

安全研究に係る中間評価結果

平成30年1月31日
原子力規制委員会

1. 中間評価の進め方

1. 1 評価の対象

原子力規制委員会における安全研究について「平成27年度版」（平成27年4月22日原子力規制委員会。）に基づき実施し、研究期間が5年以上で、平成29年度末で前回の中間評価から3年が経過する安全研究プロジェクト2件を対象とする。（表1）

表1 中間評価対象プロジェクト

	プロジェクト名	計画期間
1	軽水炉照射材料健全性評価研究	H18-H31
2	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	H24-H31

1. 2 評価方法

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成28年7月6日原子力規制委員会決定。）では、中間評価において、外部専門家の評価意見を参考として、研究の進捗状況や成果、また、当該分野の最新動向等を踏まえ、改めて成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行うとしている。

その際、特に規制ニーズ等を踏まえて成果目標が明確に定められているかを評価する。

1. 3 技術評価検討会

材料技術及びシビアアクシデント技術の分野に設置した技術評価検討会（以下「検討会」という。）において、別紙3に示す調査票を用いて説明し、外部専門家の評価意見を聴取した。その際、外部専門家以外に当該技術分野の実務経験及び詳細な技術的知見を有する者（以下「専門技術者」という。）からも意見を聴取し、検討会での参考とした。

評価意見を聴取する際の具体的な観点は、

- ・国内外の過去の研究成果及び最新知見を踏まえた研究内容であるか
- ・解析実施手法及び実験方法が適切であるか
- ・解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切であるか
- ・観点の欠落とといった重大な見落としがないか

の4点とした。

今回開催した検討会の外部専門家及び専門技術者は別紙1のとおり。

2. 中間評価結果

2 件全てのプロジェクトについて、実施方針と整合していることを確認した。そのうち「軽水炉照射材料健全性評価研究」については、最新の規制ニーズ等を踏まえ、高経年化技術評価等における RPV の照射脆化に係る知見を拡充するため、研究計画の見直しを本中間評価対象期間中に実施し、平成 29 年度から RPV の中性子照射脆化に係る研究に注力することとした。

各プロジェクトの中間評価結果は別紙 2 のとおり。

技術評価検討会の外部専門家及び専門技術者

(1) 材料技術評価検討会

外部専門家

兼松 学 東京理科大学工学部建築学科教授
松本 聡 芝浦工業大学工学部電気工学科教授
望月 正人 大阪大学大学院工学研究科マテリアル生産科学専攻教授

専門技術者

新井 拓 一般財団法人電力中央研究所材料科学研究所副研究参事
岡本 達希 東北大学 先端電力工学共同研究講座客員教授
坂詰 義幸 清水建設株式会社 原子力・火力本部 計画部副部長

(2) シビアアクシデント技術評価検討会

外部専門家

糸井 達哉 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻准教授
藤城 俊夫 一般財団法人高度情報科学技術研究機構参与
守田 幸路 九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門教授

専門技術者

浦田 茂 株式会社原子力エンジニアリング解析サービス本部本部長代理
高橋 浩道 三菱重工業株式会社原子力事業部炉心・安全技術部
主幹プロジェクト統括
福田 龍 三菱重工業株式会社エネルギー・環境ドメイン原子力事業部
炉心・安全技術部安全解析技術課主任技師
宮田 浩一 東京電力ホールディングス株式会社原子力設備管理部部長
守屋公三 日立GEニュークリア・エナジー株式会社技師長

(参考) 技術評価検討会の開催日程 (中間評価)

材料技術評価検討会	第1回	平成29年10月10日(火)
	書面審議	平成29年11月28日(火)～
		平成29年12月4日(月)

シビアアクシデント技術評価検討会

第4回 平成29年10月 3日(火)

書面審議 平成29年11月22日(水)～

平成29年11月29日(水)

軽水炉照射材料健全性評価研究（H18-H31）

（1）研究概要（中間実績）

原子炉材料（原子炉圧力容器(RPV)、炉内構造物）の放射線による劣化事象について、中性子照射脆化及び応力腐食割れ亀裂進展速度の評価手法に係る知見の拡充のため、破壊に対する材料の抵抗値（破壊じん性）や亀裂進展等に関するデータを取得することは重要である。

本プロジェクトにおいては、これまでに既往研究で中性子照射された材料を活用して照射材データを取得した。また、今までのところ、RPV 鋼の破壊じん性等の機械的特性データを取得するとともに、監視試験データに対して統計的解析手法を用いた評価を実施し、鋼材の化学成分や中性子照射条件が脆化に及ぼす影響について検討を実施している。今後は、上記に加え、加圧熱衝撃事象の模擬試験を実施し、RPV の健全性を総合的に評価するための知見を拡充する。また、監視試験データに対して統計的解析手法を用いた評価を継続するとともに、RPV 鋼の微細組織観察等を実施し、高照射領域の脆化因子及び照射脆化予測に関する知見を取りまとめる。

（2）技術的観点からの意見

① 技術評価検討会（材料技術評価検討会）の意見

a. 国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか

- 破壊じん性評価、PTS 事象下での高温予荷重効果評価や亀裂伝播停止性能評価、脆化予測手法、IASCC などについて、それぞれ、民間規格の制定・改定状況を念頭に置きつつ、また、国内外情報の十分なサーベイの元に、研究が実施されている。

b. 解析実施手法及び実験方法が適切か

- それぞれの研究項目について、それぞれ適切な解析手法および実験手法が適用されている。
- PTS 模擬試験を実施するに当たり、半楕円亀裂の導入時期とクラッド溶接時期の関係について、AWN / BWN に関する多くの従来知見なども十分に踏まえつつ、今回の試験体製作手順の妥当性を示すべきである。
- 照射脆化予測手法について、これまでの経緯などからしても特に精緻な検討が望まれる安全研究であることから、例えばベイス推定法にしても必ずしも万能ではないことや脆化メカニズムの確認にも十二分な知識と考察が必要なことなど、安全研究に必要となる技術の難易度の高さを意識しつつ、今後も俯瞰的に研究を進めてほしい。

c. 解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切か

- それぞれの研究項目について、それぞれ適切な評価手法を用いて解析結果および実験結果の詳細な検討が行われている。

- JEAC4206-2016 に関連する試験結果などについては、民間規格制定の根拠となったデータとの比較・考察などについても報告に含めた方がよい。

d. 重大な見落とし（観点の欠落）がないか

- 研究全体を通じて精緻に研究が進められており、顕著な見落としのようなものは見受けられない。

e. その他

- 全体として新規規制基準施行下での安全研究として実施されている多くの研究の中で、新規規制基準制定の背景・経緯や国際的動向から見ても、極めて重要度の高い課題であると考えられる。今後も国内外の最新知見を踏まえつつ、運転期間延長認可制度や高経年化対策制度での技術評価に資することができるよう、着実に研究を遂行されたい。
- IASCC 研究について、研究開始時点からの周辺状況の大きな変化を踏まえた「凍結」は、理解はできるものの、国内外の実プラントなどで新たな知見が出現した場合などには、これまでの成果が十分に規制行政に活用できるよう、技術と人材の「維持」に配慮すべき。
- 研究の実施に際し、事前に外部有識者などの意見を聴取・反映できるような仕組みが存在しているが、特に大型試験を実施するような研究内容については、対象技術の幅をさらに広げた人選による議論の更なる活性化と、それにふさわしい会議体の設置・運営が望まれる。

② 専門技術者からの意見

- 解析手法、実験方法についても適切なものであると評価できる。ただし、これから実施する高温予荷重効果を検証するための十字型試験を用いた試験については、新しい試みであること、構造物試験体を用いて複雑な実機事象を模擬する試験であることから、中性子照射脆化に関する材料の専門家だけでなく、構造評価の専門家の意見も幅広く聴いた上で、研究を進めることを要望する。

(3) 中間評価

- ① 原子炉圧力容器の中性子照射脆化について照射材を用いた破壊じん性データ等の取得等を行ったことは、「原子力規制委員会における安全研究について—平成 27 年度版—」中の安全研究が必要な研究分野（(1) 原子炉施設 運転期間延長及び高経年化対策）に整合した研究と認められる。
- ② 成果の公表については、平成 28 年度末までに、論文誌への掲載等はない。
- ③ 研究はほぼ計画どおりに進んでおり、今後の研究計画についても「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針（平成 30 年度以降の安全研究に向けて）」（平成 29 年 7 月 5 日原子力規制委員会決定。）に整合しているが、(2)での技術的意見を踏まえつつ研究を進めること。

- ④ 成果の活用については、平成 28 年度までは具体的な取り組みはないが、今後、RPV の照射脆化に係る知見を拡充することにより、運転期間延長認可申請に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認等への活用が見込まれる。

軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験（H24-H31）

（1）研究概要（中間実績）

重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象に関して、国内外での実験により継続的に知見を蓄積していくことが重要である。こうした背景から本プロジェクトでは、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故時に懸念された現象及び軽水炉の重大事故対策における現象等の、解析モデル化における不確実性の大きな現象のうち、頻度や環境放出への影響度等を考慮して格納容器機能維持に影響の大きい「プールスクラビング実験」「重大事故時格納容器熱流動実験」「ソースターム実験」「燃料デブリ形成過程個別現象実験」「海水注入影響評価実験」の5テーマを選定し、実験を進めている。各実験ともに装置の整備を終え、データ取得及び現象検討を実施している。なお、海水注入影響評価実験は、計画した実験を全て実施し、平成28年度で完了した。

（2）技術的観点からの意見

①技術評価検討会（シビアアクシデント技術評価検討会）の意見

a. 国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか

- 国内外の既往の実験研究に関する最新の知見を踏まえており、過去に行われた研究との重複なく、福島第一原子力発電所事故の経験を反映した課題に対応した研究を進めていると評価する。

b. 解析実施手法及び実験方法が適切か

- 実験方法については、事象を理解し解析コードの検証に資する観点からおおむね妥当なものと評価する。
- 安全規制に適用する上では、模擬条件やスケール効果等についての更なる考慮が必要と考えられる。特に事象進展に対応して複雑に条件が変化する燃料デブリ生成に関わる事象やアクシデントマネジメントとしての海水注入についてはより実態に即した条件を考慮するなど、実験結果の活用にあたって、適用性を慎重に考慮して適用していく必要がある。
- 実験の実施項目は、いずれも最新の知見を踏まえており、実験手法の選択などの実施方法について適切と評価する。

c. 解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切か

- 実験結果の評価については、内外の専門家との議論や学会等での検討を経てまとめられており、評価結果等に対する考察も論理的になされ、評価手法は適切と評価する。
- 「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」に対する実験データの充足性についてコード開発側からのニーズを適宜取込み、より高度な解析手法の整備に寄与することが期待される。

d. 重大な見落とし（観点の欠落）がないか

- 適切な検討が進められており、重大な見落としはないと評価する。
- BWR を中心とした実験となっており、PWR も含めた一般的な知見につなげる観点から見落としがないか検討の余地がある。
- 今後の研究遂行に当たっては、安全規制を進める観点からのニーズをより明確にして実験条件の設定や評価を進めることが重要である。

②専門技術者からの意見

- 福島事故を踏まえると BWR 中心の議論となりがちであるが、PWR を含めた知見についての一般化及び安全規制との関係につながるような成果の整理が望ましい。

(3) 中間評価

- ① 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故時に懸念された現象及び軽水炉の重大事故対策における現象等の実験を進め、データ取得及び現象検討を実施したことは、「原子力規制委員会における安全研究について—平成 27 年度版—」中の安全研究が必要な研究分野（(1) 原子炉施設 重大事故対策）に整合した研究が進められたと認められる。
- ② 成果の公表については、平成 28 年度末までに、国際会議プロシーディングス 1 件（査読あり）、学会発表 12 件があり、研究成果を広く原子力安全に役立てる努力や幅広い外部専門家等からの評価を受けるための努力が十分なされている。
- ③ 研究はほぼ計画どおりに進んでおり、今後の研究計画についても「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針（平成 30 年度以降の安全研究に向けて）」（平成 29 年 7 月 5 日原子力規制委員会決定。）に整合しているが、(2)での技術的意見を踏まえつつ研究を進めること。
- ④ 成果の活用については、現段階までのところ、プールスクラビングに関する実験的知見が、フィルタベントに関する適合性審査の技術支援に、また、燃料デブリ形成過程個別現象に関する実験的知見が、熔融燃料—コンクリート相互反応に関する適合性審査の技術支援に活用されており、規制活動の科学的・技術的能力の向上に貢献している。

軽水炉照射材料健全性評価研究

システム安全研究部門

担当責任者：田口清貴首席研究調査官

担当者：坂本一信主任技術研究調査官、船田立夫技術参与、高倉賢一技術参与

委託先：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（2 に関する研究）

1. 研究概要 (実施期間：平成 18 年度～平成 31 年度)

本研究では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）や炉内構造物の健全性評価に関する運転期間延長に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認並びに民間規格の技術評価に資する技術的知見の継続的な拡充を図ることを目的として、以下の項目を実施する。また、研究プロジェクトの計画を図 1 に示す。

- RPV の中性子照射脆化（以下「照射脆化」という。）について、破壊力学的評価手法に係る知見の拡充のために照射材を用いた破壊じん性データ等を取得するとともに、照射脆化予測に係る知見を拡充する。
- 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）について、照射材の亀裂進展挙動等に関する知見を拡充する。

本研究プロジェクトを開始した当初は、小型試験片による RPV の破壊じん性評価手法の検証及び照射環境下での IASCC 進展挙動の把握を主目的として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）が所有する材料試験炉（Japan Materials Testing Reactor。以下「JMTR」という。）を用いた照射試験により照射材の破壊じん性データ及び亀裂進展データを取得すべく、平成 18 年度より JMTR の改修、試験装置・技術の整備等、照射試験の準備を進めるとともに、既往研究等で中性子照射された材料（以下「既存照射材」という。）を活用して照射材データの取得を進めてきた。しかしながら本中間評価対象期間中に、最新の規制ニーズを踏まえる必要が生じたこと等から、高経年化技術評価等における RPV の照射脆化に係る知見を拡充するよう、研究計画の見直しを行った。具体的には、照射脆化に係る研究については、平成 29 年度以降、破壊力学評価に係る試験及び脆化予測手法に関する検討に注力することとし、前者については試験に用いる材料の基礎特性取得や大型試験体の製作等、後者については統計解析手法を用いた監視試験データの評価等を実施している。また、IASCC に係る研究については、商業用軽水炉の運転期間が最長でも 60 年と規定されたこと、実機廃炉材が将来活用できる可能性があること等の状況を鑑み、平成 28 年度をもって研究を凍結することとした。

本中間評価期間中における研究の進捗状況は以下のとおりである。

- RPV の照射脆化に関しては、非照射材及び既存照射材を用いて破壊じん性データを取得し、平成 28 年度までに破壊じん性参照温度とシャルピー延性脆性遷移温度の相関を確認した。また、民間規格の改定の動向を踏まえ、平成 25 年度から健全性判定に係る試験として高温予荷重効果及び亀裂伝播停止に係る試験を開始した。加えて、破壊力学評価に係る試験として、加圧熱衝撃事象に対する RPV の健全性を確認するための大型試験体を用いた加圧熱衝撃事象を模擬する試験の準備を平成 27 年度から開始するとともに、脆化予測手法に関する検討として監視試験データの統計解析等を平成 28 年度から開始した。
- IASCC に関しては、照射材亀裂進展速度評価として、平成 25 年度から平成 28 年度までにかけて非照射材及び既存照射材を用いた亀裂進展試験及び微細組織観察等を実施するとともに、ステンレス鋼照射材の亀裂進展速度を含む材料特性データに関して文献調査及びデータ収集・整理を進めた。

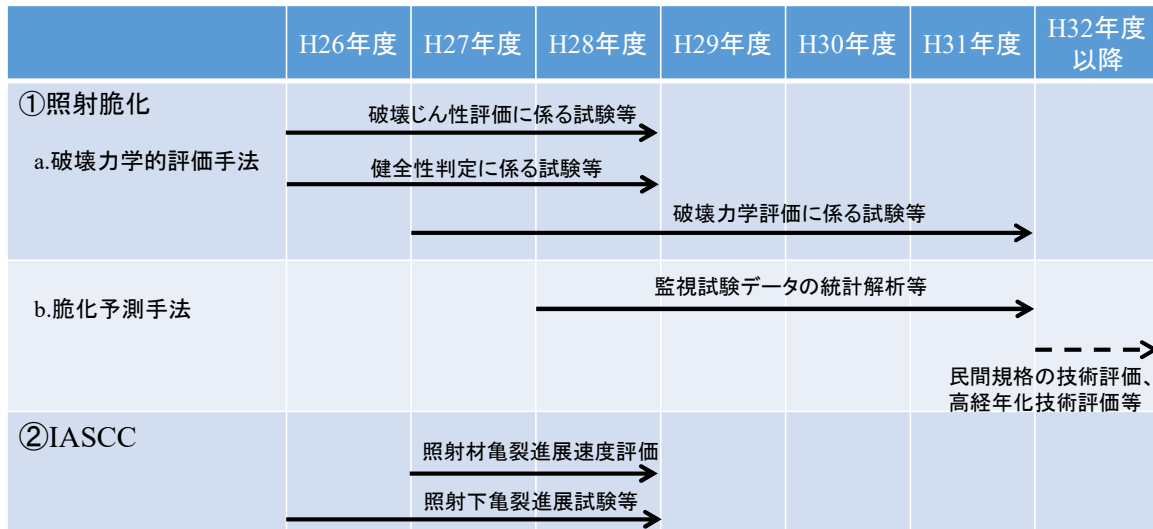


図1 本研究プロジェクトの計画

Fig.1 Time schedule of the project

2. 平成 29 年度までの主要成果

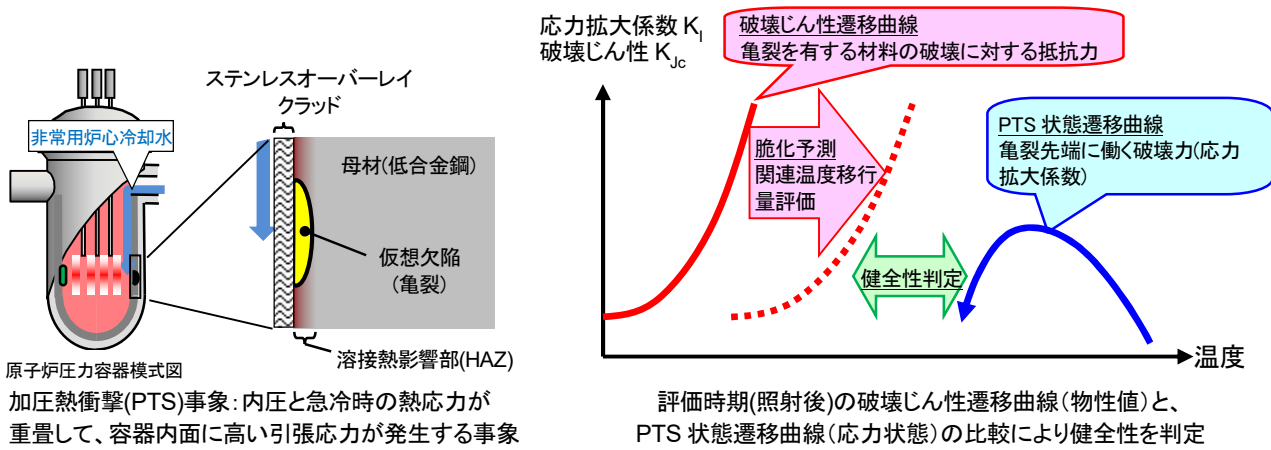
2.1 照射脆化

RPV の健全性評価に係る民間規格、日本電気協会電気技術規程「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊じん性の確認方法」(以下「JEAC4206」という。)では、RPV が安全上最も重要であるが交換が困難な機器であることから内面に欠陥があることを想定した上で最も厳しい条件として加圧熱衝撃(以下「PTS」という。)事象を想定し、PTS 事象が生じても破壊しないことの確認を以って健全性を評価している。図2はPTS 事象を考慮したRPV の健全性評価法における評価項目とフローの概要を示す。図2の左上図に示すように、PTS 事象とは冷却材喪失事故等の際に非常用炉心冷却水が注入され、RPV 内面の急冷による熱応力と内圧が重畳して引張応力が発生する事象である。この過程での亀裂先端における応力拡大係数(以下「 K_I 」という。)の変化をPTS 状態遷移曲線として、図2右上の模式図に青線で示す。一方RPV を構成する低合金鋼(以下「RPV 鋼」という。)は中性子照射によって脆化し、破壊じん性の温度依存性を示す破壊じん性遷移曲線は、図2右上の模式図に赤線で示すように高温側にシフトする。健全性評価においては、RPV の健全性を評価する時期の中性子照射量を勘案した破壊じん性遷移曲線と、PTS 状態遷移曲線を比較し、この曲線が交差し、即ち亀裂先端に働く破壊力が材料の破壊に対する抵抗力を超えないこと等の確認をもって健全と判定している。

本研究では、JEAC の改定に係る技術動向等を踏まえ、平成 25 年度より破壊じん性評価に加えて PTS 事象における RPV の健全性評価に係る部分も対象としている。図2の下側にPTS 事象を考慮したRPV の健全性評価法における評価フローの概要を示し、あわせて吹き出し内には、項目ごとの技術課題と本研究で対応する試験を記す。ここでは、これまでの知見を踏まえ、健全性評価に係る課題を重複無く網羅するように課題を抽出し、(1) 破壊じん性評価に係る試験等、(2) 健全性判定に係る試験等、(3) 破壊力学評価に係る試験等に分類する。これまでにJEAC4206 の改定時に規定された以下の項目も考慮し、技術課題に対応した試験の見直し及び追加を図ってきた。

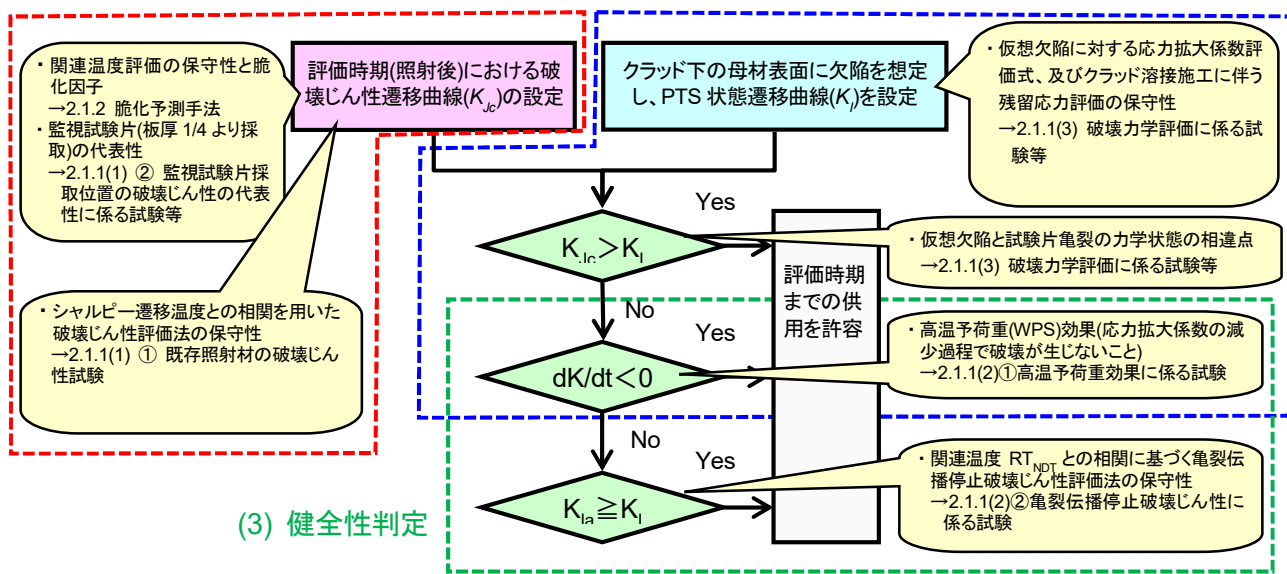
- RPV 内面のステンレスオーバーレイクラッド(以下「クラッド」という。)下に欠陥を想定(以下「仮想欠陥」という。)
- 応力拡大係数が単調減少していく過程では破壊が生じないという高温予荷重効果を考慮
- RPV の板厚内で亀裂の伝播が停止する条件を考慮

本中間評価期間中の主要成果は以下のとおりである。



(1) 破損じん性評価

(2) 破壊力学評価



(吹き出しは項目ごとに確認する技術課題と本研究で対応する試験を示す。)

図 2 PTS 事象における RPV の健全性評価法の概要

Fig. 2 Outline of the structural integrity assessment of RPV in PTS event

2.1.1 破壊力学的評価手法

(1) 破損じん性評価に係る試験等

① 既存照射材の破損じん性試験

健全性評価において RPV 鋼の照射後の破損じん性は、脆化予測により評価されるシャルピー遷移温度 (以下「 T_{4J} 」という。) を用いて間接的に評価される。本試験では、破損じん性と T_{4J} との相関を確認するために、既存照射材を活用して照射材の破損じん性試験を実施し、破損じん性遷移曲線を決定するパラメータである参照温度* (以下「 T_0 」という。) を取得した。表 1 に供試材の化学成分及び照射量、図 3 に既存照射材から 4 mm 厚コンパクトテンション型微小破損じん性試験片 (以下「Mini-C(T)試験片」という。) の採取方法を示す。なお、Mini-C(T)試験片の適用性は、平成 26 年度までに本研究にて確認している。これらの材料は、国内の商業用軽水炉と同等の条件で製作された RPV 鋼である。3B 及び 5B は「溶接部等熱影響部信頼性実証試験」、また、Steel B は JAEA の有する照射材のシャルピー試験片の残材 (破断片) であり、国内の商業用軽水炉の 60 年運転相当のシャルピー遷移温度 (最大約 100°C) を網羅するよう、これら 3 鋼種を選定した。図 4 に本研究にて得られた T_{4J} と T_0 の相関を既存の米国データとあわせて示す。未照射材及び照射材の両方において、 T_{4J} と T_0 はほぼ 1:1 の関係にあると

ともに、既存の米国データ分布に一致した¹⁾。これにより、未照射から商業用軽水炉の60年運転超の範囲において、 T_{41J} との相関を用いて破壊じん性評価が可能であることを確認した。

※：温度により値が変化する材料の破壊に対する抵抗力は破壊じん性遷移曲線として与えられる。この曲線が温度軸のどの位置にあるかを示す指標を参照温度という。

表 1 供試材の化学成分及び照射量
Table 1 Chemical compositions and fluence of materials

材料	Cu (wt%)	Ni (wt%)	P (wt%)	照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$)	シャルピー遷移温度 T_{41J} ($^{\circ}C$)
Steel B	0.04	0.65	0.005	未照射	-61
				11.0	10
3B	0.06	0.57	0.018	未照射	-42
				5.4	14
5B	0.23	0.61	0.018	未照射	-30
				5.6	114
				10.0	143

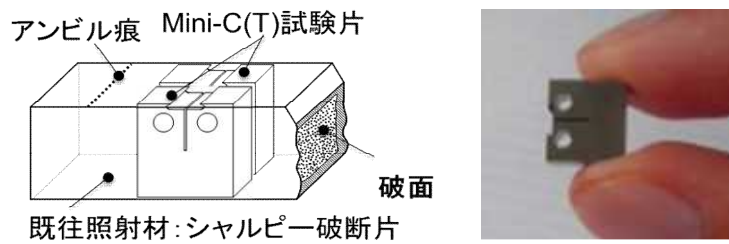


図 3 既存照射材からの Mini-C(T)試験片採取方法
Fig. 3 Method of processing specimen from irradiation material

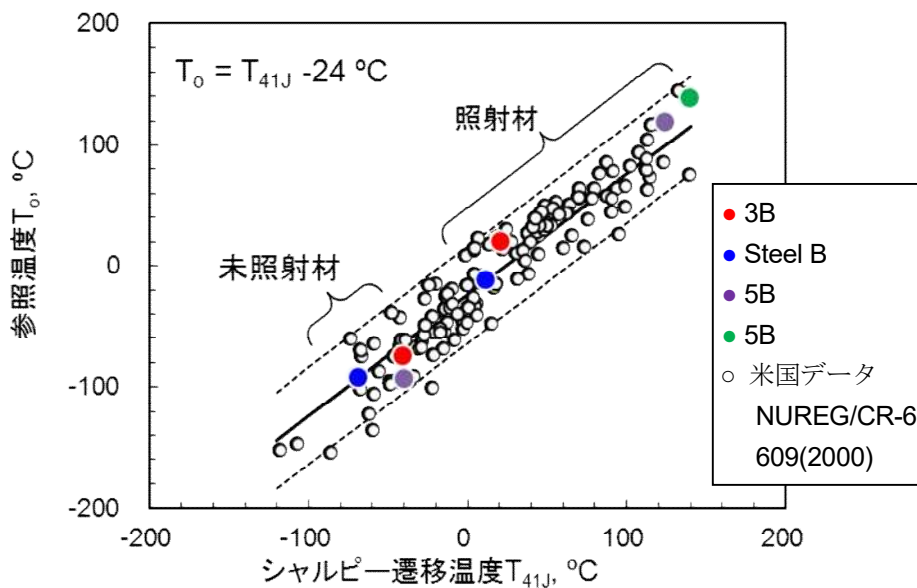


図 4 参照温度とシャルピー遷移温度の相関
Fig. 4 Correlation between reference temperature and Charpy transition temperature

② 監視試験片採取位置の破壊じん性の代表性に係る試験等

RPV 鋼は厚板であり、焼入れ性が良い鋼材の表面近傍は板厚内部よりも良好なじん性を示す。このことから、健全性評価ではクラッド下 10mm に欠陥を想定するのに対し、監視試験片は材料の代表値として板厚 1/4 位置から採取される。しかし、実機においてはクラッド溶接に伴い鋼材の表面近傍に溶接熱影響部が形成されているため、仮想欠陥位置の破壊じん性が板厚 1/4 位置に比してどの程度良好であるかは明確ではない。本試験では、仮想欠陥先端と板厚 1/4 位置の材料との破壊じん性を比較するため、クラッドを有する初期プラント相当の鋼材（以下「クラッド付 RPV 鋼」という。）を製作し、板厚内の破壊じん性分布等の取得に着手した。また、照射材については、クラッドを有する既往照射材（「原子力プラント照射材安全補修溶接技術」の残材。以下「WIM 事業材」という。）を活用し試験片採取計画を立案するため、寸法測定、断面のマクロ組織観察及び硬さ試験を進めている。WIM 事業材の断面形状の模式図を図 5 に示す。また、クラッド付 RPV 鋼及び WIM 事業材の化学成分を表 2 に、照射量と機械的特性を表 3 に示す。WIM 事業材のシャルピー遷移温度は商業用軽水炉の 60 年運転相当を超えるものである。

表 2 供試材の化学成分(wt%)
Table 2 Chemical composition of materials (wt%)

材料		C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Cu
WIM 事業材	母材(SQV2A)	0.22	0.21	1.44	0.019	0.021	0.60	—	0.48	0.16
	クラッド	0.05	0.63	1.4	0.023	0.015	10.26	20.6	—	—
クラッド付 RPV 鋼	母材(SQV2A)	0.19	0.25	1.43	0.013	0.014	0.58	0.10	0.48	0.13
	クラッド	0.052	0.47	1.37	0.019	0.003	10.54	19.91	0.06	0.09

表 3 供試材の照射量と機械的特性
Table 3 Fluence and mechanical properties of material

材料		照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$)	室温での降伏応力 σ_y (MPa)		シャルピー遷移温度 T_{41J} ($^{\circ}C$)	
			未照射	照射後	未照射	照射後
WIM 事業材	母材(SQV2A)	14.0	482	684	-18	110
	クラッド	14.0	—	—	—	—
クラッド付 RPV 鋼	母材(SQV2A)	未照射	464	—	-28	—
	クラッド	未照射	—	—	—	—

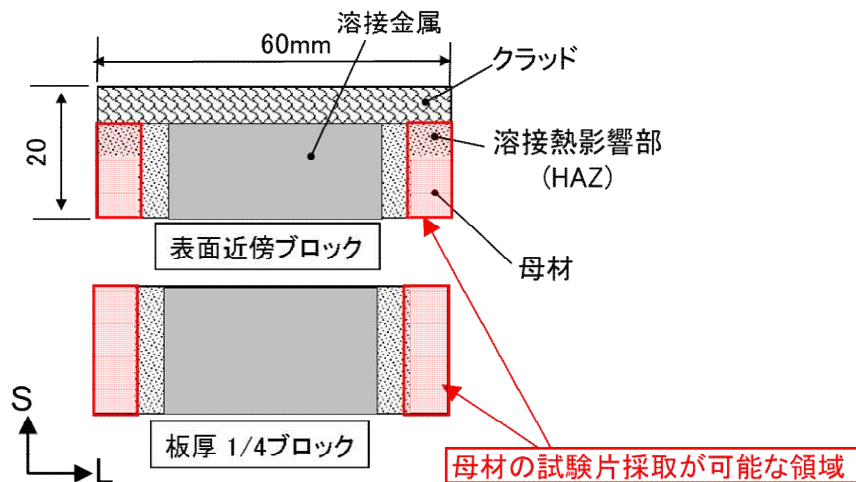


図 5 WIM 事業材(照射材・2 種)の断面の模式図
Fig. 5 Cross section of WIM materials

(2) 健全性判定に係る試験等

① 高温予荷重効果に係る試験

JEAC4206-2016における改定では、詳細評価として冷却過程において応力拡大係数が単調減少している時間域を除外するという健全性判定における基準が追加された。これは、応力拡大係数が単調減少していく過程では破壊が生じないという高温予荷重（以下「WPS」という。）効果を考慮したものである。本試験では、RPV 鋼未照射材を用いて高温で予荷重を負荷した後に冷却する試験（以下「WPS 効果確認試験」という。）を実施し、WPS 効果による見かけの破壊じん性の上昇について、荷重条件依存性、試験片サイズ依存性、WPS 効果の工学的評価モデルの適用性の検討を行った。図 6 に WPS 効果確認試験の例を示す。破壊じん性遷移曲線に対して高温で予荷重を付加し、温度とともにわずかに荷重を低下させたところ、曲線と交わっても破壊しないこと及び材料本来の破壊じん性に対する見かけの破壊じん性の上昇を確認した²⁾。

また、WPS に及ぼす亀裂の拘束状態の影響を把握するための準備として、半楕円亀裂を付与した平板曲げ試験体を用いて破壊試験を実施した。実機の想定欠陥と同等の拘束効果を有する半楕円亀裂の導入条件を見出すとともに脆性破壊試験が可能であることを確認した。

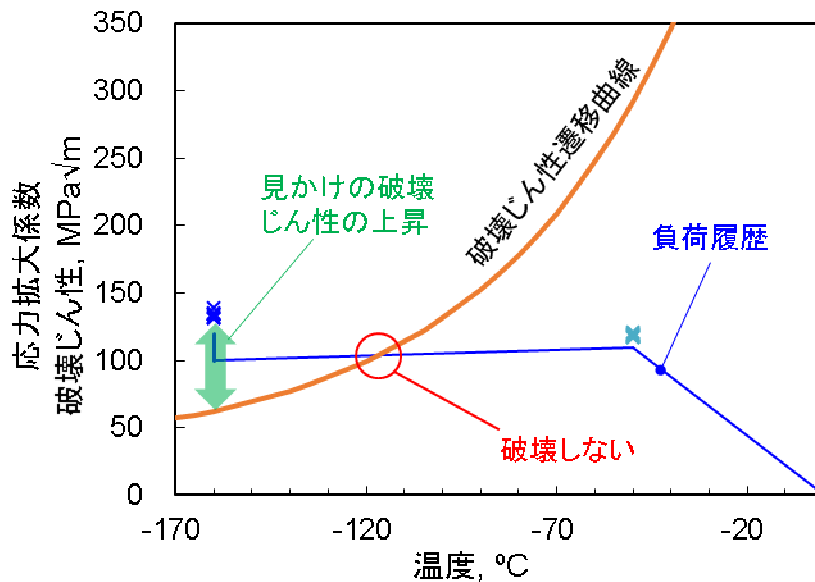


図 6 WPS 効果確認試験の例

Fig. 6 Example of WPS effect validation test

② 亀裂伝播停止破壊じん性に係る試験

JEAC4206-2016における改定では、健全性判定における詳細評価として RPV の板厚内で亀裂の伝播が停止する条件が追加された。この評価には、中性子照射を受けた RPV 鋼の亀裂伝播停止破壊じん性（以下「 K_{Ia} 」という。）に係る評価が必要であるが、 K_{Ia} 試験には大型試験片を用いるため照射材を使った試験が困難である。そこで JEAC では、照射による K_{Ia} のシフト量（以下「 $\Delta T_{K_{Ia}}$ 」という。）が関連温度移行量（以下「 ΔRT_{NDT} 」という。）に等しいという前提に基づいて、未照射材の K_{Ia} の温度依存性を ΔRT_{NDT} 分だけシフトして求めることとしている。

この評価法の保守性を確認するため、本研究において $\Delta T_{K_{Ia}}$ と ΔRT_{NDT} の比較試験を実施した。図 7 は K_{Ia} 評価の流れを示す。まず計装シャルピー試験における亀裂進展停止時衝撃力が 4 kN となる温度（以下「 T_{Fa4kN} 」という。）と $T_{K_{Ia}}$ の間に良い相関がある³⁾との知見に基づき、JAEA がこれまでに取得した計装シャルピーデータを活用して T_{Fa4kN} を評価し、照射材の K_{Ia} 遷移曲線を決定するパラメータである K_{Ia} 参照温度（以下「 $T_{K_{Ia}}$ 」という。）との関係を求めた。続いて ΔRT_{NDT} はシャルピー遷移温度シフト（以下「 ΔT_{41J} 」という。）に基づいて評価されることから、 ΔT_{Fa4kN} と ΔT_{41J} を比較することで、間接的に $\Delta T_{K_{Ia}}$ と ΔRT_{NDT} の比較を行った。

図8に T_{Kla} と T_{Fa4kN} の相関を示す。未照射材を用いた試験により、 T_{Fa4kN} と T_{Kla} との相関はほぼ 1:1 で良い相関があり、文献データの傾向とも一致することを確認した。図9に ΔRT_{NDT} と ΔT_{Fa4kN} の比較を示す。 ΔT_{Fa4kN} は ΔRT_{NDT} よりも小さく、 ΔRT_{NDT} を用いた K_{Ia} 評価は照射材に対して保守的な評価になることを間接的に確認した⁴⁾。

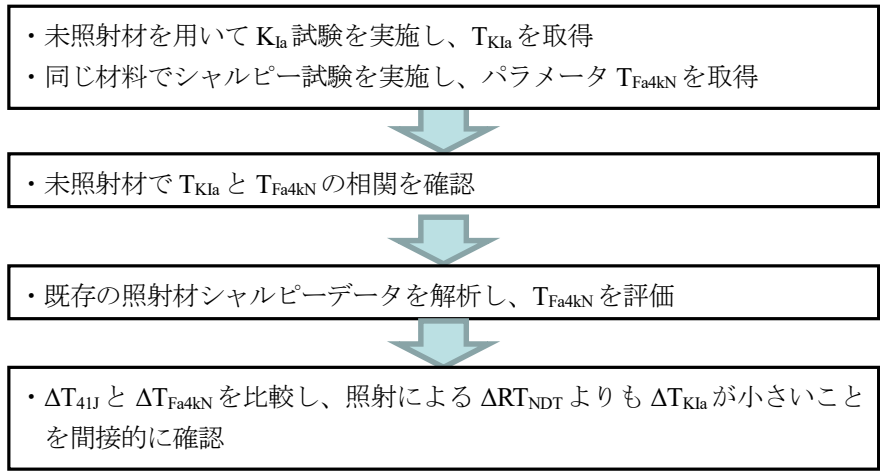


図7 K_{Ia} 評価の保守性確認の流れ

Fig. 7 Flow of conservativeness confirmation of K_{Ia} evaluation

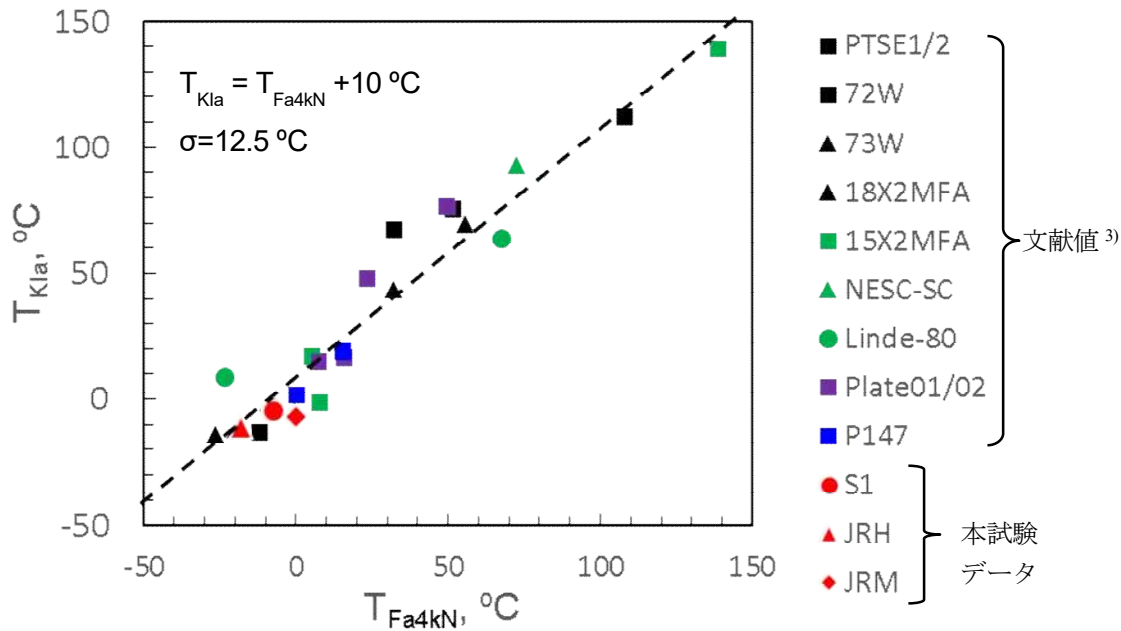


図8 T_{Kla} と T_{Fa4kN} との相関

Fig. 8 Correlation between T_{Kla} and T_{Fa4kN}

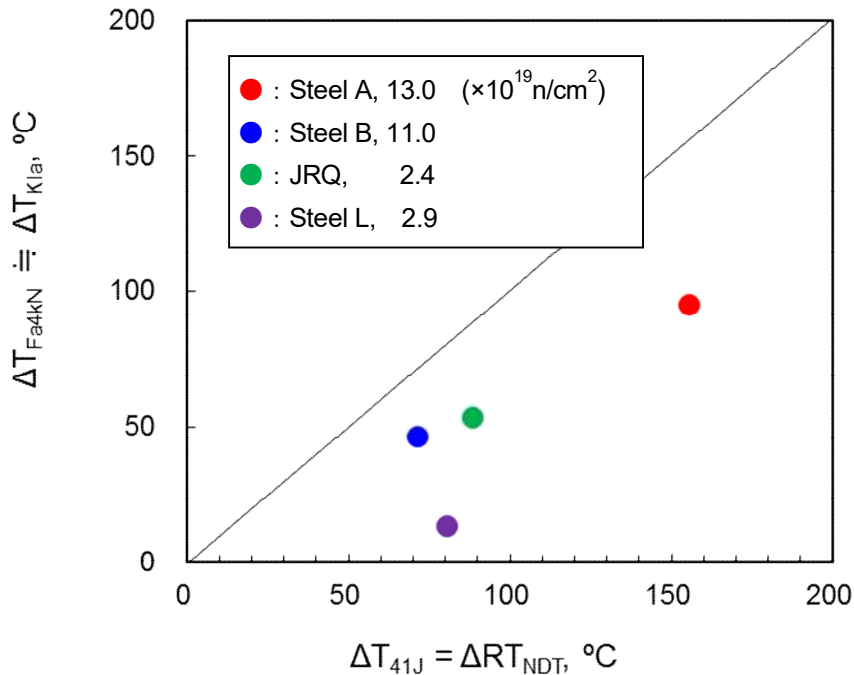


図9 照射による関連温度シフトと T_{Fa4kN} のシフトの比較

Fig. 9 Comparison of Charpy transition temperature shift and T_{Fa4kN} shift by irradiation.

(3) 破壊力学評価に係る試験等

PTS 事象においては、容器内面のクラッド下の半楕円欠陥(亀裂)に、温度変化を伴う 2 軸荷重負荷が加わる。半楕円欠陥においては CT 試験片等に比して亀裂の拘束が弱く、亀裂先端の塑性域が大きくなり易いことから破壊が生じ難くなる。一方、2 軸の荷重負荷は逆の効果を与える。これらに加え、クラッド溶接残留応力及び WPS 効果が重畳し、トータルでは材料本来の破壊じん性よりも高い応力拡大係数で破壊すると予想される。これらの影響を全て考慮した実証試験の例はないことから、図 10 に示す PTS 事象を模擬する試験 (以下「PTS 模擬試験」という。) を実施し、破壊に対する裕度や応力拡大係数が低下する過程での挙動等、RPV の健全性評価法の保守性を総合的に確認する。平成 27 年度から平成 29 年度までにかけては、PTS 模擬試験の準備として以下の試験等を実施した。

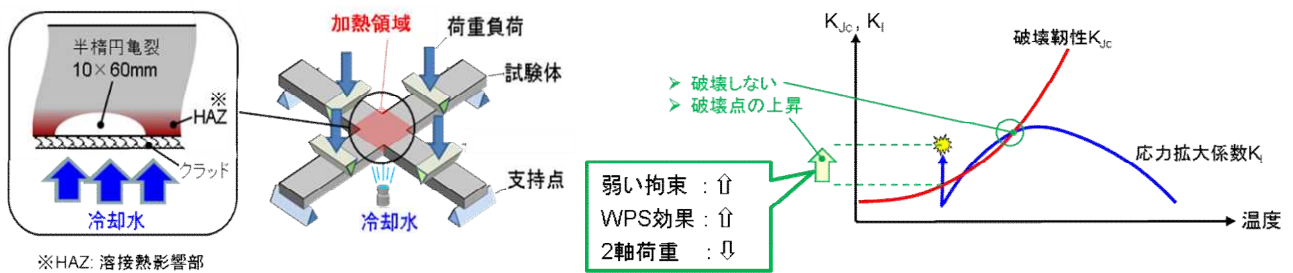


図 10 PTS 模擬試験のイメージ

Fig. 10 Schematic images of PTS model test.

① 供試材の製作

PTS 模擬試験に用いる供試材として、PTS 事象の温度域で破壊試験が可能な低じん性の鋼材を製作し、クラッド溶接及び溶接後熱処理を実施した。こうして高い T_c を達成するとともに、マスターカーブ法の適用を可能とするために粒界破面率を 50%未満に抑えた供試材を準備した。

② 低じん性材の材料特性の取得等

クラッドを溶接し、溶接後熱処理を実施した材料を用いて、破壊じん性試験、引張試験等を実施し基本的な材料特性を取得する。また、クラッド溶接残留応力の分布を測定し、有限要素法（以下「FEM」という。）解析を用いて溶接残留応力評価の精度を確認する。平成 30 年度以降に実施する半楕円亀裂における WPS 効果確認試験の比較データとして、PTS の温度範囲における WPS 試験を実施する。

③ 半楕円亀裂を有する平板曲げ試験

破壊じん性及び WPS 効果に及ぼす弱い拘束の影響確認のため、半楕円亀裂及びクラッド下半楕円亀裂を有する平板曲げ試験に着手した。表 4 に平板曲げ試験の条件、図 11 に平板曲げ試験のイメージを示す。次年度に実施する試験データとあわせ、拘束の弱い半楕円亀裂の破壊じん性がコンパクトテンション型試験片（以下「C(T)試験片」という。）と比較して高くなることを実験及び解析により確認する。

表 4 平板曲げ試験の条件
Table 4 Conditions for flat bending test

試験項目	クラッド	試験温度	目的
事前試験	無	T_0 、 $T_0-50^\circ\text{C}$	クラッド無での破壊挙動確認と本試験の温度条件検討
本試験	有	T_0	マスターカーブの取得、WPS 試験の温度条件の検討
	有	$T_0-50^\circ\text{C}$	

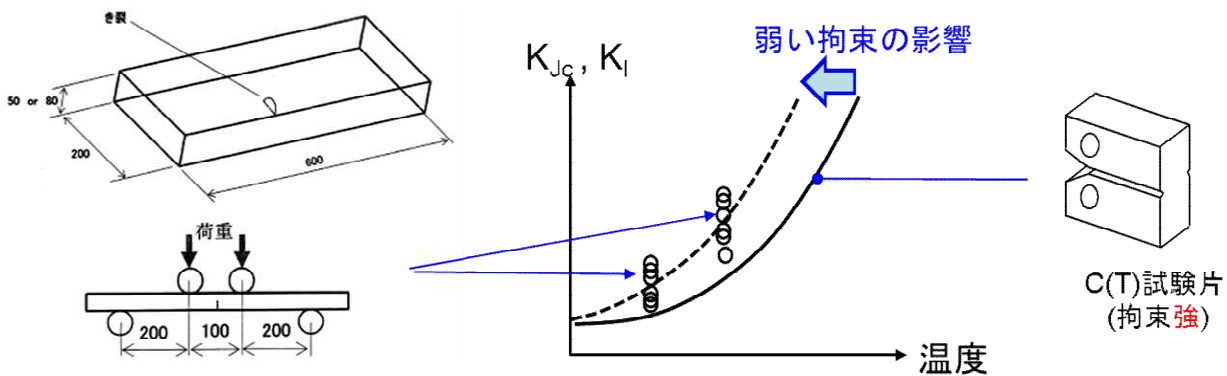
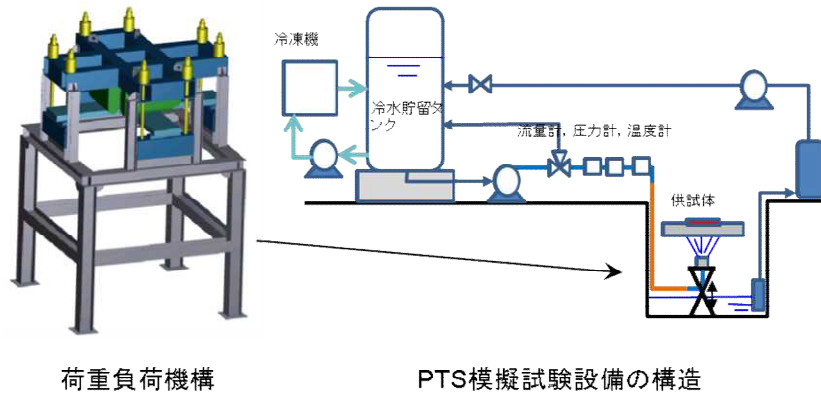


図 11 平板曲げ試験のイメージ
Fig. 11 Image of flat bending test.

④ PTS 模擬試験設備の整備

図 12 に PTS 模擬試験装置の模式図と試運転の状況を示す。2 軸荷重を付与できる PTS 模擬試験装置の整備を完了し、試運転により正常動作を確認した。PTS 模擬試験時の熱応力の予測など試験条件の検討に反映するため、急冷時の板厚内温度分布の時間変化のデータ等の取得に着手した。また、模擬試験体を用いて、加熱時に十字型試験体の中央部の温度が均一になることを確認する。



ピット内へ設置した荷重負荷機構部



冷却水スプレーの様子

図 12 PTS 模擬試験装置の模式図と試運転の状況

Fig.12 Schematic images of PTS model test facility and photographs of status of trial operation.

⑤ 十字型試験体の製作

文献調査、FEM 解析等により、PTS 模擬試験に供する十字型試験体の寸法、形状等の仕様を決定した。図 13 に十字型試験体の形状を示す。十字型試験体の製作に関し、半楕円亀裂導入した後にクラッドを溶接するが、クラッド溶接の際の入熱が亀裂先端へ何らかの影響を及ぼす懸念がある。そこで、模擬試験によりクラッド溶接が破壊じん性に影響を及ぼさないことを確認した。また、電位差法によるクラッド下亀裂の発生・進展計測の見通しを得た。

以上の予備検討の結果を踏まえ、十字型試験体の製作に着手した。図 14 に十字型試験体の製作フローを示す。

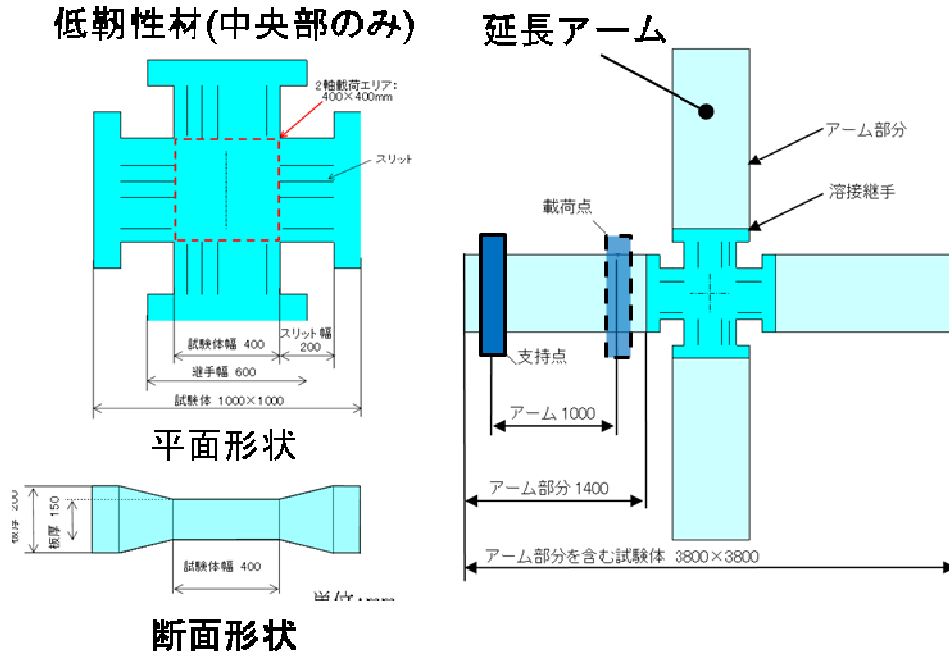


図 13 十字型試験体の形状
Fig.13 Schematic image of cruciform specimen.

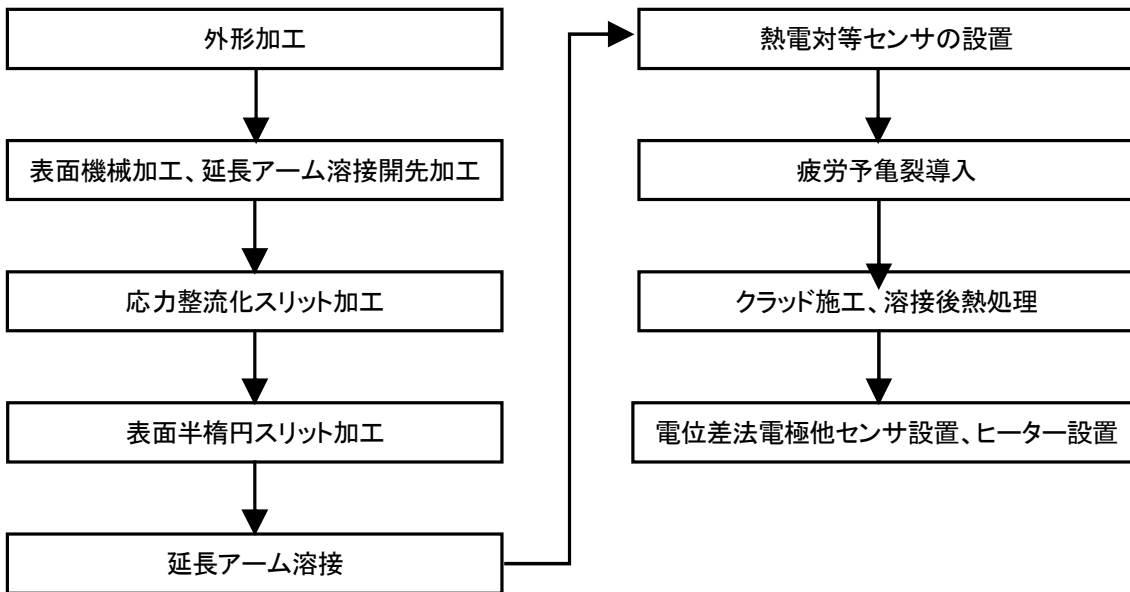


図 14 十字型試験体の製作フロー
Fig.14 Production flow of cruciform specimen.

2.1.2 脆化予測手法

RPV の照射脆化に関して、関連温度移行量評価の予測性向上に資する基礎知見を整備することを目的に、平成 28 年度から監視試験データの統計解析及び中性子照射サンプルの微細組織分析を実施している。

平成 28 年度は、最新の統計解析手法の一つであるノンパラメトリックベイズ法に基づく解析ツールを整備し、公開されている国内 RPV 鋼の中性子照射データの解析を実施した。中性子照射条件や材料中の溶質元素含有量の関連温度移行量への影響を評価した結果、従来の脆化予測手法で考慮されている Cu や Ni 含有量に加えて、Si 含有量が照射脆化予測へ影響を及ぼす可能性が示された。また、脆化に寄与する微細組織変化の有無を明らかにす

るため、微細組織分析に供する中性子照射サンプル 20 体を選定した (表 5)。中性子照射サンプルは、統計解析結果に基づき Cu 及び Si の含有量の影響について着目して選定するとともに、高照射量領域における P 含有量及び照射速度等の照射条件の関連温度移行量への影響に着目して選定した。

微細組織分析に関して、平成 28 年度は三次元アトムプローブを用いた溶質原子クラスタ分析条件の事前検討を行うとともに、図 15 に示すオージェ電子分光分析装置を整備した。

平成 29 年度は、監視試験データを追加した統計解析、中性子照射サンプルの三次元アトムプローブ分析及びオージェ電子分光分析を実施している。

表 5 微細組織分析に供する中性子照射サンプル
Table 5 List of neutron irradiated sample for microstructure observation

No.	化学成分(wt%)					照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm ²)	ΔRT_{NDT} (°C)	三次元 アトムプローブ	オージェ 電子分光
	Cu	Ni	P	Si	Mn				
1	0.16	0.61	0.01	0.29	1.41	3.44	72	✓	✓
2						5.6	99	✓	✓
3	0.03	0.57	0.007	0.23	1.39	6.3	32	✓	—
4						9.0	51	✓	—
5	0.13	0.58	0.014	0.2	1.45	4.7	88	✓	—
6	0.068	0.59	0.009	0.25	1.35	5.8	46	✓	—
7						9.2	61	✓	—
8	0.037	0.62	0.003	0.31	1.5	9.5	61	✓	—
9	0.05	0.62	0.007	0.23	1.38	4.0	55	✓	—
10						7.5	70	✓	—
11	0.14	0.8	0.012	0.38	1.22	3.44	77	✓	✓
12						5.6	106	✓	✓
13	0.13	0.85	0.011	0.28	1.3	3.47	64	✓	—
14						6.5	77	✓	—
15	0.09	0.62	0.007	0.26	1.38	9.98	94	✓	✓
16						5.8	69	✓	✓
17						3.09	39	✓	✓
18						3.2	45	✓	✓
19						5.9	79	✓	✓
20	11.7	128	✓	✓					

凡例: ✓: 実施 —: 実施予定なし

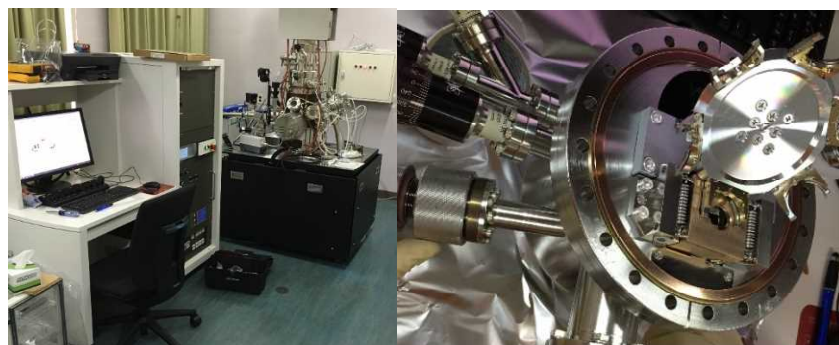


図 15 オージェ電子分光装置の外観(左)と試験片破断機構(右)

Fig.15 Photo image of Scanning Auger Nanoprobe (Left) and its in situ sample fracture apparatus (Right)

2.2 IASCC

「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会）の別紙 3 に記載された、シュラウド等の欠陥評価への適用が要求されている中性子照射を考慮したステンレス鋼の亀裂進展速度について、より実機炉心に近い環境での亀裂進展に関する知見の拡充を目的として、既存照射材のうち中性子照射済のステンレス鋼試験片（以下「既存照射試験片」という。）を用いて、既往研究では未取得となっている条件での亀裂進展速度データを取得するとともに、IASCC 機構の検討に資するため亀裂先端で生じている変形挙動を模擬した試験を実施した。

既存照射試験片を用いた亀裂進展試験は、沸騰水型軽水炉の通常炉内水質環境（以下「NWC」という。）と、環境パラメータである電気化学的腐食電位（以下「ECP」という。）を低減するため水素を注入した環境（以下「HWC」という。）条件をそれぞれ模擬した高温水環境下で実施した。一般に NWC 条件は高 ECP の酸化雰囲気、HWC 条件は低 ECP の還元雰囲気となる。図 16 は中性子照射量と亀裂進展速度の関係であり、赤のプロットは本研究で取得したデータを示す。図 16 に示すように、NWC 条件での亀裂進展速度は既存データの傾向に良く一致した。一方 $1.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ 以上の中性子照射量での亀裂進展速度は、NWC 条件に比べて HWC 条件下で 1 桁程度低い値となった。しかし、照射ステンレス鋼の亀裂進展速度が HWC 条件で低下する傾向は、中性子照射量約 $1.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ を超えた範囲で比較的小さくなることを明らかにした⁹⁾。

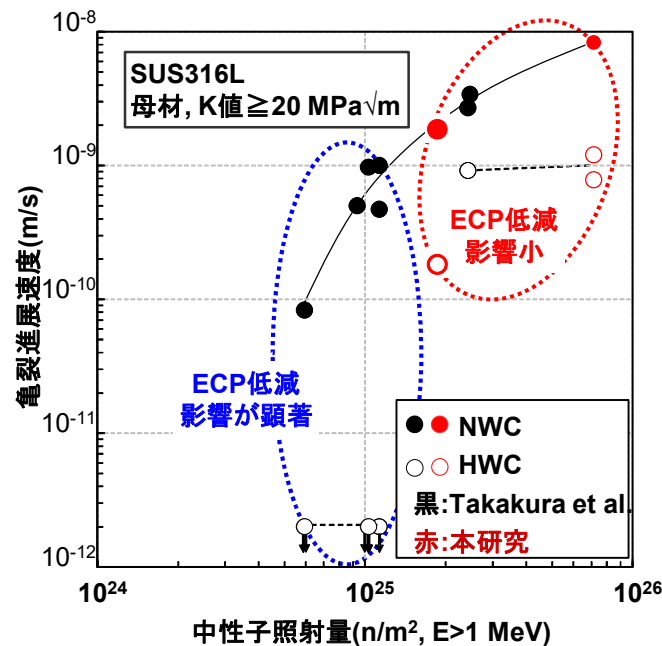


図 16 中性子照射 SUS316L の亀裂進展速度の比較

Fig.16 Comparison of crack growth rates of neutron-irradiated SUS 316L

HWC 条件での亀裂進展速度低減効果が中性子照射量によって相違する原因について検討するため、荷重負荷を受けたときの照射ステンレス鋼の材料特性と微細組織の変化に着目し、亀裂先端で生じている塑性変形を模擬する試験を実施した。試験には中性子照射量 $1.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ を挟んで高低 2 水準の照射量の照射ステンレス鋼から加工した小型引張試験片を用い、亀裂先端部で生じる変形状態を想定し荷重を負荷して約 2% 塑性変形させた後、微細組織観察と塑性ひずみ量に相当する結晶方位の変化である局所方位差（以下「KAM」という。）に基づいて局所的なひずみ分布を定量評価した。その結果を図 17 に示す。図 17(a) に示すように変形によって引張試験片表面には直線状のステップ組織が形成した。また KAM の分布と結晶粒の関係を詳細に解析したところ、図 17(b) に示すように中性子照射量の増大に伴って結晶粒界での KAM が大きくなる傾向を確認した。この結果より、変形によってひずみが結晶粒界に蓄積し、その蓄積量は照射量が大いほど顕著になることが判った。さらに KAM が大きい結晶粒界に対して透過型電子顕微鏡を用いた断面微細組織観察を行った。その結果を図 17(c) に示す。低

照射量の結晶粒内には変形に伴って未照射材に類似した転位網組織が形成していた。一方、高照射量の結晶粒内には照射材特有の局在化した変形組織（以下「転位チャンネル」という。）が認められ、表面ステップの段差が大きかった。これらのことから、高照射量領域の亀裂進展挙動では、応力付与により導入された転位チャンネルに起因する結晶粒界へのひずみ蓄積等が亀裂進展を促進し、環境条件の面で亀裂進展を抑制する HWC の効果よりも支配的となる可能性が示唆された。

なお、東京電力福島第一原子力発電所事故後に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」において、商業用軽水炉の運転期間が最長でも 60 年と規定されたこと、新規規制基準施行後に国内で複数の古い商業用軽水炉が廃炉されることが決定され実機材料が将来活用できる可能性があること等、本テーマに係る情勢を勘案した上で平成 28 年度に計画を見直し、平成 28 年度をもって研究を凍結することとした。

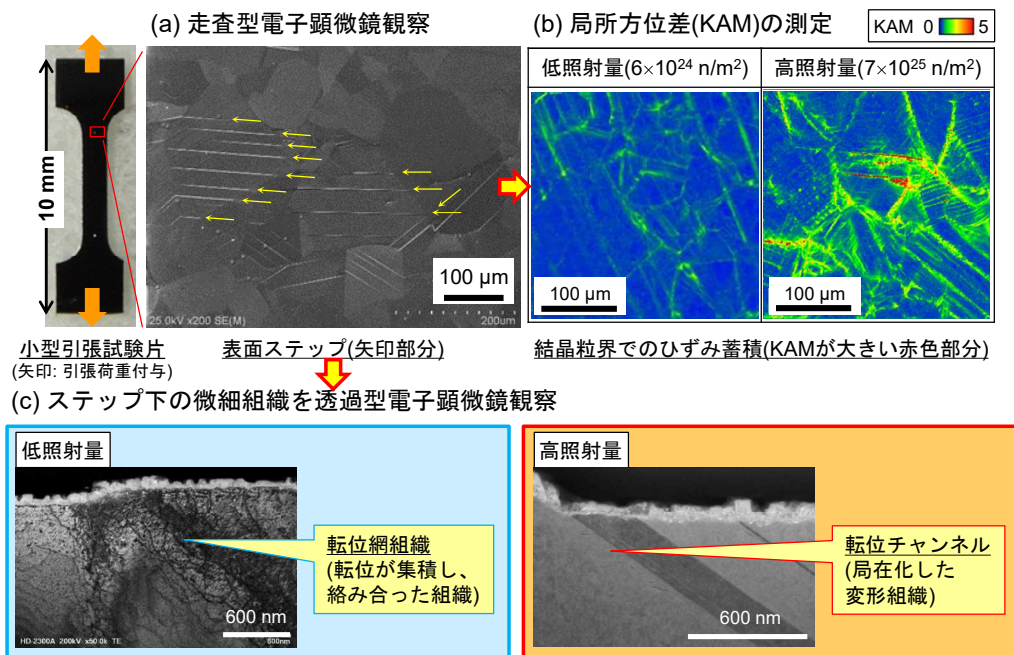


図 17 塑性変形後の照射ステンレス鋼表面の変形組織とひずみ分布

Fig.17 Microstructures and strain distribution of neutron-irradiated SUS 316L applied 2% plastic deformation

(a) Surface step structure by scanning electron microscope

(b) Kernel Averaged Misorientation (KAM) by electron backscattering diffraction

(c) Cross sectional microstructural observation by transmission electron microscope

3. まとめ

本中間評価対象期間中に、最新の規制ニーズを踏まえる必要が生じたこと等から、高経年化技術評価等における RPV の照射脆化に係る知見を拡充するよう、研究計画の見直しを行った。照射脆化に係る研究については、平成 29 年度以降、破壊力学評価に係る試験及び脆化予測手法に関する検討に注力することとし、また IASCC に係る研究については、平成 28 年度をもって研究を凍結することとした。本中間評価期間中に得られた主な成果を以下に示す。

(1) 照射脆化

- 既存照射材を活用して破壊じん性試験を実施し、破壊じん性の指標である参照温度 (T_0) を取得した。未照射材及び照射材の両方において、シャルピー遷移温度と T_0 との相関はほぼ 1:1 の関係にあり、シャルピー遷移温度との相関を用いて破壊じん性評価が可能であることを確認した。
- RPV 鋼未照射材を用いて高温で予荷重を付与した後に冷却する試験を実施し、応力拡大係数が単調減少していく過程では破壊が生じないことを確認した。

- 未照射材を用いた亀裂伝播停止破壊じん性試験等を実施し、照射による亀裂伝播停止破壊じん性のシフトが関連温度シフトよりも小さいことを間接的に確認した。これにより、照射後の亀裂伝播停止破壊じん性が保守的に評価できることを確認した。
- RPV の健全性評価法の保守性を総合的に確認するための PTS 模擬試験の準備を行うとともに、半楕円亀裂及びクラッド下半楕円亀裂を有する平板曲げ試験に着手した。
- 脆化予測手法の検討のため、RPV 鋼の中性子照射データの解析及び中性子照射サンプルの微細組織分析に着手した。

(2) IASCC

- 既存照射試験片を用いた亀裂進展試験を実施し、既存の亀裂進展速度データとの比較を行った。その結果、照射ステンレス鋼の亀裂進展速度は ECP を低減した HWC 条件で低下する傾向があるが、中性子照射量 1.5×10^{25} n/m² を境にその効果が小さくなることを明らかにした。
- 照射材の亀裂先端で生じている塑性変形を模擬する試験を実施するとともに微細組織観察を実施した。その結果、変形に伴って生じる粒界ひずみ量が中性子照射量によって異なり、HWC 条件での亀裂進展速度低減効果の相違にこのような力学要因がより強く寄与している可能性を示唆する知見を得た。

4. 今後の展開

監視試験片採取位置の破壊じん性の代表性に係る試験等を継続し、仮想欠陥先端と板厚 1/4 位置の材料との破壊じん性の比較により監視試験の保守性を確認する必要がある。また、RPV の破壊力学評価に係る試験については、半楕円亀裂を有する平板曲げ試験等を通じて亀裂の拘束効果に関する知見を拡充するとともに、PTS 模擬試験を実施して破壊に対する裕度や応力拡大係数が低下する過程での挙動等を把握することにより RPV の健全性評価法の保守性を総合的に確認する必要がある。

脆化予測手法に関する研究においては、これまでに整備した解析手法及び微細組織分析装置等を用いて引き続き監視試験データの統計解析及び中性子照射サンプルの微細組織分析を実施し、高照射量領域の関連温度移行量評価の信頼性向上に寄与する知見を整備する必要がある。

5. 成果の活用について

5.1 プロジェクト期間内 (H29 年 9 月まで)

なし

5.2 今後の見通し

本研究にて RPV の照射脆化に係る知見を拡充することにより、運転期間延長に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認並びに民間規格の技術評価に資する。

6. 成果の公表等

6.1 NRA 技術報告

なし

6.2 論文投稿

なし

6.3 国際会議プロシーディングス

なし

6.4 学会発表

なし

文 献

- 1) Y. Ha, T. Tobita, H. Takamizawa and Y. Nishiyama, "Fracture toughness evaluation of neutron-irradiated reactor pressure vessel steel using Miniature-C(T) specimens," Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2017-65568, July 16-20, 2017
- 2) K. Iwata, T. Tobita, H. Takamizawa, Y. Chimi, K. Yoshimoto, "Specimen Size Effect on Fracture Toughness of Reactor Pressure Steel Following Warm Pre-stressing," Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2016-63795, July 17-21, 2016
- 3) 例えば、K. Wallin, "Descriptive Characteristic of Charpy-V Fracture Arrest Parameter with Respect to Crack Arrest K_{Ia} " ESIS 20, E. van Walle, Ed., Mechanical Engineering Publications, pp. 165-176, 1996
- 4) 飛田徹, 大津拓与, 高見澤悠, 西山裕孝, "原子炉压力容器鋼のき裂伝播停止破壊じん性に関する評価," 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2B07, 9 月, 2016
- 5) Y. Chimi, S. Kasahara, H. Seto, Y. Kitsunai, M. Koshiishi, Y. Nishiyama, "Evaluation of crack growth rates and microstructures near the crack tip of neutron-irradiated austenitic stainless steels in simulated BWR environment", To be published in Proc. 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors (2017)
- 6) Y. Chimi, Y. Kitsunai, S. Kasahara, K. Chatani, M. Koshiishi, Y. Nishiyama, "Effects of Locally Deformed Structure on Oxide Film Properties in Neutron-Irradiated Austenitic Stainless Steel", Proc. 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Ottawa, Canada (2015)
- 7) Y. Chimi, Y. Kitsunai, S. Kasahara, K. Chatani, M. Koshiishi, Y. Nishiyama, "Correlation between locally deformed structure and oxide film properties in austenitic stainless steel irradiated with neutrons", Journal of Nuclear Materials, 475, pp. 71–80 (2016).

自己評価

a. 実施方針との整合性

今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針(平成 29 年度以降の安全研究に向けて)(平成 28 年 7 月 13 日、原子力規制委員会)の 2. (2) ⑤材料・構造には、「運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査に当たり、最大 60 年にわたって規制基準等に適合することを確認するための知見を収集する。」とあり、本研究はこの方針に整合している。

b. 研究の進捗状況

最新の規制ニーズ等を踏まえ、高経年化技術評価等における RPV の照射脆化に係る知見を拡充するため、研究計画の見直しを本中間評価対象期間中に実施した。照射脆化に係る研究のうち「破壊じん性評価に係る試験等」及び「健全性判定に係る試験等」、また IASCC に係る研究のうち「照射下亀裂進展試験等」については、平成 28 年度をもって研究を凍結することとした。

これまでのところ、本研究は見直された計画どおりに進捗している。

c. これまでの成果目標の妥当性

本研究の成果目標は、今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針(平成 29 年度以降の安全研究に向けて)(平成 28 年 7 月 13 日、原子力規制委員会)の記載に整合しており、妥当である。

d. これまでの研究手法・計画の技術的妥当性

本研究は予定通り平成 31 年度で完了できる見込みであり、研究手法・計画は技術的に妥当である。

e. 研究計画の見直しの要否

最新の規制ニーズ等を踏まえた研究計画の見直しを本中間評価期間中に実施したところであり、更なる研究計画の見直しは必要ない。

(プロジェクト個票)

1. プロジェクト	22. 軽水炉照射材料健全性評価研究	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	田口清貴 首席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	(2) 原子炉施設 ⑤材料・構造	主担当者	坂本一信 主任技術研究調査官
3. 背景	<p>一次系耐圧機器の中で最も重要な機器の一つである原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）は、プラントの高経年化に伴い中性子照射脆化（以下「照射脆化」という。）が進行することが知られており、その健全性を評価する必要がある。その際、基準及び民間規格の安全裕度を最新の知見で継続的に見直し、改善を図っていくことが重要である。現在の課題として、高照射量領域の照射データ（破壊じん性、参照温度等のデータ及び予測法）の拡充、民間規格や海外の規格に採用されている RPV 内面クラッド溶接及び負荷履歴を考慮した評価の反映が挙げられる。</p> <p>また、炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）については、機器の健全性評価を実施する際に実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会。以下「亀裂の解釈」という。）において適用を要求している亀裂進展速度よりも速い亀裂進展データが実験室レベルで得られており、より実機に近い環境での亀裂進展に関する知見を拡充することが重要である。</p>		
4. 目的	<p>以下の知見を拡充する。</p> <p>① RPV の照射脆化については、破壊力学的評価手法及び脆化予測手法の妥当性確認のための知見</p> <p>② IASCC については、照射材の亀裂進展挙動等に関する知見</p>		
5. 知見の活用先	<p>運転期間延長に係る劣化状況評価及び高経年化技術評価の妥当性確認並びに民間規格の技術評価に資する技術的知見の継続的な拡充を図る。また、必要に応じて亀裂の解釈等の規制要求事項の更新の検討に資する。</p>		
6. 安全研究概要 (始期：平成 18 年度) (終期：平成 31 年度)	<p>本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成 28 年 7 月 6 日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。</p> <p>① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。）</p> <p>② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）</p> <p>④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</p> <p>(1) 照射脆化（分類①、②及び④）</p> <p>安全上最も重要で交換が困難な機器である RPV の健全性を評価する際には、最も厳しい条件として加圧熱衝撃事象（以下「PTS 事象」という。）を想定している。PTS 事象とは、冷却材喪失事故等の際に非常用炉心冷却水が注入され、RPV の内面が急冷されて引張応力が発生する過渡事象であり、健全性評価においては RPV の内面に欠陥があることを想定した上で、PTS 事象が生じても破壊しないことを確認している。原子炉の高経年化に伴い RPV の照射脆化が進行することから、照射材の破壊じん性値等のデータを拡充する。</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <p>全体イメージを図 1 に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 破壊じん性評価に係る試験等* <p>中性子照射した RPV 鋼を用いて破壊じん性試験等を実施し、破壊じん性値に及ぼす試験片形状・板厚の効果を明らかにすることにより、小型試験片から参照温度*（以下「T_0」という。）を評価できることを確認する。また、一般社団法人日本電気協会電気技術規程（以下「JEAC」という。）4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」の最新版にて提案されている想定欠陥位置であるクラッド溶接下溶接熱影響部の照射脆化感受性を明らかにする。</p> 健全性判定に係る試験等* <p>荷重-温度履歴を変化させる破壊じん性試験を実施し、JEAC4206 の最新版に取り入れられる高温予荷重効果（以下「WPS 効果」という。）を確認する。また、T_0と亀裂伝播停止破壊じん性（以下「K_{Ia}」という。）の相関の確認や計装シャルピーデータを利用した K_{Ia} 評価法を整備し、同じく JEAC4206 の最新版に取り入れられる K_{Ia} 遷移曲線との比較検討を行う。</p> 破壊力学評価に係る試験等 <p>低靱性の RPV 鋼材にクラッドを溶接した材料を用いて、クラッド溶接下欠陥及び母材表面欠陥を付与した平板曲げ試験を実施する。また、欠陥を付与した十字型試験体を用いて加圧熱衝撃を模擬する試験を実施し、亀裂に対する拘束効果、クラッド溶接の影響等を含めた破壊評価を実施し、原子炉圧力容器の破壊力学評価に係る知見を拡充する。</p> <p>*：温度により値が変化する材料の破壊に対する抵抗力は破壊じん性曲線として与えられる。この曲線が温度軸のどの位置にあるかを示す指標を参照温度という。一般にこの曲線は多数の破壊じん性試験データの下限となるように設定されたり、データの 95%信頼限界を示すように設定される。</p>		

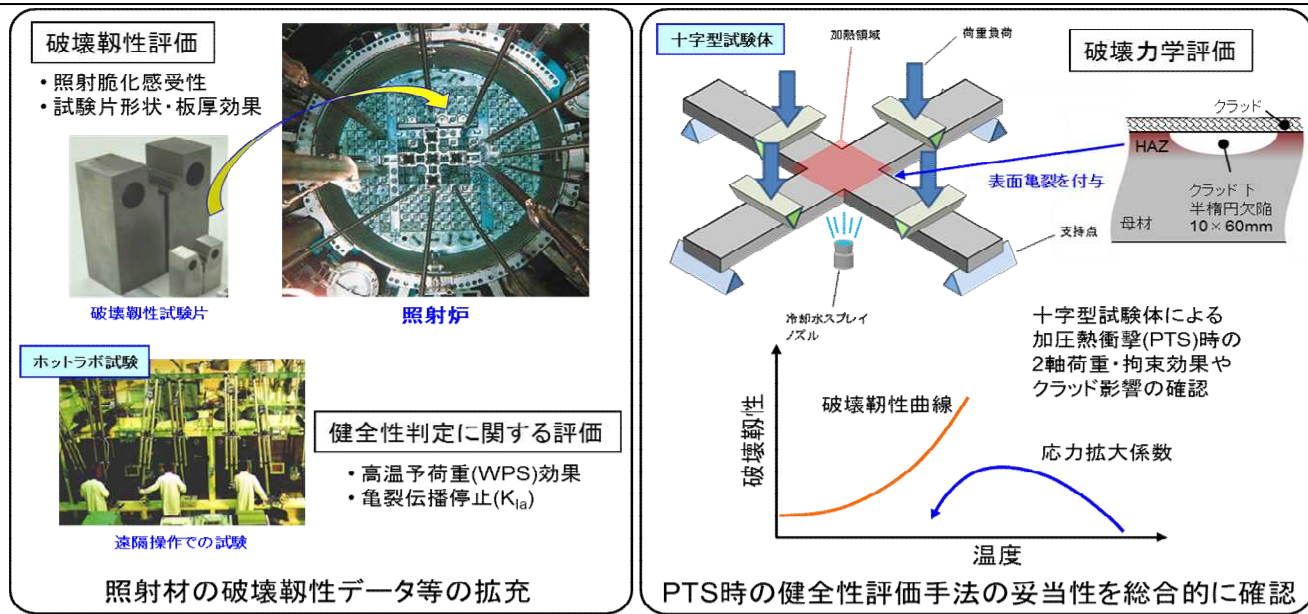


図1 RPVの照射脆化に係る破壊力学的評価手法の全体イメージ

b. 脆化予測手法

監視試験データの統計解析、中性子照射された材料の三次元アトムプローブ法等による微細組織分析及び破壊じん性移行量評価を実施し、高照射量領域における脆化予測に影響を及ぼす因子を把握する。

(2) IASCC (分類②及び④)

- 照射材亀裂進展速度評価

公開されている中性子照射したステンレス鋼の材料特性データを収集・整理し、炉内構造物の健全性評価に活用できる知見を拡充する。また、中性子照射したステンレス鋼の亀裂進展試験等で取得するデータ及び整備した知見を基に、照射材に対する亀裂進展速度の評価手法の改良を検討する。

- 照射下亀裂進展試験等*

照射が材料と水環境に与える影響を考慮し、BWR炉心シュラウドに使用されている低炭素ステンレス鋼を用いて、照射炉を使用した照射下亀裂進展試験を実施するとともに、亀裂先端近傍の酸化皮膜、変形組織の観察・分析等により、亀裂進展挙動に及ぼす照射下水環境の影響に関する知見を拡充する。その知見により、前項で検討した照射材亀裂進展速度評価手法の健全性評価への適用性を確認する。

工程表

	H26年度	H27年度	H28年度	H29年度	H30年度	H31年度	H32年度以降
①照射脆化 a. 破壊力学的評価手法	破壊じん性評価に係る試験等						
	健全性判定に係る試験等						
b. 脆化予測手法				監視試験データの統計解析等			
							民間規格の技術評価、高経年化技術評価等
②IASCC	照射材亀裂進展速度評価						
	照射下亀裂進展試験等						

【平成26年度の実施内容】

(1) 照射脆化

a. 破壊力学的評価手法

- 破壊じん性評価に係る試験等
破壊じん性試験片を用いた試験を実施し T_0 を評価する。
- 健全性判定に係る試験等

未照射材を用いて WPS 効果に及ぼす試験片寸法の影響を評価するとともに、解析による WPS 効果の評価手法の整備に着手する。また、未照射材について K_{Ia} を取得し、 T_0 との相関及び計装シャルピー試験結果との相関について検討する。

(2) IASCC

- 照射下亀裂進展試験等

既存照射材等を用いて応力付与による変形組織と酸化皮膜形成の関係に着目した微細組織分析を実施し、亀裂進展の機構論的な検討に資する知見を取得する。また、照射下亀裂進展試験に用いる荷重負荷ユニットの特性試験を実施し、試験荷重の定量評価に必要なデータを取得する。

7. 実施計画

【平成27年度の実施内容】

(1) 照射脆化

a. 破壊力学的評価手法

- 破壊じん性評価に係る試験等

既存照射材を用いて、照射材の破壊じん性試験データを取得する。また、照射試験に用いる鋼材、溶接継手及びクラッド用材料の仕様を検討する。

- 健全性判定に係る試験等

小型試験片を用いた WPS 試験を実施し、試験片寸法の WPS 効果への影響について検討するとともに、WPS 効果の解析手法を検討する。また、平成 26 年度に引き続き、計装シャルピー試験結果と K_{Ia} の相関に関するデータを拡充する。

- 破壊力学評価に係る試験等

クラッド付き試験体の形状及び低靱性の鋼材の仕様を検討するとともに、試験設備を整備する。また、クラッド溶接の残留応力結果を大型の構造物の解析に適用する手法を整備する。

(2) IASCC

- 照射材亀裂進展速度評価

中性子照射ステンレス鋼の亀裂進展速度等の材料特性に関する公開データを収集・整理する。

- 照射下亀裂進展試験等

既存照射材等の亀裂進展速度データを取得して照射下亀裂進展試験の比較データを拡充するとともに、亀裂先端の微細組織観察を実施し、変形と酸化の関係についての知見を取得する。

【平成28年度の実施内容】

(1) 照射脆化

a. 破壊力学的評価手法

- 破壊じん性評価に係る試験等

既存照射材から試験片を加工するとともに、引張試験、破壊じん性試験等を行い、破壊じん性参照温度とシャルピー延性脆性遷移温度の中性子照射による移行量について両者の相関を確認する。また、照射試験に用いる鋼材及び溶接継手を製作する。

- 健全性判定に係る試験等

未照射材を用いた WPS 効果に関する試験を実施し、WPS 効果に及ぼす試験片の寸法、亀裂の形状及び荷重-温度履歴の影響について検討する。また、平成 27 年度までに取得した試験データも用いて WPS 効果の解析手法の整備作業を実施する。

- 破壊力学評価に係る試験等

クラッド溶接を考慮した破壊力学評価に関する試験を行うため、既往の研究成果や課題を踏まえて、試験設備の整備を継続するとともに、低靱性の鋼材の製作に着手する。

b. 脆化予測手法

脆化メカニズム等に関する最新情報に基づいて、統計的解析手法を用いた評価及び RPV 鋼の微細組織観察を実施する。また、材料中の結晶粒界に偏析した元素を分析するための装置を整備する。

(2) IASCC

- 照射材亀裂進展速度評価

中性子照射ステンレス鋼の材料特性に関する公開データの収集・整理を継続して取りまとめ、総合評価を実施する。さらに、これらの成果に基づいて、照射材に対する亀裂進展速度の評価手法を検討する。

- 照射下亀裂進展試験等

既存照射材等を用いた亀裂進展試験を継続して実施し、比較データの拡充と亀裂先端の微細組織観察を実施する。これまでに取得した知見を踏まえ、既存の中性子照射済ステンレス鋼試験片を用いた海外炉での照射下亀裂進展試験の具体化検討を実施する。

【平成29年度の実施内容】

(1) 照射脆化

a. 破壊力学的評価手法

- 破壊力学評価に係る試験等

低靱性の RPV 鋼を製作し破壊じん性等基礎的な機械的特性データを取得するとともに、クラッド溶接下に半楕円欠陥を付与した平板曲げ試験を実施し、破壊じん性に及ぼす亀裂に対する拘束効果及び応力拡大係数評価手法の保守性に関するデータを取得する。

b. 脆化予測手法

監視試験データに対して統計的解析手法を用いた評価を実施し、鋼材の化学成分、中性子照射条件が脆化に及ぼす影響について検討を実施する。また、中性子照射された RPV 鋼の微細組織観察等を実施する。

【平成30年度の実施内容】

(1) 照射脆化

a. 破壊力学的評価手法

	<ul style="list-style-type: none"> • 破壊力学評価に係る試験等 <p>低靱性の RPV 鋼を用いてクラッド溶接下に半楕円欠陥を付与した平板曲げ試験を継続し、破壊じん性に及ぼす亀裂の拘束効果等に関するデータを取得するとともに、PTS 模擬試験条件の検討を行う。また、PTS 模擬試験を開始し、負荷-温度履歴、亀裂に対する拘束効果、2軸荷重、クラッド溶接の影響等を含めた破壊評価に係るデータを取得する。</p> b. 脆化予測手法 <p>平成 29 年度に引き続き、監視試験データに対する統計的解析手法を用いた評価及び中性子照射された RPV 鋼の微細組織観察等を実施する。</p>
	<p>【平成 31 年度の実施内容】</p> <p>(1) 照射脆化</p> <p>a. 破壊力学的評価手法</p> <ul style="list-style-type: none"> • 破壊力学評価に係る試験等 <p>PTS 模擬試験を継続し、負荷-温度履歴、亀裂に対する拘束効果、クラッド溶接の影響等を含めた破壊評価に係るデータを取得し、原子炉圧力容器の破壊力学評価に係る知見を拡充する。</p> b. 脆化予測手法 <p>平成 30 年度に引き続き、監視試験データに対する統計的解析手法を用いた評価及び中性子照射された RPV 鋼の微細組織観察等を実施する。また、高照射量領域の脆化因子及び脆化予測手法に関する知見を取りまとめる。</p>
8. 備考	<p>※最新の規制ニーズ等を鑑み、高経年化技術評価等における RPV の照射脆化に係る知見を拡充するため、事業計画の見直しを行った。照射脆化に係る研究のうち「破壊じん性評価に係る試験等」及び「健全性判定に係る試験等」、また IASCC に係る研究のうち「照射下亀裂進展試験等」については、平成 28 年度をもって研究を凍結することとした。</p>

軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験

シビアアクシデント研究部門

担当責任者：堀田亮年統括技術研究調査官

担当者：秋葉美幸主任技術研究調査官、星陽崇主任技術研究調査官、西村健技術研究調査官、小城烈技術研究調査官、土井悠生技術研究調査官

委託先：筑波大学（2.1.1 に関する研究）、日本原子力研究開発機構（2.1.2, 2.2, 2.3 に関する研究）、電力中央研究所（2.5.1(1), (2), 2.5.2 に関する研究）

1. 研究概要（実施期間：平成 24 年度～平成 31 年度）

重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象に関して、国内外での実験により継続的に知見を蓄積していくことが重要である。こうした背景から本プロジェクトでは、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）時に懸念された現象及び軽水炉の重大事故対策における現象等の、解析モデル化における不確実性の大きな現象のうち、頻度や環境放出への影響度等を考慮して格納容器機能維持に影響の大きい 5 テーマを選定し、実験を進めている。各テーマの概略を図 1 に、目的と現在までに得られた主な成果を表 1 にまとめた。主な成果に記述したとおり、各実験ともに装置の整備を終え、データ取得及び現象検討を実施している。なお、海水注入影響評価実験は、計画した実験を全て実施し、平成 28 年度で完了した。

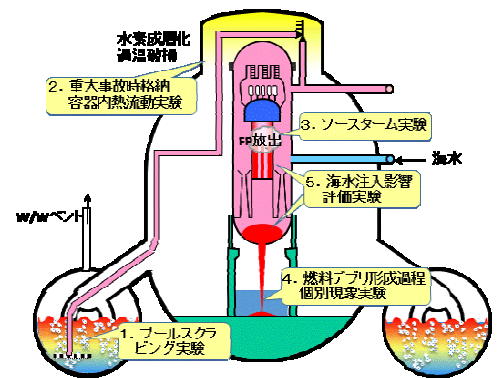


図 1 対象テーマの概略図

Fig. 1 Focusing themes

表 1 対象テーマと主な成果

Table 1 Focusing themes and main achievements

テーマ	目的	主な成果
1 プールスクラビング実験	(1) 1F 事故時に懸念された、ベントによる圧力抑制室プールの減圧沸騰がスクラビングによる放射性物質除去効果に及ぼす影響調査 (2) 機構論的モデルの作成	(1) 実機を模擬した大規模実験により、減圧沸騰条件がスクラビングによる放射性物質除去効果に及ぼす影響は小さい結果が得られた。 (2) 小規模実験で可視化による単一気泡内エアロゾル挙動データを取得した。また、中規模実験では、エアロゾル計測器の妥当性を確認した。
2 重大事故時格納容器熱流動実験	水素リスクや過温破損対策を対象とした格納容器内の詳細な熱流動挙動の調査	大型格納容器模擬装置 CIGMA を用いた格納容器上部外面冷却実験により、初期ガス組成による混合ガス容器内分布の経時変化データを取得し、その挙動を明らかにした。
3 ソースターム実験	燃料から放出される放射性物質（以下「FP」という。）の化学挙動に対する炭化ホウ素制御材の影響及び生成化合物の移行挙動の調査	国際共同実験 VERDONS に参加し、FP 放出速度及び配管への沈着挙動等の総合実験データを取得した。加えてこれらを補完する国内でのホット及びコールド実験を実施し、基礎データを取得した。
4 燃料デブリ形成過程個別現象実験	熔融炉心-コンクリート相互反応の現実的評価に向けた、熔融燃料の水プール落下時の微粒化、プール床面での拡がり及び粒子堆積状デブリ内への熔融金属の浸透挙動の調査	水プール落下時の微粒化挙動、プール床面での拡がり挙動及び粒子堆積状デブリ内への熔融金属の浸透挙動について、熔融デブリ過熱度等のパラメータ等の影響に関する実験データを取得した。
5 海水注入影響評価実験	沸騰水型原子炉及び加圧水型原子炉の重大事故対策として位置づけている海水注入時の、燃料集合体及びデブリベッドにおける塩析出による除熱性能への影響調査	燃料バンドルについて塩析出挙動と被覆管表面温度挙動データを取得し、析出層成長のメカニズムを明らかにし、伝熱劣化予測手法を構築した。デブリベッドについては表面クラストの除熱性能データを取得した。

2. 平成 29 年度までの主要成果

2.1 プールスクラビング実験

圧力抑制プールにおける、放射性物質の混入したガス流入によるエアロゾル状放射性物質の捕獲効果に関し、機構論的モデル作成を目的とした小規模実験、1F 事故時に発生を懸念されたウェットウエル（以下「W/W」という。）ベントでの圧力抑制室プールの減圧沸騰による捕獲効果への影響調査を目的とした大規模実験、さらに小規模実験で得られた知見を実規模スケールへ適用するためのスケール効果調査及び大規模実験結果のメカニズム検討を目的とした中規模実験の 3 種類を実施している（図 2）。なお、これら 3 種の実験で得られたデータは、重大事故進展解析コード MELCOR でスクラビング現象解析に用いられている SPARC90 モデルの改良検討に用いる。

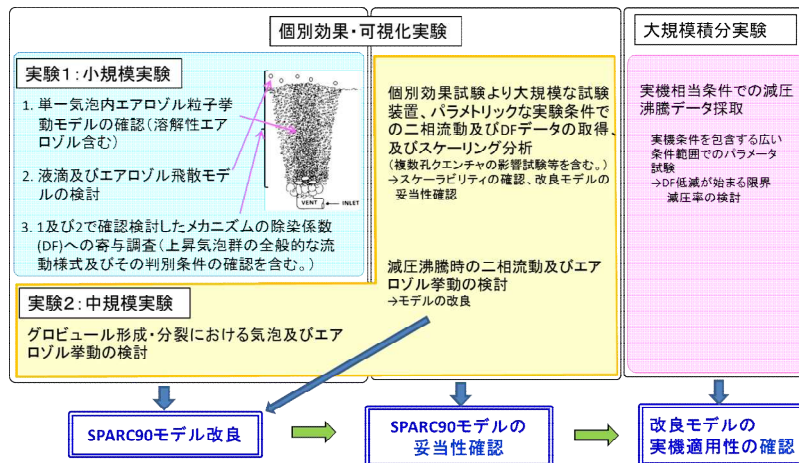


図 2 プールスクラビング実験全体概要

Fig. 2 Outline of pool scrubbing test

2.1.1 小規模実験 (1), 2), 3), 4), 5)

本実験では、スクラビング現象の機構論的モデル開発のために、図 3 に示すような、気泡速度に合わせて高速カメラを上昇させ気泡内部のエアロゾル挙動を計測する「単一気泡内エアロゾル挙動実験」及び図 4 に示すようなノズルから噴出されるガス噴流及びエアロゾルの詳細挙動を計測する「ガス噴流詳細挙動実験」を国立大学法人筑波大学への委託により実施している。

「単一気泡内エアロゾル挙動実験」では、平成 27 年度までに気泡内エアロゾル挙動の可視化を行ったが、モデル開発に最も重要な気泡界面近傍は、気泡の曲率が小さく屈折率により不明瞭となる課題があった。そこで、水と屈折率が同等な油滴を気泡の代わりに用いた実験を行い、図 5 に示すように油滴内全域にわたるエアロゾル挙動を明確に捉えた。なお、油滴は気泡形状に関する無次元数を合わせて模擬した。また、「ガス噴流詳細挙動実験」では、図 6 に示すように、ガス噴流が分裂し小気泡を生成する際に、ガス噴流に混入させたエアロゾル粒子が噴流界面から液相へ移行する挙動を計測した。なお、「単一気泡内エアロゾル挙動実験」では蛍光粒子、「ガス噴流詳細挙動実験」では親水性シリカ粒子を模擬エアロゾルとして用いた。

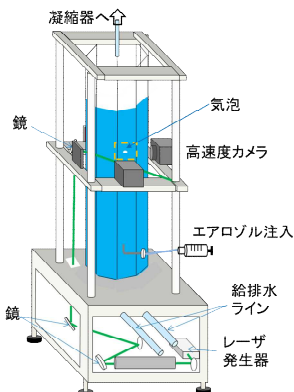


図 3 単一気泡内エアロゾル挙動実験装置

Fig. 3 Test apparatus of aerosol behavior in bubble

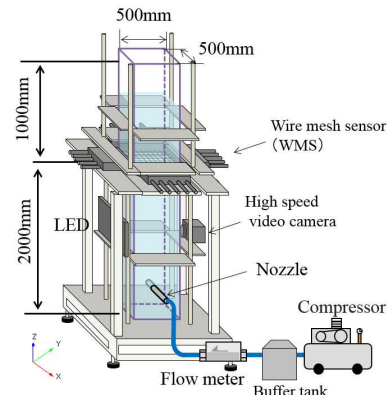


図 4 ガス噴流詳細挙動実験装置

Fig.4 Gas jet behavior test apparatus

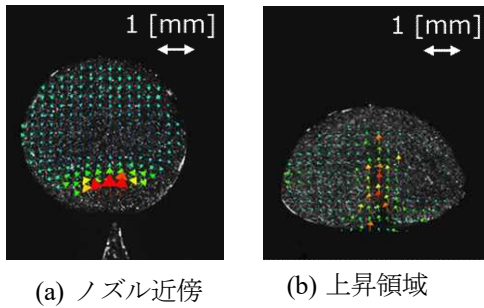


図5 単一気泡内エアロゾル挙動可視化実験結果
Fig.5 Aerosol behavior in bubble

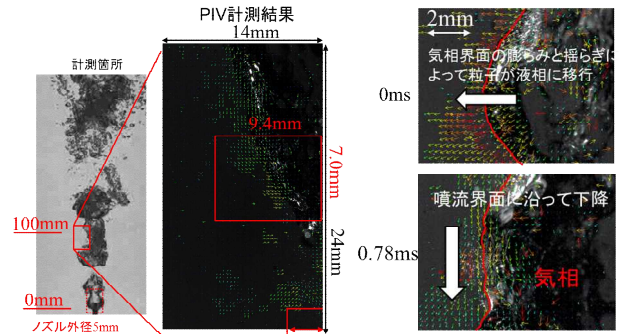


図6 噴流界面エアロゾル挙動可視化結果
Fig.6 Aerosol behavior at gas-liquid interface

2.1.2 中規模実験^{6),7)}

機構論的モデル開発へ向けたスケール効果を調査するには、高精度なエアロゾル計測及び二相流計測が重要となる。そこで、実機プラントのスクラビング条件のような高温の蒸気-水体系へも適用可能で、かつエアロゾル粒子の直径と数を同時計測可能な計測器として、近年光散乱式計測器 WELAS が使用されてきている。光散乱式計測器 WELAS の妥当性を検証するために、異なる計測原理である凝縮粒子カウンターCPCを用いて比較を行った。CPCは粒子径の計測は不可能だが、数に関しては高い精度で計測可能である。図7に実験装置、図8にWELASとCPCの計測結果比較を示す。本実験では、非吸湿性の $0.5\mu\text{m}$ シリカ粒子をエアロゾルとして用いた。同図に示すとおり、双方は良好に一致しており、WELASの計測妥当性が確認できた。プールスクラビング流動現象は、気液二相流動様式として、ノズルからガスが噴出した直後の領域、その後ガスが細かな気泡に分裂する領域、分裂した気泡が上昇する領域に大きく分けられるため、今後、これらの領域ごとに除染係数（以下「DF」という。）と二相流計測を行う。

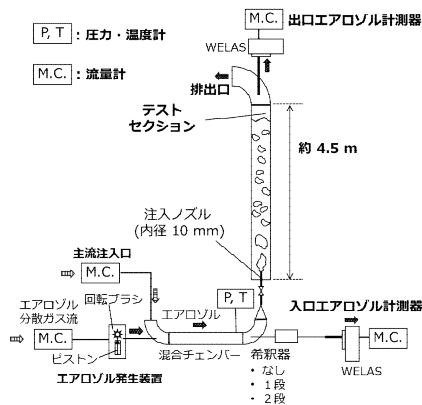


図7 中規模実験装置
Fig.7 Medium scale test apparatus

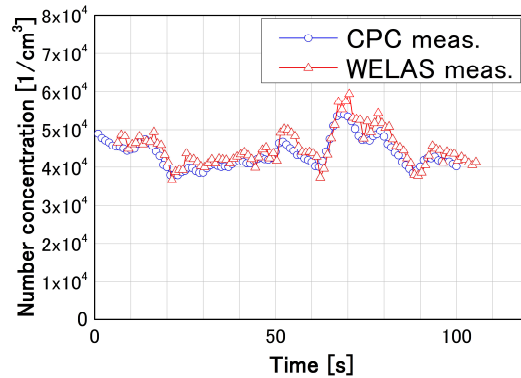


図8 エアロゾル計測器の妥当性確認結果
Fig.8 Verification of aerosol measuring instrument

2.1.3 大規模実験

本実験では、図9に示す内径 2m ×高さ 10m の大規模スクラビング実験装置を用いて、圧力抑制プールの減圧条件におけるスクラビング効果を調べた。平成25年度までに整備した装置に関し、平成26~27年度で装置の妥当性確認実験を行った上で、平成28年度より減圧実験を開始した。装置の妥当性は、バックグラウンド実験及び定常実験によって確認した。

バックグラウンド実験は、図10に示すスクラビングタンク内においてノズルを露出させ、ガスを水中に流入させない条件で、入口出口のエアロゾル量を計測した。その結果、双方はほぼ同等であり、容器や配管壁などへのエアロゾル付着は影響しない結果を得た。また、定常実験については、圧力、温度、ガス流量を一定とした実験を行い、既往実験⁸⁾とほぼ同等のDFを得た。双方の結果により装置の妥当性を確認し、減圧沸騰実験を実施した。

減圧沸騰実験における減圧率は、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）における、W/W ベント前にベント管から圧力抑制プールへの高温ガス排出を伴う代表シーケンスである高圧・低圧注水機能喪失や、主蒸気逃し安全弁（SRV）クエンチャからの排出を伴うベントの代表シーケンスである電源喪失等で想定される格納容器減圧率を模擬した。ノズル出口からの水深であるサブマージェンス、プール水温等の条件を変化させ、耐熱性を有する BaSO₄ をエアロゾルとして用い、ベントタイプノズルについて実験を行った。

代表的な結果として、図 11 に減圧沸騰試験時の圧力、サブマージェンス及び容器内各位置における温度変化を、図 12 に定常時と減圧時の容器出入口エアロゾル粒径分布を比較した結果を、図 13 に得られた粒径分布から DF を評価した結果を示す。図 13 に示すように、本試験条件範囲では、有意な計数値が得られた 1 μ m 以下においては、定常時の DF が減圧時にもほぼ維持されており、減圧による DF への影響は小さい結果が得られた。

図 14 に全計測粒子を積分して算出したトータル DF の減圧時と定常時の比較を示す。サブマージェンスの増加により DF は増加し、それらによらず減圧時と定常時の DF はほぼ同等となる結果を得た。今後、クエンチャノズルについても同様に調査を行う。

表 2 減圧沸騰条件でのスクラビング実験条件

Table 2 Scrubbing test condition

パラメータ	設定値	実機との整合
ガス流量	150 kg/h	ノズル出口流速
ガス組成	窒素 50%, 蒸気 50%, 窒素 100%	実機条件範囲
サブマージェンス	1.4, 2.7, 3.8 m	
容器初期圧力	330 kPa	

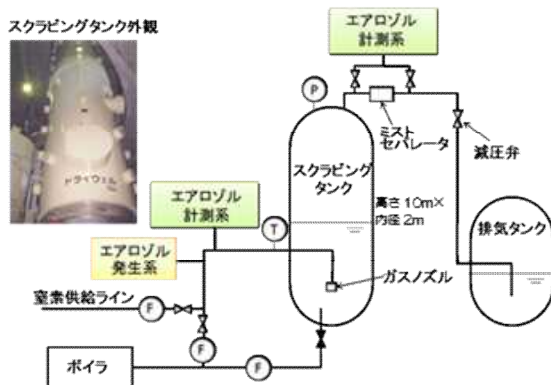


図 9 プールスクラビング大型実験装置概略

Fig.9 Pool scrubbing test facility

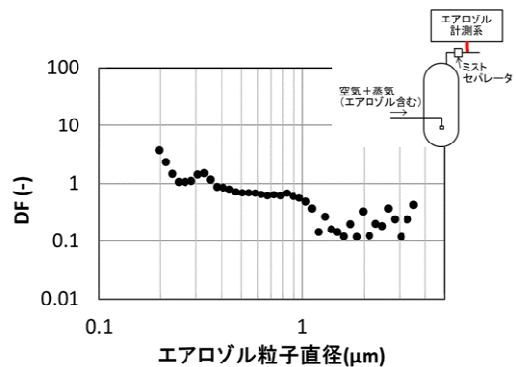


図 10 バックグラウンド実験結果

Fig.10 Background test results

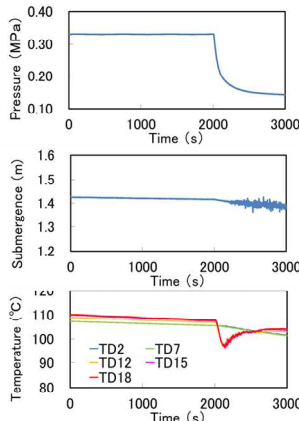


図 11 減圧実験の圧力温度等変化

Fig.11 Parameters behavior during depressurization test

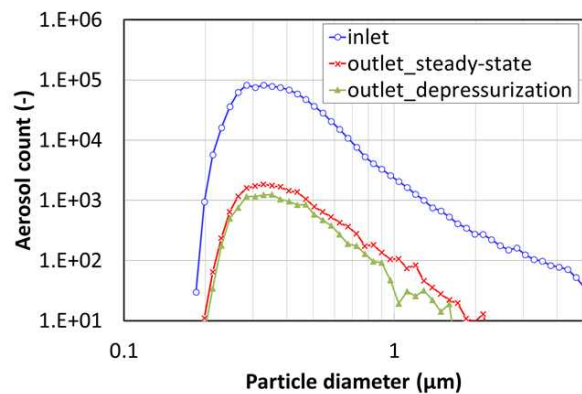


図 12 定常時と減圧時のエアロゾル粒径分布比較

Fig.12 Depressurization test results

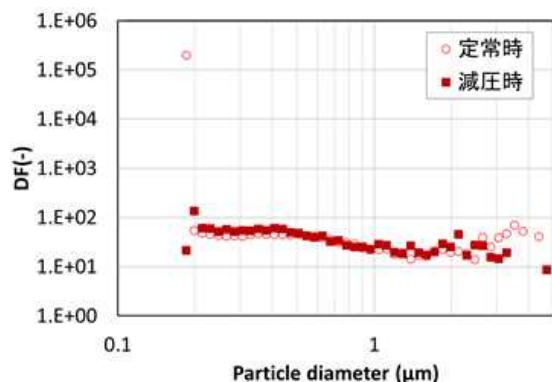


図 13 定常時と減圧時の DF 比較

Fig.13 Depressurization test results

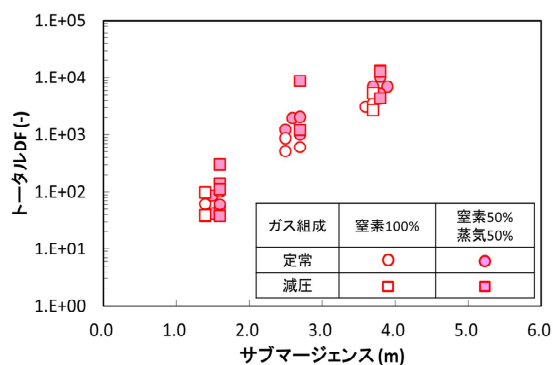


図 14 トータル DF の評価

Fig.14 Total DF

2.2 重大事故時格納容器熱流動実験^{9), 10), 11), 12), 13), 14)}

2.2.1 大型格納容器実験

重大事故条件下での格納容器内における非凝縮／凝縮混合気体の大局的挙動（対流、成層化、スプレーかくはん等）及び局所的挙動（噴流による成層崩壊や壁面凝縮等）は、水素燃焼挙動に強く影響する水素濃度やその空間分布、格納容器過温破損等を予測する上で重要である。そこで、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託により、内径 2.5m×高さ 11m の試験部を持つ大型格納容器実験装置 CIGMA を用い、格納容器上部外面冷却時の内部流体挙動データを取得した。初期圧力と温度をそれぞれ 450 kPa、150°C程度とし、水素の代替流体にヘリウムを用い、蒸気及び空気の 3 気体の初期割合及び分布を変化させ、各条件における圧力、ガス濃度及び温度分布の時間変化を計測した。

代表的な結果として、図 15 に初期ガスモル分率をヘリウム 16% 蒸気 84%とした CC-PL-09（図左列）、ヘリウム 15% 空気 15% 蒸気 70%で分布を変えた CC-PL-10（図中央列）及び CC-PL-12（図右列）の実験結果を示す。最上段に初期軸方向ガス濃度分布、第 2 段にヘリウムガス分布、最下段に混合ガス全体の平均密度分布の時間変化を示す。ヘリウム-蒸気のみである CC-PL-09 では、容器上面での蒸気凝縮に伴い、最上部において 80%を超える濃度でヘリウムが薄い成層状態で蓄積し、これが実験終了まで継続する結果となった。また、空気を軸方向均一に分布させ、容器上部のモル分率をヘリウム 13% 空気 17% 蒸気 70%とした場合（CC-PL-10）、ヘリウム濃度が初期濃度よりわずかに濃縮されるものの成層化は見られなかった。一方、同じガス組成でも空気を容器下部に蓄積させ、容器上部のモル分率をヘリウム 12% 空気 3% 蒸気 85%とした場合（CC-PL-12）は、CC-PL-09 と同様に最上部ヘリウム濃度が凝縮により 70%付近まで濃縮した成層が形成されるが、その後時間とともに減衰し、4000 秒付近において容器下部からの空気の拡散とともにヘリウム濃縮は解消される結果となった。

最上部でのヘリウム成層の形成は、非凝縮ガス中のヘリウム割合が約 40%を超える場合に発生する可能性があることが単純化したモデルによって示すことができる。本実験の凝縮面付近における非凝縮ガス中のヘリウム濃度は CC-PL-09 : 100%、CC-PL-10 : 43%及び CC-PL-12 : 78%であり、簡易モデルの傾向を示す結果となった。また、ヘリウム成層の減衰も容器下部からの空気の拡散が進み、容器上部における非凝縮ガス中のヘリウム割合が低くなったためである。

従って、上部にヘリウム高濃度成層が形成されたとしても、ガス組成及び分布によっては、時間とともに容器全体の循環が発生し、容器高さ方向の分布が均質化する際にヘリウムの蓄積も解消される。これにより、ヘリウムの局所的な蓄積は壁面凝縮後の混合ガス平均密度の分布に依存し、三成分気体中での局所的な凝縮挙動の評価が、格納容器内の全体的な熱流動の予測に重要となることを明らかにした。これらの実験で得られた知見は重大事故時の格納容器内における数値流体解析コードのモデル化等に反映している。

2.2.2 個別効果実験

前記 CIGMA 実験においても、その重要性が示唆された局所的な凝縮挙動について、壁面凝縮挙動に関する個別効果実験を実施している。壁面凝縮現象のモデルには、様々な手法やモデルが存在し、事故評価のためにそれらの高度化やモデル選択の最適化は重要な課題である。

そこで、図 16 に示すような、高さ 70×幅 350×長さ 1500mm の矩形断面流路と入口部分に整流のための縮流部を有する一種の 2 次元ダクト風洞である WINCS 装置を用い、凝縮面における境界層モデル検証に必要なデータの取得を行う。縮流部によって流速分布が制御された蒸気を含む空気は試験部の底面で冷却されて凝縮し、その際の流速分布と温度分布をレーザードップラー流速計 (LDV) と熱電対によって計測する。これまでに予備実験として、下面冷却をせず、室温の空気を流した際の流速分布の計測を実施した。空気流量は標準状態換算で 5000L/min とし、縮流部終端から下流 1580mm の位置での装置中心で壁面垂直方向の流速分布を計測した。図 17 に示すように上下対称の速度分布が得られ、風洞内部に流れを乱す有意な段差等がなく、風洞としての基本的な性能が得られていることを確認できた。

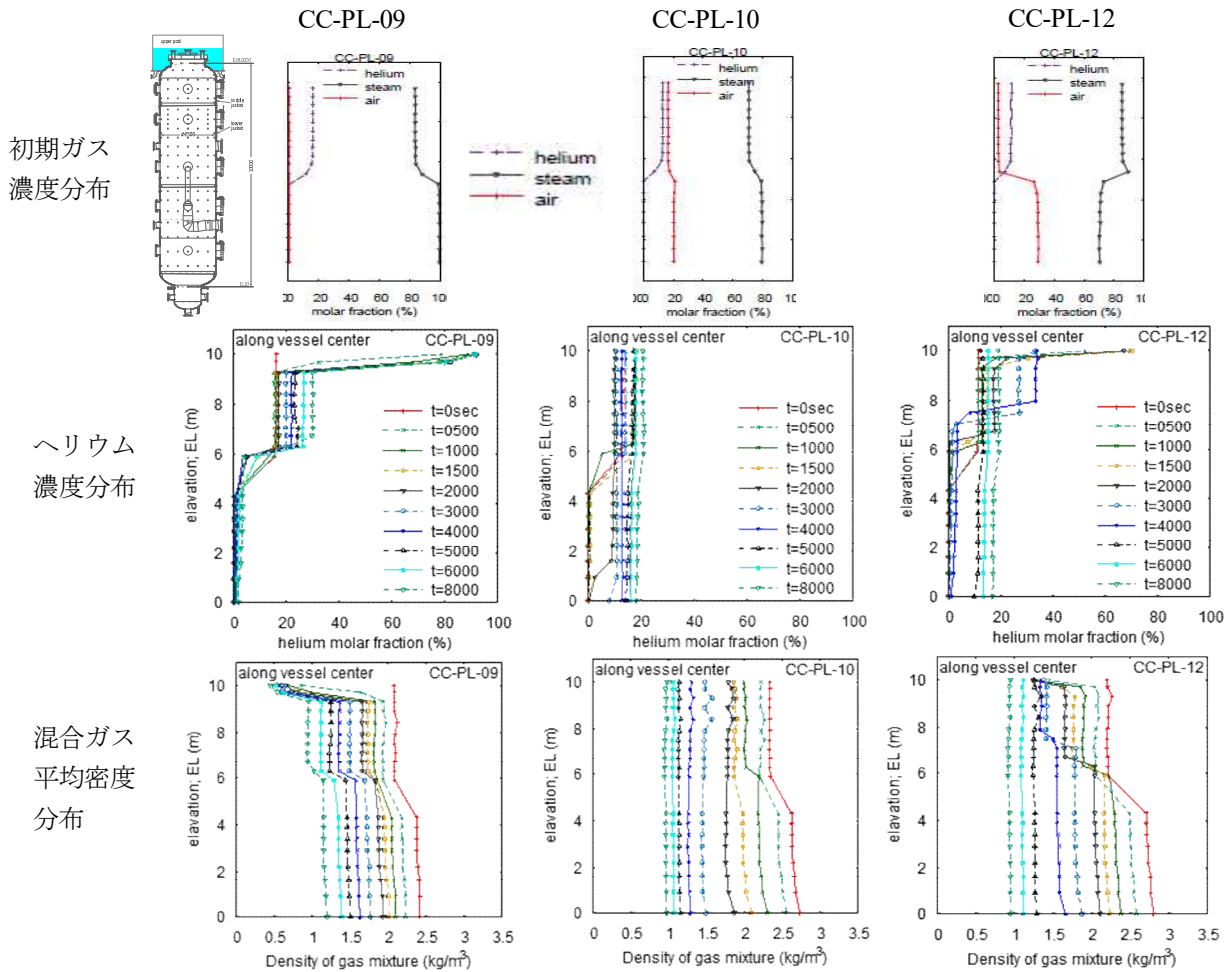


図 15 容器内垂直方向のガス濃度分布と密度分布

Fig. 15 Vertical distribution in vessel of gas concentration and density distribution

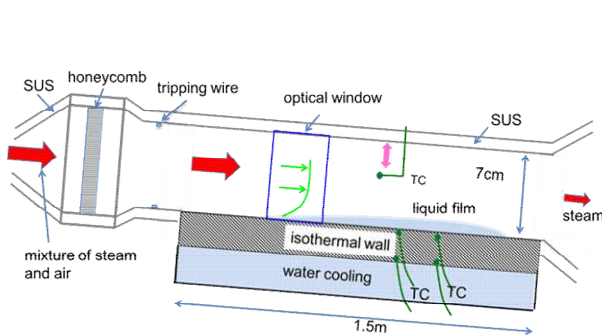


図 16 WINCS 装置の概略図

Fig. 16 WINCS test apparatus

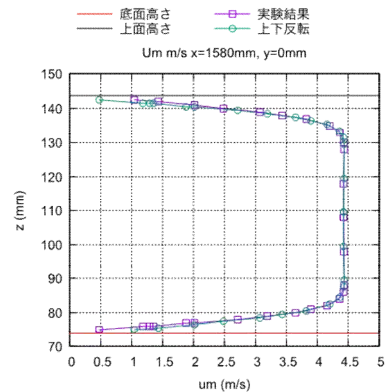


図 17 室温空気の流速分布

Fig. 17 Air velocity distribution

2.3 ソースターム実験^{15), 16), 17)}

重大事故時には、揮発性の高い希ガス、ヨウ素 I、セシウム Cs 等が燃料から放出されやすくなり、環境に移行しやすくなる。ただし、放出される FP は、事故時の雰囲気や制御棒の材質等により様々な化学形態になることから、その移行挙動が変化する可能性がある。重大事故時のソースタームを精度よく評価するためには、FP 放出、放出時の FP 化学形・化学的安定性及び環境放出までの移行過程等を評価するモデルの整備が重要である。

そこで、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託により、国際共同実験 VERDON5 に参加し、原子炉冷却系内における放射性物質の化学形態に対する炭化ホウ素 B₄C 制御棒材が及ぼす影響及び生成された化合物の移行挙動に関する総合実験データを取得する。加えて、これらを補完するための基礎データを、日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター照射燃料試験設備（以下「AGF」という。）におけるホット及びコールド実験により取得する。各実験の条件一覧を表 3 に示す。なお、得られたデータは、「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における事故時のソースタームの解析モデルに反映する。

表 3 ソースターム実験条件
Table 3 Source term test conditions

	VERDON5	AGF ホット実験	AGF コールド実験
実験目的	酸化雰囲気における Cs-I-B-O-H 系の化学的挙動（及び Ru 放出）データ取得	還元雰囲気における Cs-I-B-O-H 系の化学的挙動データの取得	
試料	UO ₂	MOX	CsI, B ₂ O ₃
燃焼度	～70 GWd/t	～40 GWd/t	—
最高温度	2373 K		2173 K
雰囲気	酸化（蒸気）(<1773 K), 空気 (>2273 K)	不活性 (Ar)	還元 (Ar+H ₂)
ホウ素注入	あり (H ₃ BO ₃ 注入)	あり (B ₂ O ₃ 注入)	
試料形態	短尺燃料	燃料ペレット片	粉末
原子炉再照射	あり	あり	なし
対象元素	Cs, I, Ru, Mo	Cs, Ru, Mo	Cs, I

2.3.1 国際共同実験 VERDON5

VERDON5 実験体系を図 18 に示す。照射済み燃料を水蒸気及び空気雰囲気下で加熱し、放射性物質の放出速度及びガス状ヨウ素の生成量に関するオンライン測定データを取得した。原子炉冷却系での移行挙動を調査するため、温度勾配管等における沈着物のガンマ線スペクトル測定を行った。なお、B₄C 制御棒材が I、Cs 等の化学挙動に与える影響を明らかにするため、水蒸気雰囲気中に B₄C を添加した。本国際共同実験の結果は 2017 年 12 月に加盟国へ配布される予定である。

2.3.2 AGF ホット実験

VERDON5 実験を補完する雰囲気条件のデータを取得するため、AGF のホットセル内に設置されている FP 放出移行試験装置を用いた照射済燃料の加熱実験を実施した。図 19 に AGF ホット実験体系の概略を示す。本実験では不活性雰囲気条件で燃料の加熱を行い、VERDON5 実験と同様にホウ素添加の影響を明らかにした。図 20 に実験結果を示す。オンラインガンマ線スペクトル測定及びガスクロマトグラフ分析により、Cs、キセノン Xe 及びクリプトン Kr の放出速度に関するデータを取得した。

2.3.3 AGF コールド実験

非放射性の Cs、I、B 等を含有する試料を用いて放射性物質の高温化学反応に係る実験を行った。図 21 に AGF コールド実験体系の概略を示す。平成 27 年度に水素を含む還元雰囲気において、CsI を加熱し温度勾配管に沈着させた後に、酸化ホウ素 B₂O₃ を温度勾配管に供給して Cs と I の沈着分布を調べた。図 22 に結果を示す。図の横軸は温度勾配管の軸方向温度分布に対応しており、各位置における実験後の Cs、I 及び B 沈着量を示している。CsI 沈着直後は Cs と I がほぼ同量分布するが、同図に示すとおり、全体的に I が Cs に比較し少ない結果となった。従って、CsI 沈着物と B₂O₃ の反応により揮発性の高い I 化学種が生成され再蒸発したことが示唆された。しかし、

沈着した CsI が再蒸発した蒸気種と B_2O_3 との反応の影響を低減するため、CsI の加熱保持時間を長くし、 B_2O_3 蒸気流入時の温度勾配管中の CsI 再蒸発の抑制を図った実験を平成 28 年度に行ったところ、平成 27 年度に示された傾向は再現されなかった。今後、これまでの実験結果を再度分析し、引き続き B の影響を検討していく。

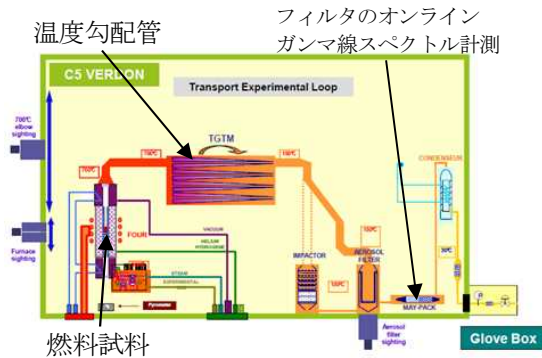


図 18 VERDON5 実験体系
Fig.18 VERDON5 test apparatus

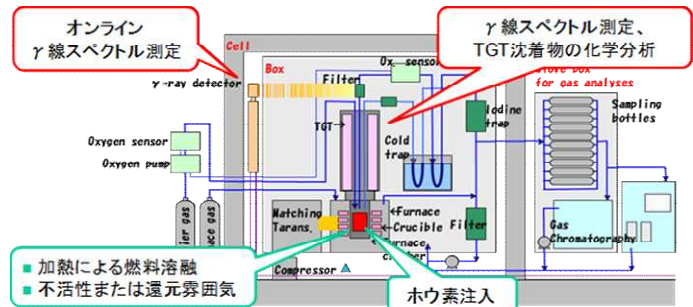
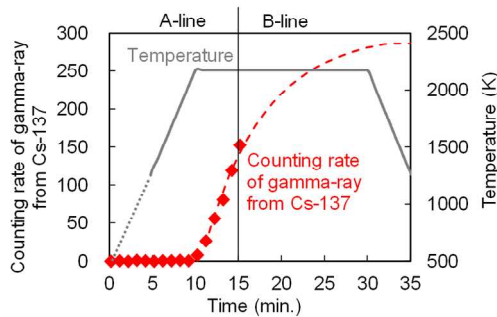
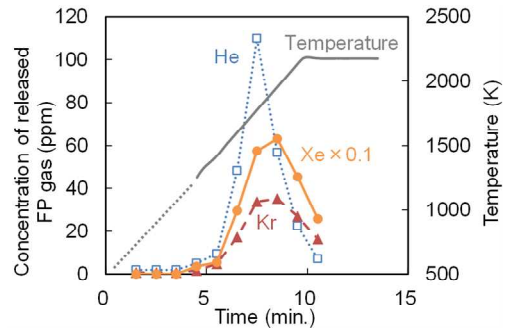


図 19 AGF ホット実験体系
Fig.19 AGF hot test apparatus



(a) Cs の放出履歴
(a) Release history of Cs



(b) Xe 及び Kr の放出履歴
(b) Release history of Xe and Kr

図 20 AGF ホット実験結果
Fig.20 AGF hot test results



図 21 AGF コールド実験体系
Fig.21 AGF cold test apparatus

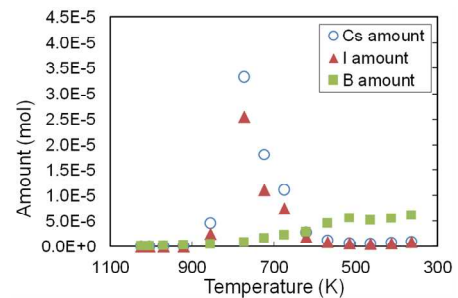


図 22 温度勾配管における沈着分布
Fig.22 Deposition distribution in thermal gradient tubes

2.4 燃料デブリ形成過程個別現象実験

プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリは水との相互作用によって一部は細粒化し、残りは大きな塊のまま床面に堆積する。このようなデブリベッド形成の詳細な過程を個別現象に分解し、複数の解析モデルにより、キャビティ内において冠水したデブリベッド内の複雑な熱流動現象を解析し、デブリベッドにおいて発生する崩壊熱の除熱特性を定量的に評価することが重要である。そのため、「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」で行った、欧州等を中心にこれまでに実施されたデブリ冷却実験例の調査を踏まえて、実験的知見を拡充すべき 3 項目の個別現象について、海外設備を用いた実験を実施した。

2.4.1 プール落下高温溶融物の微粒化実験

高温溶融物の水中落下時の粒子化挙動は、デブリベッドの伝熱面積に影響し、堆積後の冷却性を大きく左右する。この現象はジェットブレイクアップと呼ばれ、これまで日本を含む各国において研究されてきた。KTH (Kungliga Tekniska Högskolan; スウェーデン王立工科大学) が実施した DEFOR-A 装置によるジェットブレイクアップ実験では、落下中に固化しきれない粒子が集積し空隙率の小さな集積状態になることが観測されており、この現象によって、デブリベッドには局所的に冷却水が通りにくいホットスポットが形成される可能性があることが確認されている^{18), 19)}。既往実験は、数センチの小口径ジェットを模擬したものであり、BWR 等で想定される大口径ジェットの場合、プール水深が比較的浅い場合には集積状態になる割合が増加することが考えられる。そのため、DEFOR-A 装置を用いて、流出口径を拡大した条件下でプール水深等をパラメータとしたブレイクアップ実験を実施し、大口径ジェットによる高温溶融物の水中落下時の粒子化挙動に関する最新知見を拡充した。

図 23 に DEFOR-A 実験装置の概略図を示す。誘導加熱炉で所定の温度まで加熱されたデブリが、試験部上部に設置された漏斗に流入され、ノズルを通して落下される。試験部は、図 23(b) に示すように、水深 0.6、0.9、1.2 及び 1.5 m 位置 (高さ 0.9、0.6、0.3 及び 0m) にデブリキャッチャを設置し、実験終了後に各位置のキャッチャで捕獲されたデブリの集積割合を計測した。表 4 に実験条件を示す。図 24 に各位置の集積状態デブリの重量割合をケースで比較した結果及び集積状態となっているデブリのイメージを示す。図に示すとおり、全体的に、高さが低くなる、すなわち水深が深くなるにつれて集積状態デブリの割合は減少する結果が得られた。A25 のみ、高さ 0.9m の集積割合が少ない。また、ノズル径及びプール水サブクール度が同等な A24 と A26 を比較すると、デブリ過熱度が高いほど集積割合が大きい結果が得られた。これらデータは「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」の JASMINE によるジェットブレイクアップ解析の高度化に使用されており、各パラメータのデブリ集積への影響を検討し、モデル改良を行っている。

表 4 DEFOR-A 実験条件
Table 4 DEFOR-A test conditions

	A23	A24	A25	A26
デブリ材料	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ (共晶)			
デブリ温度 (°C)	1005	975	945	1025
デブリ過熱度 (°C)	137	105	73	156
ノズル径 (mm)	25	34	34	34
水面までの自由落下距離 (m)	0.2			
プール水深 (m)	1.5			
プール水サブクール度 (°C)	40	30	10	30

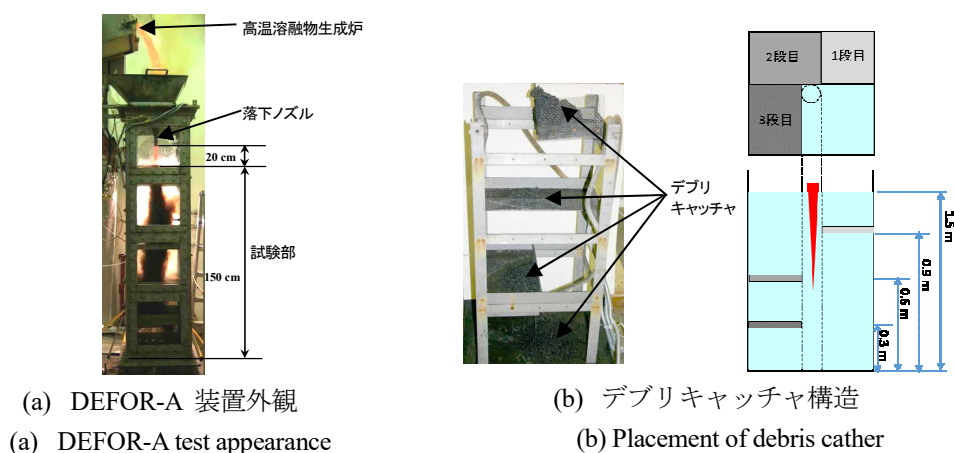


図 23 DEFOR-A 実験装置
Fig.23 DEFOR-A test apparatus

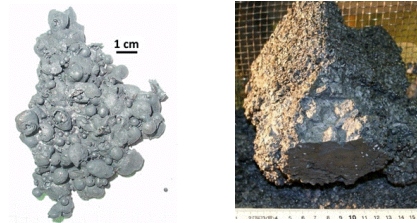
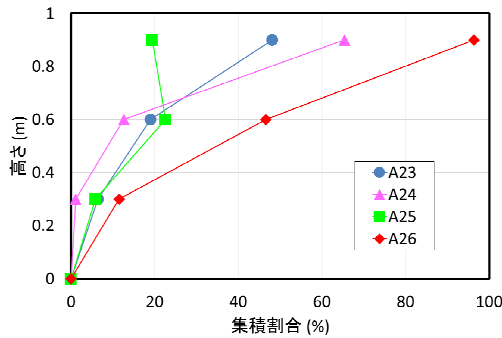


図 24 DEFOR-A 実験結果

Fig.24 DEFOR-A test results

2.4.2 プール内床上高温溶融物の拡がり挙動実験

粒子化せずにキャビティプール内床面に到達した高温溶融物は、床面上を拡がり、やがて除熱により溶融物表面にクラストが形成されることから拡がり停止する。この拡がり面積は、溶融物の伝熱面積を決定することから、デブリの冷却性において重要な因子となる。KTH で実施された既往実験では、水中に落下した方が、水中において除熱によるクラスト形成が進むため、ドライ状態よりも拡がり面積が小さくなることが知られている。解析モデルを開発するためには、水中における高温溶融物の拡がりに関する実験データの拡充が重要である。そこで、水中拡がり実験の経験のある PULiMS 装置を用いて、プール水深、デブリ過熱度等をパラメータとした水中高温溶融物拡がり実験により、最新知見を拡充した。

図 25 に PULiMS 実験装置の概略図を示す。誘導加熱炉で溶融加熱し、所定の温度まで加熱された模擬デブリをあらかじめプラグでノズル部に栓をした漏斗に落下させ、プラグを上を移動させてノズルを開け、試験部へ落下させる。プール底部のステンレス鋼には図 26 に示すようにデブリ落下位置から放射状に熱電対を埋め込み、その温度変化によりデブリの拡がり挙動を計測した。加えて、高速度カメラにより、拡がり挙動を撮影した。実験条件を表 5 に示す。パラメータとして、ノズル径、水面までの自由落下距離、水深、プール水サブクール度及びデブリ過熱度を変化させ、そのデブリ拡がり挙動を計測した。

図 27 に代表的な実験結果である E7 の撮影画像を示す。図に示すとおり、デブリの床面落下から約 0.08 秒後に 100mm、0.32 秒後には 300mm まで拡がっていることが観察された。また、落下初期は瞬時に拡がり、その後徐々に緩慢になり停止する挙動が撮影された。図 28 に、同ケースについて、プール床面の熱電対で計測された温度変化と、そこから評価した拡がり挙動を示す。図 28(a)より、デブリ落下位置が急激に温度上昇し、その後徐々に遠い位置が温度上昇しており、デブリの拡がり挙動を計測できている。また、図 28(b)に、95°C に到達した時間をデブリ落下位置からの距離で整理したものである。距離が離れるに従ってデブリ到達時刻は遅くなり、高速度カメラ撮影画像から得られる到達時刻とほぼ同等で妥当な結果が得られた。なお、デブリ過熱度が低下すると拡がり速度も遅くなる傾向も得られた。

表 5 PULiMS 実験条件

Table 5 PULiMS test condition

	E7	E8	E9	E10	E11
デブリ材料	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ (共晶)				
デブリ温度 (°C)	930	900	650	910	910
デブリ過熱度 (°C)	60	30	220	40	40
ノズル径 (mm)	20	20	15	20	30
水面までの自由落下距離 (mm)	200	200	200	90	65
プール水深 (mm)	100	200	200	200	200
プール水サブクール度 (°C)	10	5	5	10	10
プール床面材質	ステンレス鋼				

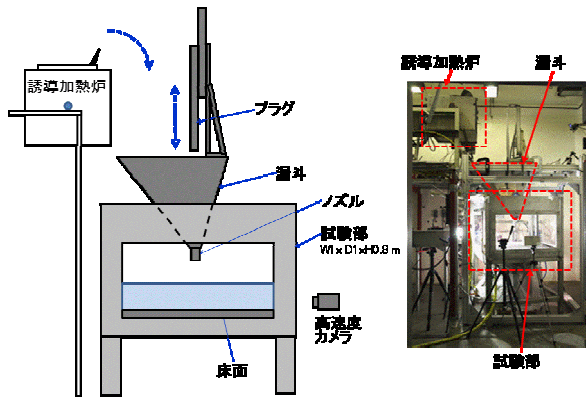


図 25 PULiMS 実験装置
Fig.25 PULiMS test apparatus

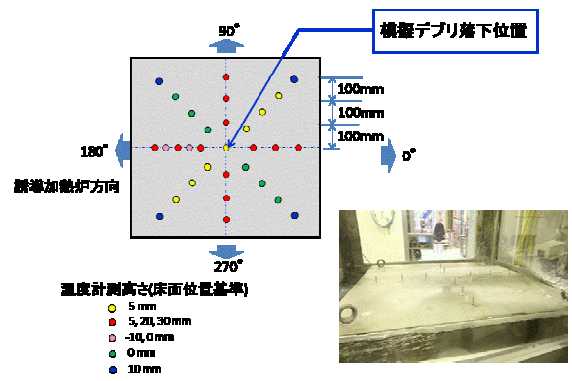


図 26 PULiMS 実験装置 プール床面熱電対配置
Fig.26 PULiMS test apparatus T/C placement on floor

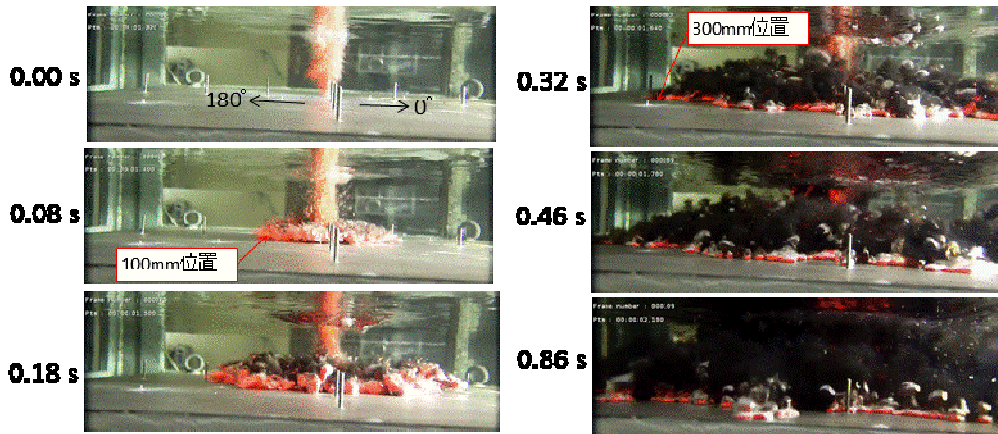


図 27 PULiMS 実験結果 撮影画像 (E7)
Fig.27 PULiMS test snapshot (E7)

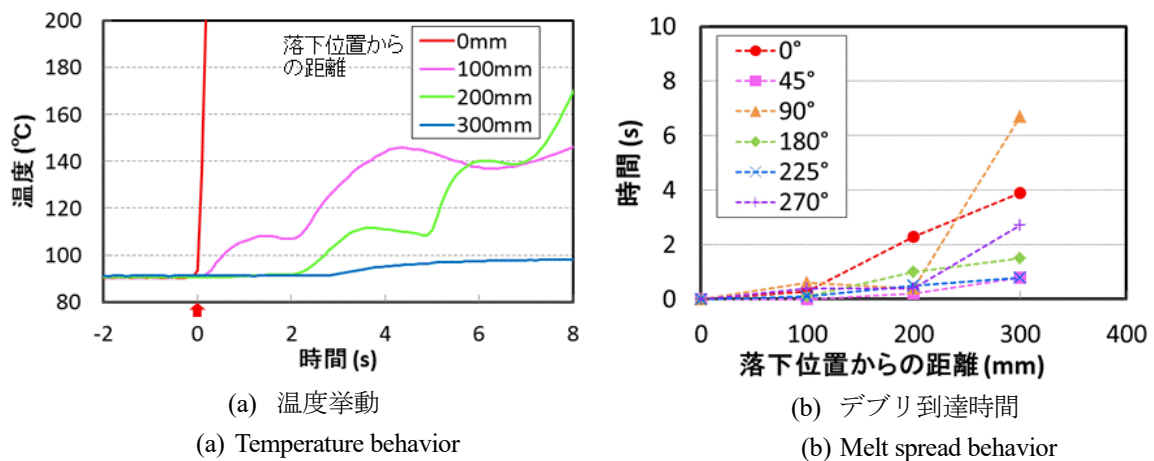


図 28 PULiMS 実験結果 温度挙動 (E7)
Fig.28 Temperature behavior of PULiMS test (E7)

2.4.3 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験

キャビティに堆積したデブリベッド内を十分な冷却水が流れない場合、デブリベッド内で局所的にドライアウトが発生し、場合によっては固化したデブリの再溶融が発生する可能性がある。同様に、固化しているデブリベッド上に高温溶融物が落下した場合も、金属溶融物がデブリベッド内に浸透し流路を閉塞する等して局所的に再溶融が発生する可能性がある。そのため、固化デブリベッド内の金属溶融物の流動に対する詳細なモデル化のためのデータを拡充することが重要である。

そこで、KTHにおいて高温溶融物とデブリベッドとの相互作用に関する REMCOD 予備実験装置を新規製作し、内部に配置した熱電対及び高温に耐えられるクォーツ窓を介した可視化により、粒子堆積状デブリベッド内での高温溶融物の浸透挙動及び再溶融挙動に関する最新知見を拡充する。

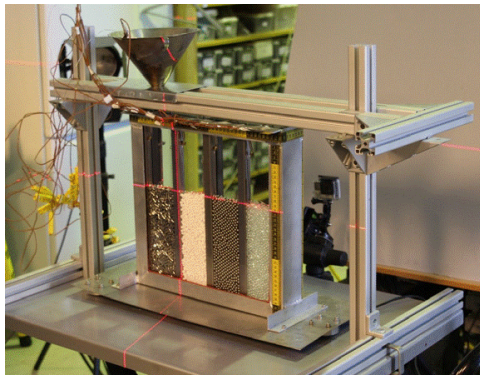
図 29(a)に実験装置の外観を示す。容器内を縦に分割し、区分ごとに様々な粒子状模擬デブリを充填し、上部から模擬溶融物を流入させる。容器側面は耐熱ガラスとし、模擬溶融物の流入状況を可視化できる構造とした。実験ケースは表 6 に示す 6 項目とした。図 29(b)に示すような溶融金属の流入結果と内部に挿入した熱電対による温度計測結果から、溶融金属の浸透深さには、粒子堆積状デブリの熱抵抗や熱容量等の熱物性、温度及び形状が大きく影響し、溶融金属の過熱度は前記に比べて影響が小さい結果が得られた。これら得られた知見と実験及び計測技術により、BWR の制御棒ガイドチューブ等を模擬した実験装置を設計製作し、これら形状内に堆積したデブリベッド内への高温溶融物の浸入に関する実験を行う予定である。

表 6 REMCOD 予備実験条件

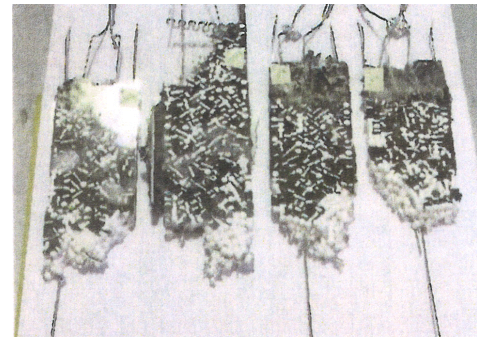
Table 6 REMCOD exploratory test conditions

		模擬デブリ		溶融金属	
		形状	初期温度	材質	過熱度
1	溶融金属の模擬デブリ内流入状況可視化の可能性調査	<ul style="list-style-type: none"> ・セラミック 6x6mm 円筒粒子 ・ステンレス 6x6mm 円筒粒子 ・セラミック 6x6+3x3mm 円筒粒子 	室温	Sn	44~216℃
2	デブリ種類の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ステンレス 6x6mm 円筒粒子 ・セラミック 6x6mm 円筒粒子 ・ステンレス 6mm 球形粒子 ・ガラス 6mm 球形粒子 	室温	Sn	106~181℃
3	デブリ初期温度と溶融金属の過熱度の影響	セラミック 6x6mm 円筒粒子	62~125℃	Sn-Bi (共晶)	39~250℃
5	界面力の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・セラミック 6x6mm 円筒粒子 ・ステンレス 6x6mm 円筒粒子 ・ステンレス 3x3mm 円筒粒子 ・ガラス 6mm 球形粒子 	131~190℃	Sn-Bi (共晶)	33~72℃
6	デブリ再加熱の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ステンレス 6mm 球形粒子 ・ガラス 6mm 球形粒子 	室温	Sn-Bi (共晶)	20℃以上

※1~2は実験中、模擬デブリは非加熱。6は容器前背面にヒータ設置し、溶融金属の侵入が止まったところから再加熱し、溶融金属を再溶融



(a) 試験装置
(a) Test setup



(b) 粒子堆積デブリへの熔融金属浸透結果
(b) Test results of melt penetration into debris

図 29 REMCOD 予備実験

Fig.29 REMCOD exploratory test

2.5 海水注入影響評価実験^{20, 21), 22)}

BWR 及び加圧水型原子炉では、重大事故対策として海水を代替水源として位置付けている。海水注入は 1F 事故時にも実施されたが、長期化すると、炉内での崩壊熱による蒸発によって塩分濃度が上昇し、炉内、特に燃料バンドルやデブリベッド等に析出物が形成され、流路狭隘部を閉塞して除熱性能を劣化させる懸念があった。

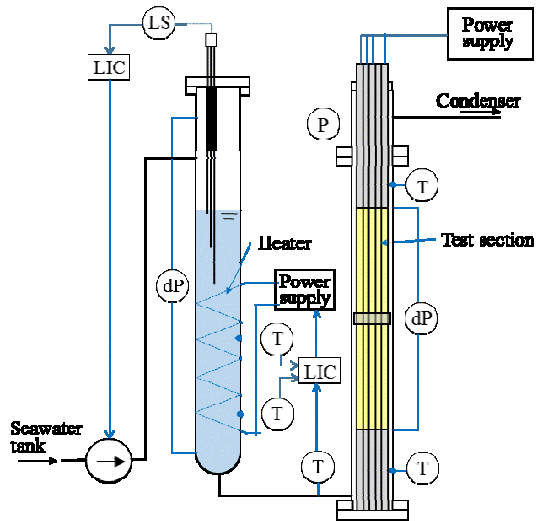
そのため、沸騰濃縮などによる塩分析出が燃料バンドル及びデブリベッドの除熱に及ぼす影響についての実験的知見を一般財団法人電力中央研究所への委託により拡充し、実験結果を用いて燃料バンドルについて成長条件、成長メカニズム及び析出挙動と伝熱劣化の関係を調査し、伝熱劣化の予測手法を構築した。本実験を開始する前に、海水ホウ酸混合溶液の物性値測定を行い、粘性及び密度の温度の依存データを取得した。なお、本実験は平成 28 年度で終了した。

2.5.1 燃料バンドル除熱性能実験

(1) 短尺燃料バンドル実験

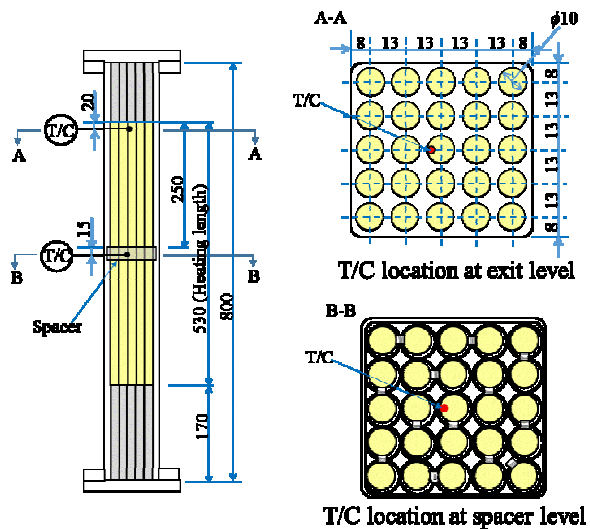
BWR 燃料を部分的に模擬した 5×5 バンドルで、加熱長を 1/7 とした短尺燃料を用い、析出挙動と伝熱劣化挙動のデータを取得し、析出層の成長要因を検討した。図 30 に実験装置を示す。ダウンカムと試験部は底部を配管でつなげており、溶液はダウンカムでの予熱により飽和近傍温度で試験部へ流入する。ダウンカマの水位を一定に保つことにより試験部の加熱で発生する蒸気がダウンカムより流入する構成とした。5×5 バンドルは加熱部にスペーサを 1 体組み込んでいる。また、熱電対はバンドルセンターロッドの加熱部上端(TAF)-20mm 及びスペーサ位置に隣接ロッド方向に向けて設置した。溶液を海水のみ及び海水とホウ酸水の混合溶液の 2 種類とし、それぞれ水位、熱流束を変化させ、所定の塩分濃度に到達するまで加熱した。なお、熱流束は崩壊熱を模擬し、実機定格出力の 0.5、1 及び 1.5% である 3、6 及び 9 W/m² 一定とした。また、実験時間を加速するため初期海水濃度は通常海水の 2.5 倍とした。所定の塩分濃度に到達した時点で試験部を X 線 CT スキャナに移し、バンドル内の析出形状を計測した。なお、水位は発熱上端、上端-100mm 及び上端-200mm の 3 種類とした。これによって、1F 事故時のような最も厳しい条件を模擬した。

図 31 に加熱時間によるバンドル断面の析出形状変化を示す。同図に示したとおり、加熱時間に伴い析出層が成長し、析出量が増加する傾向が見られた。また、チャンネルボックス等の非加熱面にはほぼ析出せず、加熱面に析出し、特に内周部のロッド表面に析出が多いことがわかった。さらに、バンドル軸方向の析出量の加熱時間変化を図 32 に示す。析出量は加熱時間とともに増加し、特に液位近傍の軸方向一定範囲で増加する結果が得られた。これは、試験部の観察結果から、本条件のプール沸騰下で生じるチャン流では、大気泡の放出に伴う液面の上下振動により、加熱面の濡れ/乾きが繰り返されて析出層が成長していることによる。また、混合溶液は海水濃度 60%程度までは海水のみに比べて析出量が少ないが、それ以上になると急激に析出量が増大する結果が得られた。



(a) 実験装置の概略図

(a) Schematic diagram of test apparatus



(b) 試験部の概略図

(b) Schematic diagram of test section

図 30 短尺燃料バンドル実験装置

Fig.30 Test apparatus of short length bundle

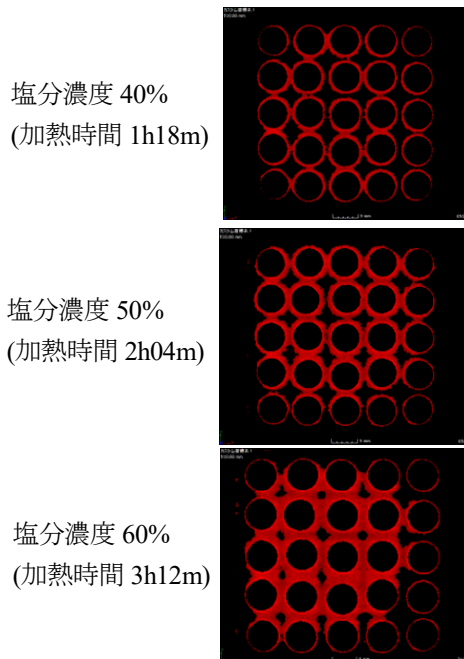


図 31 加熱時間による析出形状の変化

Fig.31 Precipitation layer by heating time

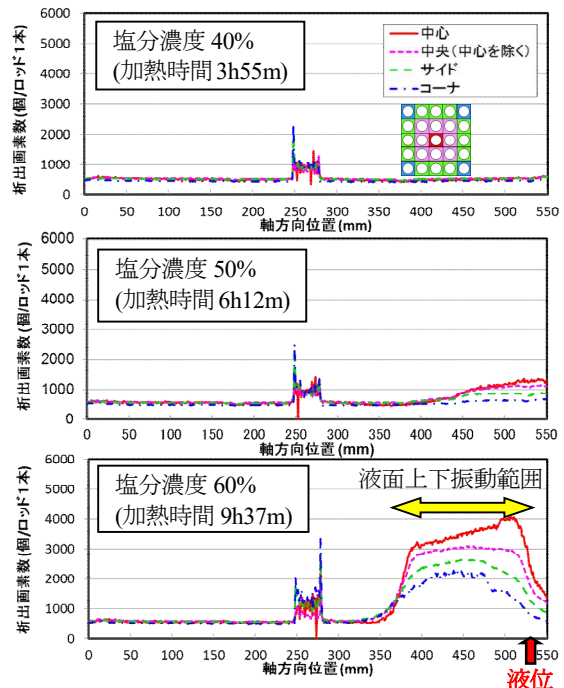


図 32 加熱時間による軸方向析出量分布変化

Fig.32 Precipitation distribution by heating time

(2) 長尺燃料バンドル実験

塩析出の加熱長への影響を調べるために、実機加熱長とした長尺バンドルを用いた実験を実施した。図 33 に試験装置の概略図を示す。短尺燃料バンドル試験装置と同様、所定の濃度、温度とした海水を試験部へ流入させる構成である。試験部は5×5バンドルで、ヒータの有効発熱長は実機と同様3.7 mである。高さ30 mmの丸セルタイプのスペーサを有効発熱部に7箇所設置した。初期海水濃度は短尺燃料バンドル実験と同様、2.5倍とした。コラプスト液位は発熱部上端から1.2 m低い位置とした。熱流束は3 kW/m²一定である。被覆管表面温度挙動を

計測するとともに、試験部チャンネルボックスをポリカーボネート製とすることで内部の析出挙動及び沸騰二相挙動の観察を行った。

図 34 に沸騰濃縮試験中の 5×5 バンドル中央ヒータの表面温度を時間経過に対して示す。図 34 の右側に温度計測高さを、対応するプロット色で示した。加熱開始 336 分後に第 1 スペース内で沸騰濃縮した析出塩による温度上昇が観測された。その後、392 分以降に第 1 スペース下部から第 3 スペースの被覆管表面温度の上昇が観測された。これは、第 1 スペース内の析出層成長により加熱開始 392 分程度で同スペース部が完全閉塞したためである。発生蒸気が同スペースでせき止められることにより第 1 スペース下部から第 3 スペースまでをドライアウトさせている現象が観測された。一方、第 1 スペース上部での温度上昇は見られていない。第 1 スペース上部には、同スペース閉塞前の液面上下振動により液相が残留しており、閉塞後もプール沸騰により冷却が継続した。従って、液面振動範囲にスペースがある場合、その下部で伝熱劣化が発生することが明らかとなった。

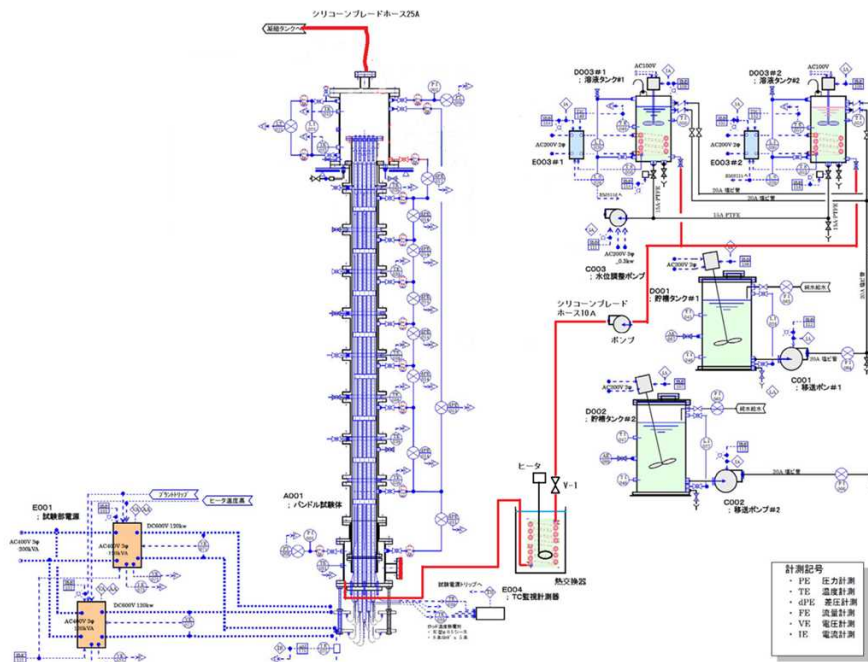


図 33 長尺燃料バンドル実験装置

Fig.33 Test Apparatus of long length bundle

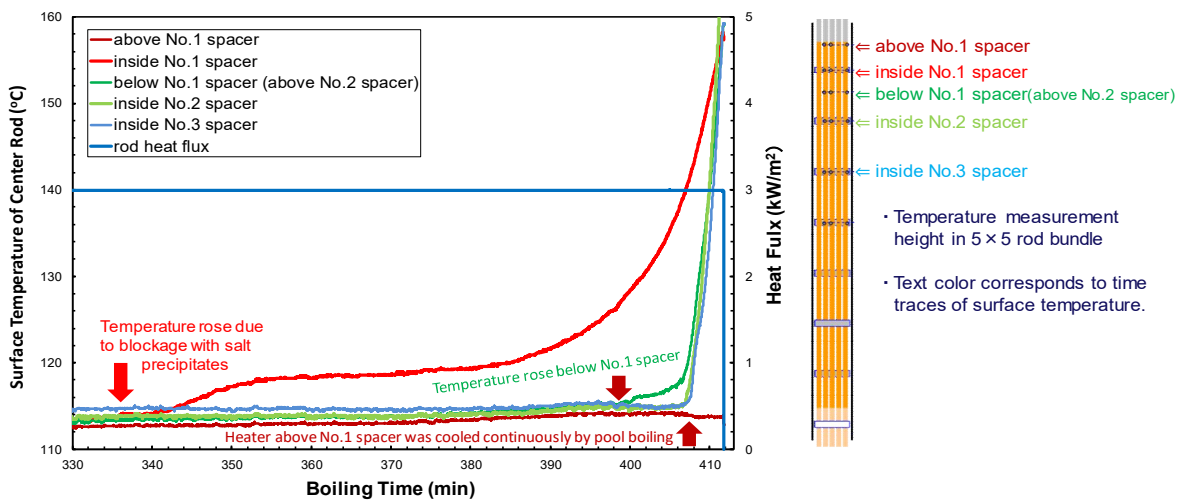


図 34 長尺燃料バンドル実験結果

Fig.34 Test results of long length bundle

(3) 伝熱劣化予測手法の構築

短尺燃料バンドル実験で得られた析出挙動の画像データと被覆管表面温度データを用い、事故時に比較的簡易に伝熱劣化を予測する手法を構築した。本手法では、伝熱劣化が発生した目標塩分濃度 60 wt%での X 線 CT 撮影による 3 次元析出分布及び被覆管温度履歴を用いた。加熱時間による塩分の過飽和度から析出量を算出し、撮影時刻の析出量に一致するように析出層の成長速度を求めた。また、被覆管表面温度は、沸騰熱伝達率（核沸騰及び蒸気単相の熱伝達率をボイド率で重みづけ）及び析出層内の熱伝導を用いて算出した。析出層の熱伝導率は塩化ナトリウム単結晶の値 1.15 W/m/K をベースとした。

① 析出挙動と被覆管表面温度挙動の相関検討

上記手法の計算結果を用いて伝熱劣化発生要因を検討した。図 35 に被覆管表面温度挙動及び計算された模擬燃料ロッドギャップ閉塞の時間変化を示す。計測温度位置は最も高温になるセンターロッドの加熱上端 (TAF)-20mm であり、ロッドギャップの計算値は温度計測と同じ位置である。同図に示すとおり、熱流束 3, 6 及び 9 kW/m² の 3 ケースとも、被覆管表面温度が急激に上昇し始める時刻は、ロッドギャップが閉塞する時刻にほぼ一致する。ロッドギャップが閉塞すると、析出層表面の流体との接触面積の減少に伴い除熱量が減少し、これ以降急激に被覆管表面温度が上昇する。したがって、本手法を用いてロッドギャップの閉塞時刻を算出することにより、伝熱劣化の発生時刻を予測することは可能である。なお、図 36 に被覆管表面温度の計算値を実験と比較して示す。析出層の熱伝導率を 1.15 W/m/K とすると若干低めではあるが、本手法ではロッドギャップ閉塞まではほぼ良好に予測できている。表面温度を低めに算出する要因としては、プール沸騰下での析出層は密度が低いこと等が考えられる。なお、3 ケースともほぼ一致する熱伝導率を求めると 0.5 W/m/K となった。また、ロッドギャップ閉塞による析出層と流体との接触面積の減少を考慮すると、温度の急上昇まで模擬可能である。

② 実機体系への拡張検討

実験では軸方向の析出が下流側の沸騰による液面の上下振動範囲に多く分布しており、流路閉塞すなわち伝熱劣化もこの範囲で発生している。これは液面振動により加熱壁が濡れと乾きを繰り返しているためである。実機においてもこの現象は同様であると考えられることから、液面振動範囲を計算することにより、本手法を適用し、伝熱劣化を予測することは可能である。なお、(2)長尺燃料バンドル実験で得られた液面振動範囲にスペーサがある場合の挙動に関しては、別途それを考慮するモデルを組み入れる必要がある。

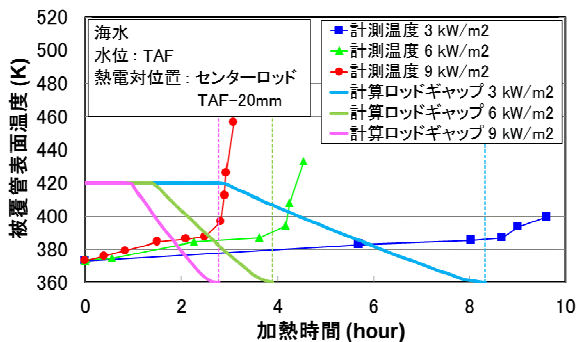


図 35 被覆管表面温度計測値とロッドギャップ計算結果の比較

Fig.35 Measurement cladding temperature and calculated rod gap

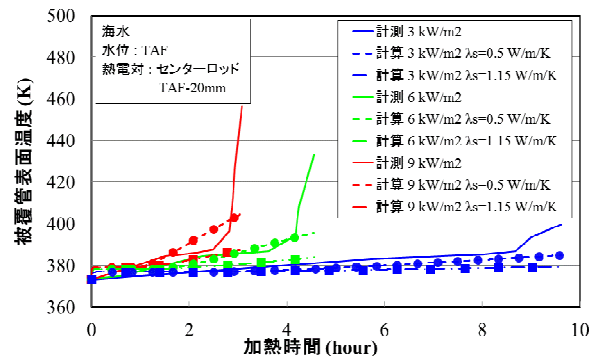


図 36 被覆管表面温度計測値と計算結果の比較

Fig.36 Comparison of Measurement and calculation on cladding temperature

2.5.2 デブリベッド除熱性能実験

デブリベッドの除熱性能に大きく影響するデブリベッド表面クラストを対象とし、塩析出による影響を検討した。なお、デブリベッド表面クラストが海水中で冷却されて発生するクラックが冷却性能に最も大きく影響すると思われるため、その有無による除熱性能を評価した。図 37 に実験装置の概略図を示す。試験部底面にクラストを模擬した試験体を設置し、電気加熱によりプール沸騰させる構成とした。また、図 38 にクラック有りの試験体写真を示す。クラストを模擬するため、試験体は 3 次元加工機を用いてセラミック材料で空隙率 30 %、厚さ 10mm の多孔質体を製作した。クラック有りの試験体には、加熱面中央に幅 2mm のクラックを設けた。図 39 に発熱体温度の加熱時間による変化を、クラック有り/無しで比較をした結果を示す。加熱開始から 13200 秒まで

はクラック有りの方が発熱体温度は低いが、それ以降、ほぼクラック有り無しとの温度は同等となった。これは、加熱による塩析出によってクラックが閉塞したことによる。更に加熱を続けるとクラック有り/無しともに、17400 秒程度で温度の上昇勾配が急になる傾向が見られた。これは多孔質部分の閉塞に至り伝熱劣化したものである。これらクラック有無による温度挙動変化を明らかにし、データベースを構築した。

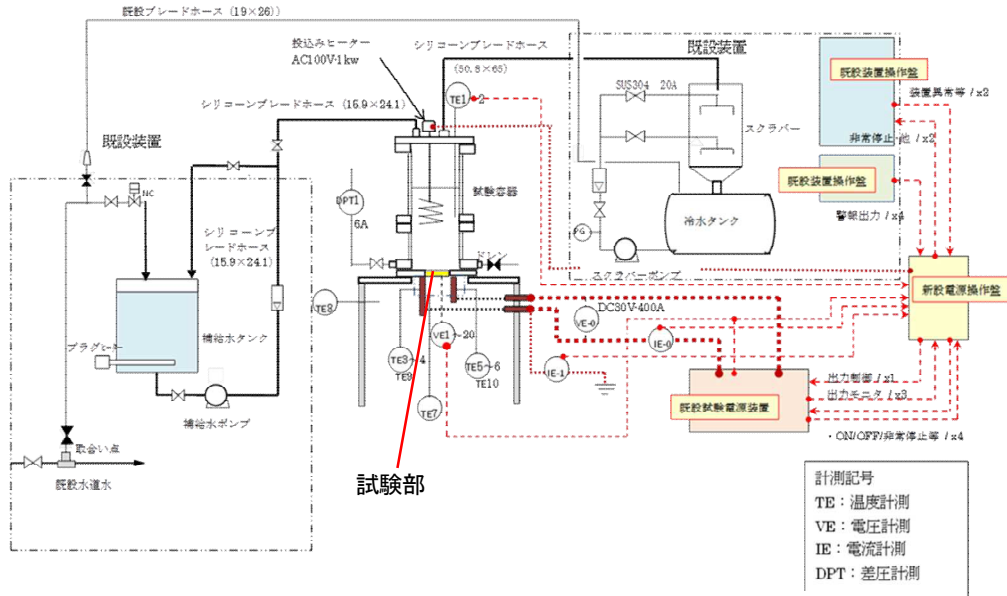


図 37 デブリベッド除熱性能実験装置
Fig.37 Debris bed heat removal test apparatus

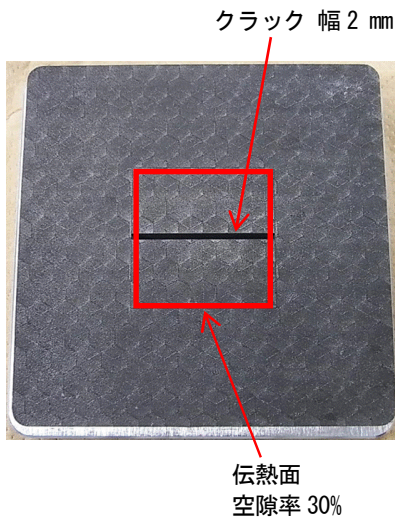


図 38 クラスト模擬試験体
Fig.38 Crust test piece

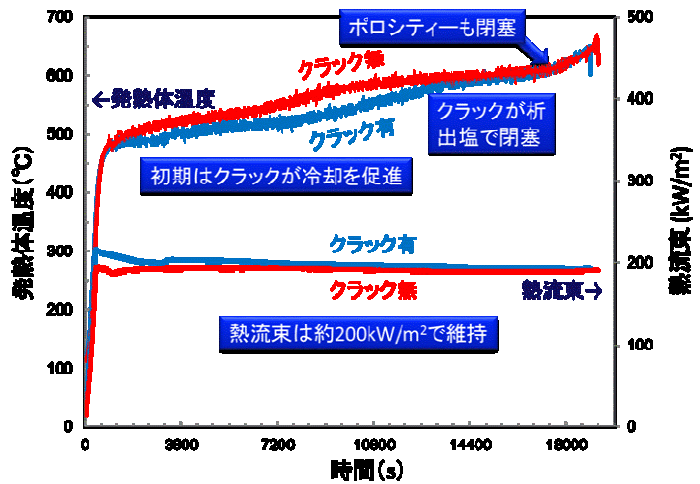


図 39 除熱性能実験結果
Fig.39 Heat removal test result

3. まとめ

本プロジェクトでは、重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象に関し、5 テーマを選定し実験実施している。プールスクラビング実験では、大規模実験において、急減圧時のスクラビング実験に着手し、ベント管を用いた試験条件範囲ではプールの減圧沸騰が及ぼすスクラビング効果への影響は小さいことを示すデータを

取得した。また、小規模試験において、単一気泡内エアロゾル挙動及びガス噴流界面から液相へのエアロゾル移行挙動を明らかにした。

重大事故時格納容器熱流動試験については、外面冷却時の容器内冷却挙動に関するデータを取得した。また、ソースターム試験については、国際共同実験 VERDON5 参加及びそれを補完する実験の実施により、放射性物質の化学形態に関するデータ取得に着手した。溶融燃料のプール内微粒化挙動、プール床面拡がり挙動、粒子堆積状デブリ内への溶融燃料浸透挙動に関する3種類の実験を行う燃料デブリ形成過程個別現象実験では、それぞれ定量的なデータベース構築に着手した。海水注入影響評価実験については、燃料バンドル実験及びデブリベッド実験を全て終了し、析出に伴う伝熱劣化挙動の詳細を検討し、燃料バンドルに関する伝熱劣化の予測手法を構築した。

4. 今後の展開

プールスクラビング実験については、大規模実験に関して、さらに実験条件を変化させてデータを拡充し、定常及び減圧下での傾向を確かなものとするとともに、現象の検討を行い、論文投稿を行う予定である。小、中規模実験においても、大規模実験で得られた結果の現象解明等の検討を考慮し、機構論的モデルの開発に向け、さらなる実験を進める。

重大事故時格納容器熱流動試験については、格納容器外面冷却実験において、より広範な条件を実施し、過温破損や水素リスクの現象予測に関する基礎データベースを構築するとともに、蒸気ベントや事故模擬実験を実施し、重大事故対策の検証に関わる実験も実施する。ソースターム実験では、国内ホット/コールド実験を進め、VERDON5 実験結果とともに化学形態及び移行挙動についての検討を進める。また、燃料デブリ形成過程個別現象実験については、引き続き解析コード改良及びモデル作成に向け、ノズル径、デブリ過熱度及びプール水サブクール度等の条件を変化させ、データ整備拡充を進める。加えてデブリベッド-金属溶融物相互作用実験については、実機体系を模擬した実験装置を製作し、データ取得を行う。

5. 成果の活用について

本プロジェクトの実験で得られたデータは、「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」におけるモデル化及び解析コード検証に活用する。現状、プールスクラビングに関する実験的知見については、フィルタベントに関する適合性審査の技術支援、また、燃料デブリ形成過程個別現象に関する実験的知見については、溶融燃料-コンクリート相互反応に関する適合性審査の技術支援に活用している。なお、本プロジェクトで得られた成果の規制との関係については「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」調査票に記載している。また、得られた成果を公表する等して広く専門家の意見を反映し、これらの現象に関する将来的な安全性に係る評価における確率的リスク評価の確認等に資する。

6. 成果の公表等

6.1 NRA 技術報告

なし

6.2 論文投稿

- (A) M. Akiba, A. Hotta and R. Kojo, "Characterization of salt deposit layer growth and prediction of cladding temperature of heated rod bundles under long-term seawater injection and pool boiling conditions," Nuclear Engineering and Design (査読あり、投稿中)

6.3 国際会議プロシーディングス

- (B) R. Kojo, A. Hotta, M. Furuya, M. Akiba and H. Hoshi, "Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions," Proc. of 22nd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE22), Prague, Czech Republic, July (2014). (査読あり)

6.4 学会発表

- (C) 堀田亮年、川部隆平、星陽崇、古谷正裕、新井崇洋、小城烈、白川健悦、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験(1)試験構想」、日本原子力学会 2013 年春の年会、2013 年 3 月 (査読なし)
- (D) 小城烈、堀田亮年、星陽崇、川部隆平、古谷正裕、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験(2)海水及びホウ酸水混合溶液の析出物」、日本原子力学会 2013 年秋の大会、2013 年 9 月 (査読なし)
- (E) 古谷正裕、小城烈、秋葉美幸、星陽崇、堀田亮年、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験 (3) 5×5 バンドル流路で沸騰濃縮された海水の塩析出挙動」、日本原子力学会 2014 年秋の大会、2014 年 9 月 (査読なし)
- (F) M. Akiba and A. Hotta, “State of Scrubbing Tests and State of Precipitation Tests under Seawater Injection Conditions,” Japan-U.S. Seminar on Two-Phase Flow Dynamics – Nuclear Engineering-, West Lafayette, IN, USA, April (2015). (査読なし)
- (G) 秋葉美幸、堀田亮年、「プールスクラビングによるエアロゾル除去効果試験－装置及び計測系の検証試験－」、日本原子力学会 2015 年秋の大会、2015 年 9 月 (査読なし)
- (H) M. Akiba and A. Hotta, “Experimental Study on the Aerosol Removal Efficiency of Pool Scrubbing - Verification of Experimental Apparatus -,” 2015 International Workshop on Post-Fukushima Challenges on Severe Accident Mitigation and Research Collaboration, Daejeon, Korea, October (2015). (査読なし)
- (I) 秋葉美幸、堀田亮年、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験(5)バンドル流路内における塩析出挙動の解析手法検討」、日本原子力学会 2016 年春の大会、2016 年 3 月 (査読なし)
- (J) M. Akiba, A. Hotta, Y. Maruyama, S. Bechta, P. Kudinov, F. Fichot and M. Buck, “Research Needs in Support of Defense in Depth for Ex-Vessel Severe Accident Mitigation,” IVR WORKSHOP, Aix, France, June (2016). (査読なし)
- (K) 柴本泰照、与能本泰介、堀田亮年、「大型装置 CIGMA を用いた格納容器熱水力安全研究 重大事故の評価手法と安全対策の高度化を目指して (解説)」、日本原子力学会誌、2016 年 9 月 (査読なし)
- (L) 秋葉美幸、森田、堀田亮年、格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究 (2) 溶融炉心の床上拡がりに関する実験、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2016 年 9 月 (査読なし)
- (M) A. Hotta, M. Akiba, H. Hoshi and T. Nishimura, “Background from TEPCO Fukushima Daiichi NPPs Accident and Status of Pool Scrubbing Research Activities in S/NRA/R,” PASSAM, Paris, France, February (2017). (査読なし)
- (N) 秋葉美幸、堀田亮年、「プールスクラビングによるエアロゾル除去効果試験－減圧沸騰試験－」、日本原子力学会 2017 年春の年会、2017 年 3 月 (査読なし)

6.5 その他

- (0) “Status of Pool Scrubbing Research Activities in S/NRA/R,” ETSON News Letter, (2017).

文 献

- 1) 五井隆旭、堀口直樹、加藤由幹、湯浅朋久、金川哲也、金子暁子、阿部豊、「単一上昇気泡中の浮遊微粒子挙動の可視化観測」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月
- 2) 五井隆旭、阿部豊、金子暁子、金川哲也、堀口直樹、加藤由幹、湯浅朋久、齋藤慎平、「プールスクラビングにおける単一上昇気泡中の浮遊微粒子挙動」、日本原子力学会 2015 年秋の大会、2015 年 9 月
- 3) 山本和輝、五井隆旭、成島勇氣、宮崎彬史、金川哲也、金子暁子、阿部豊、「プールスクラビングにおける気相噴流挙動」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2016 年 9 月
- 4) K. Yamamoto, Y. Narushima, A. Miyazaki, T. Kanagawa, A. Kaneko, Y. Abe, “BUBBLE DYNAMICS WITH AEROSOL IN SWARM FLOW DURING POOL SCRUBBING,” 10th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS10), Japan, November (2016).
- 5) 五井隆旭、山本和輝、齋藤慎平、湯浅朋久、金川哲也、金子暁子、阿部豊、「プールスクラビングの除染係数計測」、日本原子力学会 2017 年春の年会、2017 年 3 月

- 6) H. Sun, Y. Sibamoto, Y. Okagaki, T. Yonomoto, "DEVELOPMENT OF ERROR REDUCTION METHODS IN AEROSOL MEASUREMENT FOR POOL SCRUBBING," ICONE24, US, June (2016).
- 7) H. Sun, Y. Sibamoto, Y. Okagaki, T. Yonomoto, "Present Status of Pool Scrubbing Research at JAEA," PASSAM Final Workshop on Source Term Mitigation of Severe Accidents, France, February (2017)
- 8) J. Hakii et al., "Experimental study on aerosol removal efficiency for pool scrubbing under high temperature steam atmosphere," Proceedings of the 21st DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference, NUREG/CP-0116, Vol.2(1985).
- 9) Y. Shibamoto, S. Abe, M. Ishigaki, T. Yonomoto, "FIRST EXPERIMENTS AT THE CIGMA FACILITY FOR INVESTIGATIONS OF LWR CONTAINMENT THERMAL HYDRAULICS," ICONE24, US, June (2016).
- 10) 柴本泰照、石垣将宏、安部諭、与能本泰介、「外面冷却による格納容器内熱水力挙動に関する CIGMA 実験 CC-PL-04 (1)実験結果及び RELAP 解析」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2016 年 9 月
- 11) 石垣将宏、「大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験及び解析」、平成 28 年度安全研究センター報告会、2016 年 9 月
- 12) Y. Shibamoto, T. Yonomoto, M. Ishigaki, S. Abe, "Outcome of First Containment Cooling Experiments using CIGMA," NUTHOS-11, Korea, (2016).
- 13) Y. Sibamoto, "The ROSA-SA project," IRSN-JAEA-S/NRA/R Severe accident Work shop, November (2016).
- 14) 柴本泰照、石垣将宏、安部諭、与能本泰介、「格納容器外面冷却に関する CIGMA 実験～初期ガス組成の影響～」、日本原子力学会 2017 年春の年会、2017 年 3 月
- 15) S. Miwa, M. Shinada, M. Osaka, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Effects of boron on revaporization of iodine and cesium compounds in a severe accident condition," NuMat 2016, France, November (2016)
- 16) 三輪周平、品田雅則、逢坂正彦、杉山智之、丸山結、「ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学挙動の評価(1)Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2016 年 9 月
- 17) 塩津弘之、石川淳、伊藤裕人、杉山智之、丸山結、「ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学挙動の評価(2)Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響に係わる解析的検討」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2016 年 9 月
- 18) A. Konovalenko et al., "Experimental results on pouring and underwater liquid melt spreading and energetic melt-coolant interaction," NUTHOS-9, Taiwan, (2012).
- 19) P. Kudinov et al., "The DEFOR-S experimental study of debris formation with corium simulant materials," Nuclear technology," Vol.170(2010).
- 20) 古谷正裕、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験 (4) 5×5 バンドル流路で沸騰濃縮された海水とホウ酸水との混合液の塩析出挙動」、日本原子力学会 2016 年春の年会、2016 年 3 月
- 21) 古谷正裕、「軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験 (6) 5×5 バンドル流路内での塩水プール沸騰時のボイド率分布」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2016 年 9 月
- 22) 古谷正裕、「加熱・温度分布計測機構を有するセラミック多孔質体の積層造形」、日本機械学会 2016 年度年次大会、2016 年 9 月

自己評価

a. 実施方針との整合性

5 テーマの実験実施により、重大事故時における格納容器内の放射性物質挙動、水素等を考慮した圧力・温度挙動、熔融燃料のプール水内冷却挙動、及び海水注入時の燃料除熱性能について、格納容器機能維持に関する予測や解析の不確かさの低減に資する実験データを拡充しており、実施方針と整合している。

b. 研究の進捗状況

- ・ プールスクラビング実験では、ベント管において減圧がスクラビング効果に及ぼす影響評価を行うとともに、単一気泡内エアロゾル及び噴流界面のエアロゾル移行挙動を計測し、計画どおり進捗した。
- ・ 重大事故時格納容器熱流動実験では、外面冷却試験を実施し、容器内部冷却挙動データを取得し、計画どおり進捗した。
- ・ ソースターム実験では、国際共同試験 VERDON5 参加及びそれを補完する実験の実施により、放射性物質の化学形態データを取得し、計画どおり進捗した。
- ・ 燃料デブリ形成過程個別現象実験については、熔融燃料の微粒化、床上拡がり及びデブリベッド内への熔融金属浸透に関する基礎データを取得し、計画どおり進捗した。
- ・ 海水注入影響評価試験については、前回中間評価において短尺バンドル実験のみを実施し、長尺バンドル実験を省略する方針となったが、伝熱劣化の予測手法作成において、長尺バンドル実験の必要性が明らかになり、当初計画下項目を全て通り実施し、完了した。

c. これまでの成果目標の妥当性

プールスクラビング実験の減圧影響及び機構論モデル、重大事故時格納容器熱流動実験の水素リスク、ソースターム実験の放射性物質の化学形態及び燃料デブリ形成過程個別現象実験等については海外における新規プロジェクトの立ち上げ等、国内外で注目されている課題であり、本実験の目標は妥当である。

d. これまでの研究手法・計画の技術的妥当性

プールスクラビング実験の減圧影響では、OECD/NEA THAI3 プロジェクト等において本実験を説明し、高い評価を得るとともに、海外の専門家による装置、実験方法や計測に関する議論を行い、その妥当性を確認した。データの補正方法や実験結果についても国内外での学会発表等で確認した。燃料デブリ形成過程個別現象実験は、本分野の専門家である海外機関と計画及び実施内容を議論し、当該機関での実験実施に至っていることに加え、学会発表等によっても技術的妥当性を確保している。重大事故時格納容器熱流動実験及びソースターム実験は委託先である日本原子力研究開発機構、海水注入影響評価実験は実験を電力中央研究所、伝熱劣化予測手法を規制庁が国内外での学会発表等での専門家との議論により研究手法、技術に関する妥当性を確認している。

e. 研究計画の見直しの要否

当初目標は現在までの国内外の研究動向を見ても妥当であること、研究の進捗もほぼ計画通りに進んでいること、加えて、国内外の専門家との議論による技術的妥当性も確保しつつ実施していることから、計画の見直しの必要はない。

(プロジェクト個票) (案)

1. プロジェクト	10. 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	担当部署	技術基盤グループ シビアアクシデント 研究部門
		担当責任者	堀田亮年統括技術研究調査官
2. カテゴリー・ 研究分野	(2) 原子炉施設 ②シビアアクシデント	主担当	秋葉美幸主任技術研究調査官
3. 背景	<p>重大事故時の格納容器機能維持に係る物理化学現象には、解析上の不確かさが大きな現象が存在し、これらに関する実験研究は国内外において継続的に進められている。重大事故等対処設備の有効性評価に係る適合性審査、ガイドの改訂等の要否の検討、安全性に係る評価の継続的な高度化及び緊急時対応計画立案に資する最新知見を継続的に拡充していくことが重要である。</p> <p>重大事故時におけるプール水中の放射性物質除去に関する知見を拡充するため、機構論的モデル構築のための個別効果・可視化実験及び減圧時の除去率評価のための大規模実験が重要である。また、燃料から放出される放射性物質はその環境により様々な化学形態をとることから、これを考慮した解析モデルの改良のためデータ拡充が課題とされている。これらの実施による新たな知見は、審査等に資することが期待される。</p> <p>さらに、格納容器の過温破損の評価では、高温雰囲気下における水素 - 空気 - 水蒸気混合気の実規模大環境下の詳細熱流動挙動データの拡充は、格納容器限界温度・圧力の評価の解析上の不確かさを低減させるために重要であり、審査等に資することが見込まれる。</p> <p>加えて、格納容器内キャビティへの事前注水による水中での熔融燃料の微粒化及び床面への拡がり挙動、それに伴う除熱特性に関しては、解析上の不確かさを低減させるために、実験的知見の拡充が重要である。これらの知見は、注水影響評価に関する審査等に資することが見込まれる。</p>		
4. 目的	重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる重大事故時の物理化学現象及び総合重大事故解析コードでモデル化の高度化が必要な個別現象について、国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を継続的に拡充する。		
5. 知見の活用先	個別現象に係る実験的知見の拡充は、重大事故等対処設備の有効性評価等に係る適合性審査等に資する。また、重大事故時における解析上の不確か性の低減に向けて、得られた最新知見をモデル化し解析コードの開発を進めていくことにより、安全性に係る評価の将来的な継続的な高度化に資する。		
6. 安全研究概要 (始期：平成24 年度) (終期：平成31 年度)	<p>本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(平成28年7月6日原子力規制委員会決定)における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 規制活動に必要な手段の整備(以下「分類③」という。) <p>次の物理化学現象を対象に実験的知見の拡充を行う。</p> <p>(1) プールスクラッピング実験【分類③】</p> <p>広範囲の事故時熱流動条件で適用可能なプール水中のエアロソール除去挙動に関する機構論的モデルを開発するために、図1に示す個別要素実験(小規模実験及び中規模実験)及び大規模積分実験を実施する。このうち、2種類の個別要素実験では、機構論的モデル開発のために必要とされる二相界面挙動及びエアロソールの相互作用を可視化技術等により計測する。また、大規模積分実験では、実機相当の減圧を含む重大事故時の除去率に関するデータベースを構築する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 小規模実験では、単一気泡内の気泡界面変化とエアロソール挙動の関係及び液滴・同伴エアロソールの水面での飛散を詳細に観察し、各現象の除去係数への寄与を定量的に把握する(図2(a))。 中規模実験では、大規模積分実験では困難な気泡群内の気泡分裂・合体を伴う複雑な二相界面挙動及びエアロソール挙動の関係を詳細観察し、大規模積分実験で得られる除去挙動を複数のメカニズムに分解し、各メカニズムの除去係数への寄与を定量的に把握する(図2(b))。 大規模積分実験では、減圧時の除去率に有意な影響が現れるしきい条件及びスクラッピング現象のメカニズム検討を視野に入れたパラメータ試験を実施し、除去率を定量的に把握する(図2(c))。 <p>上記a及びbの実験により、スクラッピングにおける二相流動挙動及びエアロソール挙動について、個別及び相互関係を詳細に計測評価し、cの実験で得られるベント時の放射性物質除去に関するデータとともにスクラッピング解析モデル SPARC90 に反映する。</p>		

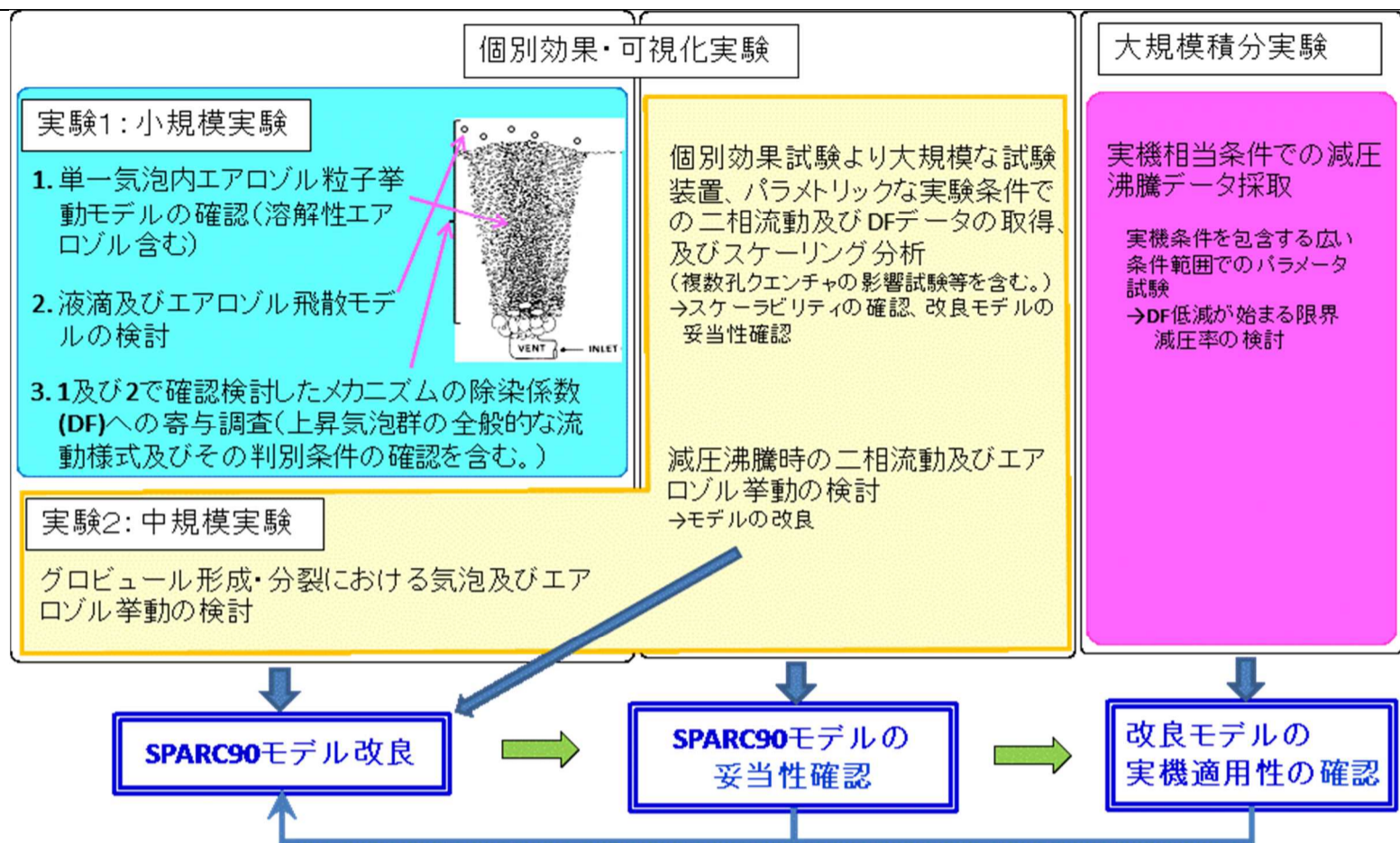
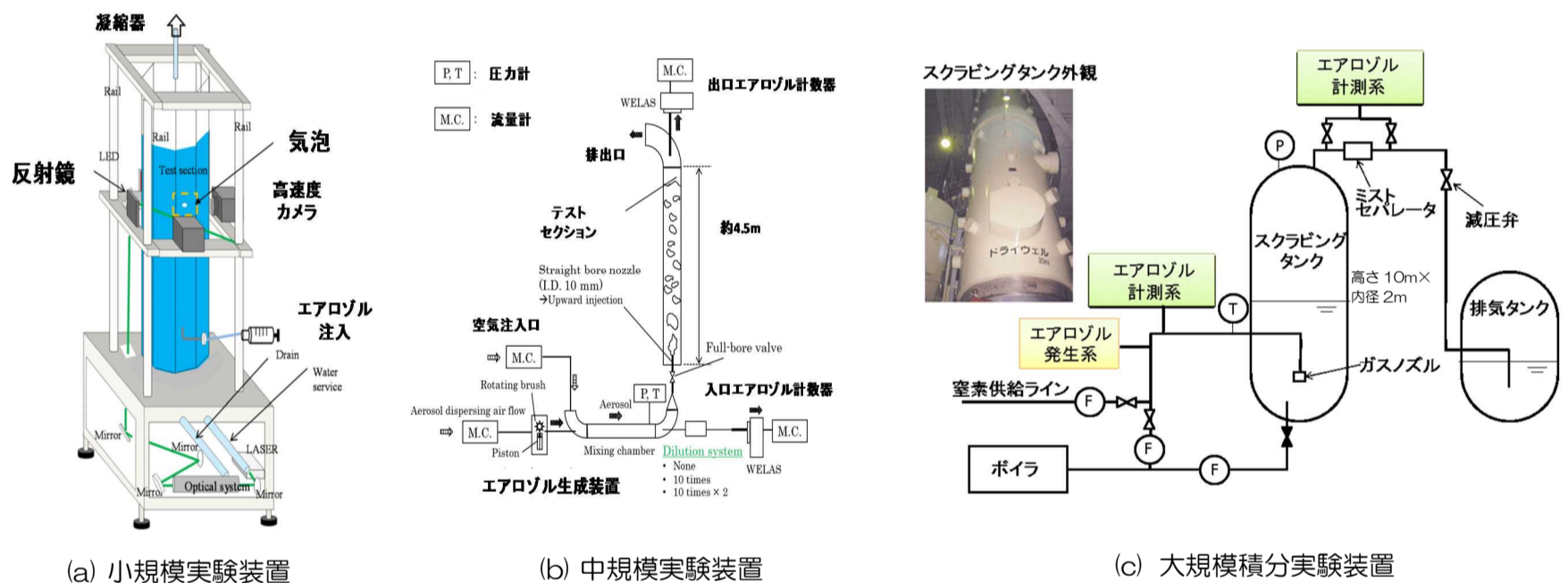


図1 プールスクラビング実験体系

以上の実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」及び「12. 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率的リスク評価に係る解析手法の整備」における「(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備 1) 総合現象解析手法の整備 ②ヨウ素及びルテニウム化学挙動並びにエアロゾルの移行に関する評価手法の整備」に活用する。



出典：H.Sun et al., Development of error reduction methods in aerosol measurement for pool scrubbing experiment, ICONE-24(2016).

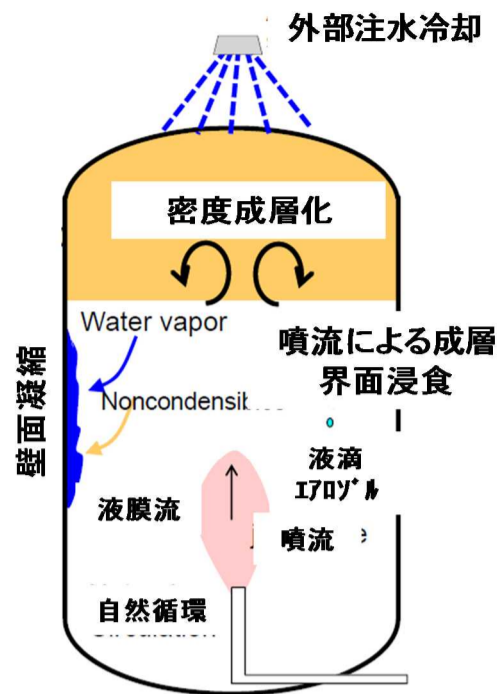
図2 プールスクラビング実験装置

(2) 重大事故時格納容器熱流動実験【分類③】

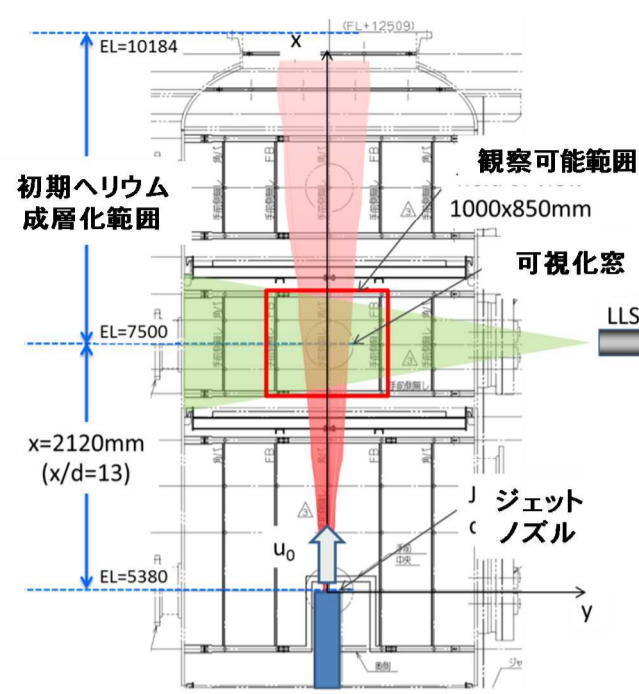
大型の格納容器模擬装置(以下「CIGMA」という。)(図3(a))により、格納容器の過温破損が生じる可能性のある高温雰囲気でのヘリウム-空気-水蒸気混合気の詳細測定を実施する。同装置は、密度成層化、噴流による成層境界浸食及び壁面凝縮熱伝達の計測に加えて、格納容器上蓋及びフランジ部を外部冠水できる設計としている(図3(b))。また、高温雰囲気条件において、流体速度場を空間解像度の高いサンプリング格子を用いた Particle Image Velocimetry (以下「PIV」という。)法により測定(図3(c))するとともに、温度及び混合ガス組成分布も測定する。さらに、壁面には凝縮により形成される液膜流量を測定するための装置が設置されている。



(a) CIGMA 外観



(b) CIGMA における注目熱流動現象



(c) CIGMA における PIV 予備計測

出典：Current Severe Accident Research Activities in S/NRA/R Japan, IAEA Training Meeting on Post-Fukushima Research and Development(2015).

出典：柴本ら、大型装置 CIGMA を用いた格納容器熱水力安全研究-重大事故の評価手法と安全対策の高度化を目指して-, 日本原子力学会誌 (2016).

図3 大型の格納容器模擬装置

この実験により、重大事故条件下での格納容器内の非凝縮気体における大局的挙動（対流、成層化、スプレー攪拌、壁面凝縮等）及び局所的挙動（噴流による成層崩壊等）に関する数値流体解析（CFD）コードのモデル化等に必要となる実験データ及びスプレー等の重大事故等対処設備の効果に関する最新知見等を拡充することができる。

なお、格納容器内部や沸騰水型炉の圧力抑制室のように、対流及び相変化を伴う雰囲気中でのエアロソルの除去メカニズムに関するデータの整備を検討する。

以上の実験を通じて得られたデータは、「12. 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率的リスク評価に係る解析手法の整備」における「(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備 2) 個別現象解析手法の整備①格納容器破損モード（水素燃焼）評価の整備」に活用する。

(3) ソースターム実験【分類③】

重大事故時には、揮発性の高い希ガス、ヨウ素、セシウム等が燃料から放出されやすくなり、環境に移行しやすくなる。ただし、放出される放射性物質は、事故時の雰囲気や制御棒の材質等により様々な化学形態を取ることから、その移行挙動が変化する可能性がある。重大事故時のソースタームを精度よく評価するためには、個々の化学形態に応じた燃料からの放出、原子炉冷却系での移行挙動、格納容器内での移行挙動等を評価するモデルの整備が重要である。

重大事故時に燃料から放出された後の放射性物質の化学形態を調べるために、国際共同実験 VERDON5 に参加し、燃料から放出された放射性物質の放射能・化学分析のデータを取得する。また、国際共同実験に加え、図 4(a)に示すように重大事故時を模した温度・雰囲気ガス等の異なる条件下における放射性物質の移行挙動を確認する。なお、実施可能な場合は使用済燃料を用いて、照射済み燃料からの放射性物質の放出及び移行挙動を確認する。また、図 4(b)に示すように、フィルターに付着した放射性物質を分析し、燃料から放出された放射性物質の化学形態に関するデータを拡充する。得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」の事故時のソースタームの解析モデルに反映する。

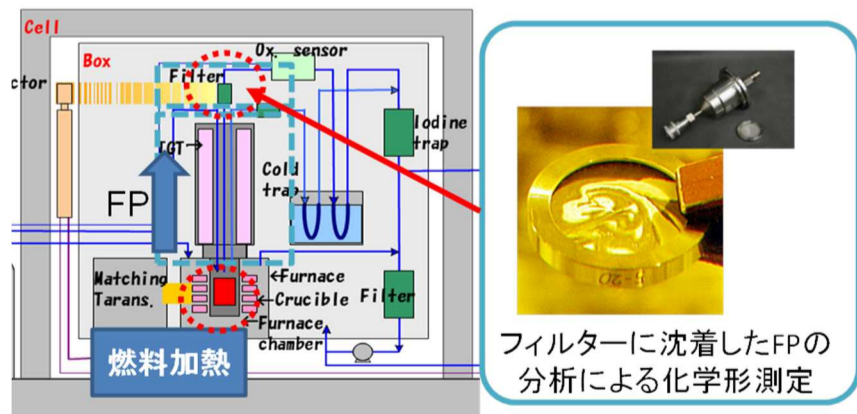


図4 (a) 重大事故時格納容器熱流動実験 (b) 化学形態測定実験

(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験

プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリは水との相互作用によって一部は細粒化し、残りは大きな塊のまま床面に堆積する。このようなデブリベッド形成の詳細な過程を個別現象に分解し、複数の解析モデルにより、キャピティ内において冠水したデブリベッド内の複雑な熱流動現象を解析し、デブリベッドにおいて発生する崩壊熱の除熱特性を定量的に評価することが重要である。

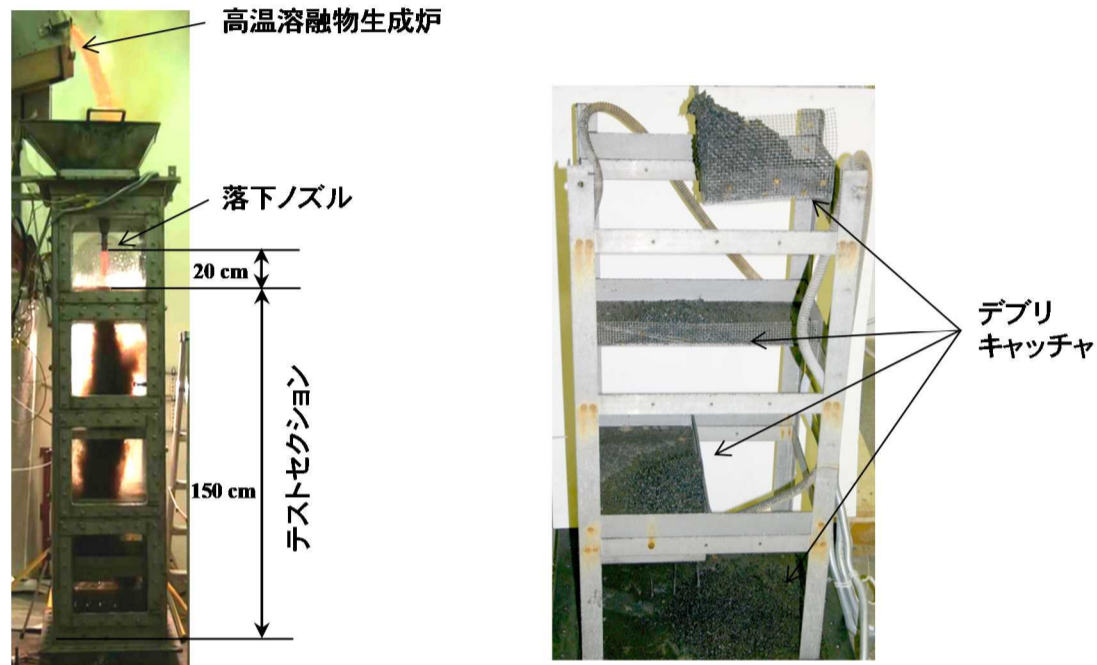
ここでは、欧州等を中心にこれまでに実施されたデブリ冷却実験例の調査を踏まえて、実験的知見を拡充すべき以下の3項目の個別現象について、海外設備を用いた実験を実施する。

1) プール落下高温溶融物の粒子化挙動実験

高温溶融物の水中落下時の粒子化挙動は、デブリベッドの伝熱面積に影響し、堆積後の冷却性を大きく左右する。この現象はジェットブレイクアップと呼ばれ、これまで日本を含む各国において研究されてきた。スウェーデン王立工科大学（以下「KTH」という。）が実施した DEFOR-A 装置（図5 (a)）によるジェットブレイクアップ実験では、落下中に固化しきれない粒子が集積しポロシティの小さな集積状態になることが観測されている。この現象によって、デブリベッドには局所的に冷却水が通りにくいホットスポットが形成される可能性があることが確認されている。

これまでのジェットブレイクアップに関する実験結果では、数センチの小口径ジェットに対応しており、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）等で想定される大口径ジェットにおけるデータの拡充が重要である。大口径ジェットでは、プール水深が比較的浅い場合には、集積状態になる割合が増加することが考えられる。そこで、DEFOR-A 装置を用いて、流出口径を拡大した条件下でプール水深等をパラメータとしたブレイクアップ実験を実施し、大口径ジェットによる高温溶融物の水中落下時の粒子化挙動に関する最新知見を拡充する。

本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。



(a) DEFOR-A 装置外観

(b) DEFOR-A テストセクション構造

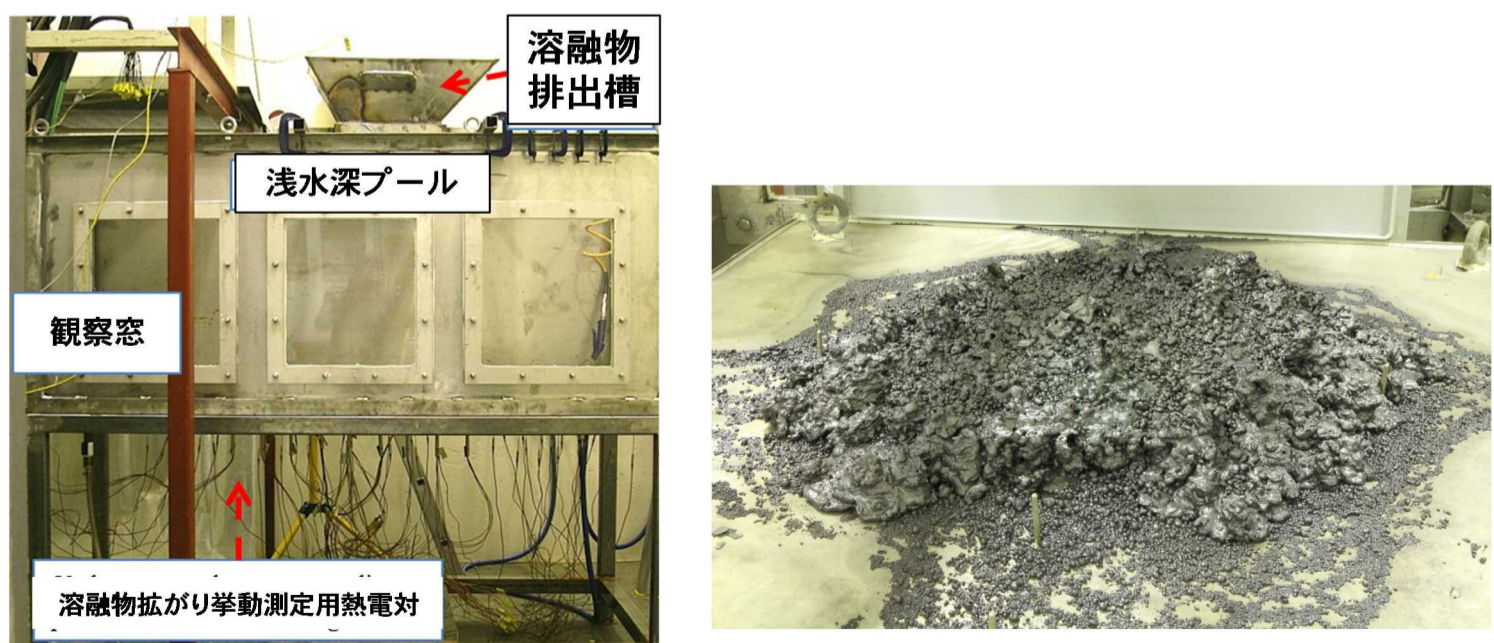
出典：A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, N9P0303 (2012).

図5 DEFOR-A 高温溶融物ジェットブレイクアップ実験装置

2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験

粒子化せずにキャビティプール内床面に到達した高温溶融物は、床面上を拡がり、やがて除熱により溶融物表面にクラストが形成されることから拡がり停止する。この拡がり面積は、溶融物の伝熱面積を支配することから、デブリの冷却性において重要な因子となる。KTH が実施した PULiMS 装置（図6 (a)）による水中高温溶融物拡がり実験では、水中において除熱によるクラスト形成が進むため、ドライ状態よりも拡がり面積が小さくなることが知られている。解析モデルを開発するためには、水中における高温溶融物の拡がりに関する実験データの拡充が重要である。そこで、PULiMS 装置を用いて、プール水深、デブリ過熱度等をパラメータとした水中高温溶融物拡がり実験により、最新知見を拡充する（図6 (b)）。

本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。



(a) PULiMS 装置外観

(b) 実験後溶融物拡がり例

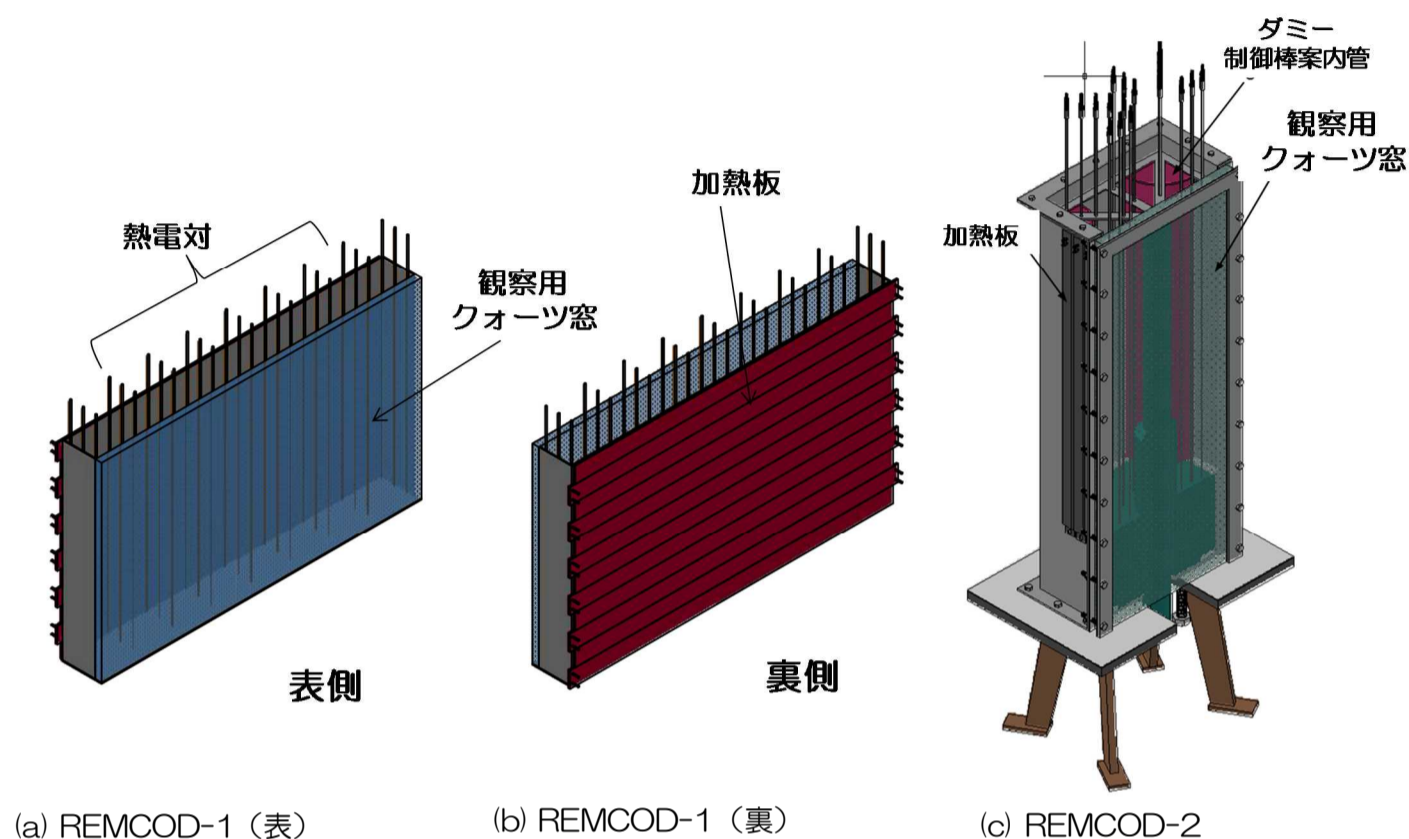
出典：P. Kunidov et al., Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi₂O₃-WO₃ corium simulant melt, NED 263,284-295 (2013).

図6 PULiMS 高温溶融物プール内拡がり実験装置

3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験

キャビティに堆積したデブリベッド内を十分な冷却水が流れない場合、デブリベッド内で局所的にドライアウトが発生し、場合によっては固化したデブリの再溶融が発生する可能性がある。同様に、固化しているデブリベッド上に高温溶融物が落下した場合、特に、酸化溶融物と金属溶融物が十分に混合していない場合、金属溶融物がデブリベッド内に浸透し流路を閉塞する等して局所的に再溶融が発生する可能性がある。

酸化物-金属混合溶融物の流動に対する詳細なモデル化のためのデータを拡充することが重要である。ここでは KTH において REMCOD と呼ぶ装置を製作し(図7)、比較的高密度の熱電対及び高温に耐えられるクォーツ窓を介した可視化により、固化デブリベッド内での高温溶融物の浸透挙動及び再溶融挙動に関する最新知見を拡充する。



出典：Current Severe Accident Research Activities in S/NRA/R Japan, IAEA Training Meeting on Post-Fukushima Research and Development(2015).

図7 REMCOD 高温溶融物-デブリベッド相互作用浸実験装置

実験は2種類の体系から構成する。REMCOD-1(図7(a)及び(b))では、平板上のテストセクション内において、一方の側面よりデブリベッドを加熱し、固化したデブリベッド内の高温溶融物の浸透状況を格子状に配された熱電対及び可視化窓によって観察する。熱電対指示値及び可視化情報に基づき、溶融物の到達領域及びデブリベッドの再溶融の可能性に関する情報を取得する。また、REMCOD-2では、BWRの下部プレナム内の幾何形状を模擬した体系において、REMCOD-1と同様の測定を行う。REMCOD-1では、疑似二次元体系内の高温溶融物-デブリベッド相互作用に関するデータが得られ、REMCOD-2では、原子炉圧力容器下部プレナム内を模擬した三次元体系における高温溶融物-デブリベッド相互作用に関するデータが得られる。

本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。REMCOD-1から得られるデータは、キャビティ内のデブリベッドにおける高温溶融物-デブリベッド相互作用の解析モデル開発に活用される。また、REMCOD-2から得られるデータは、原子炉圧力容器下部プレナム内の高温溶融物-デブリベッド相互作用の解析モデル開発に活用される。後者については、将来的には原子炉圧力容器下部ヘッドの貫通に関する現実的評価のための解析コードの開発に活用する。

4) 粒子状デブリの冷却性実験

粒子状デブリの冷却性の現実的な評価のためには床面に堆積している粒子状デブリからコンクリート壁面あるいは金属ライナーへの熱伝達量のデータ拡充が重要である。そのため、粒子状デブリの壁面との接触面積や周囲流体の影響等も含め、パラメトリックな実験を実施することにより、その特性を把握する。本実験を通じて得られたデータは、「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。

(5) 海水注入影響評価実験【分類③】

BWR及び加圧水型原子炉(PWR)では、重大事故対策として海水を代替水源として位置付けている。海水注入長期化すると、炉内での崩壊熱による蒸発によって塩分濃度が上昇し、炉心、下部プレナム等、圧力容器の各所に析出物が形成され、これらが局所的に集積し、流路狭隘部を閉塞して除熱性能を劣化させる可能性がある。そのため、沸騰濃縮などによる塩分析出が燃料及び溶融炉心の除熱に及ぼす影響についての知見を拡充する。なお、本実験は平成28年度で終了である。

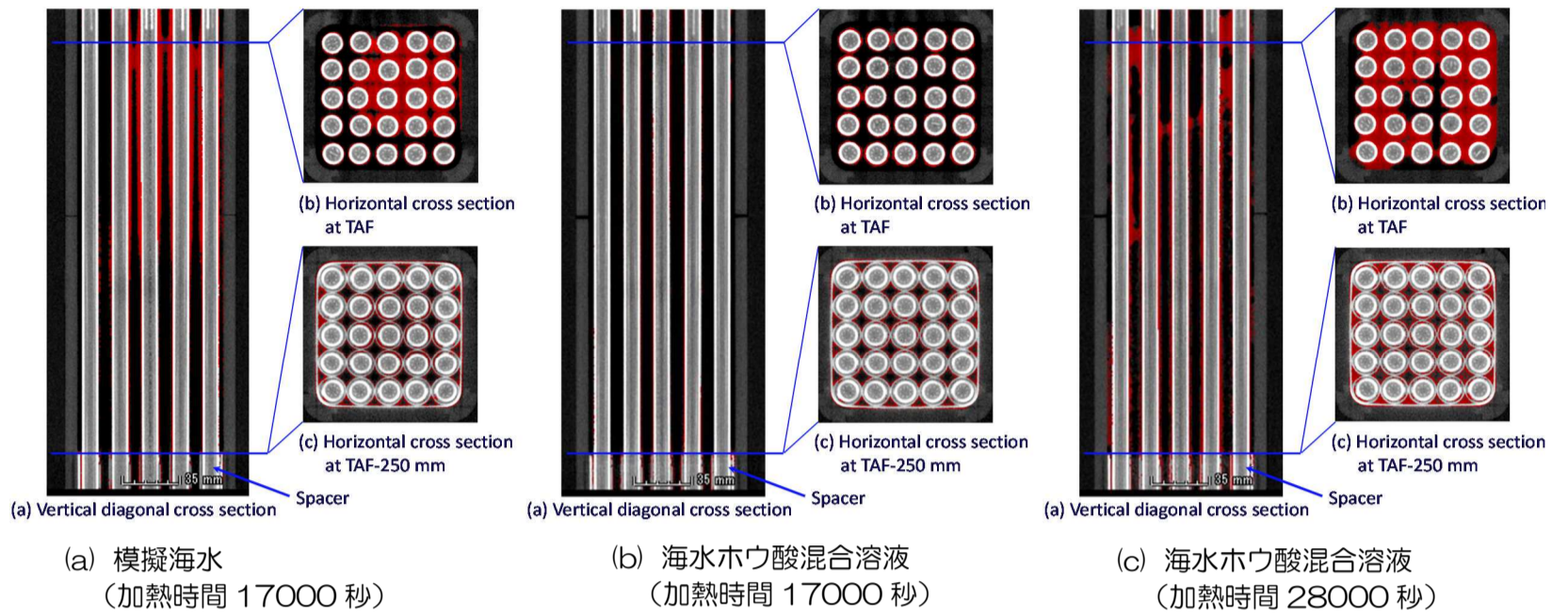
1) 燃料バンドル除熱性能実験

燃料を対象とした実験では、5×5バンドル体系で、初期塩分濃度、バンドル出力、設定液位、溶液種類(模擬海水及び海水ホウ酸混合溶液)、加熱時間等をパラメータとして、析出位置や析出量の時間変化をX線CTスキャナで計測し定量的に評価した(図8)。さらに、模擬燃料棒に設置した熱電対により模擬燃料棒の表面温度挙動を計測し、析出挙動との関係を調査した。取得したデータから析出メカニ

ズム及び表面温度上昇メカニズムを分析し、実機における析出挙動及び除熱性能予測に繋げるための解析手法を構築した。(図8))

2) デブリベッド

溶融炉心を対象とした実験では、除熱性能に大きく影響するデブリベッド表面クラストを緻密に模擬し、クラック、クラスト粒径及び溶液種類（水、模擬海水及び海水ホウ酸混合溶液）をパラメータとして沸騰曲線を計測した。その結果、クラックがある方が、また、水よりも海水の方が、熱伝達率が向上する結果が得られた。これらのデータは「11. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」における「(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」に活用する。



出典：軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験(4) 5×5バンドル流路で沸騰濃縮された海水とホウ酸水との混合液の塩析出挙動，原子力学会 2016年春の年会

図8 塩析出挙動のX線CTスキャナ計測結果

工程表

		平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度
(1) プールスクラッピング実験	▽学会公表 ○大規模実験 定常実験		▽論文公表 学会公表 減圧実験	減圧実験	▽学会公表	
	○小規模実験 装置整備		単一気泡実験	二相挙動実験	蒸気用設備 スケラビリティ設備 整備	蒸気実験 スケラビリティ実験
(2) 重大事故時格納容器熱流動実験	装置検証		予備実験	格納容器挙動実験	温度影響実験	冷却挙動実験
(3) ソースターム実験	○コールド実験 予備実験		制御材影響実験	劣化気影響実験	劣化気、制御材 影響実験	模擬 FP 組成影響実験
	○ホット実験 装置性能確認		照射済燃料実験	沈着試料化学分析、 照射済燃料実験	沈着試料化学分析	沈着試料化学分析、 化学形態分析
(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験	1) プール内落下高温溶融物の粒子化挙動実験	実験条件検討・装置改造	予備実験	ノズル径影響実験	デブリ過熱度影響実験	プール水サブクール影響実験
	2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験	実験条件検討 予備実験	▽学会公表 プール水サブクール 影響実験	デブリ過熱度影響実験	ノズル径影響実験	デブリ材料影響実験
	3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験	装置設計	装置製作	予備実験	均一単一材料実験	デブリ材料影響実験
	4) 粒子状デブリの冷却性実験				装置設計・製作	パラメータ実験
						No.11

	(5) 海水注入影響評価実験	○短尺実験 ボイド率計測実験			
		○長尺実験 装置整備	析出挙動実験		
		析出挙動解析手法の構築		論文公表	
		随時反映	随時反映	随時反映	
		将来的な安全性に係る評価の高度化			

7. 実施計画	<p>【平成30年度の実施内容】</p> <p>(1) プールスクラビング実験</p> <p>2) 中規模実験</p> <p>a. 流入ガスに蒸気を加えた条件を実施可能とするために、蒸気ラインの追設及び装置の耐熱性向上のための改良を行うとともに、蒸気混入条件におけるエアロゾル計測手法を整備する。</p> <p>b. これまでに得られた小規模、中規模及び大規模試験結果について検討し、スケールアップ効果の調査を目的とした、実現象の全体像を把握可能とするスケールアップ設備を整備する。</p> <p>3) 大規模積分実験</p> <p>a. 前年度に引き続き、減圧時のエアロゾル放射性物質除去率を、減圧率、ガス組成及びガス温度のパラメータを変化させた実験を行い、各パラメータの減圧時除染係数への影響を調査し、データベースを完成させる。</p> <p>b. 作成したデータベースから除去メカニズムの検討を行い、現行スクラビングモデルの改良点を検討する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <p>a. 前年度に引き続き、格納容器内のガス挙動に関するデータの拡充を行う。特に、昨年度に整備した過熱蒸気供給ノズルやベントラインを用いて、過熱蒸気の効果やベント時の容器内ガス挙動のデータを取得する。</p> <p>b. 格納容器雰囲気の高圧冷却等に関する熱伝達効果を調査するための冷却ループを整備する。</p> <p>(3) ソースターム実験</p> <p>a. 前年度に引き続き、国際共同実験 VERDON5 の沈着試料の化学分析による、放射性物質の化学形態に関するデータを取得する。</p> <p>b. 前年度に引き続き、VERDON5 実験の温度・雰囲気ガス等の条件を変更した実験データを取得し、実験データベースを拡充する。</p> <p>c. 放射性物質化学反応モデルを導入したシビアアクシデント解析コードを用いて、代表的なシビアアクシデントシナリオのソースタームを系統的に評価する。</p> <p>(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験</p> <p>1) プール落下高温熔融物の粒子化挙動実験</p> <p>KTH の DEFOR-A 装置を用いた高温熔融物ジェットブレイクアップ実験でデブリ過熱度を変化させた実験を行う。各高さ位置で採取したデブリ粒子径を評価し、既往データ等との比較評価により、デブリ過熱度のジェット微粒化への影響を評価する。</p> <p>2) プール内床面上高温熔融物の拡がり挙動実験</p> <p>KTH の PULiMS 装置を用いた床上高温熔融物スプレッド実験のノズル口径大径化実験を行う。得られたデータ、既往文献及び前年度までのデータとの比較評価により、拡がり挙動への影響を評価する。</p> <p>3) 高温熔融物-デブリベッド相互作用実験</p> <p>前年度完成させた REMCOD-1 装置を用い、模擬デブリベッド堆積層を単一材料成分とした場合の実験を行い、熔融金属のデブリベッド堆積層への流入挙動を可視化窓からの観察及び温度データにより評価する。</p> <p>4) 粒子状デブリの冷却性実験</p> <p>粒子状デブリ及び壁面の模擬方法等を検討し、実験装置を設計製作し、試運転の実施により改良すべき箇所を洗い出す。</p>
	<p>【平成31年度の実施内容】</p> <p>(1) プールスクラビング実験</p> <p>前年度に整備した蒸気設備及びスケールアップ設備を用い、蒸気及びスケールアップ効果の実験データを取得する。</p> <p>(2) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <p>前年度に引き続き、格納容器内のガス挙動に関するデータの拡充を行う。特に、昨年度に整備する冷却ループを用いて、格納容器雰囲気の高圧冷却等に関する熱伝達効果のデータを取得する。</p> <p>(3) ソースターム実験</p> <p>a. 前年度に引き続き、国際共同実験 VERDON5 の沈着試料の化学分析による、放射性物質の化学形態に関するデータを取得する。</p> <p>b. 前年度に引き続き、VERDON5 実験の温度・雰囲気ガス等の条件を変更した実験データを取得し、実験データベースを拡充する。</p> <p>c. 放射性物質化学反応モデルを導入したシビアアクシデント解析コードを用いて、代表的なシビアアクシデントシナリオのソースタームを系統的に評価する。</p> <p>(4) 燃料デブリ形成過程個別現象実験</p>

- 1) プール落下高温溶融物の粒子化挙動実験
KTHのDEFOR-A装置を用いた高温溶融物ジェットブレイクアップ実験でプール水のサブクール度を変化させた実験を行う。各高さ位置で採取したデブリ粒子径を評価し、既往データ等との比較評価により、ノズル径のジェット微粒化への影響を評価する。
- 2) プール内床面上高温溶融物の拡がり挙動実験
KTHのPULiMS装置を用いた床上高温溶融物スプレッド実験のデブリ材料影響評価実験を行う。得られたデータと既往文献や前年度までのデータとの比較評価により、拡がり挙動への影響を評価する。
- 3) 高温溶融物-デブリベッド相互作用実験
前年度に引き続き、REMCOD-1装置を用い、模擬デブリベッド堆積層を二材料成分とした場合の実験を行い、データを取得し、昨年度データとの比較評価を行う。
- 4) 粒子状デブリの冷却性実験
前年度に洗い出した改良点に関する装置改造を行い、粒子接触面積や周囲流体等をパラメータとして実験を行い、データを取得する。

8. 備考