

1-3 過酷事故の発生防止とその影響低減に関する取組

国民の安全を確保する上で、多量の放射性物質が環境中に放出される事態を招くおそれのある過酷事故の発生を防止すること及び万が一発生してしまった場合の影響を低減することは非常に重要です。現在、原子力事業者等は、新規制基準を踏まえた過酷事故対策を講じるとともに、国や研究開発機関を含む原子力関係機関は、過酷事故に対する理解を深め、更なる安全対策に活かすための研究開発を進めています。

(1) 過酷事故対策

事故の教訓を踏まえ、原子力事業者等は、過酷事故の発生を防止するための対策や、万一事故が発生した場合でも事故の影響を低減するための対策を新たに講じています（図 1-11、図 1-12）。津波への対策としては、発電所敷地内への津波の浸入を防ぐための防潮堤を設置するとともに、防潮堤を超える高さの津波によって敷地内が浸水した場合でも建物内の重要な機器やエリアの浸水を防止するための防潮壁、水密扉を設置しています。

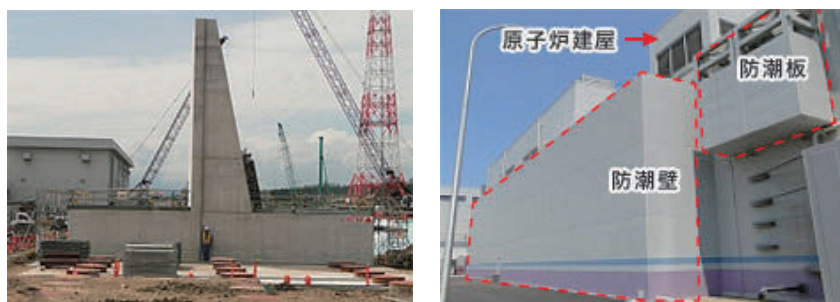


図 1-11 東京電力柏崎刈羽原子力発電所の防潮堤、防潮壁・防潮板

(出典)東京電力「津波による浸水防止」²⁴

また、大規模な地震による送電鉄塔の倒壊や津波による発電所内非常用電源の浸水を想定し、敷地内の高台に配備された発電機車や電源車から発電所に電源を供給する等、電源設備の多重化・多様化も行っています。さらに、全ての電源が失われた場合でも原子炉や使用済燃料プールを冷却し続けるための多様な注水設備や手段を確保しており、非常時には発電所の外から予備タンクや貯水池、海水を水源としたポンプ車による発電所内への注水を行うことができます。

炉心を冷却し続けることができず、燃料が損傷に至った場合を想定した対策も講じられています。格納容器や原子炉建屋内での水素爆発を防止するための対策として、水素と酸素を結合させて水蒸気にする静的触媒式水素再結合装置や、短時間のうちに多量に発生した水素を計画的に燃焼し除去する電気式水素燃焼装置を設置しています。また、格納容器内の気体を排出し圧力を下げることで格納容器の過圧による破損を防止するフィルタベント設

²⁴ <https://www4.tepco.co.jp/kk-np/safety/tsunami/index-j.html>

備を設置しています。気体に含まれる放射性物質はフィルタで除去されるため、周辺環境の土壌汚染は大幅に抑制されます。さらに、原子炉建屋や格納容器が破損した場合でも、屋外に配備した放水設備から破損箇所に向けて大量の水を放出することで放射性物質の大気への拡散を抑制します。発電所敷地内には、このような対策の実行に必要な人や車両の通路を確保するため、地震や津波によって散乱した瓦礫等を撤去するための重機も配備しています。

意図的な航空機の衝突等のテロリズムへの対策として、特定重大事故等対処施設も設置が進められています。同施設は、テロ行為によって炉心が損傷した場合でも、放射性物質の異常な放出を抑制するため、原子炉建屋とは離れた場所に設置され、炉心や格納容器内への注水設備、電源設備、通信連絡設備を格納するものです。また、これらの設備を制御するための緊急時制御室も備えるものです。



静的触媒式水素再結合装置



フィルタベント設備



屋外放水設備

図 1-12 過酷事故の影響を低減するための対策例

(出典) 東京電力「柏崎刈羽原子力発電所における福島第一原子力発電所事故の教訓をふまえた対策について」(2016 年) [63]

(2) 過酷事故に関する原子力安全研究

① 原子力規制委員会における安全研究

原子力規制委員会は、過酷事故研究を通じて、新規制基準に基づき原子力事業者等が策定した過酷事故対策の妥当性を審査する際に必要となる技術的知見や評価手法を整備し、関連する規格基準類に反映しています。

過酷事故時に発生する物理化学現象の中には、予測や評価に大きな不確実性を伴う現象が存在します。原子力規制委員会は、これらの重要な現象を解明し、最新の知見を拡充するための研究に取り組んでいます。特に、気体に含まれる粒子状の放射性物質が水中に捕獲される（プールスクラビング）効果、過酷事故時の格納容器内における水素等の気体の成層化やスプレイによる攪拌挙動（図 1-13）、燃料から放出されたヨウ素やセシウム等の化学的な形態や移行挙動、格納容器内に落下した熔融炉心がコンクリートを侵食する熔融炉心・コン

クリート反応 (MCCI²⁵)、熔融炉心の冷却性等について、関係機関と協力し、国内外の施設を用いた実験を行っています。実験で得られた知見は、過酷事故時の安全性を評価するための解析コードの開発や精度向上、確率論的リスク評価 (PRA²⁶) 手法の高度化に活用しています。また、OECD/NEA が行う BSAF²⁷等の国際共同プロジェクトに参加し、国内外の専門家から最新の情報を収集しています。なお、原子力機構は、原子力規制委員会によるこれらの実験や研究の一部を実施しており、科学的・合理的な規制の構築に貢献しています。

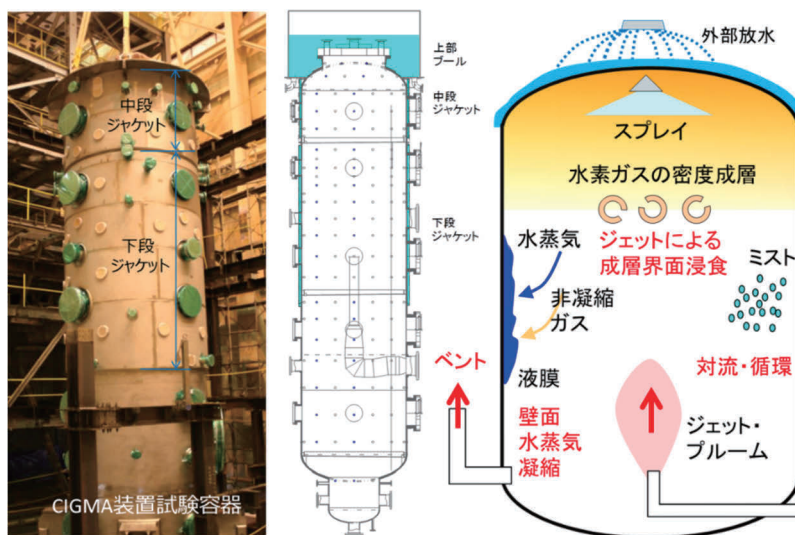


図 1-13 大型格納容器実験装置による熱流動実験の概要

(出典) 原子力規制委員会「平成 29 年度安全研究計画」(2018 年) [64]に基づき作成

② 経済産業省における安全研究

経済産業省は、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の中で優先度が高いとされた課題の解決に向けた技術開発を支援しています。過酷事故が発生した場合でも事故対応のための猶予期間を確保するため、過酷事故条件下でも損傷しにくい新型燃料部材の開発に取り組んでいます。また、原子力発電所の包括的なリスク評価手法の高度化のため、地震や津波を対象とした確率論的リスク評価 (PRA) 手法の高度化にも取り組んでいます。

③ 文部科学省における安全研究

文部科学省は、原子力機構が所有する研究施設を活用し、過酷事故を回避するために必要となる安全評価用データの取得や安全評価手法の整備に取り組んでいます。原子炉安全性研究炉 (NSRR²⁸) では、試験燃料棒が破損する様子を観察することで、燃料破損メカニズム

²⁵ Molten Core Concrete Interaction

²⁶ Probabilistic Risk Assessment

²⁷ Benchmark Study of the Accident at the Fukushima daiichi nuclear power station

²⁸ Nuclear Safety Research Reactor

を解明し、過酷事故への進展防止等の検討に必要な知見を取得しています。

④ 原子力機構における安全研究

原子力機構では、安全研究センター、原子力基礎工学研究センター、廃炉国際共同研究センター（CLADS²⁹）が過酷事故研究に取り組んでいます。安全研究センターは、多様な施設を活用した実験（図 1-14）を通じて、原子力規制委員会への技術的支援や長期的視点から先導的・先進的な安全研究を実施しており、過酷事故の防止や影響緩和に関する評価、放射性物質の環境への放出とその影響に関する研究について重点的に取り組んでいます。原子力基礎工学研究センターは、原子力利用を支える様々な要素技術の基礎・基盤的な研究の一環として、原子炉内の 3 次元熱流動評価手法や放射性物質の化学挙動評価手法の開発に取り組んでいます。また、廃炉国際共同研究センターは、東電福島第一原発の廃炉に向けた研究の一環として、事故進展解析による炉内状況の把握、燃料の破損・溶融挙動の解明、溶融炉心・コンクリート反応による生成物の特性把握、セシウム等の放射性物質の化学挙動に関する知見の取得に取り組んでいます。これらの成果の一部は、現行の過酷事故用解析コードの高度化や事故対策の高度化等、将来の安全研究に役立てることとなっています。



図 1-14 原子力機構の研究を支える主な施設

(出典) 第 5 回原子力委員会資料 1 号 原子力機構「安全研究センターの研究活動について」(2019 年) [65]

²⁹ Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

⑤ 電力中央研究所における安全研究

一般財団法人電力中央研究所の原子力リスク研究センター(NRRC³⁰)は、原子力事業者等の安全性向上に向けた取組を支援するため、PRA 手法やリスクマネジメント手法に関する研究を実施しています。過酷事故状況下における運転員による機器操作等の信頼性評価や過酷事故時に放出される放射性物質による公衆や環境への影響の評価に関する技術開発に取り組むとともに、地震、津波、竜巻、火山噴火等の外部事象に対する原子力施設のフラジリティ（地震動強さに対する機器、建物・構築物等の損傷確率）評価手法の開発も進めています。

³⁰ Nuclear Risk Research Center

コラム ～OECD/NEA による過酷事故研究の取組～

OECD/NEA では、我が国を含めた各国の関係機関が参加し、過酷事故に関する現象の解明や事故の防止・緩和に関する国際共同研究プロジェクトが実施されています。

進行中の主な過酷事故関連プロジェクト	過去の報告書等
東電福島第一原発事故のベンチマーク研究 (BSAF ³¹ プロジェクト) フェーズ2 ※	[66]
東電福島第一原発事故後の安全研究の可能性に関する上級タスクグループ (SAREF ³²) ※	[67]
燃料デブリの分析に関する予備的研究 (PreADES ³³)	[68]
原子炉建屋内及び格納容器内の調査結果の分析 (ARC-F ³⁴)	—
福島第一原子力発電所の事故進展シナリオ評価に基づく燃料デブリと核分裂生成物の熱力学特性の解明に係る協力プロジェクト (TCOFF ³⁵) ※	[69]
ヨウ素挙動プロジェクト (BIP ³⁶) フェーズ3	[70]
ソースターム評価・緩和プロジェクト (STEM ³⁷) フェーズ2	[71]
原子力安全のための水素影響緩和試験プロジェクト (HYMERS ³⁸) フェーズ2	[72]
熱水力、水素、エアロゾル及びヨウ素挙動に関するプロジェクト (THAI ³⁹) フェーズ3	[73] [74]
事故シミュレーションのための先進的な熱水力試験ループプロジェクト (ATLAS ⁴⁰) フェーズ2	[75]
一次冷却系ループ試験設備プロジェクト (PKL ⁴¹) フェーズ4	[76] [77]
スタズビック被覆管健全性プロジェクト (SCIP ⁴²) フェーズ3	[78]

※：次項で説明しています。

³¹ Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

³² Safety Research Opportunities Post-Fukushima

³³ Preparatory Study on Analysis of Fuel Debris

³⁴ Analysis of Information from Reactor Building and Containment Vessel and Water Sampling in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

³⁵ Thermodynamic Characterisation of Fuel Debris and Fission Products Based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

³⁶ Behaviour of Iodine Project

³⁷ Source Term Evaluation and Mitigation

³⁸ Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety

³⁹ Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine

⁴⁰ Advanced Thermal-hydraulic Test Loop for Accident Simulation

⁴¹ Primary Coolant Loop Test Facility

⁴² Studsvik Cladding Integrity Project

東電福島第一原発の事故や廃炉戦略に関連する代表的なプロジェクトとしては以下があります。

- 東電福島第一原発事故のベンチマーク研究 (BSAF) プロジェクト

東電福島第一原発事故時の挙動データと各種の過酷事故進展解析コードの比較・検証を行っています。フェーズ1は13種類の過酷事故進展解析コードを用いて、事故後6日間の原子炉容器内の状況の解析を行い、予測精度向上のための課題が抽出されました。フェーズ2が2015年から始まり、フェーズ1の結果を踏まえ事故後3週間までの解析を行い、燃料デブリの位置等の評価を行っています。

- 東電福島第一原発事故後の安全研究の可能性に関する上級タスクグループ (SAREF)

東電福島第一原発事故に関連する安全研究の知識ギャップを埋めるための研究課題の抽出・推進と安全な廃止措置作業を支援するために、上級専門家グループでプロジェクトを提案する取組を行いました。2016年には報告書を公表し、長期的検討課題、短期プロジェクトを特定しました。短期プロジェクトとして特定された「燃料デブリの分析に関する予備的研究(PreADES)」及び「原子炉建屋内及び格納容器内の調査結果の分析(ARC-F)」は、我が国が主導して研究を進めています。

- 福島第一原子力発電所の事故進展シナリオ評価に基づく燃料デブリと核分裂生成物の熱力学特性の解明に係る協力プロジェクト (TCOFF プロジェクト)

2017年6月にプロジェクトを立ち上げ、燃料デブリや核分裂生成物等の化学反応に関する基礎データを収集し、燃料デブリや事故進展挙動の解析に適した熱力学データベースの整備に取り組んでいます。燃料デブリの取り出しだけでなく、既存解析コードの精度向上といった成果も期待されています。

(3) 過酷事故・防災プラットフォーム

これまでの我が国における過酷事故に関する安全研究では、原子力関連機関の連携や協働の取り組みが十分とは言えず、研究を通じて得られた知見や知識が組織ごとに存在している状況でした。このため、原子力委員会は、「原子力利用に関する基本的考え方」（2017年7月原子力委員会決定、政府として尊重する旨閣議決定）において、「国、日本原子力研究開発機構を中心とした研究開発機関及び原子力関係事業者は、明確な役割分担と連携の下、東電福島原発事故の知見等を活かしつつ、過酷事故の現象とその影響、低減策の俯瞰的・体系的な検討と理解を進め、将来起こり得ると考えられる様々な事態に対する理解力と対応力を涵養していくべきである」と原子力関連機関が連携や協働することの必要性を指摘しました〔79〕。

これを踏まえ、原子力機構を幹事機関として、「過酷事故・防災プラットフォーム」が発足しました。プラットフォームでは、関係各機関の協力の下、国内外の最新知見を収集・共有し、報告書・解説・研修資料等として公開する等の活動が行われています。

SA⁴³アーカイブズ（軽水炉過酷事故技術資料）は、過酷事故の推移や個別現象、その影響と対策を俯瞰的に理解すること、また、これらを体系的に学習する研修資料とすることを目的とし、原子力機構を中心に複数の原子力関連機関による整備が進められています。プラットフォームには、このような関係者による共同作業や情報交換を通じて、人材育成の促進、ニーズ対応型の研究開発の創出・促進、情報公開を通じた国民理解の促進、知識基盤の構築・強化、根拠情報の明示・俯瞰といった成果が期待されています。

⁴³ Severe Accident