 炉心損傷後 (RPV 破損前)	炉心が損傷していることから、RPV 内から一次冷却材が喪われる状態となって いる。RPV 内に放射性物質を留めつつ、熱を RPV 外へ逃がす方策が必要となる。一方、格納容器内にデブリは存在しない。
3. 格納容器機能喪失前 (RPV 破損後)	RPV の健全性が失われ、格納容器内にデブリが存在する状態。格納容器内に放 射性物質を留めつつ、熱を格納容器外へ逃がす方策が必要となる。サイト内/ 外の線量は必ずしも高くない。
4. 格納容器機能喪失後	格納容器の健全性が損なわれ、人と環境を防護するための方策が必要となる。 サイト内の線量が高いことも想定する必要がある (IAEA の第 5 層のマネジメン トに相当)。
5. 停止時固有	原子炉が停止中に原子炉内の燃料が損傷するおそれのある事故が発生した状 態。ただし、以下の点に留意する。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力バウンダリや格納容器バウンダリの機能維持状態 崩壊熱の違いによる事象進展速度の違い(マネジメント策を講じる時間余 裕の違い) 利用可能な設備・機器の制約
6. SFP 固有	使用済燃料プール内に貯蔵された燃料が損傷するおそれがある事故が発生し た状態。

表 4.3.2-2 検討マップにおけるマネジメント区分の定義

マネジメント区分		分類の指針
A. マネジメントに必要となる能力・知識	A1. リーダーシップと組織マネジメント	事象進展の防止や緩和のためのマネジメント策を講じるに当たり、複数の人を束ねチームとして機能させるための方法に関する課題。
	A2. 事象進展	シビアアクシデント時の事象進展について、評価対象範囲の拡大、評価の精度向上などについての課題。AM 策との関係で言えば、AM 策を講じる事（あるいは、その失敗）による、事象進展の変化を把握することを目的とした課題の場合には、ここに分類する。
	A3. プラントの設備機器	AM 策を講じるために必要な設備・機器について、その有効性の評価に関する課題。事象進展の変化によって AM 策の有効性が評価される場合もあることから、事象進展との区別が難しい場合があるが、設備機器の有効性把握を目的とした課題の場合は、ここに分類する。
	A4. 教育・訓練・手順書	マネジメント策を講じるに当たり、教育・訓練・手順書に関して特に課題がある場合はここに分類する。
B. マネジメントに必要となる支援機能	B1. 計装・制御	マネジメント策を講じるに当たり、プラント状態を把握するための計装設備やプラント運転制御に関する課題がある場合には、ここに分類する。所内通信を含む。
	B2. 動力源（電源、蒸気等）	マネジメント策を講じるに当たり、設備・機器の動力源に関する課題がある場合には、ここに分類する。
	B3. 冷却水源	マネジメント策を講じるに当たり、注水設備・機器の水源に関する課題がある場合には、ここに分類する。
	B4. ヒートシンク	マネジメント策を講じるに当たり、ヒートシンクに関する課題がある場合には、ここに分類する。
	B5. 放射線防護	マネジメント策を講じるに当たり、放射線防護に関する課題がある場合には、ここに分類する。
C. 新設する設備・機器、既存設備・機器の改良		マネジメント策を講じるに当たり、上記 B に該当しない設備・機器の新設や既存設備・機器の改良が必要な場合には、ここに分類する。
D. 外部支援、その他		マネジメント策を講じるに当たり、サイト外からの支援が必要な場合には、ここに分類する。

表 4.3.2-3 課題取りまとめリストのサンプル (テーマ④外部事象、FLEX) (1/2)

ID	現状の課題・対策	事象進展	把握・防止・緩和・その他	対策を実施する際に考えられるマネジメント上の課題	
				マネジメント区分	具体的課題
④1-1	シビアアクシデント計装 (如何なる状況下でも、複数の手法で、複数の場所でモニタリング可能な)	1, 2, 3, 4	把握	B1	SA 状況下に耐え得る信頼性 (耐圧、耐熱) 差圧方式以外の水位計 設置場所
④1-2		1, 2, 3, 4	把握	B2	電源の確保
④1-3		1, 2, 3, 4	把握	A2	SA 状況における計装の置かれる環境の網羅的な洗い出し、パターン化
④1-4		1, 2, 3, 4	把握	A3	SA 状況に応じて信頼できる計装の知識
④1-5		1, 2, 3, 4	把握	A4	上記 2 点を運転員が使える形で整備
④1-6	事故後長時間モニタリング 温度計 (熱電対) の多数設置	1, 2, 3, 4	把握	B1/C	原子炉、格納容器の温度分布の把握
④1-7	格納容器モニタリング・ロボットポート	2, 3, 4	把握	B1/C	格納容器内の状況把握、簡単な作業?
④1-8	水素・酸素・水蒸気濃度計測	2, 3, 4	把握	B1	CV 内や建屋内の水素、酸素、水蒸気の濃度の把握
④1-9	炉心冷却・炉心減圧 受動的減圧システム (高温ラプチャ)	1, 2	防止・緩和	B4/C	RV 内の熱を CV 内に逃がすための受動的な設備の具体化
④1-10	炉心冷却・炉心減圧 受動的冷却システム (イソコンもどき)	1, 2	防止・緩和	B4/C	RV 内の熱を IC 等 (IC 等を経由して UHS) に逃がすための受動的な設備の具体化
④1-11	炉心冷却・炉心減圧 炉容器外冷却システム (兼格納容器スプレイ)	2, 3	防止・緩和	B4/C	RV 内の熱のみを CV 内に逃がすための設備の具体化
④1-12	炉心冷却・炉心減圧 重力注水システム	1, 2	防止・緩和	B3/C	受動的に注水可能な水源と注水設備の具体化
④1-13	格納容器冷却・減圧 格納容器スプレイ	2, 3	防止・緩和	B4/C	CV 外から CV 内を除熱するための設備の具体化
④1-14	格納容器冷却・減圧 格納容器外冷却システム (消防車)	2, 3	防止・緩和	B4/C	消防車の放水量で CV 内を除熱するための効果的な方法
④1-15	格納容器冷却・減圧 アニュラス部冷却システム (消防車)	2, 3	防止・緩和	B4/C	消防車の放水量でアニュラス部を除熱するための効果的な方法
④1-16	放射性物質フィルター フィルタードベント	2, 3	緩和	B4/C	受動的なベント
④1-17		2, 3	緩和	B5/C	ベント時に含まれる核種を高効率で取り除くためのフィルターシステムの開発

事象進展 (1~6) およびマネジメント区分(A*, B*, C, D) の定義は、は表 4.3.2-1、表 4.3.2-2 を参照

表 4.3.2-3 課題取りまとめリストのサンプル（テーマ④外部事象、FLEX）（2/2）

ID	現状の課題・対策	事象進展	把握・防 止・緩和・ その他	対策を実施する際に考えられるマネジメント上の課題	
				マネジメン ト区分	具体的課題
④1-18	放射性物質フィルター プールスクラビング	2, 3	緩和	A2	FP 放出低減効果の把握
④1-19	水素爆発防止 イグナイタ	2, 3	防止・緩和	A2	設置位置の最適化
④1-20	水素爆発防止 PAR	2, 3	防止・緩和	A2	設置位置の最適化
④1-21	事象進展詳細予測 CFD コードの適用	1, 2, 3, 4	把握	A2	事象進展の詳細化、最適評価
④1-22	事象進展詳細予測 シビアアクシデント解析コードの適用	1, 2, 3, 4	把握	A2	事象進展の詳細化、最適評価
④1-23	より厳しい（ストレステスト）状況の想定 全電源（交流+直流）喪失時対策 電源盤喪失時対策 格納容器機能早期喪失対策 停止時（格納容器がない状況）+外部事象 同時多発火災対策	1, 2, 3, 4, 5	把握	A2	想定条件時の事象進展の詳細把握、最適評価
④1-24		1, 2, 3, 4, 5	把握	A3	想定条件下で機能維持が期待できる設備機器
④1-25		1, 2, 3, 4, 5	把握	A4	想定条件下で有効な AM 策
④1-26		1, 2, 3, 4, 5	把握	C	上記 AM 策の信頼性を高めるために必要な設備・機器の追加、改良

事象進展（1～6）およびマネジメント区分（A*, B*, C, D）の定義は、は表 4.3.2-1、表 4.3.2-2 を参照

表 4.3.2-4 課題分布表のサンプル (テーマ④外部事象、FLEX)

プラント損傷状態		1. 炉心損傷前	2. 炉心損傷後 (RPV 破損前)	3. 格納容器機能喪失 前 (RPV 破損後)	4. 格納容器機能喪失 後	5. 停止時固有	6. 使用済燃料プール 固有
A. マネジメントに必要となる 能力・知識	<u>リーダーシップと 組織マネジメント</u>						
	<u>事象進展</u>	④1-3 ④1-21 ④1-22 ④1-23	④1-3 ④1-18 ④1-19 ④1-20 ④1-21 ④ 1-22 ④1-23	④1-3 ④1-18 ④1-19 ④1-20 ④1-21 ④ 1-22 ④1-23	④1-3 ④1-21 ④1-22 ④1-23	④1-23	
	<u>プラントの設備機器</u>	④1-4 ④1-24	④1-4 ④1-24	④1-4 ④1-24	④1-4 ④1-24	④1-24	
	<u>教育・訓練・手順書</u>	④1-5 ④1-25	④1-5 ④1-25	④1-5 ④1-25	④1-5 ④1-25	④1-25	
B. マネジメントに必要となる 支援機能	<u>計装・制御</u>	④1-1 ④1-6	④1-1 ④1-6 ④1-7 ④1-8	④1-1 ④1-6 ④1-7 ④1-8	④1-1 ④1-6 ④1-7 ④1-8		
	<u>動力源 (電源、蒸気等)</u>	④1-2	④1-2	④1-2	④1-2		
	<u>冷却水源</u>	④1-12	④1-12				
	<u>ヒートシンク</u>	④1-9 ④1-10	④1-9 ④1-10 ④1-11 ④1-13 ④1-14 ④ 1-15 ④1-16	④1-11 ④1-13 ④ 1-14 ④1-15 ④1-16			
	<u>放射線防護</u>		④1-17	④1-17			
C. 新設する設備・機器、 既存設備・機器の改良		④1-6 ④1-9 ④1-10 ④1-12 ④1-26	④1-6 ④1-7 ④1-9 ④1-10 ④1-11 ④ 1-12 ④1-13 ④1-14 ④1-15 ④1-16 ④ 1-17 ④1-18 ④1-26	④1-6 ④1-7 ④1-11 ④1-13 ④1-14 ④ 1-15 ④1-16 ④1-17 ④1-18 ④1-26	④1-6 ④1-7 ④1-26	④1-26	
D. 外部支援、その他							

複数のプラント損傷状態、マネジメント区分に係る場合、該当する複数セルに同一の課題 ID が記載される

4. 4 アクシデントマネジメントに係る外的事象の整理

技術マップ策定部会 WG では、アクシデントマネジメントにおける課題を整理する上で、4. 3. 2 に挙げたテーマのうち、外部環境や外部との連携の観点が極めて重要であることから、課題の整理軸としてプラント損傷状態とマネジメント区分に加えて、外的事象を 3 軸目として用いることとして、アクシデントマネジメントに係る外的事象の整理を行った。以下に実施した作業について述べる。

4. 4. 1 外的事象の洗い出し

外的事象の洗い出しは、日本原子力学会標準委員会の「外的ハザード事象のリスク評価と PRA 基準の開発計画 その 1：外的ハザード事象評価の分類手法の検討」を参考とした。当該資料は、潜在的な外的ハザード事象を網羅的に同定するため、以下の文献に記載されている外的ハザードを調査・整理して、外的ハザードのリストを作成している。

- 日本の自然災害（国会資料編纂会）
 - 西暦 416 年～1995 年迄に発生した主要な自然災害を、2 次災害を含めてまとめている。
- ASME/ANS 標準と IAEA NS-R-3
 - 考慮すべき潜在的な外的ハザード（自然災害・人為災害）が示されている。

上記のリストにおける外的事象を適宜整理したうえで、策定部会 WG での議論をもとに既設原子炉のアクシデントマネジメントを考える上で必要であろうと考えられる外的事象を加え、表 4. 4. 1-1 のような外的事象を洗い出した。

表 4. 4. 1-1 外的事象の洗い出し

地震・津波災害	地震動、津波、地震・津波（複合災害）、地震・火災（複合災害）、地盤沈下・隆起、地割れ、液状化現象・泥湧出、地滑り、山崩れ・崖崩れ、洪水（地震による上流の治水構造物の破壊）、火災
火山災害	降灰・火山礫、火碎流・火碎サージ、溶岩流、火山弾、爆風、山林火災（森林火災）、火山ガス滞留、火山ガスによる冷害、熱湯、山体崩壊（崩落）
気象災害	洪水、土石流・鉄砲水、豪雪（雪崩）、落雷（電流）、竜巻、暴風（風）、砂嵐、風浪／高波、海水位の異常な上昇、豪雨（浸水）、高潮、静振、霧、豪雪による荷重、吹雪、降雹、霜、川の閉塞、湖もしくは川の水位下降、干ばつ、高温（気温 40°C を想定）、低温（氷結・氷山）、海流異変（原因是黒潮）
その他災害	生物学的事象（エチゼンクラゲ）、隕石（上空通過による衝撃波）、隕石

	(直撃) 、海岸浸食、満潮、河川の流路変更
外部人為事象 (偶発事象)	航空機落下（直撃）・弾道ミサイル・人工衛星落下、火災・爆発、治水構造物の破損による洪水および波、船舶の衝突、電磁的障害、油流出、油流出（海上火災）、輸送事故（核燃料物質輸送）、産業又は軍事施設事故、パイプライン事故、ボーリング工事の影響によるガス異常噴出、サイト内の貯蔵庫からの化学物質放出
外部人為事象 (意図的行為)	第三者の不法な接近、航空機衝突、妨害破壊行為、化学テロ・生物学的テロ、隣接・近隣原子力施設の原子力災害、サイバーテロ

4. 4. 2 外的事象の整理

策定部会WGでは、外的事象を検討マップの整理軸とするために、外的事象の特徴等を整理して体系化を行うこととした。外的事象に関する整理については、外的事象がマネジメントに与える影響という観点から分析を行うこととした。マネジメントへ与える影響の内容と、凡例について表4.4.2-1に示す。

次に、洗い出した外的事象とマネジメントへの影響を統一したフォーマットで整理した外的事象がマネジメントに与える影響リストを作成した。作成したリストの一部を表4.4.2-2に示す。整理の方針としては、まず初めに地震動・津波に関するマネジメントへの影響を整理し、その他の外的事象に関しては、地震動・津波のマネジメントへの影響に包含されない当該外的事象に特有の影響を抽出することで、漏れのない分析を試みた。

4. 4. 3 今後の方針

作成した外的事象がアクシデントマネジメントに与える影響の表については、今後、各影響の内容の妥当性、欠落の有無の確認を行う予定である。この表を用いて、アクシデントマネジメントに係る技術的課題検討の不足している部分の確認を行い、既存の地震・津波対策なども考慮に入れつつ漏れのない俯瞰的検討を施した技術マップ策定を目指す。

表 4.4.2-1 マネジメントへの影響について

マネジメントの種類		内容	凡例
能力・知識	リーダーシップと組織マネジメント	人的被害	●: 外部支援なしにマネジメントの遂行が困難な人的被害が生じる △: 中央制御室のスタッフに被害が生じる
		建屋外の人的活動の制限	●: 広域で制限箇所が発生 △: 一部区画で制限
		建屋内の人的活動の制限 ^{※1}	●: 全域で制限 △: 一部区画で制限
	プラントの設備機器	プラントへのダメージ	●: 格納機能が大規模に喪失 △: 設備・機器の機能喪失が多発
		発生の予測	●: 発生前のプラントの停止が困難 △: 約1週間 ^{※3} 前までの予測困難
		挙動の予測	●: 困難
	事象進展	事象の継続性 ^{※2}	●: 約1週間 ^{※3} 以上継続する △: 約1週間 ^{※3} 程度で収束する
		教育・訓練・手順書	—
支援機能	計装・制御	プラントへのダメージの特定	●: 格納容器内の計装に影響 △: 格納容器外の計装のみに影響
		所内動力	●: 機能喪失
	動力源(電源、蒸気等)	可搬電源	●: 機能喪失
		外部電源	●: 機能喪失
	冷却水源	建屋内タンク・ピット	●: 水源喪失
		サイト内水源	●: 水源喪失
		外部水源	●: 取水制限
		可搬型ポンプ	●: 利用制限
	ヒートシンク	海水	●: 利用制限
		大気	●: 利用制限
	防護装備	特別な防護装備	●: 放射線防護 ○: 全身の防護 △: 呼吸支援
その他	設備・機器の新設・改良	—	—
	外部支援	陸路	●: 道路インフラが破壊 △: 利用上の障害 ^{※4}
		海路	●: 港湾施設が破壊 △: 利用上の障害 ^{※4}
		空路(大型輸送ヘリ)	●: 着陸場所が喪失 △: 利用上の障害 ^{※4}
		情報通信	●: 通信インフラが破壊 △: 利用上の障害 ^{※4}
	その他	特定安全施設	●: 破壊 △: 利用上の障害 ^{※4}

※1 建屋内でも、中枢とその他で異なると予想されるが、簡便のため今回は区別しない

※2 事象の継続性と影響の継続性を含む

※3 SA の新安全基準案では、1週間程度で外部支援が期待できることが1つの前提となっている（食糧備蓄量など）ため、その期間を1つの基準とした。

※4 障害物等を取り除くことで、短期（1週間程度）での機能回復が可能な状態を指す。

表 4.4.2-2 外的事象の影響リストサンプル（地震津波災害）（1/2）

		地震・津波災害					
		地震または津波がマネジメントに及ぼす影響					
題検討マップの縦	内容	凡例	地震動	凡例解説	津波	凡例解説	
リーダーシップと組織マネジメント	人的被害	●: 外部支援なしにマネジメントの遂行が困難な人的被害が生じる △: 中央制御室のスタッフに被害が生じる		少数の人的被害が生じる可能性はある。		少数の人的被害が生じる可能性はある。	
	建屋外の人的活動の制限	●: 広域で制限箇所が発生 △: 一部区画で制限	●	・建物・設備の倒壊や地盤の変形等によって経路が多数不通となる可能性がある	●	・津波の衝撃による建物・設備の倒壊や漂着物によって経路が多数不通となる可能性がある	
	建屋内の人的活動の制限※1	●: 全域で制限 △: 一部区画で制限	●	・設備等の倒壊・破壊が建物の各所で発生して多数の区画で人的活動が制限される可能性がある	△	・浸水区画は排水する必要有り	
	能力・知識	●: 格納機能が大規模に喪失 △: 設備・機器の機能喪失が多発	●	・地震動が建屋全体において各所で故障が多発する ・耐震強度を超えた場合、格納機能が喪失する場合もある	△	・浸水区画の設備・機器の機能喪失、電気部品は故障 ・貫通部損傷等による漏水もあるが、格納容器内への影響は軽微と推測	
	発生の予測	●: 発生前のプラントの停止が困難 △: 約1週間※3前までの予測困難	●	・地震の発生予測は困難である ・活断層起因の場合は極めて困難 ・海溝型の場合、連報の活用により強い地震動が届く前にスクラム信号を出すことは可能	●	・地震など、津波の発生要因となる事象の発生予測は困難 ・要因事象が検知できた場合は、津波の発生および到達予測は可能 ・海底での大規模な地形変形による津波などは、発生予測が困難	
	事象進展	挙動の予測	●: 困難	●	・余震の時期、規模の予測は困難	・津波の経路や継続時間など挙動の予測が可能	
マネジメントへの影響	事象の継続性※2	●: 約1週間※3以上継続する △: 約1週間※3程度で収束する	●	・1回の地震動は、長くても数分 ・大規模余震が数年規模で継続する		・単発の現象としては数時間で終了 ・津波発生要因の継続性には留意が必要	
	教育・訓練・手順書						
	計装・制御	●: 格納容器内の計装に影響 △: 格納容器外の計装のみに影響	●	・地震動は格納容器内にも及ぶ	△	・津波により浸水した区画で故障が発生する ・漏水によって格納容器の計装が故障することは考えにくい ・ただし、貫通部からの漏水については要検討	
	動力源（電源、蒸気等）	●: 機能喪失	●	・地震動は所内動力にも及ぶ	●	・浸水区画にある場合は故障	
	可搬電源	●: 機能喪失	●	・地震動そのものによる破壊 ・地震動による設備の倒壊や損傷によって当該設備が破損する	●	・浸水区域にある場合は故障	
	外部電源	●: 機能喪失	●	・地震動は広域にも及ぶことから、送電網の大規模な破壊も考えられる ・火力発電や水力発電の設備が破壊される	●	・サイト外からの電力供給も津波による漏水・衝撃で設備が損傷し利用不可となる ・影響の範囲は、基本的に、津波到達区域内に留まる ・海岸の火力発電が破壊される ・建屋内への漏水によって当該設備が機能喪失する可能性は低い	
支援機能	建屋内タンク・ピット	●: 水源喪失	●	・地震動による破壊		・津波による漂着物が取水口周辺に溜まって取水の障害となる	
	サイト内水源	●: 水源喪失	●	・地震動による破壊	●	・津波による漂着物との衝突によって当該設備が流出又は損傷する	
	冷却水源	●: 取水制限		・取水口が地震動によって損傷する ・海水取水ポンプが地震動によって倒壊・損傷する ・仮設の取水設備の設置予定箇所も利用不可もありうる	●	・津波による漂着物が取水口周辺に溜まって取水の障害となる ・海水取水ポンプが津波の衝撃や漂着物との衝突によって倒壊・損傷する	
	外部水源	●: 利用制限		・地震動そのものによる破壊 ・地震動による設備の倒壊や損傷によって当該設備が損傷する	●	・津波による漂着物との衝突によって当該設備が流出又は損傷する	
	可搬型ポンプ	●: 利用制限			●	・浸水区画にある場合は故障	
	ヒートシンク	海水	●: 利用制限	・海水利用への影響は小さい	△	・海水利用への影響は小さい ・引き波時に一時に取水できなくなる場合がある	
その他	大気	●: 利用制限		・大気利用への影響は小さい		・大気利用への影響は小さい	
	防護装備	●: 放射線防護 ○: 全身の防護 △: 呼吸支援		・落下物等に注意する必要はあるが、特別な装備が必要な状況にはならない。（ヘルメット程度）	△	・大規模浸水があった場合には、その区画へのアクセスには、呼吸支援が必要	
	設備・機器の新設・改良						
	外部支援	陸路	●: 道路インフラが破壊 △: 利用上の障害*4	●	・サイト内外の広域での道路や橋梁の破壊	△	・瓦礫や漂着物によって外部への陸路が多数不通となる可能性がある
		海路	●: 港湾施設が破壊 △: 利用上の障害*4	●	・港湾施設機能そのものの破壊	●	・津波による衝撃で港湾施設が破壊 ・破壊されない場合でも漂着物による利用困難
		空路（大型輸送ヘリ）	●: 着陸場所が喪失 △: 利用上の障害*4	△	・着陸計画地点に瓦礫がある	△	・着陸計画地点に瓦礫がある
		情報通信	●: 通信インフラが破壊 △: 利用上の障害*4	●	・衛星通信用アンテナを含め、サイト内外の広域の通信インフラが利用不能（ハンディ型衛星通信は影響を受けない）	●	・浸水区画にあるインフラは破壊 ・サイト外の津波到達範囲の通信インフラも破壊 ・アンテナ等が高所にある場合には、機能を維持できる蓋然性高
	その他	特定安全施設	●: 破壊 △: 利用上の障害*4	△	・想定超の地震動による破壊 ・途中のアクセスルートが障害を受ける	△	・想定超の津波の到達 ・途中のアクセスルート上に障害物

※ 1 建屋内でも、中板とその他で異なると予想されるが、簡便のため今回は区別しない

2 事象の継続性と影響の継続性を含む

3 SAの新安全基準案では、1週間程度で外部支援が期待できることが1つの前提となっている（食糧備蓄量など）ため、その期間を1つの基準とした。

4 障害物等を取り除くことで、短期（1週間程度）での機能回復が可能な状態を指す。

表 4.4.2-2 外的事象の影響リストサンプル（地震津波災害）（2/2）

		地震・津波災害					
		または津波がマネジメントに及ぼす影響では包含されない事象固有の影響（空欄は、影響がない、または、地震・津波の影響に包含されない）					
マネジメントへの影響	課検討マップの概要	内容	凡例	地震・津波（複合災害）	地震・火災（複合災害）	地盤沈下・隆起	地割れ ※地盤沈下・隆起に近しい
		人的被害	●: 外部支援なしにマネジメントの遂行が困難な人的被害が生じる △: 中央制御室のスタッフに被害が生じる		●: 人的被害は小さくとも、消火活動などに、人的資源を投入する必要がある。		
		建屋外の人的活動の制限	●: 広域で制限箇所が発生 △: 一部区画で制限	●: 地震で破壊されたのちに津波が来るため、漂着物が増加する	●: 煙や熱により、地震動が収まった後も継続的に活動が制限（地震動の場合は、余震を考慮しても間欠的な活動は可能）	△: 一部区画で地盤変動による亀裂が生じる	△: 一部区画で地割れによる亀裂が生じる
		建屋内の人的活動の制限※1	●: 全域で制限 △: 一部区画で制限	●: 地震動では高い位置に、津波では低い位置に被害が生じやすいことから、複合災害では、アクセスがより制限される	●: 延焼による活動制限区域が拡大。（ただし、余震による影響も似ている）	△: 地盤変動により一部区画が傾く	
		能力・知識	●: 格納機能が大規模に喪失 △: 設備・機器の機能喪失が多発		△: 延焼と共に被害範囲が拡大		
		発生の予測	●: 発生前のプラントの停止が困難 △: 約1週間※3前までの予測困難			●: 地震に伴う地盤変動は予測困難。	●: 地震に伴う地割れは予測困難。
		事象進展	●: 困難		●: 延焼の予測が困難		
		事象の継続性※2	●: 約1週間※3以上継続する △: 約1週間※3程度で収束する			●: 地盤変動は不可逆的な現象である	●: 地割れは不可逆的な現象である
		教育・訓練・手綱書					
		計装・制御	●: 格納容器内の計装に影響 △: 格納容器外の計装のみに影響	●: 機能喪失原因の特定が困難で、復旧に手間取る	●: 延焼と共に被害範囲が拡大 ●: 格納容器内も影響		
支援機能	動力源（電源、蒸気等）	所内動力	●: 機能喪失	●: 機能喪失原因の特定が困難で、復旧に手間取る	●: 延焼と共に被害範囲が拡大		
		可搬電源	●: 機能喪失		●: 火災による破壊 ●: 接続箇所の焼損		
		外部電源	●: 機能喪失				
	冷却水源	建屋内タンク・ピット	●: 水源喪失				
		サイト内水源	●: 水源喪失		●: 消火活動とのリソースの奪い合い		
	海水	外部水源	●: 取水制限		●: 海上火災が発生した場合には、可搬用ホースによる取水が困難		
		可搬型ポンプ	●: 利用制限		●: 消火活動とのリソースの奪い合い		
	ヒートシンク	海水	●: 利用制限				
		大気	●: 利用制限		●: フィルタードベントのフィルタの耐熱性？（大気が熱せられている状況で、利用可能か？）		
	防護装備	特別な防護装備	●: 放射線防護 ○: 全身の防護 △: 呼吸支援		○: 防火服の着用が必要		
その他	外部支援	設備・機器の新設・改良					
		陸路	●: 道路インフラが破壊 △: 利用上の障害＊4	△: 地震で破壊されたのちに津波が来るため、漂着物が増加する	△: 地震の間欠性と比較して、火災は継続的に障害が継続	●: 地盤変動が陸路に及び車両走行に影響を与える	●: 地割れが陸路に及び車両走行に影響を与える
		海路	●: 港湾施設が破壊 △: 利用上の障害＊4	△: 地震で破壊されたのちに津波が来るため、漂着物が増加する	△: 地震の間欠性と比較して、火災は継続的に障害が継続		
		空路（大型輸送ヘリ）	●: 着陸場所が喪失 △: 利用上の障害＊4		△: 上昇気流の発生		
	情報通信		●: 通信インフラが破壊 △: 利用上の障害＊4				
		その他	●: 破壊 △: 利用上の障害＊4	△: 地震で破壊されたのちに津波が来るため、漂着物が増加する		△: 地盤変動により一部区画が傾く	

※ 1 建屋内でも、中板とその他で異なると予想されるが、簡便のため今回は区別しない

2 事象の継続性と影響の継続性を含む

3 SAIの新安全基準案では、1週間程度で外部支援が期待できることが1つの前提となっている（食糧備蓄量など）ため、その期間を1つの基準とした。

4 障害物等を取り除くことで、短期（1週間程度）での機能回復が可能な状態を指す。

4. 5 技術マップのフレーム検討

4. 5. 1 マトリックス的な整理方法

前項で抽出したマネジメント上の課題に対して、解決策を得るための技術開発課題を導き出す整理軸を検討した。この整理軸に基づいて技術開発(研究開発)課題を提示したものが、今回策定を目指している技術マップの一つに位置づけられる。

今回、既存の各分野の技術マップも参考に、以下の整理軸を設定した。

- ・ 対象技術
 - テーマ (複数の技術を束ねるための共通の視点)
 - 名称
 - 概要
- ・ 利用動向 (その技術の現状の利用状況、今後期待される利用ニーズ)
- ・ 技術開発課題
 - 課題名
 - 課題 (概要)
 - 開発要素
- ・ 国内外の現状
 - 国際的な研究・開発動向
 - 国内の現状
- ・ 主たる役割分担
 - 実施主体 (産学官)
 - 理由 (当該主体とする理由)

この整理軸に基づき、いくつかの技術課題分野を対象に、マトリックス的な整理方法に基づく技術マップ策定試行を行った。表 4.5. 1-1 に結果を示す。アクシデントマネジメント分野の技術課題のうち、現象の把握は普遍的課題と言えるが、それに基づいてアクシデントマネジメント策を講じる上では、マネジメントそのものの改善、すなわち人間が介在するソフトウェア的なアプローチと、いわゆる設計の改良で抑え込むハードウェア的なアプローチがある。今回は、ソフトとハードの双方の対策を講じ得る燃料分野、ならびに現象論に基づきマネジメント策を講じる手段としての解析技術を対象に、設定した整理軸に対して技術開発課題を記載した。

この結果、今回設定した整理軸で、アクシデントマネジメント分野の技術課題をマトリックス的なフォーマットである程度整理できる見通しを得た。

4. 5. 2 2軸マッピング的な整理方法

前項の整理方法は、事前に網羅性を担保した上で抽出した技術開発課題群の分類や課題

の位置づけを明確化する表現方法として適している。これに加えて、導出した個別の技術開発課題が、元々のマネジメント上の課題を導出した検討マップ上で、他の技術開発課題とどの様な対応関係にあるのかを可視化することも、対応すべき課題を選定する上で有効であると考えられる。そこで、検討マップでの整理軸である「プラントの損傷状態」と「マネジメント区分」をそれぞれ横軸と縦軸にとった2軸平面上に、導出された研究開発課題をマッピングし、各研究開発課題の相関関係の可視化を試みた。

ここでは、資源エネルギー庁発電用原子炉等安全対策高度化事業（委託事業・補助金事業含む。以下、「安全対策高度化事業」）の個別テーマを対象にマッピングを行い、それぞれのテーマの位置づけの見える化を図った。図4.5.2-1に結果を示す。同図中では、比較対象として原子力規制委員会で検討を進めている「新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案」（以下、「新安全基準」）における要求事項を合わせてマッピングした。なお、図中に記した各事業の技術開発課題テーマの記号は、巻末の付録に掲載した各テーマの概要整理表に付した記号と対応づけている。また、ここでマッピング対象として新基準についても巻末の付録に関連情報を記した。

この結果、この整理方法により、結果として導出された技術開発課題の位置づけや複数の課題の重複や抜けの領域を可視化できる見通しを得た。

加えて、この結果からいえることは、新安全基準ではマネジメント支援機能の充実化を図ろうとしている一方で、安全対策高度化事業は、新設備対応を支援しようという傾向が示唆される。そして、両者に共通している部分として、事象進展やシビアアクシデント時のプラントの設備機器の信頼性の把握・向上が挙げられる。この分布は、本事業の各会合で議論された、安全対策高度化事業が目指すべき方向性と一致していることが読み取れる。新設備対応の支援に関する事業は、革新的な応用技術の開発に対応するし、事象進展やシビアアクシデント時のプラントの設備機器の信頼性の把握・向上は、事業者と規制側の両方が活用できる安全性と信頼性の向上に資する基礎基盤的な研究開発の方向と合致している。

上記考察が技術マップの活用に示唆することは、特にシビアアクシデントマネジメント上の課題を安全高度化事業の推進に繋げるためには、その課題を解決するための基礎基盤的な研究開発テーマと設備対応で解決するための研究開発テーマを抽出するためのプロセスを構築することが重要であるといえる。

表 4.5.1-1 技術マップ策定の試行結果 (1/4)

対象技術 テーマ	対象技術 名称	概要	利用動向	技術開発課題			国内外の現状		主たる役割分担	
				課題名	概要	開発要素	国際的な研究・開発動向	国内の現状	主体	理由
複数の技術を束ねるための共通の視点	一般的な技術名称	技術の概要を簡潔に記載	その技術の現状の利用状況や、今後、期待される利用ニーズについて記載	課題名	概要	開発要素	国際的な研究・開発動向	国内の現状	主体	理由
プラントのSA耐性を抜本的に向上させる新材料の適用	燃料材へのSIC材の採用	SA時ににおける水素発生・酸化発熱の極めて小さいSIC材を燃料材に採用する。	SA事故を踏まえて、軽水炉燃料へのSIC材の採用によりSA耐性的抜本的に向上させるため、SIC複合材を燃料材に採用する。	軽水炉におけるSIC複合材の実用化研究開発	軽水炉における事故耐性を抜本的に向上させるため、SIC複合材を被覆管やチャンネルボックス等に実用化するための技術開発	最適な材料候補の選定 軽水炉環境・事故場に適用できる材料として、照射との複合効果を含む耐高温特性、耐水蒸気特性、耐熱塑性等から候補モードを理解し、繊維・界面・マトリックス・被覆等の組み合わせを選定	耐照射特性に優れる高純度SICで構成されるCVD複合材に表面SiCを被覆した材料を中心に米国、フランス、韓国で材料開発が行われていて、各国ともIF後のATF（事故耐性燃料）開発の第一候補材として積極的な開発が進められている。	原料であるSIC織維の製造は日本が圧倒的リード。SIC材の基本製造技術、複雑形状物の作製技術等は得られている。評価については、基本となるSICの高温水蒸気評価を開始中。	産官学	大学を中心とした材料に関する知見と、軽水炉環境を模擬した評価を行ったための産業界の設備や知見を緊密に統合し、材料準備、スクーリーニングのための軽水炉環境評価、高温水蒸気評価を、強力に推進するための国への援助が必要。
						最適な材料による炉外試験 実験期間高温水試験、SA環境模擬試験	米国では、基本となる材料で1700°Cまでの系統的な高温水蒸気データの取得を行っている。	基本となるSICの高温水蒸気評価が開始されている。	産官学	大学を中心とした材料の分析と、軽水炉環境を模擬した評価を行ったための産業界の設備や知見を緊密に統合し、材料準備、スクーリーニングのための軽水炉環境評価、高温水蒸気評価を、強力に推進するための国への援助が必要。
						最適な材料による炉外試験（ケーピング材、燃料材） 燃料との反応の確認、水と照射の複合効果の確認	米国では、ATR、HFIRを用いた試験が計画されている。	現時点では、予定されていない。	官学	系統的な中性子照射が必要となる。被覆も含めて、燃料や水との接触面の材料検討を行なう必要があり、大学を中心とした材料選定と中性子照射のための国への援助が必要。
						燃料挙動解析モデルの開発 福島事故を想定した各種SIC候補材を用いた時の解析、水素発生量の解析	米国では、高純度CVD SICの特性を用いてIMIや福島の事故時にSICを用いた場合の解析を進めている。	現時点では、予定されていない。	産官学	大学を中心とした中性子照射の影響等を考慮した材料特性の抽出と、産業界を中心とした解析が必要で、これらを実施するために国への援助が必要。
						最適な材料（燃料材）によるRIA/LOCA試験 リーケ試験、二次燃焼評価	米国では、2016年以降に予定されている。	現時点では、予定されていない。	産官	産業界を中心とした試験が必要で、これらを実施するための国への援助が必要。
						最適な材料の選定（1種類） 新産業技術確立・被覆材評価	米国では、2016年以降に予定されている。	現時点では、予定されていない。	産官	産業界を中心とした技術確立・評価が必要で、これらを実施するための国への援助が必要。
						燃料棒・燃料集合体の設計・機械/水流試験	米国では、2016年以降に予定されている。	現時点では、予定されていない。	産官	産業界を中心とした技術確立・評価が必要で、これらを実施するための国への援助が必要。
						規格基準の策定 設計基準および運用基準の策定	米国、OECDで検討が開始されている。	現時点では、予定されていない。	産官学	大学を中心とした材料に関する知見と、産業界における経験、これらを実施するために国への援助が必要。
						実炉における試験照射	米国では、2018年以降に予定されている。	現時点では、予定されていない。	産官	産業界を中心とした試験・評価が必要で、これらを実施するために国への援助が必要。
1F事故経験の活用	1事故経験の活用	SA対策に1F事故の経験を活かすため、1F事象進展を解明して、SAに関する現象の理解を深める。	IMI-2事故では、炉内物質のサンプルを各箇所で分析するとともに、事象進展解析を行った結果、SAの理解を深めることに大いに役立った。また、これを契機にSA関連試験やコード開発進み、今日のSA理解の基礎となつた。	1F事象進展解明	事故プラントからのサンプリングと分析、溶融物質生成過程の評価、SA解析コードの検証と改良などを進め、1~3号機における事象進展を解明する。	事故プラントからの遠隔操作によるサンプリングと分析 上記を効率的に進めためのインフラ整備 「燃料デブリサンプルの分析施設の現地整備または円滑なサンプル輸送手段の整備など」 関係機関による分析結果の共有 国際協力体制の構築 SA解析コードの検証と改良	1F中長期措置の一環としてサンプリングおよび分析を計画 上記を効率的に進めためのインフラ整備 「燃料デブリサンプルの分析施設の現地整備または円滑なサンプル輸送手段の整備など」 国際協力体制の構築 SA解析コードの検証と改良	1F中長期措置の一環としてサンプリングおよび分析を計画 上記を効率的に進めためのインフラ整備 「燃料デブリサンプルの分析施設の現地整備または円滑なサンプル輸送手段の整備など」 国際協力体制の構築 SA解析コードの検証と改良	産官	東電と国（JAEA）が中心となって実施する計画 東電と国（JAEA）が中心となって実施する計画 上記を効率的に進めためのインフラ整備 「燃料デブリサンプルの分析施設の現地整備または円滑なサンプル輸送手段の整備など」 国際協力体制の構築 SA解析コードの検証と改良
SA現象理解の深化	SA現象理解の深化	SA対策の強化に対応して、炉内実験、現象のモデリング、格納容器損傷防止対策の検討、使用済燃料ブールにおける燃料破損に関する現象解明などをを行い、SA現象の理解を深める。	IMI-2事故調査、SA関連試験、SAコード開発などによりSA現象の理解は進んでいますが、燃料溶融過程に関する化学的挙動や空気影響に関する現象は十分には解明されていないが、これらはSA対策の高度化において不可欠である。	炉内現象理解の深化	現状のSA総合解析コードでは単純化された取扱いとなっている燃料・材料の化学的挙動について理解を深め、炉内燃焼試験およびモデリングを行なう。	燃料溶融前の燃料破損と燃料ベレット分散挙動、およびFP放出挙動（特に高燃焼度）に関する炉内燃焼試験およびモデリング	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。 NRCも国際プログラム等でLOCA時ベレット分散挙動試験を実施中。	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。 NRCも国際プログラム等でLOCA時ベレット分散挙動試験を実施中。	産官	JNES、JEA、電研、メーカーが実施中。
						B4C制御棒崩落挙動に関する炉内外試験およびモデリング	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。	MEII事業の一環として着手。	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						ステンレス、ジルカロイ、制御材、燃料等材質間の反応挙動に関する炉内外試験およびモデリング	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。	MEII事業の一環として着手。	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						溶融コリウム-モニコリート反応に関する炉内外試験およびモデリング （空気の影響、溶融コリウムの組成の影響など）	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。	MEII事業の一環として着手。	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						溶融コリウム-ガス反応（H ₂ , CO, CO ₂ ） 反応速度、冷却性、空気圧の影響、溶融コリウムの組成の影響など）	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。	未定	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						耐熱材とコリウムとの反応に関する試験およびモデリング (冷却性、空気圧の影響、溶融コリウムの組成の影響など)	EUのSARNETプログラムの下で各種試験とASTECコード改良を実施中。	MEII事業の一環として着手。	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						使用済燃料ブールにおける燃料破損に関する現象解明	燃料棒の破損挙動の解明に関する試験およびモデリング （冷却性、空気圧の影響、溶融コリウムの組成の影響など）	未定	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						燃料棒合体とラジカーブの反応機構の解明に関する試験（特に、空気圧の影響）	燃料棒合体とラジカーブの反応機構の解明に関する試験（特に、空気圧の影響）	未定	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						溶融物質の流下挙動解明に関する試験およびモデリング (特に、空気圧の影響)	溶融物質の流下挙動解明に関する試験およびモデリング (特に、空気圧の影響)	未定	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。
						FP放出挙動の解明に関する試験およびモデリング (特に、空気圧の影響)	FP放出挙動の解明に関する試験およびモデリング (特に、空気圧の影響)	未定	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。

表 4.5.1-1 技術マップ策定の試行結果 (2/4)

対象技術 テーマ	名称	概要	利用動向	技術開発課題			国内外の現状		主たる役割分担	
				課題名	概要	開発要素	国際的な研究・開発動向	国内の現状	主体	理由
複数の技術を束ねるための共通の視点	一般的な技術名称	技術の概要を簡潔に記載	その技術の現状の利用状況や、今後、期待される利用ニーズについて記載	その課題の概要	課題の解決に必要な要素	課題に対する国内の取り組み状況 (または、課題の認識状況)	課題に対する国内の取り組み状況	その理由		
軽水炉燃料の安全性能の把握	軽水炉燃料	世界最高水準の最新知見を反映したソフト/ハードおよび規制・基準のための技術開発	継続的な安全性向上及び世界最高水準の安全性能を目指した軽水炉燃料が要請されている。	通常時から異常過渡時までの燃料挙動に関する研究開発	軽水炉燃料の異なる安全性への対応 ・水素吸收低減改良被覆管の開発 (炉外、炉内試験) ・破損評価クライテリアの再構築 ・上記の再構築に必要なデータ収集及びデータの精度化	米国、フランス、韓国、中国を中心とした改良被覆管材料開発および実用化が行われている。 OECD/NEAを中心として、破損評価クライテリアについてはJNES研究等により対応。	民間による改良被覆管材料開発および一部実用化が進められている。 破損クライテリアについてはJNES研究等により対応。	産官	軽水炉燃料に関しては、開発関係は産、規制・基準関係は官との棲み分けがなされている。	
RIA & LOCA時の燃料挙動把握				反応度事故 (RIA) 時の燃料挙動研究	RIA時の燃料挙動、燃料破損限界、燃料破損がもたらす影響等の評価	RIA時の燃料挙動に関するデータ及び知見のさらなる拡充	米国規制側では継続的に燃料挙動データの収集による公開評価モデルの改訂が行われている。AREVA等の民間でも継続的な取り組みがなされている。	民間による対応のみ。 JNES研究にてMOX挙動については一部検討されている。	産官	民間のみならず、今後の安全評価の高度化のためには、規制側として安全評価の初期値となる通常燃料挙動に対する十分な知見が必要であり、同分野への国の支援が必要。
						改良燃料に関するPCI破損データ拡充、評価手法高度化、基準/許認可の適正化	米国規制側では継続的に燃料挙動データの収集による公開評価モデルの改訂が行われている。AREVA等の民間でも継続的な取り組みがなされている。	JNES研究が予定されていたが、保留状態。	産官	民間のみならず、今後の安全評価の高度化のためには、規制側として安全評価の初期値となる通常燃料挙動に対する十分な知見が必要であり、同分野への国の支援が必要。
						水質環境/CRUの燃料挙動への影響評価データ拡充/精度向上、ガイドライン作成	米国EPR等を中心に水質管理関連のガイドラインが検討・提示されている。	原子力学会を中心にガイドライン等を検討	産官学	海外事例により、安全に直結する事象も多いことから、運用面、規制面の両面からの対応が必要。
						リーケ燃料対応の高度化・標準化	IAEA中心に安全面からの検討がはじめられつつある。	リーケ時ガイドラインを作成、公開している。	産官学	海外事例により、安全に直結する事象も多いことから、運用面、規制面の両面からの対応が必要。
						新技術導入手法確立 (LTA等)		原子力学会にて検討中。	産官学	海外事例により、安全に直結する事象も多いことから、運用面、規制面の両面からの対応が必要。
									官	取得されるデータ類は我が行う原子炉施設の安全審査において規制判断の技術的根拠として利用されること、また、同データは国際的にも共有・活用されるべきものであることがから、官が中立性を確保して行う必要がある。
IF事故処理のための研究開発	SA後処置	1F1～3号機からの燃料デブリ取出しを効率的に進めるために、燃料デブリ (溶融燃料等) の特性に関するデータを整備しておく。	TMI-2事故の事例が参考となるものの制御棒、事象継続時間、圧力容器破損の可能性、コンクリートとの反応など、TMI-2とは異なる点も多いため、既往研究の調査と整理	燃料溶融事象に関する既往研究の調査と整理	なし		既往のSARNETプログラムの下で、燃料デブリの特性について、燃料デブリによる特性に及ぼす影響について、模擬燃料デブリの溶融試験等によって明らかにする。	原子力学会核燃料部会の活動として実施中	産官学	調査・整理結果を効率的に活用するために、JAEA、産業界、大学から人材を集めて進めていくこと。
							炉内溶融物質の熱力学的解析	EUのSARNETプログラムの下で、MCCIなどによるデータ及び知見が得られない。	産官学	炉内溶融物質の熱力学的解析コードを開発されていている。ただし、既存コードは改良が必要な状況。
							炉内溶融燃料の溶融試験による現象把握と燃料デブリ特性の把握	炉内溶融試験等によるデータ及び知見が得られない。	官	既往のSARNETプログラムの下で、MCCIなどによるデータ及び知見が得られない。
								左記のTAF-IDプログラムに参加 (JAEA、電中研)	産官学	基礎データは産官学が共通して保持することが望ましい。

表 4.5.1-1 技術マップ策定の試行結果 (3/4)

テーマ	対象技術名	概要	利用動向	技術開発課題			国内外の現状		主たる役割分担		
				課題名	概要	開発要素	国際的な研究・開発動向	国内外の現状			
複数の技術を東ねるための共通の視点	一般的な技術名称	技術の概要を簡潔に記載	その技術の現状の利用状況や、今後、期待される利用ニーズについて記載	その課題の概要	課題の解決に必要な要素	課題に対する取り組み状況(または、課題の認識状況)	課題に対する国内の取り組み状況	主たる課題解決に取り組む実施主体			
炉心崩壊事故時ソースタームに関わる核燃料の研究開発	炉心崩壊時FP放出挙動評価	被覆管温度上昇に伴い、発生するペレットの破碎(あるいは粉碎)・衝撃とその時のFP挙動を評価する。	被覆管破損時に放出されるFP量としてソースターム評価のInputとなる。また、その後の温度上昇に伴うFP放出挙動評価のInputとなる。炉心崩壊初期におけるFP放出挙動評価の基となる。	炉心崩壊過程におけるペレット破碎挙動とそれを伴うFP挙動のモデル化	照射後試験により、種々の条件におけるペレット破碎挙動を調べてモデル化する。	運転時及び事故開始時の拘束条件が破碎評価に与える影響評価のための燃焼度、BWR／PWR、燃料型式、加熱時の内外圧などをパラメータとした炉外加熱試験の実施によるペレットの破砕、移動状態、FP移動状態に関するデータの取得。	LOCA試験がHalden、Studsvikなどで行われているが、その試験数は限られる。	JAEAにおいて、RIA模擬、LOCA模擬試験が行われた実績があるが、試験数は限られる。	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					被覆管ラフチャチャ時のペレットの被覆管系外放出量と粒子径分布に関するデータを取得する。	被覆管ラフチャチャ時の被覆管拘束条件によりまとめられたデータはない。	常温運転時照射条件や被覆管拘束条件によりまとめられたデータはない。	産官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					被覆管ラフチャチャ後の温度上昇に伴う粒状物の変化と被覆管溶融時のペレット挙動に関するデータの取得。	顆粒状燃料と被覆管について、被覆管溶融までの挙動を調べたものはない。	被覆管溶融までの挙動を調べたものはない。	産官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					被覆管破損後被覆管溶融までのFP放出挙動評価の詳細化。幅広い酸素ボンジンシャル領域において、ペレット形状や化学反応を考慮したFP放出挙動に関するデータの取得。	TPFが存在する状態のとき、特定のFP挙動の放出が抑制されるとの報告があるが、定式化はされていない。	JAEAにおいてVEGA試験が行われ、酸素ボンジンシャルの影響があることが示されているが、定式化はされていない。	産官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					被覆管溶融までの炉心崩壊過程における燃料破碎挙動モデル化。	炉心崩壊過程の燃料挙動に関して、破碎挙動を組み込んだものは見当たらない。	炉心崩壊過程の燃料挙動に関して、破碎挙動を組み込んだものは見当たらない。	産官学	それぞれのモデルを統合して、被覆管溶融するために、それをが持つ挙動をモデル化する。		
FPインベントリ評価	炉心情報から蓄積されるFP量を評価する。	ソースターム評価のInputデータとして用いられている。また、通常運転時の燃料挙動評価にいても利用されている。	核分裂生成物蓄積量の評価コードの検証	照射後試験でのFP分析と核計算結果との比較による計算モデル、インプットデータの検証。主に、燃料／水比の評価誤差による。	中性子スペクトルを明確にした環境下で照射された燃料に蓄積されるFP核種に対する分析データ取得並びに、実機照射燃料に蓄積されたFP核種データ取得。	各データの主なものとして、米国ではENDF/B、欧州ではJEF。	JENDLの改良により、かなりあってはいるが、検証ができないFPも多い。	産官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					冷却水流动状態の詳細化、並びにその結果を用いた核計算結果取得。実機適応に際してのモデリング。測定結果によるモデル検証。	熱流動に関する研究はあるが、核計算へのインプットにはなっていない。	熱流動に関する研究はあるが、核計算へのインプットにはなっていない。	産官学	測定結果による検証を行う。		
RPV内燃料溶落時の燃料挙動モデルの詳細化	RPV内燃室内に陥れた燃料ペレット(燃料デブリ)からのFP放出・蒸発挙動モデルの詳細化。	ソースタームにおけるFP放出挙動のInputとなる。	被覆管破損後からペレット溶融開始前までのFP挙動評価	RPV内燃室内に陥れたペレット溶融前の各形状ペレットのFP放出挙動評価	ペレットトドリ組成、形態、界面にによるFP挙動への影響を評価するためのデータ取得。核燃料物質等の挙動も含む。	照射後試験から採取した燃料ペレットの照射後試験によるFP挙動評価のデータはあるが、酸素ボンジンシャルの影響や高温蒸発データはない。	照射後試験から採取した燃料ペレットの照射後試験によるFP挙動評価のデータはあるが、酸素ボンジンシャルの影響や高温蒸発データはない。	産・官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					燃料溶融からの放出	溶融体と容器の反応を避ける技術の困難さの為、溶融体からのデータは少ない。	溶融体と容器の反応を避ける技術の困難さの為、溶融体からのデータは少ない。	産・官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					再固化燃料からのFP放出	再固化燃料の温度、形態、組成、表面積、界面にによるFP挙動、蒸発挙動への影響を評価するためのデータ取得。核燃料物質等の挙動も含む。B4C等の存在による影響も含む。	再固化燃料の温度、形態、組成、表面積、界面にによるFP挙動、蒸発挙動への影響を評価するためのデータ取得。核燃料物質等の挙動も含む。B4C等の存在による影響も含む。	産・官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。		
					再冠水時のFP挙動評価	再冠水時のコリウム破碎現象とその時のFP放出量を評価する。	再冠水時のコリウム破碎による情報の取得。コリウム破碎によるFP放出量の評価に関するデータ取得。	メルトシェットにおけるFCIの評価は多い。一方、溶融物の再冠水の試験は限られている。(MACE)	産・官	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。	
					RPV内燃料溶落時の燃料デブリからのFP挙動モデル化	RPV内の種々の状態の燃料デブリ(コリウム)からのFP放出挙動を評価する。	再構造化による影響も含む。	溶融体と容器の反応を避ける技術の困難さの為、溶融体からのデータは少ない。	産・官・学	測定に関しては、種々の履歴の燃料について測定する必要があるため、HL所有機関が連携して測定を行うことが望ましい。	
被覆管破損前のFP挙動評価	通常運転におけるペレットからの種々のFP挙動並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動モデルを詳細化する。	FPガスの挙動は燃料棒内圧に影響を与えたため、このデータは被覆管ラフチャチャ評価に用いられる。ソースターム評価に用いられる。FP放出挙動並びに放出量のinputデータとなる。固体状FPなどの挙動は被覆管破損時に放出されるFP量としてソースターム評価のinputとなる。	通常運転時FPガス放出モデルの評価	通常運転におけるペレットからのFPガス放出挙動並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動モデル。	通常運転時にかかるペレットからのFP挙動並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	通常運転時にかかるペレットからのFP挙動並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	通常運転時にかかるペレットからのFP挙動並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	出力上昇によるFP放出は充実しているが、低出力で昇温した例はLOCA試験である。	産・官	従来からのFP放出モデルを最大限活用し、燃料製造時データを取扱うこと、類似の試験ノウハウを有すること、技術を持つHLが連携して測定を行うことが望ましい。特に、SHBと組んで出多を獲得することが最も優先的である。	
					通常運転時並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	通常運転時並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	通常運転時並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	通常運転時並びに炉心崩壊過程開始に至るまでのFP挙動評価。	出力上昇によるFP移行は充実しているが、低出力で昇温した例はR1A、LOCA試験である。	産・官	同上。ただし、物質の蒸発や移動に関する最新の知識導入に関しては、学のリードが必要である。
炉心崩壊時温度評価モデルの精緻化	コード内の温度評価における発熱源の詳細化	FP放出や核燃焼物質移動による燃焼熱量(崩壊熱)の変化の組み込み	コード内の温度評価における発熱源移動の組み込み	温度評価モジュールの精緻化	温度評価モジュールの精緻化			産・官・学	同上。ただし、物質の蒸発や移動に関する最新の知識導入に関しては、学のリードが必要である。		

表 4.5.1-1 技術マップ策定の試行結果 (4/4)

対象技術 テーマ	名称	概要	利用動向	技術開発課題			国内外の現状		主たる役割分担	
				課題名	概要	開発要素	国際的な研究・開発動向	国内の現状	主体	理由
複数の技術を束ねるための共通の視点	一般的な技術名称	技術の概要を簡潔に記載	その技術の現状の利用状況や、今後、期待される利用ニーズについて記載	その課題の概要	課題の解決に必要な要素	課題に対する海外の取り組み状況（または、課題の認識状況）	課題に対する国内の取り組み状況	課題解決に取り組む実施主体	その理由	
プラントの脆弱点の把握	PRA	シナリオベースで、原子力プラントのリスクと脆弱点を定量的に評価する。	安全目標との整合性の他、評価結果をリスク情報として、設備・機器の重要度評価、AMの有効性評価などに用いられている。	多様な外的事象に対する評価手法、それを統一的に取り扱う手法	様々な外的事象に対するPRA評価のための、耐力や応答の解析評価や実験によるデータ取得。 対象となる外的事象の絞込み、優先順位の決め方も必要。免振装置	地震や津波のPRA標準については、日本の知見を参考にする意向あり。	地震や津波については、PRA標準の中で、PRA評価の標準的手法が整備されている。 ただし、AM設備機器については、今後、データ取得が必要な場合もある。	産官学	対象となる事象と機器に応じて役割が異なる。 大型機器や規制基準を大きく超える事象の実証については、大掛かりな試験装置が必要であり、国の支援が必要。 成果は、事業者と規制の両方が共有可能な知識基盤となる。	
					地震や津波のPRA標準については、日本の知見を参考にする意向あり。			産官学		
					多数の事故シナリオにおけるプラント損傷態様の評価と特徴による分類方法。		地震や津波については、PRA標準の中で、PRA評価の標準的手法が整備されている。	産		
					外的事象の発生頻度の評価。 外的事象別に、規模と頻度の関係について、不確実さを含めた整備が必要。最新の科学的知見に基づく評価式の充実が求められる。	地震や津波のPRA標準については、日本の知見を参考にする意向あり。	地震や津波については、PRA標準の中で、発生頻度の標準的な評価・分類方法が整備されている。	学、学会	科学的なデータに基づき、学が評価式を整備し、民間標準として整備する	
				SAMの組み込み	SAMをPRA手法に組み込むために必要な要素技術の開発	マネジメント失敗確率の最適評価。 AM対策機器の故障率データの整備・取得や、訓練データを反映した、人的過誤を含めた、総合的なマネジメントの信頼性評価手法の構築が必要。	一般産業用機器を活用する場合の信頼性データは存在しない。	産 官学	産業用機器の故障率は、実績に基づき、事業者が整備すべき。 人的過誤を含めた評価については、学の支援を受けながら、産の訓練データを活用しつつ、手法やデータ整備を行うことが望ましい。	
					マネジメントの成功、失敗を考慮した事故進展シナリオの最適化、詳細化。			産	シミュレーションコード等に基づき、産自らが整備することが望ましい。	
					多数基立地による相互融通、リソースの奪い合い、他基事故による活動の制限などの観点を考慮した、事故シナリオの開発。					
ストレス テスト	どの程度の事象まで燃料の重大な損傷を発生させることなく耐えることができるか、安全裕度（耐力）を評価する。対策の有効性を検討し、クリッフェッジの存在の有無を確認する。	発生頻度の不確実さの大きい事象に対して、安全裕度を確認すると共に、プラントの脆弱箇所を特定する。	より厳しい（ストレステスト）状況の想定	ヨーロッパや日本で実施されたストレステストの想定条件を超える厳しい状況を想定したストレステストを実施する手法。 例えば、全電源（交流+直流）喪失時対策、電源盤喪失時対策、格納容器機能早期喪失対策、停止時（格納容器がない状況）+外部事象、同時多発火災対策など	想定条件時の事象進展の詳細把握と最適評価（PRAの「マネジメントの成功、失敗を考慮した事故進展シナリオの最適化、詳細化」と類似）	ヨーロッパでは、1F事故後に、ストレステストを実施し、クリッフェッジの特定または無いこととの確認が行われた。	1F事故後に、地震、津波、その重畠を対象に、電源と最終ヒートシンク喪失についてのストレステストを実施した。			

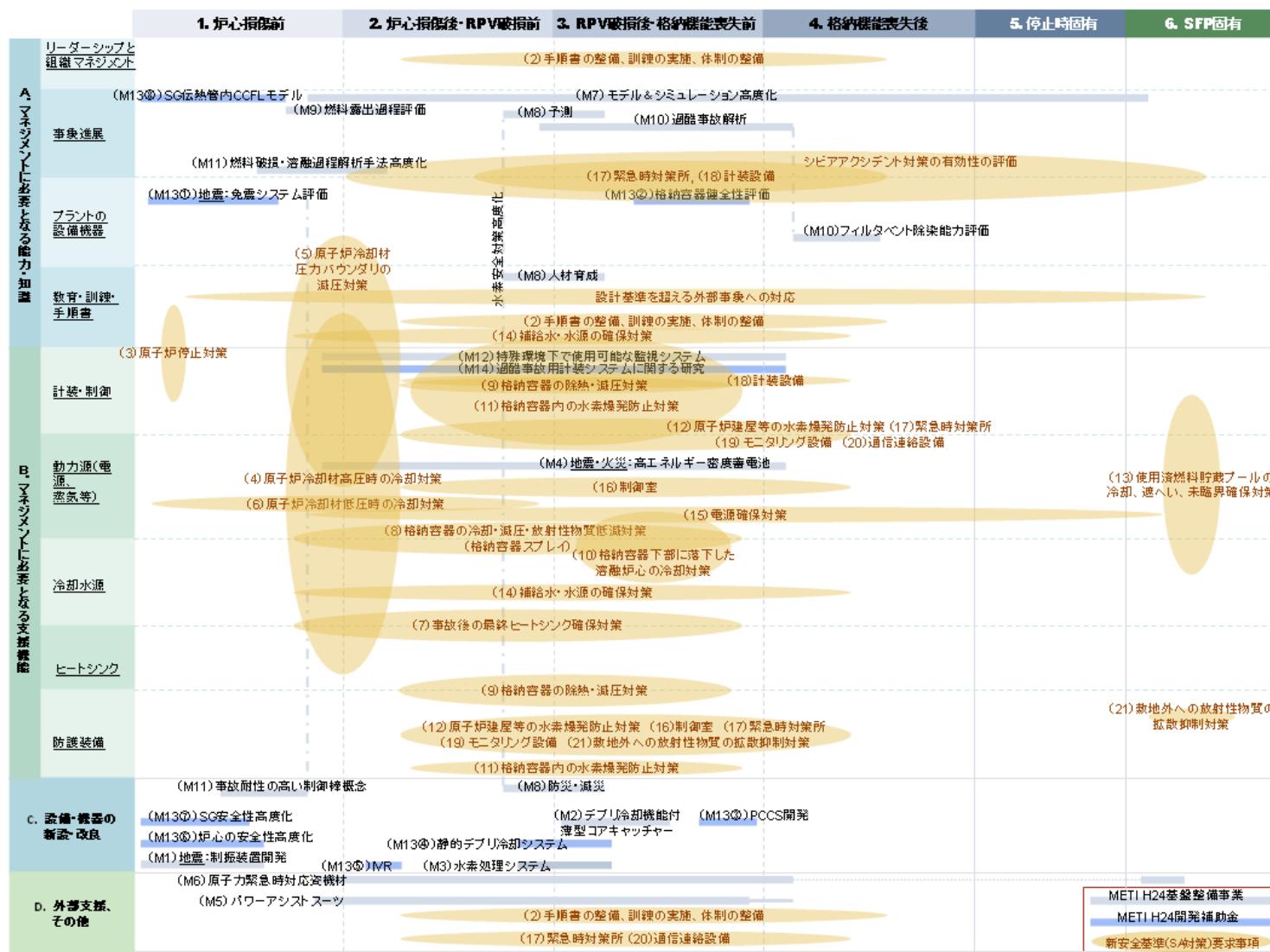


図 4.5.2-1 研究開発課題の2軸マッピングの試行結果

4. 6 今後の課題

本節では、本年度作成した原子力安全対策高度化技術マップの今後の課題を整理する。

4. 6. 1 安全高度化が目指す方向性の俯瞰的検討に基づく課題

技術検討会で行われた3回の議論に基づき、原子力安全対策高度化技術マップの今後の課題を整理する。

(1) 原子力安全対策高度化の方向性

技術検討会では、原子力安全対策高度化の方向性についての議論が行われた。その結果、安全性と信頼性の向上に資する研究開発が目指す方向であり、それを支える基礎基盤研究と革新的な応用技術の開発が挙げられる。そして、安全対策は1つのステークホルダー（特定の1つの研究分野）だけでは不可能であることから、関連するステークホルダーによる共同研究、共同開発が重要となる。

(2) 国際的な動向との整合の重要性

3回の技術検討会を通して、常に、指摘があったのが、国際的な動向との整合の重要性である。例えば、米国と欧州のいずれにおいても、研究開発の重点は事象の緩和に置かれるようになってきている。また、マネジメントの重要性についても、共通している。研究の視点では、シビアアクシデント時の燃料挙動を把握することの必要性についても、共通している。

上記は、あくまでも一例であるが、このような国際的な動向と矛盾していないことを継続的に確認することは、原子力安全の高度化を網羅的・俯瞰的に眺め、抜け落ちが無いことを確認するためにも必要である。

(3) 国際協力の必要性

国際的な動向との整合とも関係があるが、シビアアクシデント時の研究などは、資金的にも人材的にも一国で実施するよりは、国際的に協働することが有効であると考えられている。その一方で、我が国が国際的に見ても最先端の分野については、必ずしも国際協力が有効とは限らない。

国際的に協力することで知識を共有すべき分野と国際的な競争によって技術の向上を図る分野について、明確にしていくことが、コストや人材などのリソースが限られた中で、技術の維持・向上を図るために必要である。

(4) 技術マップの継続的改善の仕組みの構築

上記(1)から(3)に記した方向で安全高度化に資する研究、技術開発を推進していくために、技術マップを継続的に有効に活用していくためには、技術マップ自体を、その時点での最新の技術的知見や研究動向を反映したものに見直し、研究・技術開発の進捗を把握・評価し、研究や技術開発の役割分担の見直しや、関係するステークホルダーの追加、入れ替え等を行っていく必要がある。そのためには、関係するステークホルダーが集まり議論する場の設置が必要となる。このような場において、ステークホルダー自らの進捗・成果を報告し、相互に検証を行う内部レビューを実施し、成果や活動の外部レビューを受けることで、技術マップの品質を管理していくことが重要である。

4. 6. 2 シビアアクシデントマネジメントの技術マップの高度化に向けた課題

本年度、検討を行ったシビアアクシデントマネジメントの技術マップについて、技術戦略マップ策定、並びに、その結果に基づいた研究開発テーマの設定の観点から、課題の整理を行う。

(1) 導入シナリオの高度化

本年度のシビアアクシデントマネジメントの導入シナリオの検討は、東京電力福島第一原子力発電所事故の発生、並びに、新規制基準の整備計画を受け、主に規制動向を中心として、直近の見える範囲を対象とした検討を行った。このような検討の方法は、緊急性の整理に当たっては有効であるが、戦略的に長期間取り組むことで達成可能なシナリオ、そして、それ故に早期に取り組みを開始する必要のある課題が埋もれる可能性がある。

4.6.1 で記した安全高度化が目指す方向性の観点に基づき、導入シナリオの見直すことが必要である。

(2) 課題の精緻化

本年度の技術マップは、主に、シビアアクシデントマネジメントにおける現状の課題の抽出結果に基づき、整理を行うところに止まっている。次項で述べるように、現状の課題を研究テーマまたは技術開発テーマとするためには、決すべき課題の優先順位を評価し、課題解決を主に担うべきステークホルダーを検討する必要がある。多くの専門家による PIRT など実績のある適切な手法に基づく評価を行うことなどを通じて、課題の優先順位や、国内外の動向も考慮した役割分担を行う必要がある。

(3) 課題の集約

現状の課題に対して、効率的に研究、技術開発を行っていくためには、課題や研究・技術開発の類似性、研究や技術開発の波及効果、研究・技術開発に関するステークホルダー、国際協力などの観点から、集約を行い、研究・技術開発テーマとしていく必要がある。

5. 技術マップの見直し・改訂作業のための体制構築

5. 1 技術マップの拡張のあり方

平成 24 年度は、アクシデントマネジメントの技術分野に焦点を絞り、安全対策高度化技術に資する技術マップの策定を検討した。検討プロセスでは、網羅性の確保や技術的課題の抜けを回避するため、安全対策高度化全般の俯瞰的な視点の整理や課題整理軸の設定のあり方等にある程度時間を割いた。そして、アクシデントマネジメントに与える影響の観点からの課題の抽出と、それに基づく技術マップのフレームの検討を行った。

その結果として、アクシデントマネジメント上の課題において、網羅性を確保し抜けを回避し得る検討軸、ならびに安全対策高度化に資する技術マップのうち、アクシデントマネジメント分野のみならず他の分野を含めて有効な、技術マップ策定の検討プロセスと技術マップの整理軸を導出することができた。

この結果を踏まえ、今後はまず平成 24 年度の検討を継続し、必要な研究課題を網羅したアクシデントマネジメント分野の技術マップの策定を行うことが必要である。そして、並行して今後の技術マップ策定領域の選定ならびにアクシデントマネジメント分野の技術マップの深化の方向性を検討した上で、平成 25 年度以降、新たな領域に対する技術マップの策定に着手することが手順として妥当である。

アクシデントマネジメントに加えた技術マップの策定領域については、今年度実施した海外調査の中で様々な研究開発プロジェクトの事例調査や IAEA 等の国際機関の提示する国際標準的な整理軸も参考となる。例えば、IAEA の INSAG-12 にて提示されている発電用プラント全体の課題整理（図 3.3.1-14）の中で使用されている 2 軸のうち、縦軸に相当する深層防護は今回のアクシデントマネジメント領域上の課題に対応する。もう一方の横軸はプラントの立地・設計から運転、廃止措置までプラントライフ全体を捉えた課題に対応している。また、運転の過程で得られた経験・知見を次世代炉の設計に反省するという観点からはプラントライフサイクルという捉え方もできる。この 2 軸での課題抽出は、発電用プラント全体の課題の網羅的整理・抽出に有効であることから、今後の技術マップ策定領域の一つとして例えばプラントライフサイクルマネジメントといった領域設定も有効と考えられる。

アクシデントマネジメント分野の技術マップの深化については、安全対策は継続的な取り組みによる現状レベルの維持、ひいてはさらなるレベルアップが不可欠であり、常に最新知見を反映した安全対策技術の向上が可能となる技術マップのリバインズが目指すべき取り組みのあり方といえる。

5. 2 技術マップ検討体制のあり方

安全対策全般を広範にカバーする技術マップの策定を平成 24 年度に着手するに当たり、当該マップは幅広いステークホルダーで共有することが望ましい旨の指摘が出され、産学官・学協会、さらに官においては利用行政のみならず規制行政も含めた体制での検討と結果の共有が可能な体制を検討した。利用行政が支援する産業界と規制行政の間には、被規制・規制の関係があり、独立性や透明性の相互関係が求められるのは明らかである。一方で、技術開発やそのための安全研究の取り組みを通じて取得される技術やデータに本来被規制・規制の色は無く、協力して取り組むことの有効性や必要性も指摘される。すなわち、研究開発の結果得られる基礎的な技術やデータは共通基盤として全てのステークホルダーで共有し、それを各立場で目的に応じて活用していく関係が適切である。

技術マップは、各ステークホルダーの役割分担を明確化し、それぞれの役割に則した技術開発を進めていくプロセスの透明性や正当性の説明責任に対して有効なツールである。したがって、技術マップの検討や策定は、規制行政も含めたオールジャパン体制さらには国際標準や国際的な最新知見や動向も反映できる体制として、グローバル体制で実施していくことが望ましい。

今年度は技術マップの策定の場を学術的な専門家が立場を超えて集う場としての学会に委託して設置し、技術マップ検討に向けた検討を実施した。その結果、規制側の立場である原子力安全基盤機構や日本原子力研究開発機構安全研究センターのメンバー加わった形で、アクシデントマネジメント技術マップの検討を実施できた。

次年度以降もこの学会を活用した検討体制は継続し、オールジャパン体制の強化を図ると共に、さらに国際会議や国際機関等の場を活用してグローバルな活動を通じた情報共有・交換、協議・検討をさらに進め、国際社会の中での日本のアドバンテージを活かし、また日本の弱点を補完できる技術マップの検討をグローバルな体制で実施していくことが必要である。

6. おわりに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、既設原子力発電所について、シビアアクシデント対策を中心に安全対策の高度化を適切に進めていくための有効な手段として、安全対策の高度化に係る技術課題を俯瞰的・広範にカバーした技術マップの策定に着手した。

既存の各分野の技術マップの事例を調査し、それぞれの特徴や課題を整理して、今回策定する技術マップの検討方法や設定方法の参考とした。また、福島第一原発事故後の海外の技術開発や研究開発プロジェクト事例や、過去に発生したシビアアクシデント（TMI や切尔ノブイリ事故）の経験に基づく対策事例を調査し、技術課題設定検討の参考とした。加えて、海外からアクシデントマネジメント分野の専門家を招へいして個別の意見交換や公開の議論の場としての国際シンポジウムを開催し、さらに 2013 年 3 月に NRC が主催した Regulatory Information Conference に参加しての調査を実施して、国際的な最新情報や最新知見を技術マップの策定において活用できる様、調査結果を取りまとめた。

技術マップの策定の場は日本原子力学会に委託して会議体を設置し、規制側の立場の専門家も含めた産学官・学協会の体制で、安全対策高度化のあるべき方向性の議論や、アクシデントマネジメント領域に焦点を絞った技術マップの策定検討を行い、当該マップの網羅性や実効性を担保する有効な策定プロセスを導出した。また、次年度以降の技術マップの見直し・改訂方法の方針について取りまとめた。