

研究計画（案）

1. プロジェクト	9. 重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究	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	阿部豊 総括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】 D) シビアアクシデント（軽水炉）	主担当者	栃尾大輔 主任技術研究調査官
3. 背景	<p>令和3年3月に、原子力規制庁は東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の事故に関する追加的な調査分析結果をまとめた中間報告書を公表した⁽¹⁾。この報告書では、廃炉作業等によって現場の放射線レベルが下がったことから調査範囲を原子炉建屋（以下「R/B」という。）へ拡大することができたことにより、各号機での水素爆発等について従来把握していた事故の経緯に対して新たな知見を取りまとめた。特に1F3号機のR/Bで発生した水素爆発については、記録されている屋外映像からR/B上部での爆発が確認されていたが、R/B内部の調査では中間階での爆発と思われる痕跡が見られた。これを受けて、原子力規制庁では現行規制へのこれら知見の反映について検討を行っている。これまでの議論では、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）で発生した水素をC/VベントによりC/V外に放出することがR/Bでの水素爆発を防止するために有効である、ということが共通理解として得られる状況にあるが、C/VからR/Bに対して水素が漏えいする状態については未だ十分なデータはなく、R/Bにおける水素爆発防止対策も依然として不確かさが残っている状態である。また、1F1, 2, 3号機のC/Vの上部に設置されているシールドプラグ下面の汚染の程度が高いこと⁽¹⁾や、最近の1F事故の原因分析において、1F1号機のペDESTAL外周部を撮影した映像から、ペDESTALを構成する鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消滅している様子にあることが確認されている⁽²⁾。</p> <p>このような状況を踏まえて、本研究プロジェクトでは具体的な研究背景として以下に挙げる課題について着目している。</p> <p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動</p> <p>1F事故の原因分析において、1F事故において発生した水素爆発について、これまでC/V上部蓋のフランジ部から漏えいした水素がR/B最上階に滞留して何らかの要因で着火したことにより水素爆発が発生したと考えられていたが、1F事故の原因分析からR/B中間階でも水素爆発が発生した痕跡が確認された⁽¹⁾。このことから、R/B下層階で漏えいした水素が最上階のみならず何らかの経路を経由して中間階に滞留する可能性が懸念されている。現行規制では、R/Bに対して水素爆発防止のための設備を設けることを要求しているが、これまで認識されていない経路により水素が滞留するおそれがあることは対策の十分性の判断を難しくしている。他方、C/Vから漏えいする水素の量や経路などは、重大事故の進展の仕方に応じたC/V内の雰囲気（温度、圧力及びガス組成）やC/V上蓋、電線貫通部、エアロック等のシール材の材質や劣化等の状態により支配されると考えられる。これまでは、シール部からのガスの漏えいに関して、厳しい環境条件下で行われているものの空気、水蒸気又は窒素を用いた研究^{(3), (4)}や水素を模擬したヘリウムを用いた研究ではあるものの限られた条件での研究^{(5), (6)}が行われている。そのため、厳しい環境条件下においてシール部から水素がどのように漏えいしてシール機能が喪失するかという観点に着目した研究は見られず、C/Vのシール部からの水素漏えい挙動について網羅的に調査してデータベース化した例は国内外とも見られないことから、C/Vのシール部からのガスの漏えい挙動に関する知見の拡充が必要である。</p> <p>(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動</p> <p>1F事故の原因分析において、1F3号機の水素爆発発生時に撮影された映像で有色の火炎がみられたことから、水素爆発発生時に水素だけでなく可燃性の有機物（以下「可燃性有機物」という。）が混合していた可能性が示唆されている⁽¹⁾。これまでの国際的に得られている研究成果では、重大事故の進展に伴って原子炉の制御材に使われる炭化ホウ素やC/Vのベースマットに用いられるコンクリートから一酸化炭素等の可燃性気体が発生することが知られている^{(7)~(12)}が、ケーブル被覆材を由来とするような有機物の発生や、水素に可燃性有機物が添加されることで水素爆発にどのような影響があるかについて検討が深められた例は国内外に見られない。このため、現行規制において要求している水素爆発防止対策の有効性に対しても、そのような可燃性有機物の発生が与える影響を判断する知見がないことから、可燃性有機物が添加した場合の水素爆発への影響に関する知見の拡充が必要である。</p> <p>(3) 事故進展及びソースターム解析</p> <p>1F事故の原因分析において、1F1, 2, 3号機のC/Vの上部に設置されているシールドプラグ下面の汚染の程度が高いことが確認された⁽²⁾また、1F事故の原因分析からR/B中間階でも水素爆発が発生した痕跡が確認された⁽¹⁾。このような重大事故の進展に伴って発生する事象は、事故の緩和策の成否によって大きく変化することが想定される。また、水素や可燃性有機物が発生する場合には、炉心損傷に至っている状態であるため、同時に放射性物質の影響も考慮する必要がある。このような検討を行うためには炉心損傷の開始や進展について理解を深める必要がある。炉心損傷開始の判断に用いられている指標の一つとしてはPWRにおける炉心出口温度（以下「CET」という。）が挙げられるが、既往研究では、圧力容器頂部破断事故等の一部の事象においてCETの挙動が被覆管温度から遅れるとともに、現行の解析コードでは詳細に評価できない炉心内の3次元熱流動挙動が影響する可能性があることが指摘されている⁽¹³⁾。現行規制では、重大事故時のC/V破損防止対策の有効性を確認することとしており、その炉心損傷後の進展を評価する必要があるが、この評価では、原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じた重大事故の進展を現実的に考慮することが重要であり、MELCOR⁽¹⁴⁾による事故進展及びソースターム解析手法の継続的な高度化が必要である。</p> <p>(4) 溶融炉心挙動評価</p> <p>溶融デブリについて、最近の1F事故の原因分析において1F1号機のペDESTAL外周部を撮影した映像が東京電力より公開さ</p>		

	<p>れ、ペDESTALを構成する鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消滅している様子にあることが分かった⁽²⁾。従来の知見⁽¹⁵⁾から、1F1号機では原子炉圧力容器から放出された溶けた炉心燃料がペDESTAL床面を広がってペDESTAL構造と接触したことにより、溶融炉心-コンクリート反応（以下「MCCI」という。）によってコンクリートが溶けたという想定をしていたが、調査結果からコンクリートがMCCIによって溶けたということを立証するデータは現状で十分ではなく、その経緯については詳細な検討が必要である。現行の規制においては、炉心が溶融する前にペDESTAL等には事前に注水し、溶融デブリの冷却を促進する対策が取られている。ペDESTALに注水した水に落下した溶融デブリは、冷却される過程でデブリベッドと呼ばれる塊となってペDESTALに注水した水の下部に堆積するが、1F1号機で得られた映像の観察からは粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと3次元的に分布している可能性が示唆されている⁽¹⁴⁾。このようにMCCIによるコンクリートの浸食だけでなく、溶融デブリそのものの冷却挙動や分布挙動には極めて大きな不確かさが存在することから、様々な想定される重大事故の条件によって溶融デブリの形態やその分布挙動がどのように依存するかを3次元かつ非定常で評価することが必要である。</p>
<p>4. 目的</p>	<p>1F事故の原因分析において確認されたR/B中間階での水素爆発の痕跡や可燃性有機物を伴う水素の爆発、シールドプラグ下面の汚染、ペDESTAL部コンクリートの一部消滅等の知見から、以下に示す観点について重大事故緩和対策の取扱いの判断等に資するための知見を取得・拡充することを目的とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動 重大事故時におけるR/Bへの水素漏えい挙動の不確かさを低減するため、重大事故時におけるC/Vから漏えいする水素の挙動に係る知見を取得することを目的とする。</p> <p>(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動 可燃性有機物が水素爆発に与える影響等の知見を得るために、解析を通じて関連するデータを拡充することを目的とする。</p> <p>(3) 事故進展及びソースターム解析 想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とソースタームに係る知見を整理するため、炉型に応じた事故の進展やその対応手順、炉心損傷の判断基準等に係る知見を拡充することを目的とする。</p> <p>(4) 溶融炉心挙動評価 溶融デブリ挙動の不確かさを低減するため、3次元非定常解析手法を用いて溶融デブリの形態やその分布に係る知見を拡充することを目的とする。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動 重大事故におけるC/Vから漏えいする水素の挙動に関する知見を拡充することで、R/Bへの水素漏えい挙動の不確かさを低減することができ、中間階での水素滞留の緩和策等の取扱いの判断に資することができる。</p> <p>(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動 可燃性有機物が水素爆発に与える影響等の知見を拡充することで、可燃性有機物の取扱いの要否の検討に資することができ、可燃性有機物を含む水素に対する重大事故対策や他の重大事故対策等への影響の検討に資することが期待される。</p> <p>(3) 事故進展及びソースターム解析 原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じて想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とソースタームに係る知見を拡充することで、想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とソースタームに係る知見を整理することができ、重大事故対策の有効性評価に資することができる。</p> <p>(4) 溶融炉心挙動評価 溶融デブリの冷却挙動や分布挙動の不確かさを低減することで、溶融デブリの冷却促進のためのペDESTALへの事前注水等の重大事故緩和対策の有効性評価に資することができる。</p>
<p>6. 安全研究概要 (始期：R5年度) (終期：R8年度)</p>	<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」（令和元年5月29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。） 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>原子炉格納容器からの水素漏えい挙動、可燃性有機物を含む水素の挙動、事故進展及びソースターム解析及び溶融炉心挙動に関する知見を拡充するとともに、OECD/NEA/CSNIが行う国際共同プロジェクトに参加して知見の拡充を行う。</p> <p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】 1F事故の原因分析から、C/Vからの主な水素漏えい経路はC/V上蓋と推定されているが、C/Vからの水素漏えい箇所としては、C/Vフランジ部等のシール材を用いている箇所が考えられる。図1は、漏えい経路の一つとして想定されるC/V周りの構造及びC/V上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時にC/Vで発生した水素の想定されるR/Bへの漏えい経路を示す。重大事</p>

故時にC/V内部の温度や圧力が上昇する等C/V内部の環境条件が厳しくなることによりシール材が劣化し、C/V上蓋のシール材のシール性能が低下することで水素が漏えいする可能性が考えられる。また、C/Vの温度上昇によるフランジ部等の熱変位⁽³⁾によりフランジ部に隙間が生じてC/Vからの漏えいが生じる可能性がある。従来、シール材の健全性に関する試験は数多く行われてきているが、水素を模擬したガスを用いたより厳しい重大事故状態におけるシール部からの漏えい挙動及び性能限界に関する知見は得られていない。そのデータを取得してデータベース化することは、重大事故状態における水素漏えい経路の想定から重要である。そのため、重大事故時の条件を模擬した環境下におけるシール部からのガスの漏えい挙動を調べる実験(図2)を実施する。実験では圧力、温度、ガス組成(水素模擬ガス、空気、水蒸気等)等をパラメータとして各状態における試験ガスの漏えい量などを測定し、シール部からのガス漏えいの様相に関する知見を取得する。また、熱膨張に伴い生じたフランジの隙間からの水素漏えいについては、フランジ間を任意の幅に設定して雰囲気条件を変化させて実験を行い、シール部からのガス漏えいの様相に関する知見を取得する。これらの得られた知見を整理してデータベース化する。

なお、実験に供する重大事故進展時の過渡的なC/V圧力、温度、ガス組成等を模擬した条件は、代表的な事故シナリオを選定する。

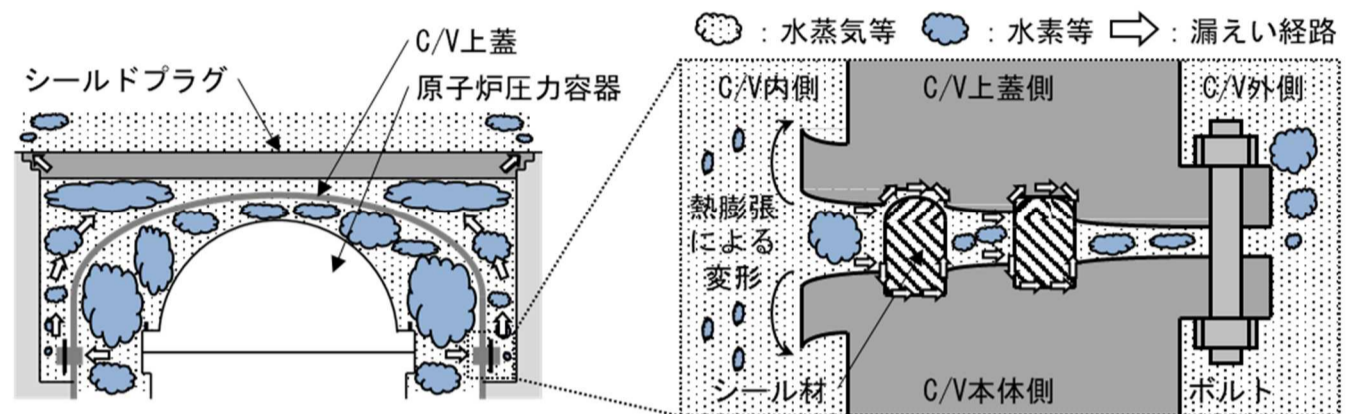


図1 C/V周りの構造及びC/V上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時に想定される水素等の漏えい経路

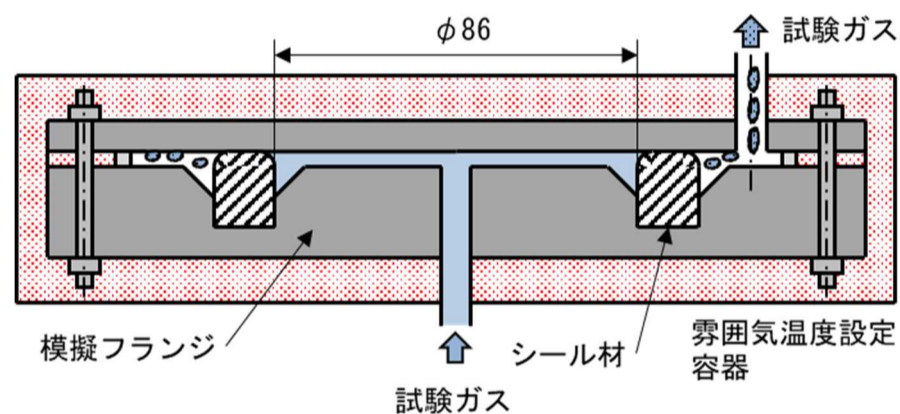


図2 シール材の漏えい特性試験の概念図

(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】

図3に重大事故時に想定されるR/B内における可燃性有機物を含む水素(以下「可燃性ガス」という。)の挙動を示す。1F3号機の水素爆発発生時に撮影された映像で有色の火炎がみられたことから、水素爆発発生時に水素だけでなく可燃性有機物が混合していた可能性が示唆されている。1F事故の原因分析では、C/V内部のケーブルに用いられている被覆材等が重大事故条件への曝露又は高温溶融物と接触すること等により可燃性有機物が発生する可能性があるとされている。

C/V内の様々な位置での可燃性有機物の発生については、デブリの幅広いパラメータを考慮するとともに詳細を扱うため、統計的手法による解析及び決定論に基づく解析の2つを実施する。統計的手法による解析については、確率論に基づく多次元デブリ挙動解析コードとMCCI解析コードを組み合わせた解析手法を用いて事故条件の不確かさを考慮するために入力パラメータの確率分布を評価し、これに基づき抽出した多数の入力ケースについて解析を実施することで可燃性ガス発生確率分布を取得する。決定論に基づく解析においては、3次元デブリ挙動解析コード及び汎用の数値流体解析(以下「CFD」という。)コードを連携することで溶融物とケーブル被覆の接触熱分解等に着眼した評価手法を検討する。具体的には、3次元デブリ挙動解析コードによって実機のデブリの放出からキャビティに堆積までの各時間の3次元温度分布等を求め、それらの境界条件に基づき汎用のCFDコードによってC/V内の温度分布、ケーブルの温度及び熱分解を計算する。

可燃性ガスの燃焼については、ガス単体の化学反応データベースは多く存在するものの水素を主体とした可燃性ガスや水蒸気を伴う可燃性ガスの化学反応データベースはあまりないことから、燃焼速度等の物性値や燃焼に対する影響に関する実験的及び解析的研究の文献を調査する。また、化学量論に基づく解析手法を活用して化学反応評価を行い、可燃性ガスや水蒸気を伴う可燃性ガス等の化学反応データベースの拡充を図る。関与する可燃性ガスの種類によっては、物性値の取得や解析手法の妥当性確認に供するためのデータを実験により取得する。

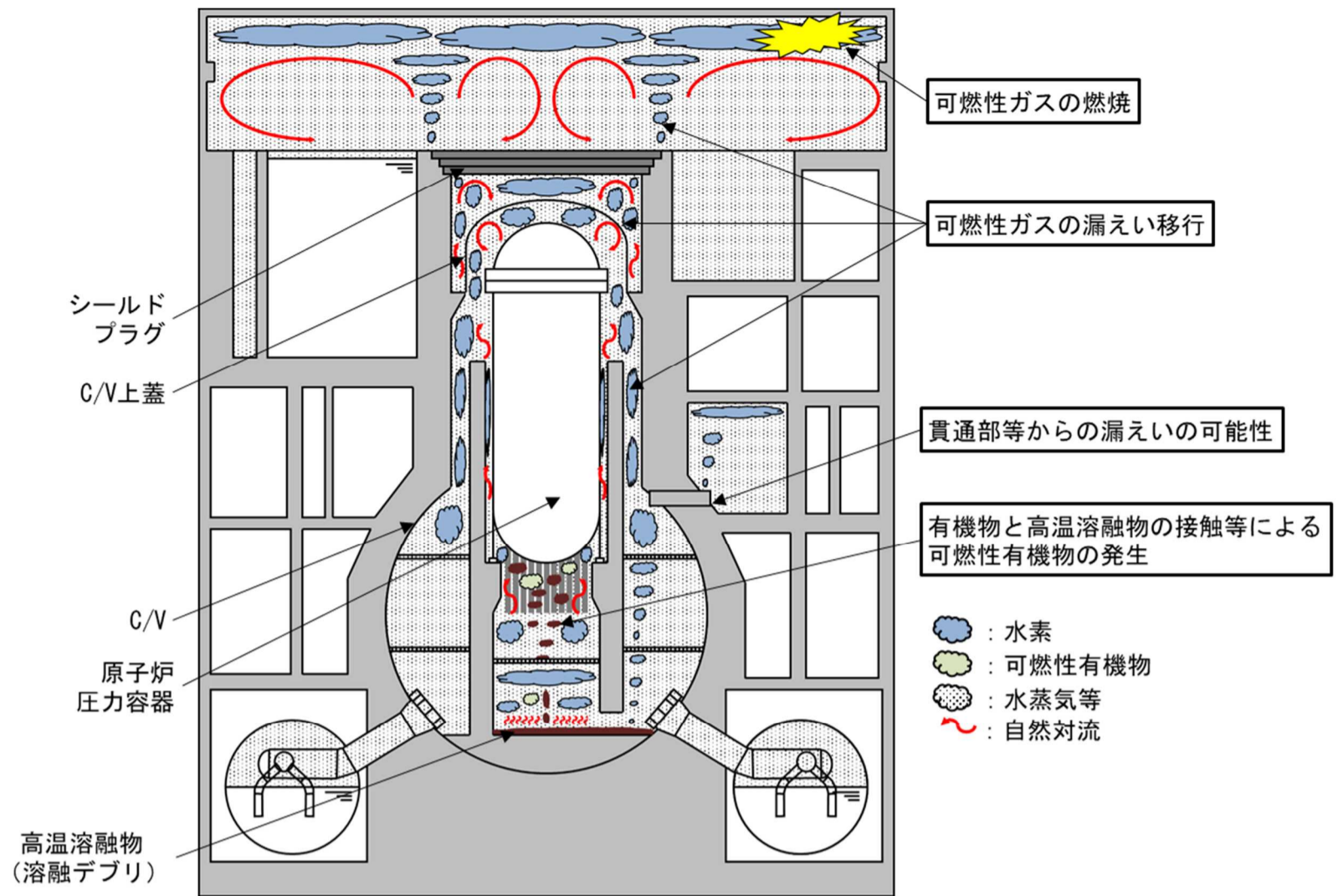


図3 重大事故時に想定されるR/B内における可燃性ガスの挙動

(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】

1F事故の原因分析からシールドプラグ下面の高濃度汚染の可能性やR/B最上階及び中間階での水素爆発発生等が報告されており、PRAによって得られた代表事故シーケンスに基づき炉型ごとの事故進展解析によって上記の点に着目した知見を取得することが必要である。そのため、シビアアクシデント総合解析コードMELCORによる事故進展及びソースターム解析について、国内の代表的な炉型に対する解析手法を整備するとともに、PRAから選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施しソースタームを整理する(図4)。得られた結果から、炉型ごとのソースターム情報を更新し、緊急時活動レベルの見直しの検討に資する。また、重大事故の事故進展の評価には炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見を拡充することも重要である。特にCETを炉心損傷開始の判断指標とした場合の事故進展に着目し、圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故等のCETと被覆管温度との差が大きい事故事象等について、多数のCET計測点を有する大型非定常試験装置等を用いた総合効果実験を実施する。ここでは、可能な限り炉心溶融時に近い高温の熱流動状態を模擬するため、燃料被覆管表面温度が実験装置の上限である1000K近傍となる実験条件も考慮する。起因事象や事故対応策が異なる実験ごとに、炉心内3次元熱流動に影響されるCETの径方向分布を分析するとともに、被覆管温度とCETの関係等を整理して3次元熱流動のCETの時間遅れへの影響を確認する。また、汎用のCFDコード等を用いて実験解析を行い、CETの径方向分布や3次元熱流動の影響について知見を補完する。以上より、様々な事故進展におけるCETの応答性について技術的知見を整備し、MELCORの事故進展解析に反映する。

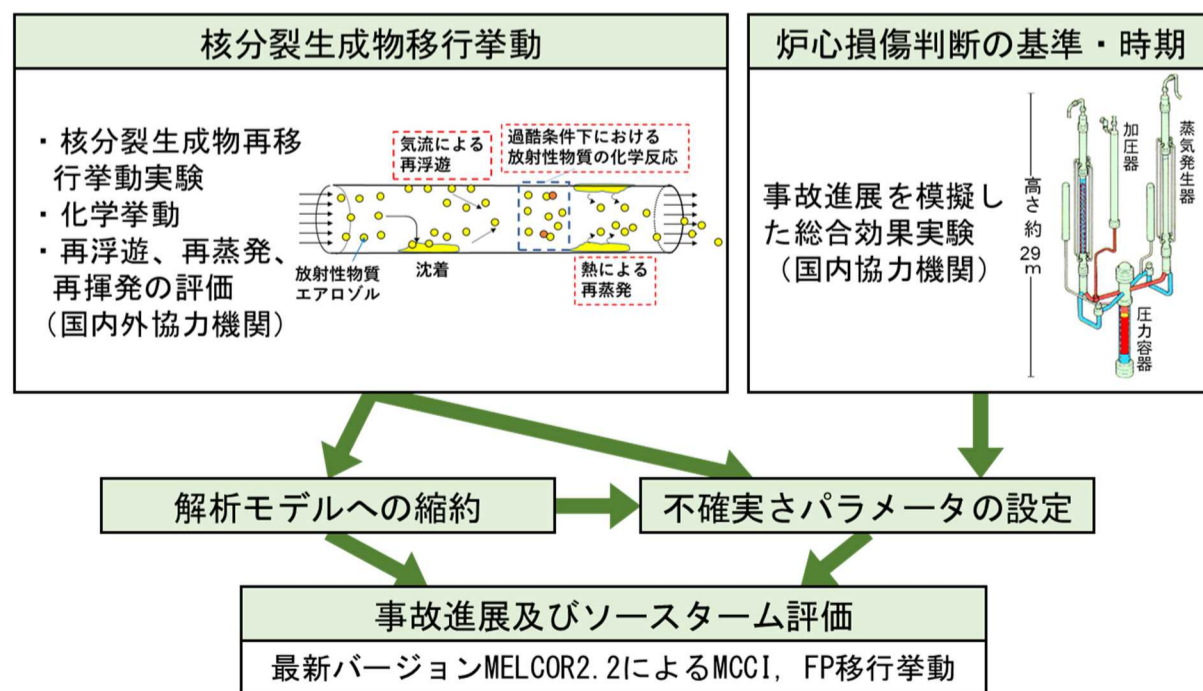


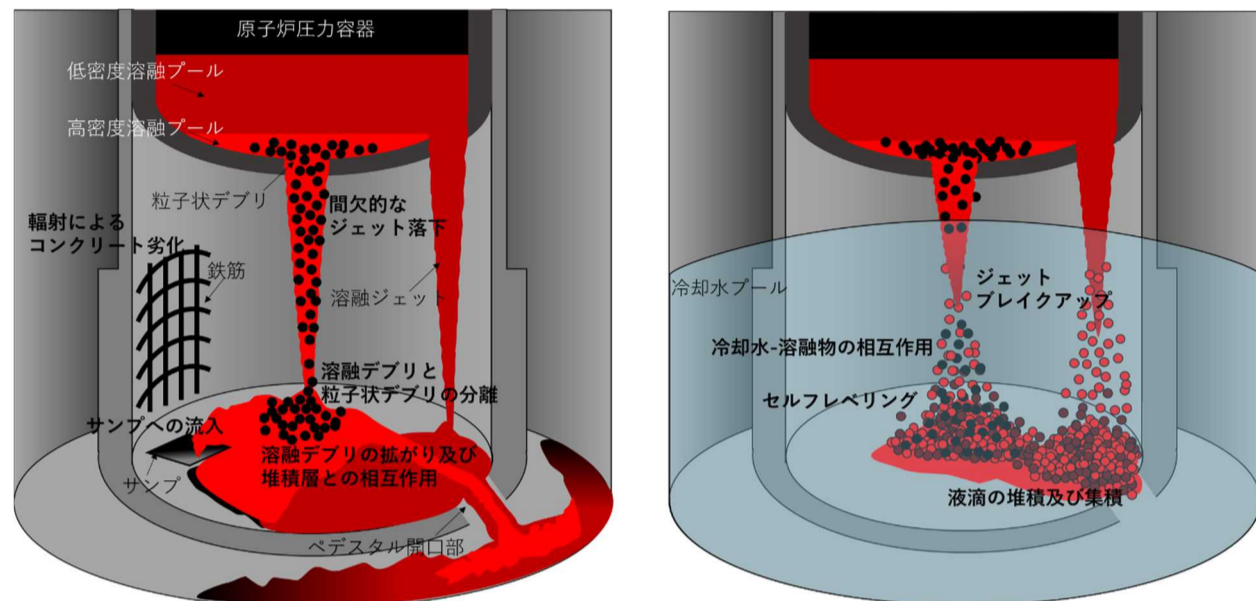
図4 事故進展及びソースターム評価 (一部文献(16)より引用)

(4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】

溶融炉心挙動について、1F1号機のC/V内部の観察結果からデブリベッドだけでなく粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと3次元的に分布している可能性が示唆されているが、これは従来から想定されている溶融デブリの挙動及びMCCIとは異なる

る様相を示している。シビアアクシデント時のC/V内におけるデブリ挙動のメカニズムを図5に示す。原子炉圧力容器から放出されるデブリの形態（溶融デブリ、粒子状デブリ）及び溶融デブリの固相割合は炉内外の冷却状態等に支配され、異なる破損口から間欠的に落下する。冷却水がない場合には、溶融ジェットは原子炉下部キャビティに落下し、拡がることでデブリベッドを形成する。一方、冷却水がある場合には、溶融ジェットは分裂しキャビティには溶融液滴の堆積及び集積が発生するとともに冷却材との相互作用が発生する。また、間欠的に落下したデブリは、既に形成されたデブリベッドと相互作用する。堆積したデブリベッドからの崩壊熱によりキャビティ床面及びペDESTAL壁面においてMCCIが発生する。溶融デブリの冷却促進のためのペDESTALへの事前注水等の重大事故緩和対策の有効性評価にあたっては、溶融デブリの冷却挙動や分布挙動の知見を拡充する必要がある。

これまで、3次元のデブリベット形成に関する解析コードTHERMOSの開発を実施しており、溶融物の落下及び拡がりに関する解析が可能となっている^{(17)・(18)}。そこで、総合重大事故解析コード等による解析結果に基づき、上述の現象を考慮できるTHERMOSを用いた解析を行うことで、実機条件における高い空間及び時間解像度におけるデブリ挙動について評価する。



(a) 冷却水がない場合

(b) 冷却水がある場合

図5 溶融デブリ落下後のデブリベット形成及び冷却性モデル

(5) OECD/NEA/GSNI主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集【分類①②】

以下のプロジェクトに参加し、関係機関と協力して解析コードの妥当性確認のためのデータ取得及び専門家との情報交換を通じての現象理解及び解析手法に関する知見を取得する。

プロジェクト	取得対象	活用先
ESTER (～R6年)	放射性物質のC/Vからの遅延放出メカニズムや有機ヨウ素生成等に関する実験データ	本プロジェクトの「様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム」において活用。
THEMIS (～R6年)	一酸化炭素を含む水素燃焼、静的触媒式再結合装置（以下「PAR」という。）性能確認やヨウ素酸化物によるPARへの影響、スクラビング効果実験等に関する実験データ	本プロジェクトの「様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム」及び「可燃性有機物を含む水素の挙動」においても活用。
ROSAU (～R6年)	プール水中での溶融デブリ拡がり挙動及びデブリベッドの冷却性に関する不確かさを低減するための実験データ	本プロジェクトの「溶融炉心挙動の評価」において活用。
FACE (～R8年)	1F事故の教訓に基づく安全研究に関する知見	本プロジェクトの「原子炉格納容器からの水素漏えい挙動」フィードバック。

行程表

	R 5 年度	R 6 年度	R 7 年度	R 8 年度
(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動	実験装置整備		学会発表▽	論文投稿▽
	実験データ取得及び分析			
			実験データの整理	
(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動	○可燃性有機物の発生		学会発表▽	論文投稿▽
	○可燃性ガスの燃焼挙動 物性に係る文献調査		解析手法の検討	論文投稿▽
	化学量論に基づく物性評価及びデータベースの作成			論文投稿▽
			既存解析手法の適用性確認	
(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価	○様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備		学会発表▽	論文投稿▽
	MELCORによる代表的な炉型に対する評価手法の整備			
	○炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見			
	CETと被覆管温度との差が大きい事故事象を模擬した総合効果実験			
		CFD解析等によるCET応答性の知見整備及び事象進展解析への反映		
(4) 溶融炉心挙動の評価			学会発表▽	論文投稿▽
			溶融炉心の3次元非定常挙動に関する評価	
(5) OECD/NEA/CSNI主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集及び活用の検討	ESTER (放射性物質の遅延放出、有機ヨウ素生成等)			
	THEMIS (一酸化炭素を含む水素燃焼、C/V内エアロゾル放出挙動等)			
	ROSAU (溶融デブリのプール水中拡がり等不確かさ低減)			
	FACE (1F事故に関する研究)			

7. 実施計画

【R 5 年度の実施内容】

(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】

C/Vのフランジを模擬した小規模の実験装置及び計測環境等の整備を行うとともに、重大事故環境を模擬した圧力、温度等におけるシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。

(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】

a. 可燃性有機物の発生挙動

ケーブルの被覆材等からの可燃性有機物の発生に係る文献調査を実施するとともに、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法の検討を実施する。

b. 可燃性ガスの燃焼挙動

可燃性ガスの物性に係る文献調査を実施するとともに、化学量論に基づく解析手法を用いて燃焼ガスの物性評価を実施する。

(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】

a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備

MELCORによる代表的な炉型に対する評価モデルの構築を行う。

b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備

被覆管温度に対するCETの遅れが大きい事故進展（起因事象、事故対応策等）を検討する。圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故（事故対応策無し）等を模擬した総合効果実験を実施する。

(4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】

THERMOSを用いてデブリの形態やその分布を評価する。

【R 6 年度の実施内容】

(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】

単一成分の試験ガス（空気、ヘリウム、窒素等）の種類を変えてシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。

- (2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】
 - a. 可燃性有機物の発生挙動
前年度に引き続き、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法の検討を実施する。
 - b. 可燃性ガスの燃焼挙動
化学量論に基づく解析手法を用いて水等が混合した燃焼ガスの物性評価を実施する。
- (3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】
 - a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備
前年度に引き続き、MELCORによる代表的な炉型に対する評価モデルの構築を行う。
 - b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備
低温側配管小破断事故や高温側配管小破断事故（事故対応策無し）等を模擬した総合効果実験を実施する。前年度までに実施した総合効果実験を対象に汎用CFDコード等を用いて実験解析を実施する。
- (4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】
前年度に引き続き、THERMOSを用いてデブリの形態やその分布を評価する。

【R7年度の実施内容】

- (1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】
複数成分の試験ガスを用いたシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。またシール材の形状を変えて試験を実施する。
- (2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】
 - a. 可燃性有機物の発生挙動
前年度までの検討結果に基づき、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法を作成する。
 - b. 可燃性ガスの燃焼挙動
前年度までに得られた化学量論に基づく解析の結果からデータベースを作成する。また、既存の爆発解析手法との比較を行う。
- (3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】
 - a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備
前年度に引き続き、MELCORによる代表的な炉型に対する評価手法の整備を実施するとともに、PRAから選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。
 - b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備
压力容器頂部小破断事故や压力容器底部小破断事故（事故対応策有り）等を模擬した総合効果実験を実施する。前年度までに実施した総合効果実験を対象に汎用CFDコード等を用いて実験解析を実施する。
- (4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】
THERMOSを用いて得られたデブリの形態やその分布の評価結果からデブリ堆積高さ及び温度等の分布に関する知見を蓄積する。

【R8年度の実施内容】

- (1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】
前年度に引き続き、シール材の形状を変えてシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。また、フランジ間の隙間が拡大した条件におけるシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。
- (2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】
 - a. 可燃性有機物の発生挙動
前年度に引き続き、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法を作成する。また、それを用いた評価を行う。
 - b. 可燃性ガスの燃焼挙動
既存の爆発解析手法の可燃性ガスの燃焼挙動への適用性を確認する。
- (3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】
 - a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備
前年度に引き続き、MELCORによる代表的な炉型に対する評価手法の整備を実施するとともに、PRAから選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施し、ソースタームを整理する。
 - b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備
低温側配管小破断事故や高温側配管小破断事故（事故対応策有り）等を模擬した総合効果実験を実施する。前年度までに実施した総合効果実験を対象に汎用CFDコード等を用いて実験解析を実施する。また、これまで整備したGETの応答性に関する知見に基づいて、MELCORの事象進展解析（炉心損傷判断に係る解析条件等）を検討する。
- (4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】
THERMOSを用いて実機条件におけるデブリの形態やその分布を評価する。

8. 実施体制

【シビアアクシデント研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】

- 栃尾 大輔 主任技術研究調査官
- 金子 順一 主任技術研究調査官
- 平等 雅巳 技術研究調査官
- 菊池 航 技術研究調査官
- 深沢 正憲 技術研究調査官
- 堀田 亮年 技術参与

【前年度までの委託研究先】

なし

【共同研究先】

なし

文 献

- (1) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～、<https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (2) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における 事故の分析に係る検討会（第30回） 資料1-1 1号機PCV内部調査の状況について、<https://www.nra.go.jp/data/000395861.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (3) 財団法人原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成15年3月、2003年
- (4) 原子力規制委員会、「安全研究成果報告 重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」、RREP-2022-1001、<https://www.nra.go.jp/data/000392320.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (5) 鈴木ら、「技術論文 改良EPDM材料の高温環境特性の評価」、バルカー技術誌、<https://www.valqua.co.jp/wp-content/uploads/pdf/technical/34j/vtn034-05.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (6) 名取ら、「〈技術レポート〉 原子力関連設備向けゴムガスケット評価法の検討 —高耐久性EPDM『EP-176』の圧縮永久ひずみ特性—」、ニチアス技術時報、<https://www.nichias.co.jp/research/technique/pdf/369/01.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (7) IAEA、“Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants”、IAEA-TECDOC-1661、https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1661_Web.pdf、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (8) IAEA、“IAEA TECDOC SERIES Developments in the Analysis and Management of Combustible Gases in Severe Accidents in Water Cooled Reactors following the Fukushima Daiichi Accident”、IAEA-TECDOC-1939、https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1939_web.pdf、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (9) OECD/NEA/CSNI、“Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety State-of-the Art Report”、NEA/CSNI/R(2000)7、<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-7.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (10) OECD/NEA/CSNI、“CARBON MONOXIDE – HYDROGEN COMBUSTION CHARACTERISTICS IN SEVERE ACCIDENT CONTAINMENT ONDITIONS Final report”、NEA/CSNI/R(2000)10、<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-10.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (11) OECD/NEA/CSNI、“IN-VESSEL AND EX-VESSEL HYDROGEN SOURCES”、NEA/CSNI/R(2001)15、<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2001/csni-r2001-15.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (12) OECD/NEA/CSNI、“Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes”、NEA/CSNI/R(2014)8、<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (13) OECD/NEA/CSNI、“Core Exit Temperature (CET) Effectiveness in Accident Management of Nuclear Power Reactor,” NEA/CSNI/R(2010)9、https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (14) Sandia National Laboratories、“MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users’ Guide, Version 2.2.9541,” SAND 2017-0455 0、<https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (15) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における 事故の分析に係る検討会（第30回） 参考1 日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会 解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について、<https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (16) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門 安全研究センター 熱水力安全研究グループ、ROSA-V/LSTF実験、<https://www.jaea.go.jp/04/anzen/group/tsrg/rosa-v.html>、(最終アクセス：令和4年8月19日)
- (17) Hotta, A., Hadachi, H., Kikuchi, W., Shimizu, M., “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-1: Spreading models, numerical solution methods and verifications”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 386, 111523, 2022.
- (18) Hotta, A., Hadachi, H., Kikuchi, W., Shimizu, M., “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-2: Special models and validations based on dry spreading experiments using molten oxide mixtures and prototype corium”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 387, 111598, 2022.

9. 備考