

令和 5 年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業 (燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)

1. 燃料デブリ性状把握のための分析・推定技術の開発
2. 燃料デブリの簡易（その場）分析のための技術開発
3. RPV損傷状況及び燃料デブリのPCV内移行挙動等の推定のための技術開発

－令和 6 年度最終報告－

2025年10月

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

3. RPV損傷状況及び燃料デブリのPCV内移行挙動等の推定のための技術開発

3.1 事業実施内容

3.1.1 研究の背景

3.1.2 研究の目的

3.1.3 目標

3.1.4 実施項目とその関連、他研究との関連

3.1.5 実施項目間の関係

3.1.6 実施体制図

3.2 事業成果

3.2.1 (A) 事故進展評価

3.2.2 (B) RPV損傷状況の把握

3.2.3 (C) 炉心物質移行挙動評価

3.2.4 (D) 3D推定図の作成

3.3 成果のまとめ

主な専門用語、略語等の説明

3.1 事業実施内容

3.1.1 研究の背景

<公募要領より抜粋>

- ・福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉内に存在する燃料デブリの性状を把握し、燃料デブリ取り出し・収納・保管、その後の処理・処分等の検討に資するため、原子炉格納容器内部で採取された燃料デブリ及び堆積物等に関するデータ・情報を取得することが必要である。
- ・多くの元素を含み、性状が不明な福島第一原子力発電所の燃料デブリの分析に際し、燃料デブリの分析能力を十分に有し、燃料デブリの性状を評価できる技術・体制を構築する必要があり、そのためには、複数の機関から得られたデータ・情報の適正な統合が可能となるような情報の質の明確化が必要であり、海外の分析施設で得られたデータ・情報の質についてもレビューするとともに、海外の研究機関が有する分析技術に係る有用な知見を福島第一原子力発電所の燃料デブリの分析にも取り入れ、分析技術をさらに高度化していくことが必要である。
- ・また、分析は燃料デブリ取り出し作業と並行して行うことから、作業現場（その場）、または作業現場近傍で簡易的かつ迅速に燃料成分を検出する分析技術を開発することは、燃料デブリ取り出し作業を効率化、省力化する上で有効である。さらに、上記の分析結果やこれまでの調査結果を基に、シミュレーション解析、模擬試験等を行い、事故時に発生した現象を検証し、炉内の損傷状況の推定を行うことは、廃止措置工程の検討において重要なものとなる。

3.1.2 研究の目的

<公募要領より抜粋>

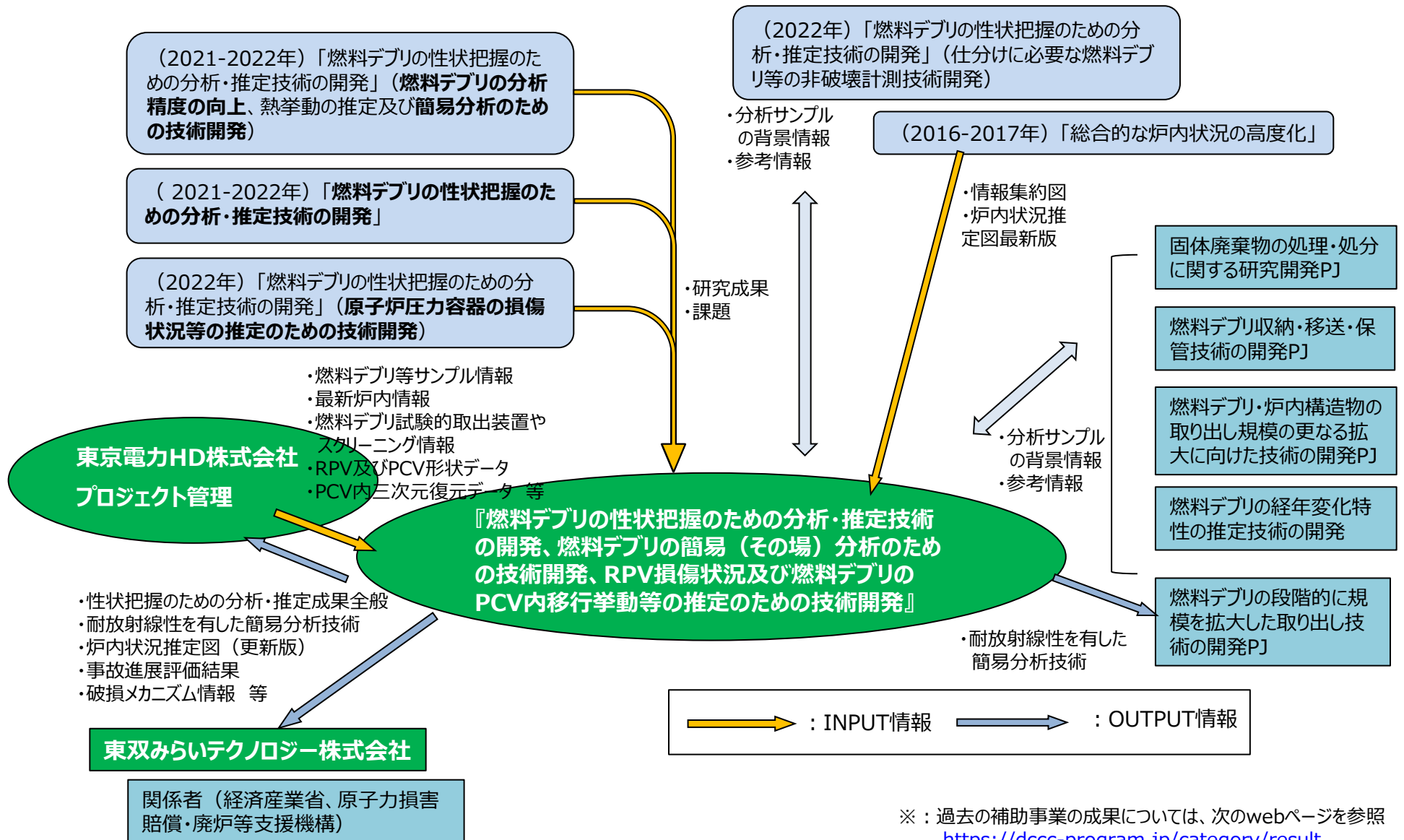
(3) RPV損傷状況及び燃料デブリのPCV内移行挙動等の推定のための技術開発

「総合的な炉内状況把握の高度化」（2016・2017年度）事業において、情報集約図、炉内状況の推定図等を作成した。その後、1号機から3号機のPCV内部調査等及び調査時に採取したサンプルの分析が行われ、それらの結果を基に検討し、情報集約図、炉内状況の推定図等を一部更新している。これら等を基に、事故進展解析コードの評価、模擬溶融試験、流動シミュレーションの評価等を通して、事故時の燃料の溶融、RPVの損傷、燃料デブリの流出・拡大等の過程の妥当性を検証する。**燃料デブリ取り出し方法の検討に資するため、妥当性が検証された結果を各号機の情報集約図、炉内状況の推定図等へ反映する。**

3.1.3 目標

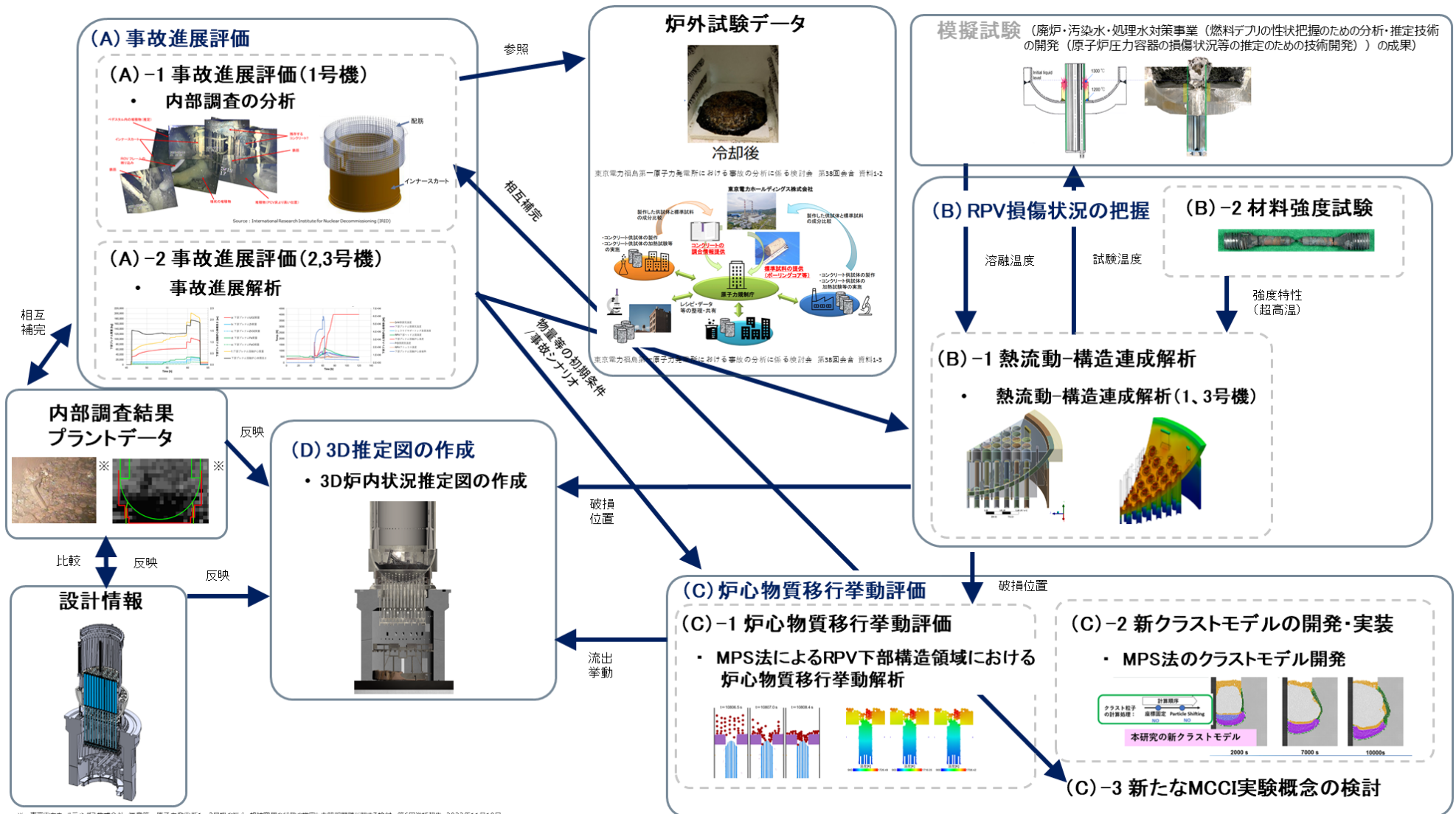
事業実施項目	目標達成を判断する指標
(A) 事故進展評価	1号機格納容器内部調査結果を踏まえ、1号機のペDESTALの状況について合理的な説明シナリオを作成すること。 (TRL基準のレベル2（応用研究）完了) 事故時の圧力・温度等の測定データ、内部調査、サンプル分析から得られた情報を踏まえ、事故進展解析コードを用いて、2号機及び3号機の評価結果を提示すること。 (TRL基準のレベル5（模擬実証）完了)
(B) RPV損傷状況の把握	1、3号機実機の設計情報を考慮した解析を実施し、推定されるRPV破損箇所を提示する。 (TRL基準のレベル5（模擬実証）完了)
(C) 炉心物質移行挙動評価	2、3号機について推定される事故進展及び既報のプラント内部調査結果等と整合する炉心物質移行挙動を提示すること。さらに1号機内部状況の推定精度向上に資する示唆を得ること。 (TRL基準のレベル4（実用化研究）完了)
(D) 3D推定図の作成	(A)(B)(C)から得られた成果を総合的に評価し、実機の設計情報を考慮した1～3号機の3D推定図を作成し、提示すること。 (TRL基準のレベル6（フィールド実証）完了)

3.1.4 実施項目とその関係、他研究との関連



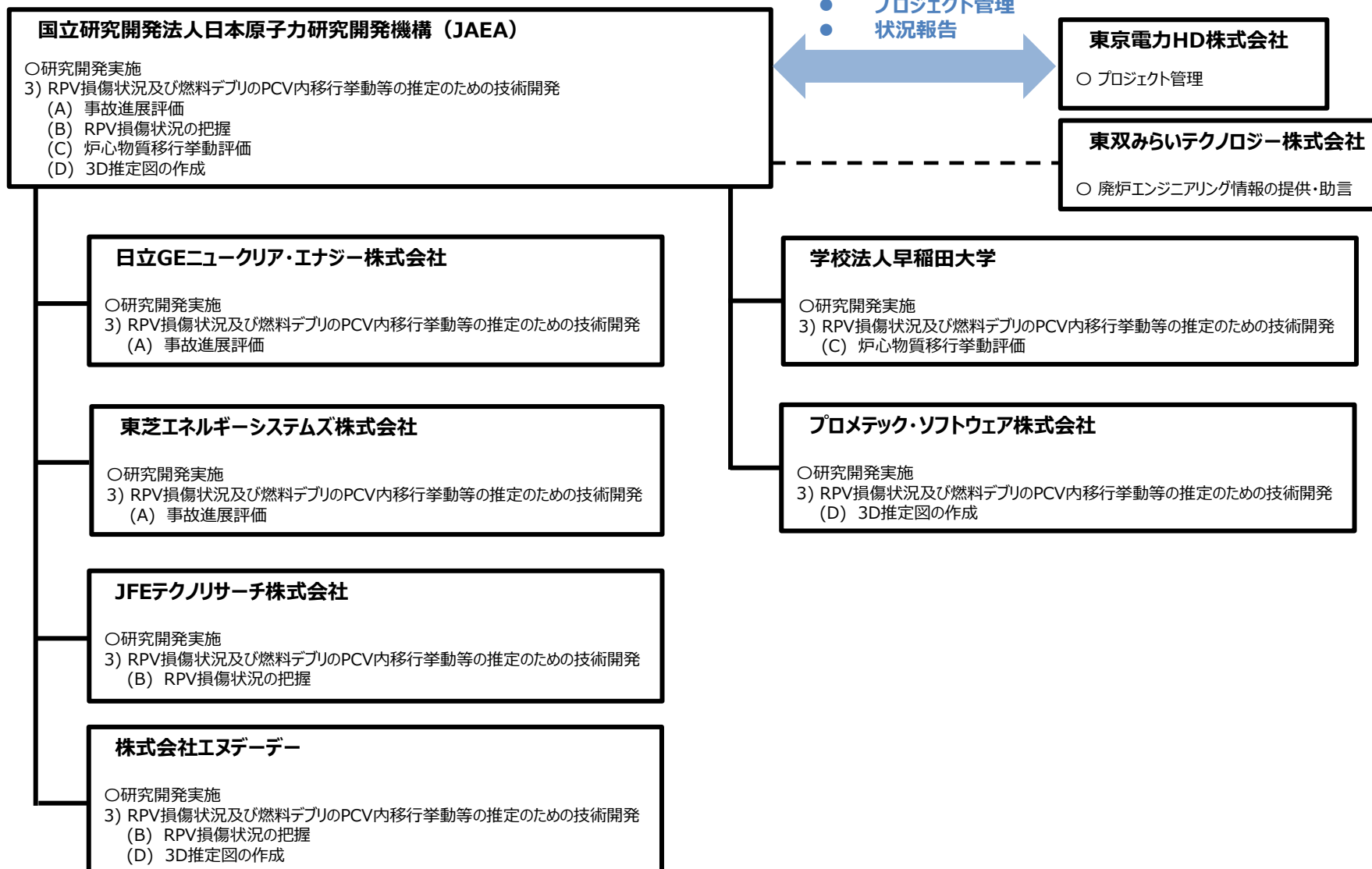
※：過去の補助事業の成果については、次のwebページを参照
<https://dccc-program.jp/category/result>

3.1.5 実施項目間の関係



※：東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・燃料容器の性状の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告、2022年11月10日
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/221110j0103.pdf

3.1.6 実施体制図



3.2 事業成果

3.2.1 (A) 事故進展評価

3.2.1 (A) 事故進展評価

概要と目的 <公募要領より抜粋>

- 事故時に生じた崩壊熱及び酸化反応による燃料と周囲の材料との溶融反応、溶融した物質等の評価については、事故進展解析コードを用いた評価を行います。このとき、号機毎の事故時のRPV圧、PCV圧等のプラントパラメータと緊急時冷却系の作動状況を十分に考慮した上で、各プラントパラメータ等に関する再現性の向上を図ります。
- 1号機については、2022年度からPCV内部詳細調査を実施しており、今後、堆積物サンプルを採取します。その調査結果及び(1)①で行う堆積物サンプルの分析結果を踏まえ、ペDESTALの損傷過程とペDESTAL外周部の堆積物の発生・堆積過程について検討します。コンクリートの損傷・劣化現象を網羅的に調査し、事故時に想定される環境条件、調査・分析の結果と比較し、事故時に発生したと想定されるコンクリートの損傷・劣化現象の時系列を総合的に検討・評価します。
- コンクリートの損傷・劣化現象の再現試験については、原子力規制庁、大阪大学及び東京電力も検討していることから、それらの実施状況を検討に反映します。再現試験またはシミュレーションの追加実施が必要と考えられる場合は、妥当な試験方法またはシミュレーション手法を検討します。

実施方法とアウトプットイメージ

- 1Fの事故時のプラント挙動の測定データ、現場情報も参考にしつつ、1～3号機の事故進展について検討を実施する。：
 - 1号機については、2022年度に実施されたペDESTAL外の調査結果（特にペDESTALコンクリートが鉄筋を残して消失している状況）及び、2023年3月以降に実施されたペDESTAL内調査結果を踏まえ、事故前のペDESTAL内外の状況が、事故によりどのような環境にさらされることにより現在の状況になったかを事実関係の整理とともに事故進展の観点から検討し、1号機の格納容器内部調査で得られた調査結果の分析を行う。
 - 2023年度に実施するペDESTALコンクリートに関する上述の分析の結論として、再現試験またはシミュレーションの追加実施が必要と考えられる場合は、他事業や海外機関の動向を調査したうえで、タスク(C)の研究と協働し、妥当な試験方法またはシミュレーション手法を検討し、実施する。
 - SA解析コードを用い、2号機/3号機について、RPVの損傷への影響が大きい燃料挙動を把握し、事故進展理解の観点から重要と考えられるプラント挙動の再現性の向上を目指した解析を実施する。SA解析コードによる事故解析は、国際ベンチマークPJのBSAFをはじめ、多くの評価がなされてきたが、現時点でも、i. RPVの破損モード、ii. MCCI、iii. i.及びii.に大きく影響を受け、また、凝縮熱伝達などの複雑なメカニズムの影響を受けるPCV圧力の再現性に課題があった。

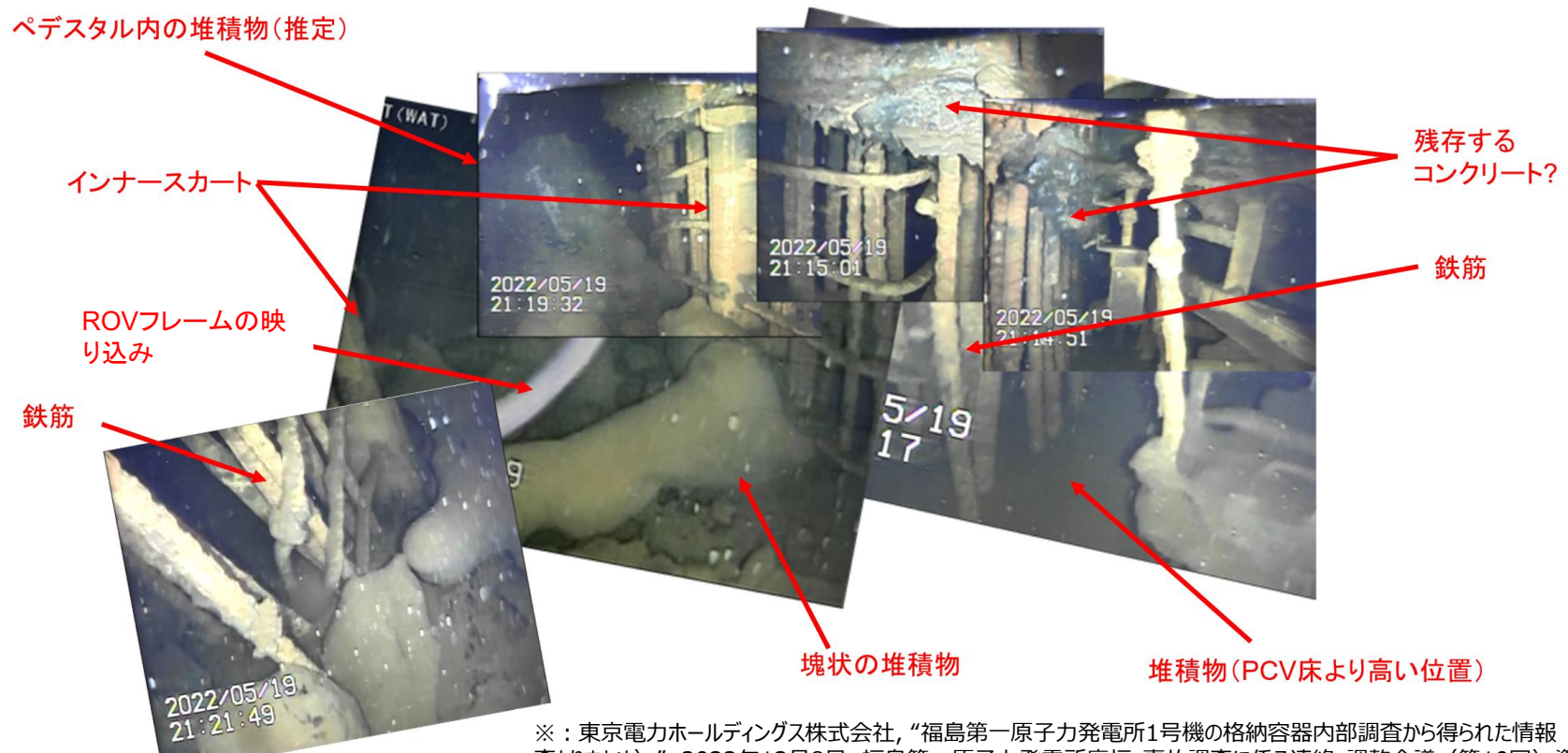
成果の反映先

- 1号機推定図の精緻化
- 2号機推定図の精緻化
- 3号機推定図の精緻化

(A) 事故進展評価 (1号機)

実施方法とアウトプットイメージの補足

- 2022年度の1号機PCV内部調査において明らかとなった下図に示すペDESTALコンクリートの状況（鉄筋が残るもコンクリート成分が消失）について、そのメカニズムを検討する。
- コンクリート成分の消失は、どのようなメカニズムで発現するにしても、事故進展の結果であり、すなわち、温度、崩壊熱、水の有無等の状況が影響を与えているはずであることから、事故時にペDESTALコンクリートがどのような環境条件にさらされたかを評価する。また、評価の前提となるプラント設計条件についても情報を整理する。
- 評価検討結果を踏まえ、シミュレーション・実験等のさらなる研究の必要性を検討し、それを実施する。

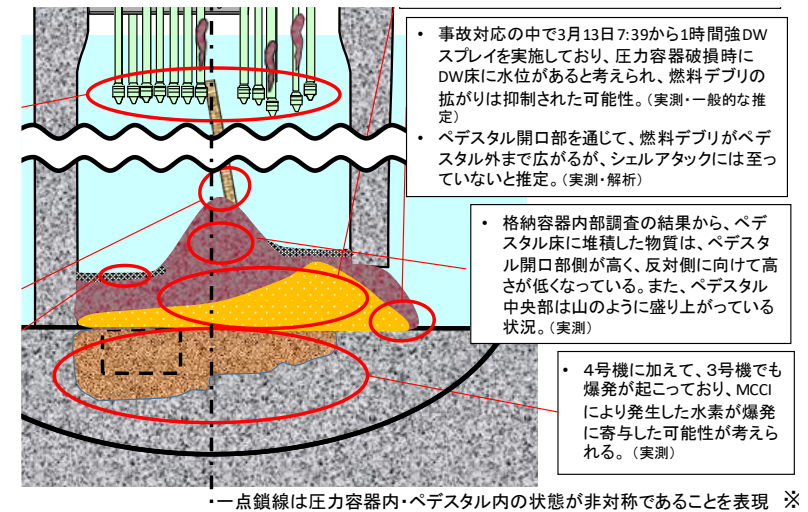
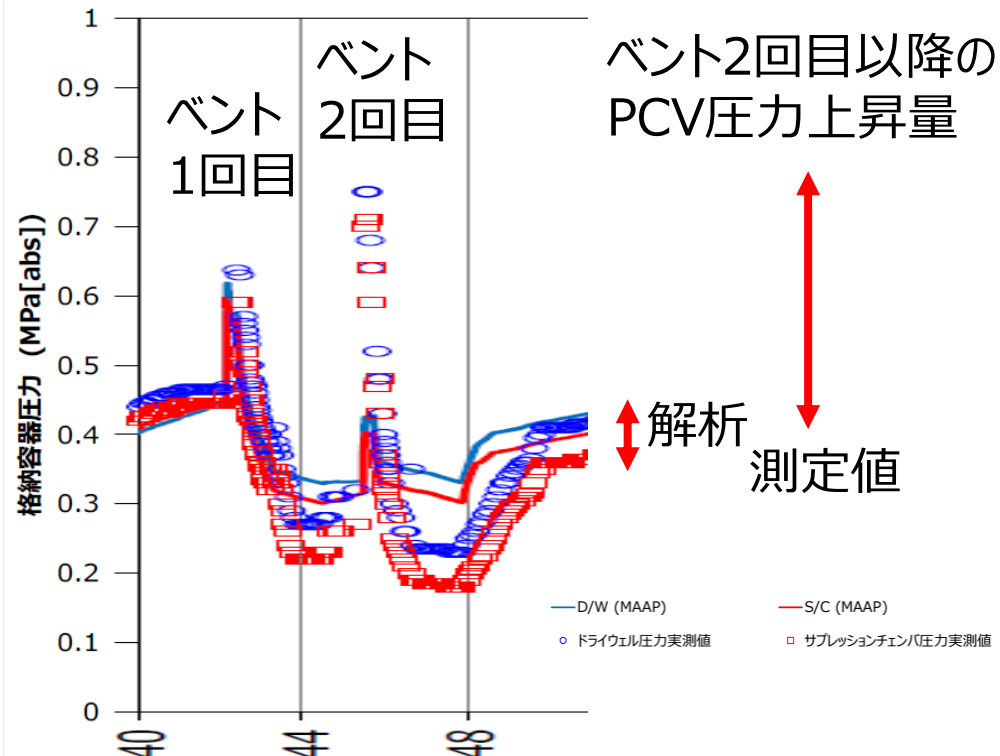


※：東京電力ホールディングス株式会社，“福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）”，2022年12月8日，福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議（第10回）資料1-1

(A) 事故進展評価 (2、3号機)

実施方法とアウトプットイメージの補足

- 3号機のベント後のPCV圧力の解析結果は、実測値と比較すると、下がり方も小さく上がり方も小さい。
- この相違が水素の発生量に起因している可能性があるが、ベント時には水素が放出されるため、3号機の水素爆発に寄与した水素の大部分はベント後に発生したものである可能性が指摘されている。
- 解析コードでは、燃料溶融後の水素発生は小さく、その後はMCCI過程にて水素が発生することになっているため、3号機でのMCCIの発生の根拠としている（推定図参照）。ベント後の水素発生を測定データとの比較により推定することで、現状の3号機におけるMCCIによるコンクリートの侵食の程度について知見を得られることが期待される。



※ : debrisWiki
https://fdada-plus.info/wiki/nsfr_img_auth.php/9/91/ (3号機) 推定図 (20200312) .pdf

(A) 事故進展評価（1号機）_2023年度の成果

➤ ペDESTALへの熱負荷評価として、入熱量とのバランスについて検討した。

1. 入熱量

溶融炉心の顕熱分：約139 GJ

積算崩壊熱：約2443～2793 GJ（事故後10日時点）

※：PCVに落下した溶融炉心中の未酸化Zrの反応熱は未考慮

2. 熱負荷

溶融炉心と接する部分：約352～416 GJ（コンクリート融解まで想定）

2次的影響範囲：約822～973 GJ（温度上昇のみを想定）

CRD交換装置の融解：約 8 GJ

PCV外壁からの放熱量：約 2 MW ≒ 約 170 GJ/day（かなり多めの値）

➤ ペDESTALのコンクリートは、事故後約11日間、高温下に置かれたため、厳しい状況であったことが確認された。

➤ 3/23からの注水により、PCVガス温度は200K／日の勾配で急激に低下したことから、脆くなったコンクリートの冷却による影響についても考慮が必要である。

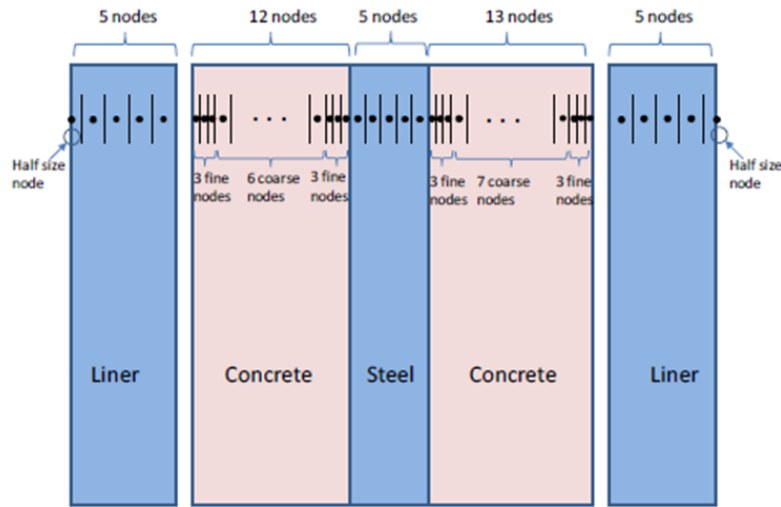
➤ 現時点の評価では、崩壊熱によるエネルギーが溶融等で消費されるエネルギーよりも大きいことから、PCVの外部冷却等による除熱の有無について検討が必要である。

(A) 事故進展評価（1号機）_検討の位置づけ

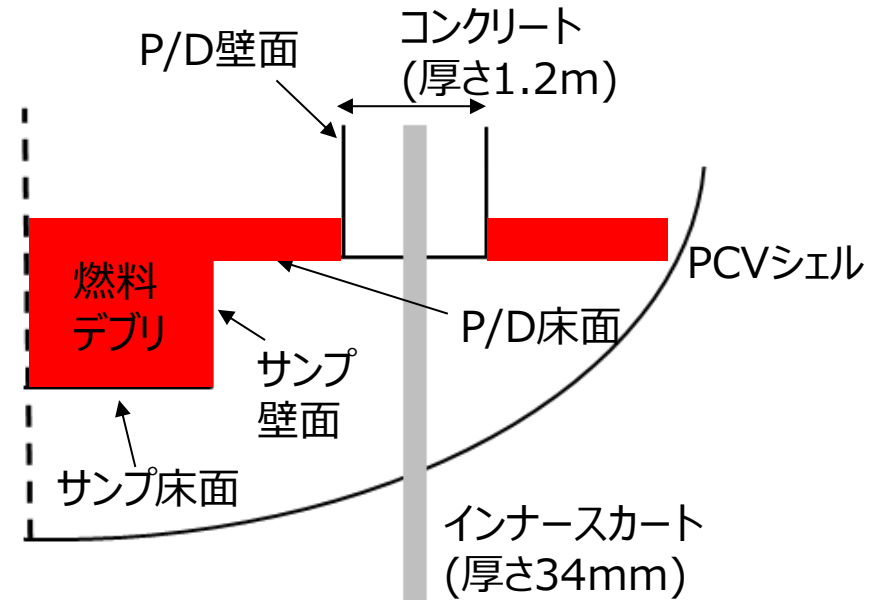
- 1号機の事故進展は他号機と比較して最も厳しく、ほとんどの燃料はPCVに落下したと推定されている。
- 1号機のPCV内部調査の結果、ペDESTALのコンクリートが喪失（鉄筋は存在）が確認され、ペDESTALの健全性についての議論が起こった。
- ペDESTALの健全性の観点からも、コンクリート喪失事象の解明は重要である。
（耐震評価、被ばく評価へのインプット）
- また、内部調査時の中性子束の測定結果や堆積物表面から採取されたサンプル分析結果から、従来のMCCIの知見とは異なる現象が発生している可能性が指摘されている。
（ペDESTAL外の堆積物の厚みと中性子束の測定値が比例関係に無い）
- そのため、ペDESTALのコンクリート喪失事象は、燃料デブリとコンクリートの混合状況と密接に関係している可能性があり、燃料デブリ取り出しの観点からも重要との位置づけである。
（燃料デブリ成分の少ないorほとんどない堆積物の可能性）

(A) 事故進展評価 (1号機) _最終成果

➤ 1号機MCCI解析モデル



MAAP解析の多層ヒートシンクの例

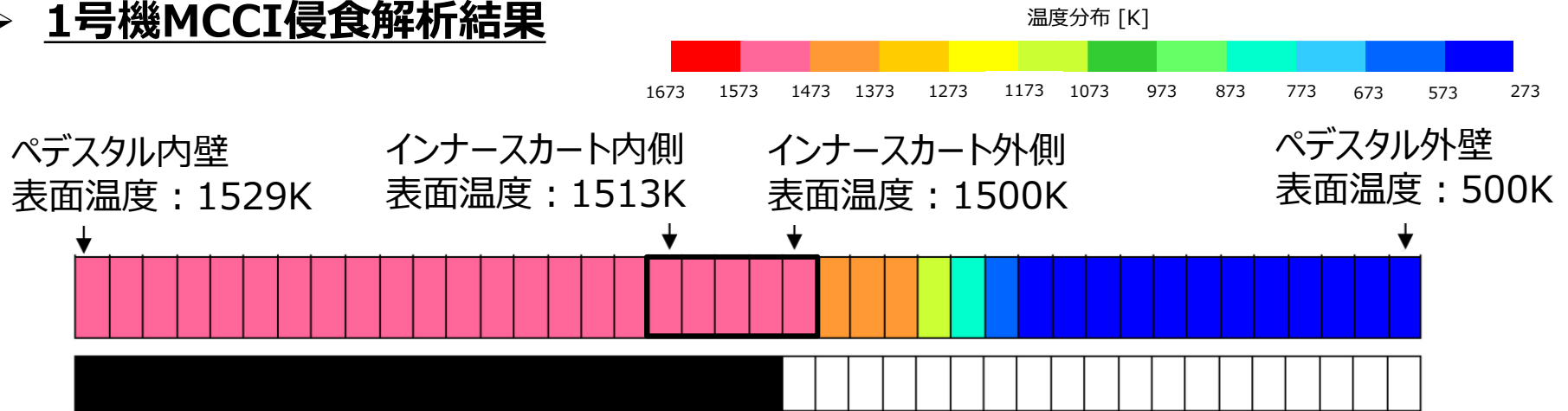


PCV断面図

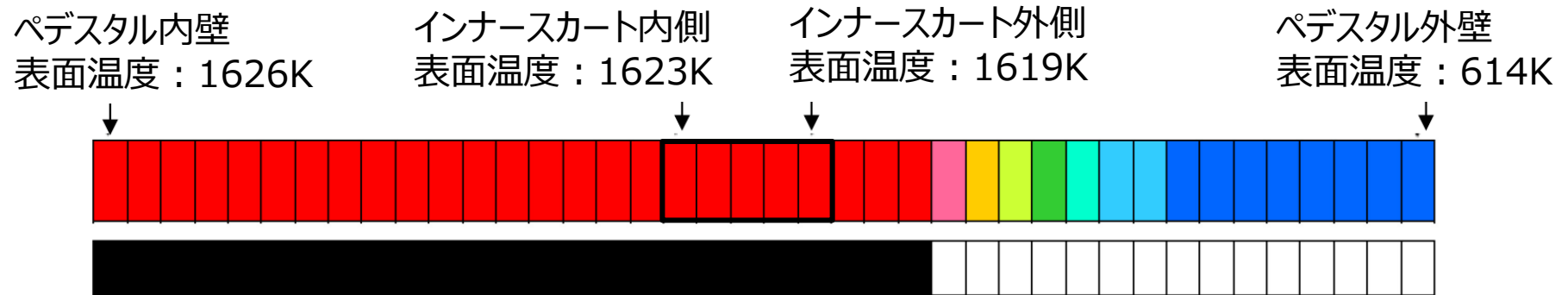
- MAAPコードに備わっている、多層ヒートシンクモデルを用いて、インナースカートを考慮した。
- ただし、幾何形状を単純化していること、インナースカートの周方向、鉛直方向への熱伝導は模擬できないなど、モデル上の制約はある。

(A) 事故進展評価 (1号機) _最終成果

➤ 1号機MCCI侵食解析結果



溶融物がインナースカート内側表面に到達した時間の温度分布 (3/12 17:43)

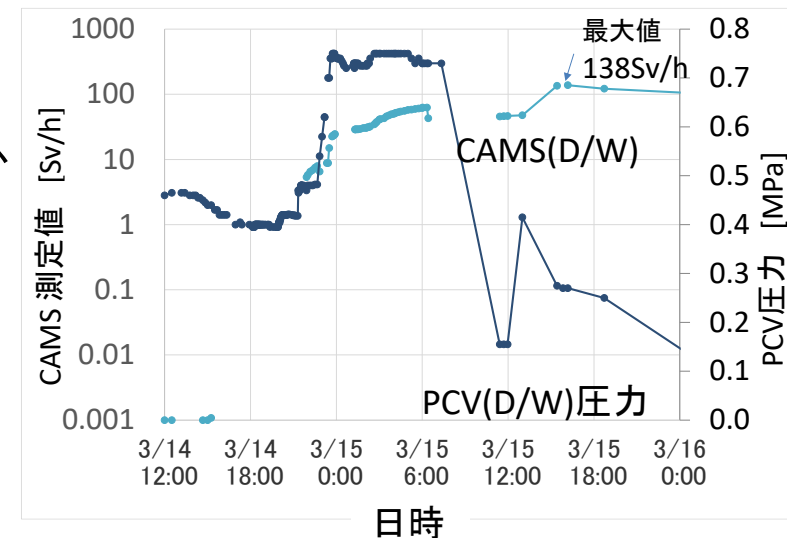


溶融物がインナースカート内側表面に到達した時間から10時間後の温度分布 (3/13 3:43)

- インナースカートを考慮した解析を実施した結果、インナースカート温度（黒枠部）は鉄の融点（1810K）以下の温度にとどまり、MCCIによる侵食が停止した。
- 一方で、インナースカートの反対側のコンクリートが融点（1503K）以上となった。→MCCI2次生成物？

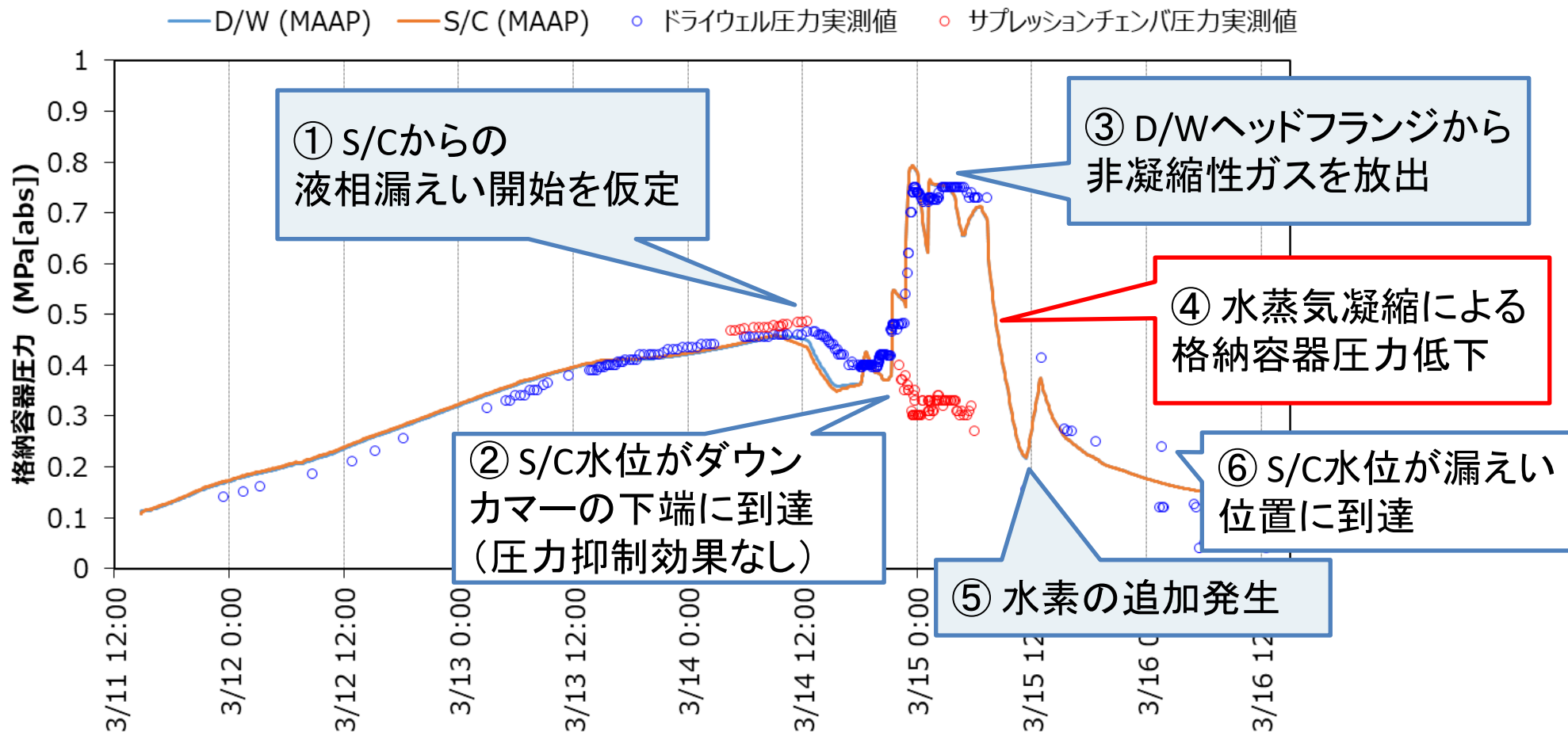
(A) 事故進展評価（2号機）_検討の位置づけ

- 2号機からの放射性物質の環境放出は、事故直後には2号機のPCV圧力低下との関係が指摘されたが、WSPEEDI等の評価では、解析を進めるごとに当該時間帯の放出量評価値が低下している。（環境に放出されたFPの量への影響）
- また、2号機のPCV圧力の再上昇が3/15の13時ごろに、CAMSによる線量率の急上昇が3/15の15時ごろに発生している。このタイミングで、RPVの損傷が発生し、PCV圧力の上昇と線量率の上昇を引き起こした可能性があるが、時間差があることの説明がこれまでついていなかった。（RPV損傷時刻の見極め）
- 2023度の結果から、14日20時頃から15日未明の原子炉圧力の3ピークの後、漏洩孔を設定する場合、非現実的な大きさが必要となることから、2024年度は、それ以前に漏洩が開始したとして、評価を実施する。
- 仮に、ベント管先端がS/C水位の低下により気中に露出した場合、PCV圧力がより上昇しやすい状況となる。そのため、PCV圧力が急激に上昇した、第2ピーク前に露出していた場合、従来の炉心損傷の評価値に影響が出る可能性がある。
（水-Zr反応が少なくなる方向のため、大量のペレット状や切り株状の燃料の存在が否定できなくなる可能性も？）



(A) 事故進展評価 (2号機) _最終成果

➤ 2号機格納容器圧力解析結果



- S/Cの外部冷却による凝縮熱伝達の促進と気相漏えいにより、PCV圧力挙動を再現した。
(S/C水位とS/C外部冷却の関係、非凝縮性ガスの挙動の仮定に不確かさ有り)

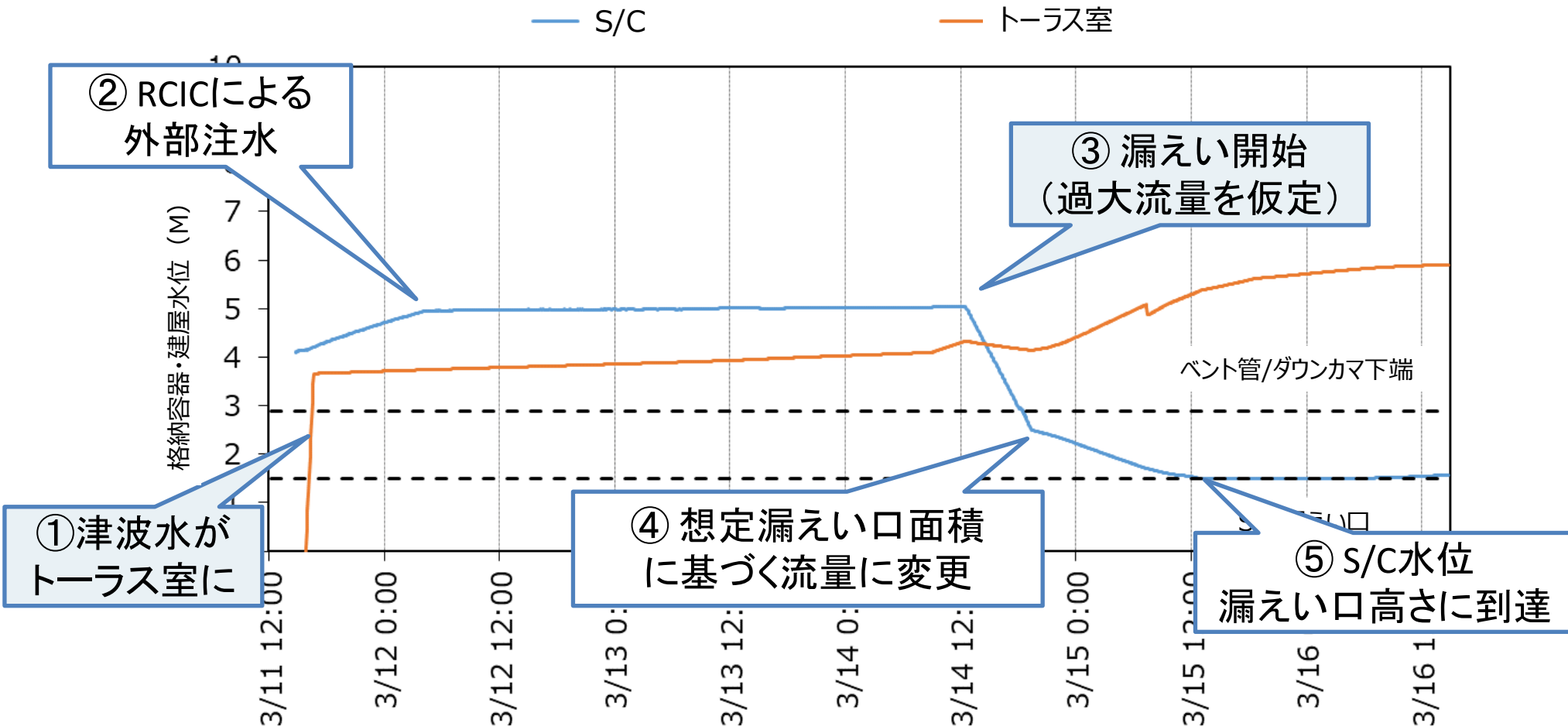
(A) 事故進展評価 (2号機) _最終成果

➤ 2号機格納容器圧力解析結果

- ①におけるS/Cからの漏えい開始時間の設定は、それ以前の期間におけるS/C外部冷却効果を踏まえた格納容器圧力挙動に影響を与えないように、実際の開始時間よりも遅い時間に設定している。
- ③における非凝縮性ガスの人為的な放出は、④の圧力低下速度を実現するために必要な条件として設定した。圧力が一定であることは、蒸気発生量と漏えい量が釣り合っている状況であるが、蒸気発生量に不確かさがあり、非凝縮性ガスの放出量を調整したものである。
- ⑤における水素の追加発生は、非凝縮性ガスの凝縮阻害効果を活用して、格納容器圧力を上昇させるために設定している。この時間帯の溶融炉心の状態や注水量に関する知見がほとんどないため、水-Zr反応により発生する水素量は解析で正しく求めることは難しいことから、手動で水素を格納容器内に注入する操作を実施している。

(A) 事故進展評価 (2号機) _最終成果

➤ 2号機S/C水位解析結果



➤ トーラス室に流れ込んだ津波水の量、漏えい開始時間に不確かさがある。

(A) 事故進展評価 (2号機) _最終成果

➤ 2号機S/C水位解析結果

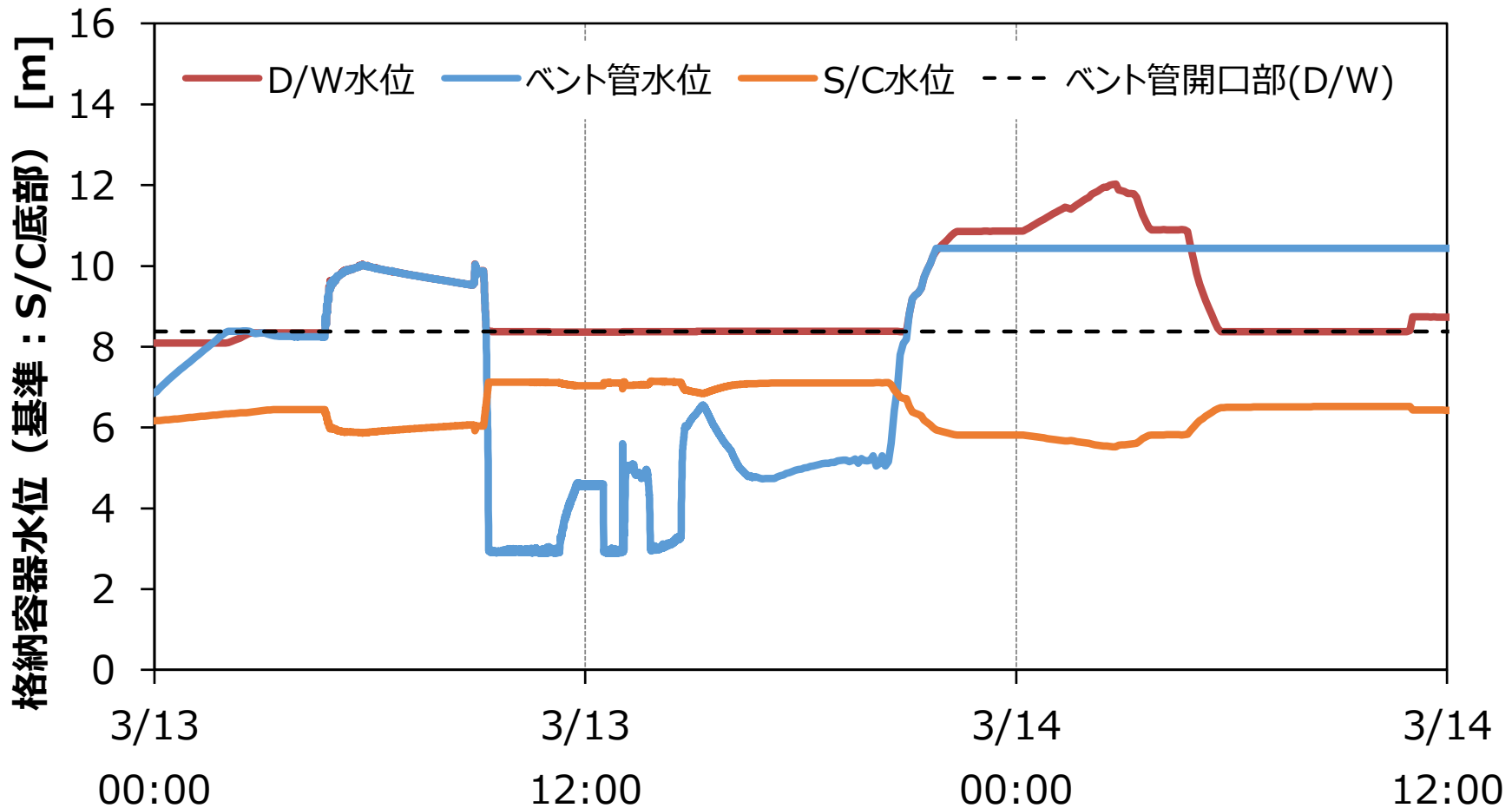
- ①建屋に侵入した津波水が、S/Cを外部から冷却したため、LUHSの状態であっても一部のエネルギーが格納容器外に移送されることになり、格納容器圧力の上昇が、崩壊熱よりも小さかったと推定されている。しかしながら、S/Cの外部冷却モデルは簡易的なモデルであるため、トラス室水位と格納容器圧力を同時に正しく評価することが困難であるため、格納容器圧力をあわせるようにトラス室水位を調整している。
- ③の漏えい開始点は、漏えいを想定しない状況で調整したトラス室水位を再利用するために、あえて、遅い時間を採用している。そのため、実際に存在する漏えい孔の大きさと比較して、過大な漏えい流量を設定している。④の時点に達するまでは、S/C内水位の事故進展への影響はないため、過大な流量設定によって問題が発生することは無い。また、その水位変化の傾きから考えて、事故後のある時点を設定すれば、⑤の時点での水位に整合する漏えい開始時刻は存在しうると考えられるため、本目的に照らして、過大な漏えい流量を設定することに不合理な点はない。

(A) 事故進展評価（3号機）_検討の位置づけ

- 3号機は2回のベント実施時に、炉心損傷時に発生した水素の大部分を放出している。
（4号機の水素爆発の原因）
- そのため、3号機の水素爆発に寄与した水素は、ベント以降に発生したと考えることが妥当である。一方で、現在の解析コード体系では炉心損傷以降に水素が発生するメカニズムは、MCCIによるコンクリート侵食時に発生するとされており、14日早朝の溶融炉心のPCVへの落下から、11時ごろの水素爆発の間隔は、十分な水素が供給できるほど大きくない。また、高く積みあがった堆積物からは、MCCIによる侵食は大きくないように見える。
- ただし、溶融炉心が水中に落下する場合、細粒化等により表面積が増加することで、反応しきっていない金属Zrが反応し、水素が発生する可能性があるため、溶融炉心の落下時にPCV床に水位があるかどうかは重要な論点であった。また、細粒化は同時にMCCIによる侵食量を低減させる効果もある。
- 2023年度の検討により、溶融炉心の落下時にPCV床に水位があったと評価されているため、2024年度は、溶融炉心の落下時刻の精度向上のため、タスク(B)へ提供するための解析を実施する。

(A) 事故進展評価 (3号機) _最終成果

➤ 3号機格納容器水位解析結果



- 2023年度不十分であった、D/W圧力 < S/C圧力時のDW内水位形成を再現した。
- 3/14AMの溶融燃料デブリ落下時にもベント管開口部までの水位が残存した。

3.2.2 (B) RPV損傷状況の把握

3.2.2 (B) RPV損傷状況の把握

概要と目的 <公募要領より抜粋>

- 事故進展解析コードの評価、模擬溶融試験、流動シミュレーションの評価等を通して、事故時の燃料の溶融、RPVの損傷、燃料デブリの流出・拡大等の過程の妥当性を検証します。
- PCV内部調査の結果、事故進展解析コードの評価、模擬溶融試験の結果等を基にRPVの損傷部位と溶融物・燃料デブリの現実的な移行シナリオを設定し、RPVから流出する炉心物質の移行挙動を流動シミュレーションにより評価します。

実施方法とアウトプットイメージ

- 1、3号機を対象に、事故進展におけるRPVの損傷の過程を推定する。そのために、2023-2024年度の2カ年計画により、以下のアウトプットを得る：
 - 1、3号機実機の設計情報を考慮し、解析モデルの構築を行い、熱流動・構造連成解析を行う。これにより、RPVの損傷位置を示す。
 - 構造解析に供する材料強度特性式（クリープ破断式など）を整備する。そのために、超高温条件下の材料試験データを取得する。

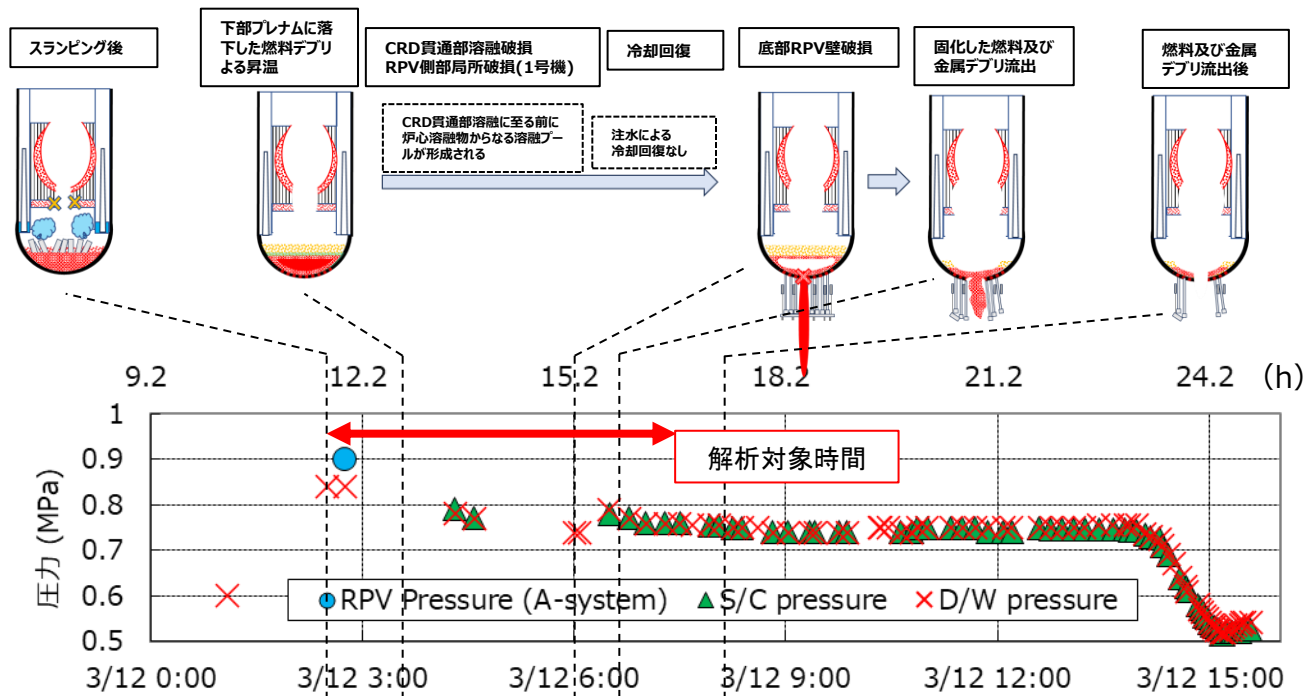
成果の反映先

- 本項目の結果から推定される下部ヘッドバウンダリー破損箇所を提示し、タスク(C)の炉心物質移行挙動評価のインプット条件及びタスク(D)の3D推定図へ反映する。

(B) 事故進展解析結果 (1号機)

事故時のプラントデータより、炉心物質の下部プレナムへの移行はD/W圧力の上昇からスクラム後およそ12時間の3/12 3:00前であると考えられる。また、スクラム後およそ15時間後の3/12 6:00過ぎから約25分の間にD/W圧力が上昇しており、このタイミングでRPVが破損し約25分という短時間に高温の燃料デブリが移行したと考えられる。よって、スクラム後12時間から破損が予測されるまでの解析を実施した。

- 注水はRPV下部プレナムにおける堆積デブリまで届かなかったものと仮定した。

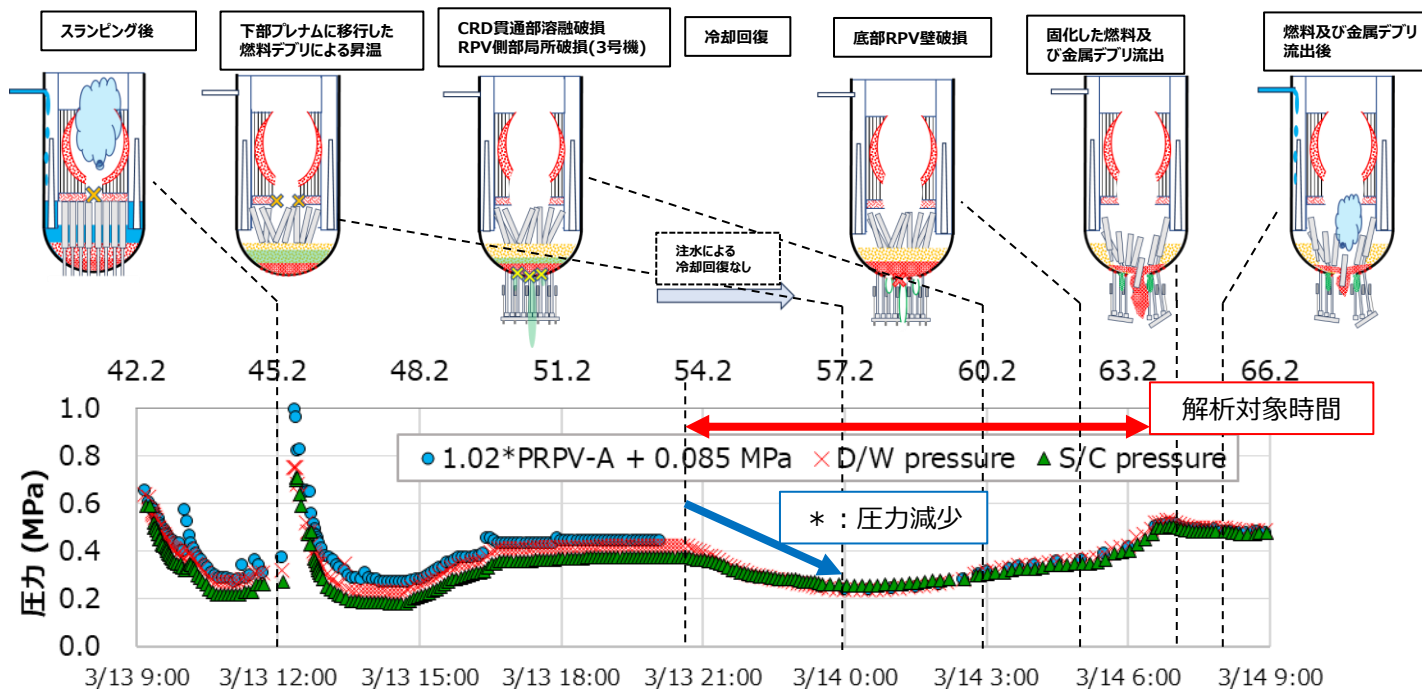


(B) 事故進展解析結果 (3号機)

事故時のプラントデータより、炉心物質の下部プレナムへの移行は各圧力の上昇からスクラム後およそ45.5時間の3/13 12:30前であると考えられる。またスクラム後およそ64時間後の3/14 6:30まで各圧力が上昇しており、このタイミングまでにRPVの大規模破損があり燃料デブリのペDESTALへの移行が起こったと考えられる。

一方、注水影響は下部プレナムにおける堆積デブリまでの到達量が不確かであるため、注水による顕著な蒸気発生がなくなったと推定される54時間を計算開始時刻として破損が予測されるまでの解析を実施した。

- 注水記録と圧力データの変化を参照すると、54時間以降では圧力の減少が見られる(*)ことから、液相状態の冷却材が下部プレナムにおける堆積デブリまで到達していない状況だったと推定した。



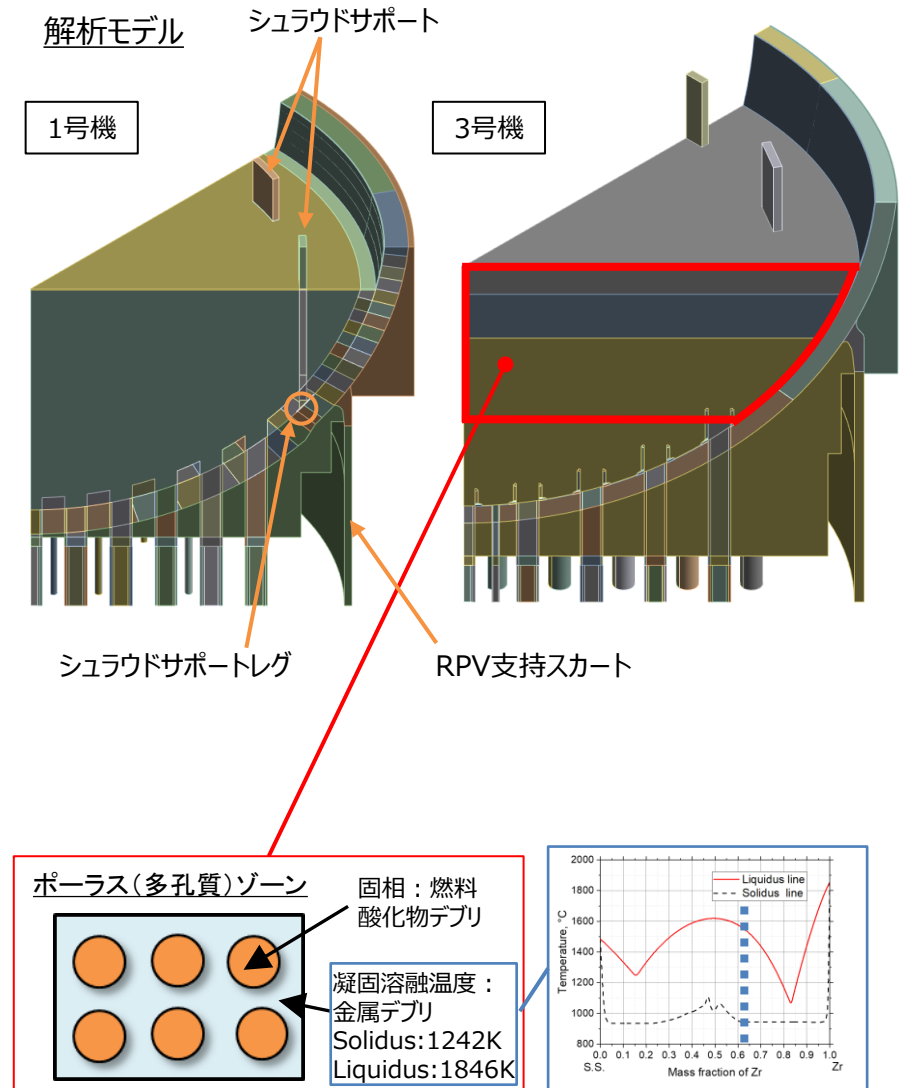
(B) 熱流動の解析体系

- ◆ 解析範囲は下部プレナムに堆積したデブリ（燃料デブリと金属デブリの混合物）、下方に延びる配管と支持スカート、保温材内側
- ◆ 1/8セクターとしてモデル化し、対称性の観点から溶接部を含むセクターを解析対象とし選定
- ◆ RPVが破損すると考えられる段階では、炉内構造物（側部のシュラウドサポートレグは除く）の多くは融点を超えて溶融するため、炉内構造物と燃料デブリを一様な物質で表現し、これが温度に応じて溶融・対流するものとし評価

デブリ堆積領域の扱い

下部プレナムに移行したデブリは燃料デブリと金属デブリの混合物であり、燃料酸化物の融点は金属酸化物と比較して高い。よって、各号機では以下のようにモデル化した。

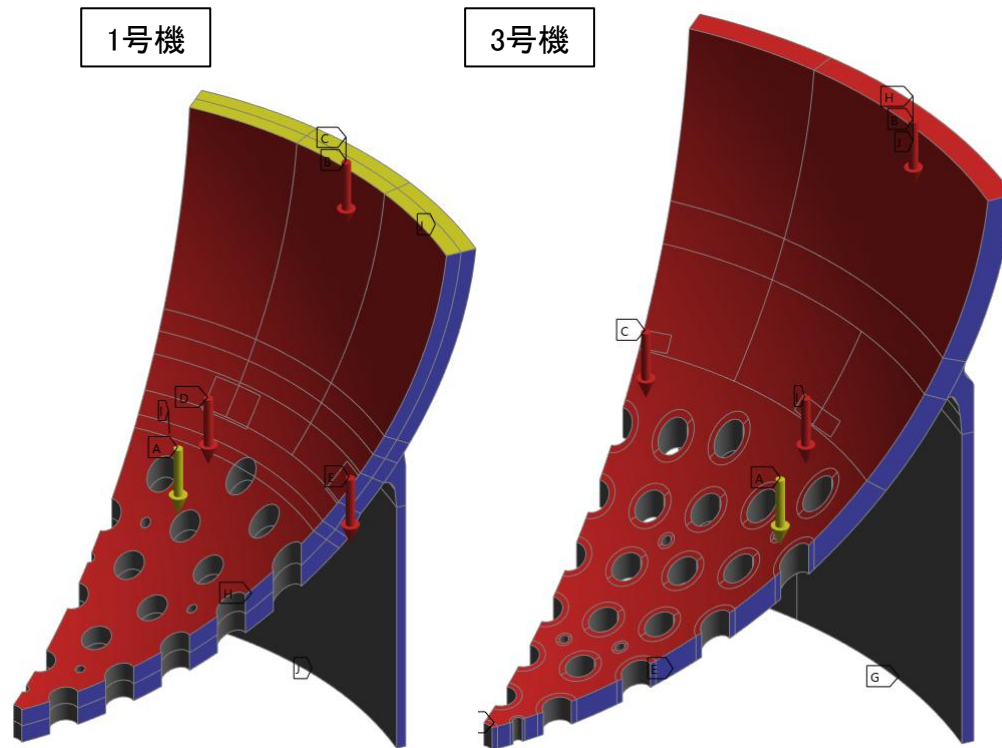
- ◆ 1号機では、デブリ堆積領域の最高温度は燃料酸化物の融点以上となる傾向である。よって、酸化物溶融プール（金属デブリと燃料デブリと各酸化物が混ざった状態）を形成するとして、その凝固溶融を設定し、モデル化した。
- ◆ 3号機では、デブリ堆積領域の最高温度は金属デブリの融点以上かつ燃料酸化物の溶融以下となる傾向である。よって、燃料酸化物デブリを固相としたポーラスゾーンと金属デブリの凝固溶融を設定し、モデル化した。また、金属デブリの固相線・液相線温度と物性は移行したデブリ全体のマスバランスを検討し、設定した。



(B) 構造連成の解析体系

- ◆ 熱流動解析の温度出力をモデル全体に温度条件として反映し、片方向連成解析を実施。
- ◆ 堆積デブリは静水圧荷重として反映し、直接モデルとして扱わない。
- ◆ 材料特性と熱流動解析結果から、炉内構造物の溶融はRPV破損進展より先であるとして、RPVとスカートのみで解析モデルを作成。
- ◆ メッシュは熱流動解析と同一ではなく、構造解析に適したものを新たに生成。

1号機と3号機は以下のように、RPVの大きさや厚み、配管貫通部の数に保温材とRPVの距離などが異なる。



(B) 高発熱密度層と酸化物連続層

高発熱密度層（1号機）

MAAP出力では、炉心の酸化物燃料は下部プレナム移行時に熔融状態であり、熔融した燃料酸化物が先行して落下すると考えられる。これにより発熱源の燃料酸化物の偏りを想定し、堆積したデブリ（燃料デブリ、金属デブリを総称して、用語説明を参照）底部に高発熱密度層を設定した。

酸化物連続層（3号機）

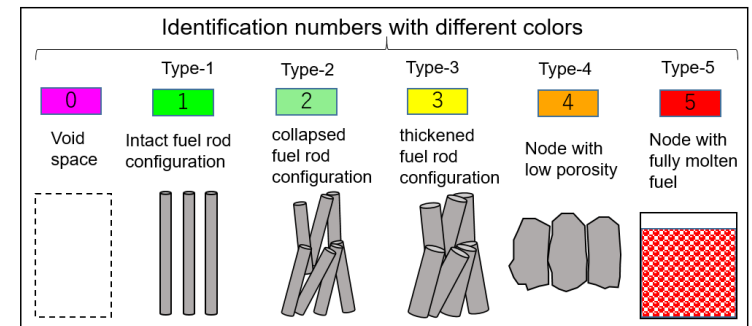
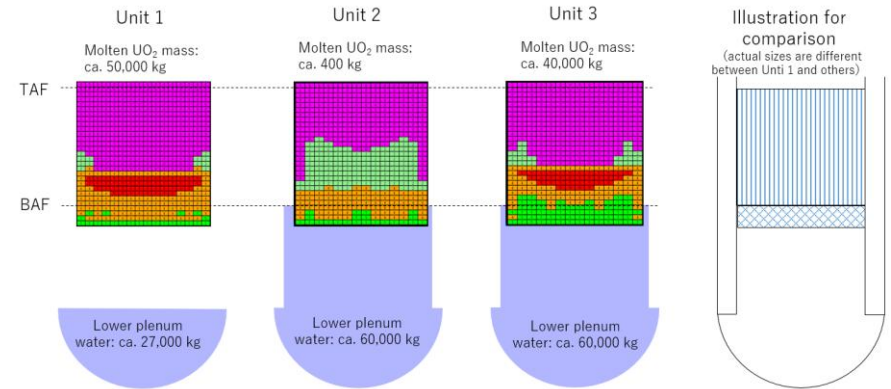
右図のようにMAAP出力では、炉心の酸化物燃料は下部プレナム移行時に熔融状態であった。FARO試験^[1]より、熔融状態の燃料酸化物が冷却水に落下した際、RPV最底部に燃料酸化物の連続層が形成されと考えられる。その上には粒子状に堆積した燃料酸化物とその隙間に入り込む金属デブリによりポーラス状に堆積する領域になると考えられる。

酸化物連続層は、その上のポーラスゾーンよりも燃料デブリの含有割合が大きいのので、発熱密度も大きくなる。また、酸化物連続層はその融点が高く、3号機のRPV破損までの段階では熔融に至らず、固相としてふるまう。

解析体系としての扱い

これらの領域はCADモデルとして独立して作成せず、下部プレナムにおける堆積デブリを分割して生成した。

スランピング直前の炉心状態模式図の比較^[2]



[1] D. Magallon, et al., "Lessons learnt from FARO:TERMOS corium melt quenching experiments", Nuclear Engineering and Design, 189 (1999) 223-238.

[2] I.Sato, et al., "MAAP code analysis for the in-vessel phase of Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station Unit 1 and comparison of the results among Units 1 to 3", Nuclear Engineering and Design, Vol.422, June 2024, 113088 (<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113088>)

(B) デブリ量と発熱量の設定 (1号機)

下部プレナムにおけるデブリ堆積量

プラント圧力データとMAAP出力より、解析対象時間内に炉心から下部プレナムに移行した炉心物質の量は変化しないと仮定した。その物量は、MAAP出力の堆積デブリ高さから設定した。この時に解析モデル内のデブリ領域とMAAP出力から算出される堆積デブリの体積が一致することを確認した。

スクラム後約11.7時間までに移行した堆積デブリを高発熱密度層、それ以後に移行した堆積デブリを低発熱密度層とした。

発熱量

総発熱量は、MAAP出力の下部プレナム炉心崩壊熱をセクター分割に合わせ1/8とした。

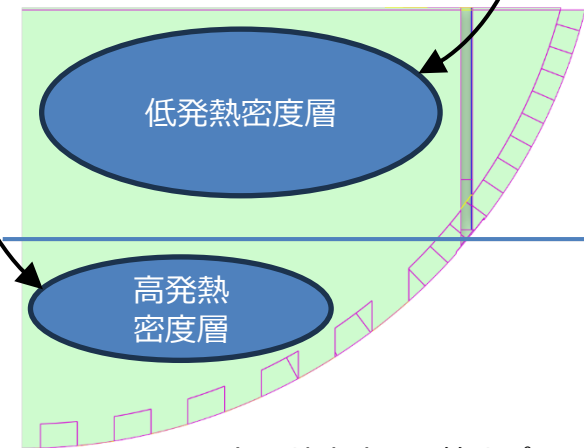
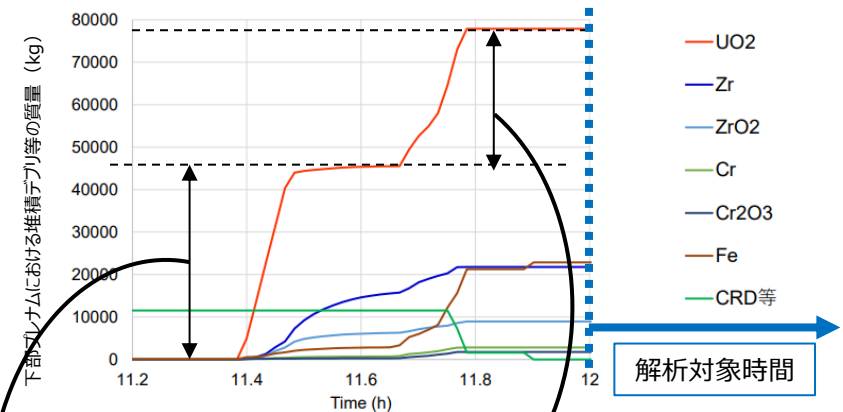
高発熱密度層の発熱量は「下部プレナムに移行した全UO₂の質量のうち、高発熱密度層に含まれる割合」＝「総発熱量（崩壊熱）のうち、高発熱密度層に与える発熱量の割合」であるとして下表＊で算出した。低発熱密度層の発熱量は、その残りとした。

各層ごとに発熱量を体積で割ることで時間変化する体積発熱量とし、ソース項として設定した。

1/8セクターモデルでの各領域のパラメータ

堆積デブリ領域	堆積高さ [m]	領域体積 [m ³]	最大発熱量 [MW]	最大体積発熱量 [MW/m ³]
高発熱密度層	0.860	0.6039	0.5490	0.9091
低発熱密度層	1.83	1.727	0.3142	0.1819

下部プレナムへと移行した炉心物質のコンポーネントごとの質量及び下部プレナム内のCRD等構造材の質量の時間変化



高発熱密度層の算出パラメータ

体積 [m ³]	UO ₂ 質量 [kg]	堆積高さ [m]	* : 移行UO ₂ の 総質量に占める割合
4.88	48762	0.860	62.6%

(B) デブリ量と発熱量の設定 (3号機)

多段階での炉心物質移行と下部プレナムにおける堆積量

MAAP出力より、炉心から下部プレナムへの炉心物質移行は三段階で起きたと想定した。各段階ごとの移行量はMAAP出力の堆積デブリ高さから設定した。実機解析モデルとMAAP出力から算出される堆積デブリの体積は一致している。酸化物連続層の堆積量は、内部調査の結果から設定した。

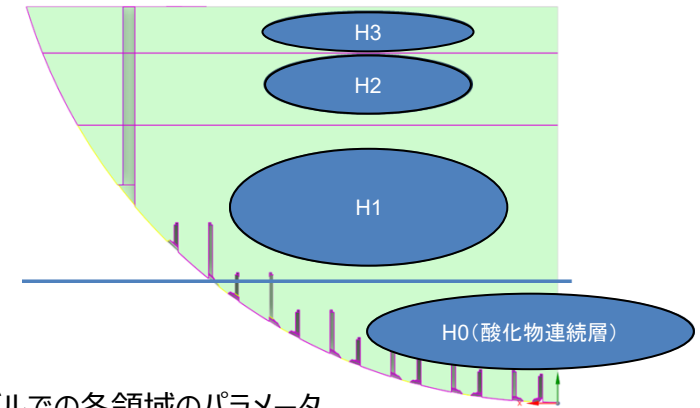
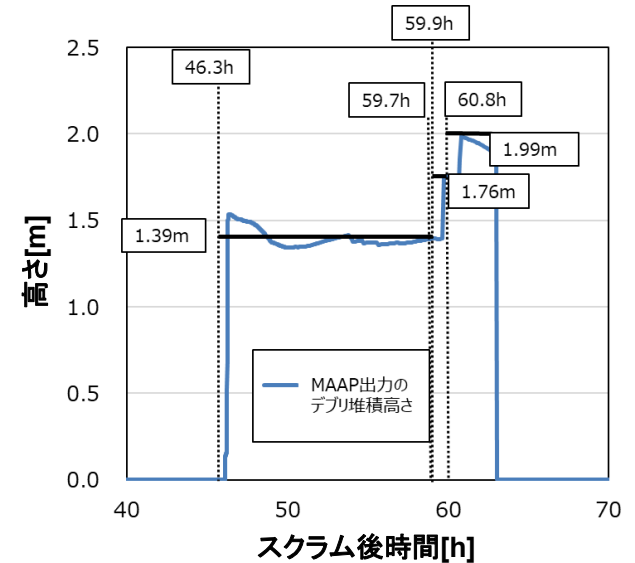
発熱量

総発熱量は、MAAP出力の下部プレナム炉心崩壊熱をセクター分割に合わせ1/8とした。

各領域での発熱量は以下のように算出した。

- ・発熱量と体積は各段階の増加量から個別に算出
- ・発熱量は最大値で固定し以後の減少を反映しない
- ・堆積デブリ量の変更時に、それまでに減少した発熱量を補うように補正

酸化物連続層の発熱量は1号機と同様にMAAP出力の UO_2 質量の割合から算出するものとし、組成割合はMAAPの46.3時間で初期に増加した割合と同一とした。



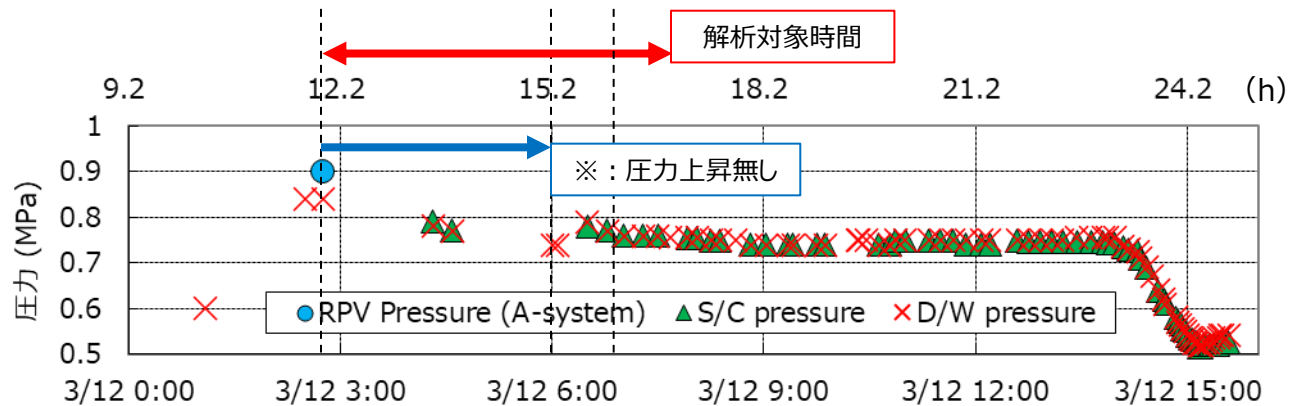
1/8セクターモデルでの各領域のパラメータ

堆積デブリ領域	堆積高さ [m]	領域体積 [m ³]	最大発熱量 [MW]	最大体積発熱量 [MW/m ³]
H0領域	0.321	0.09358	0.04952	0.5292
H1領域	1.39	1.613	0.4920	0.3050
H2追加領域	1.76	0.8814	0.1597	0.1812
H3追加領域	1.99	0.6232	0.07885	0.1265

(B) 注水による影響

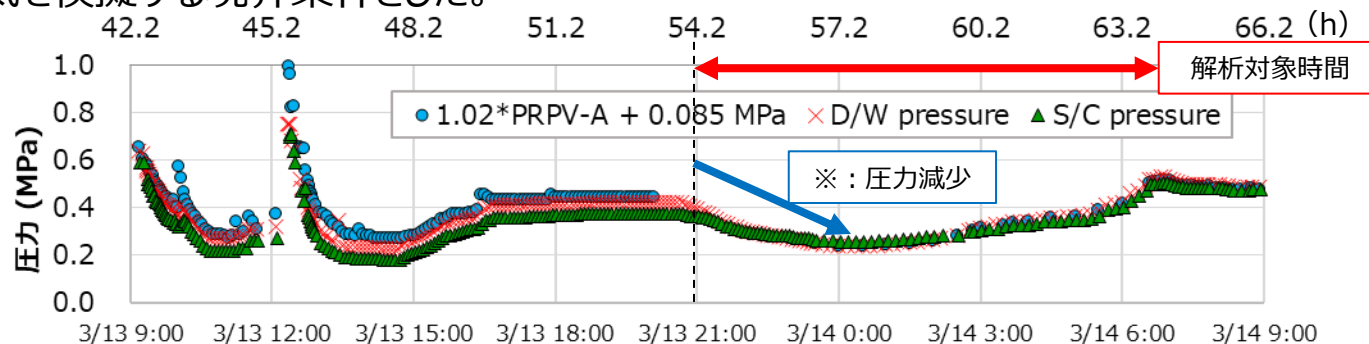
1号機解析への注水影響の検討

注水は、RPV下部プレナム内に移行した炉心物質まで届かなかったものと仮定した。よって、炉内は過熱蒸気雰囲気気を模擬する境界条件とした。



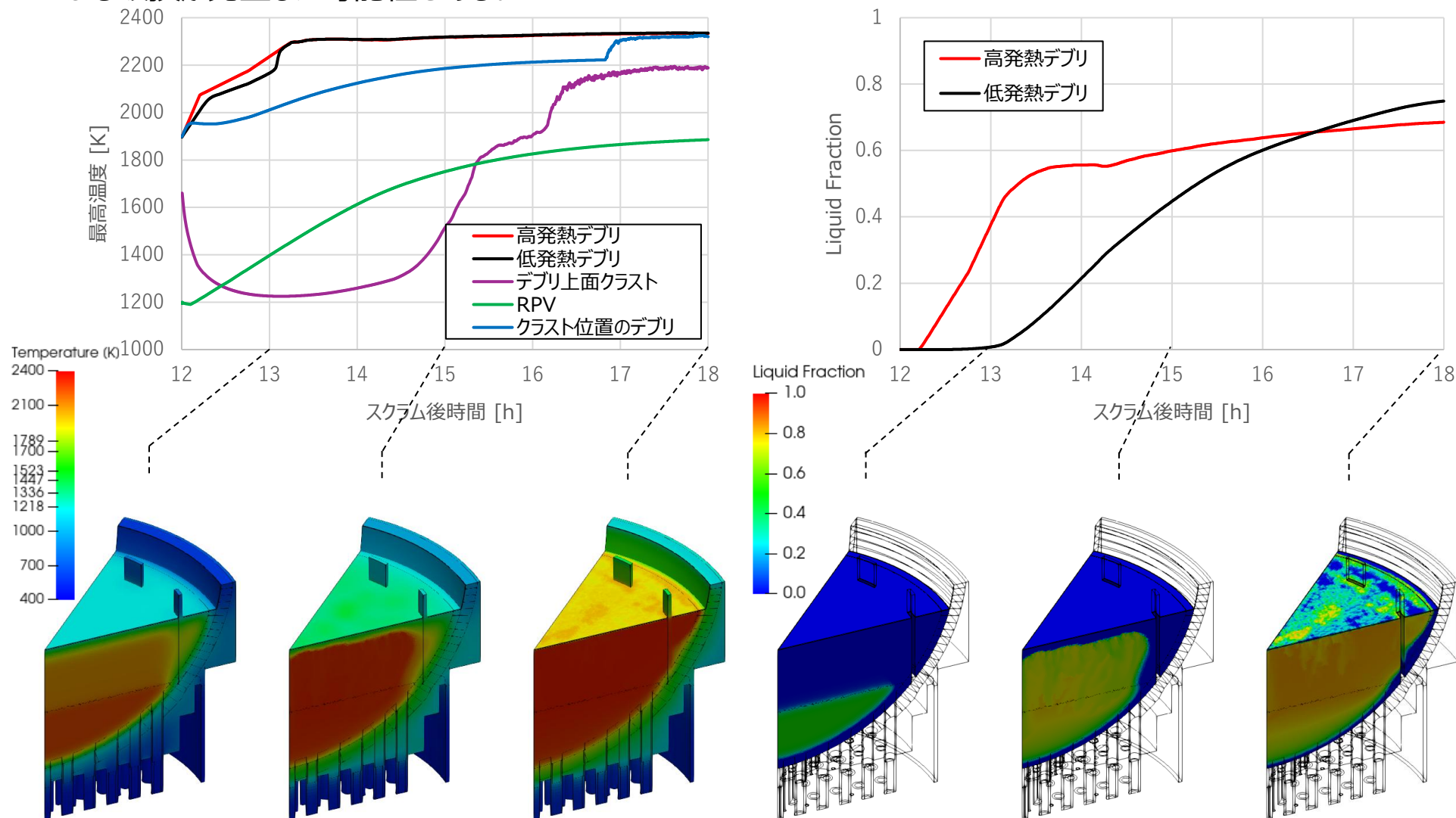
3号機解析への注水影響の検討

プラント圧力データよりスクラム後54時間からRPV圧力（補正圧力^[1]）やD/W圧力の低下が見られ、これは顕著な蒸気発生がなくなった傾向だと推測できる（※）。本報告で扱うケースは54時間を計算開始時間とし、注水によるRPV下部プレナムに移行した炉心物質の冷却が生じない条件を想定した。よって、炉内は、1号機と同様に過熱蒸気雰囲気気を模擬する境界条件とした。



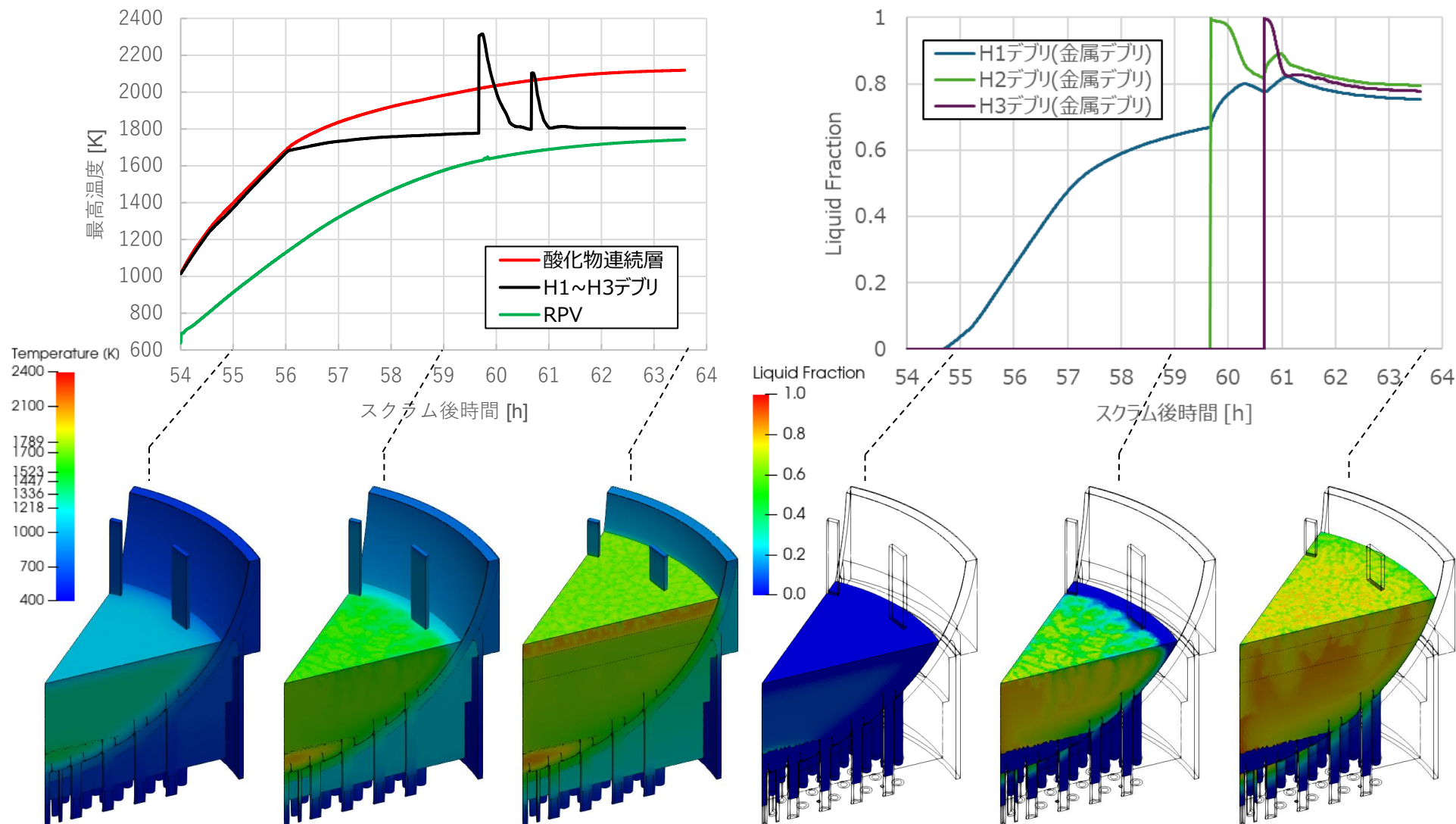
(B) 熱流動解析結果（1号機）

温度上昇や堆積デブリの溶融進展は飽和傾向が見て取れる。RPV温度は融点（1789K）を超えるため、溶融による破損が発生した可能性もある。



(B) 熱流動解析結果 (3号機)

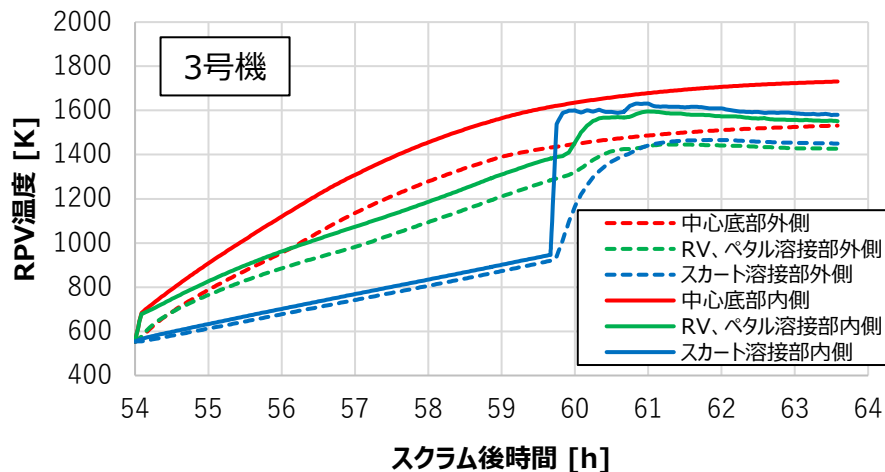
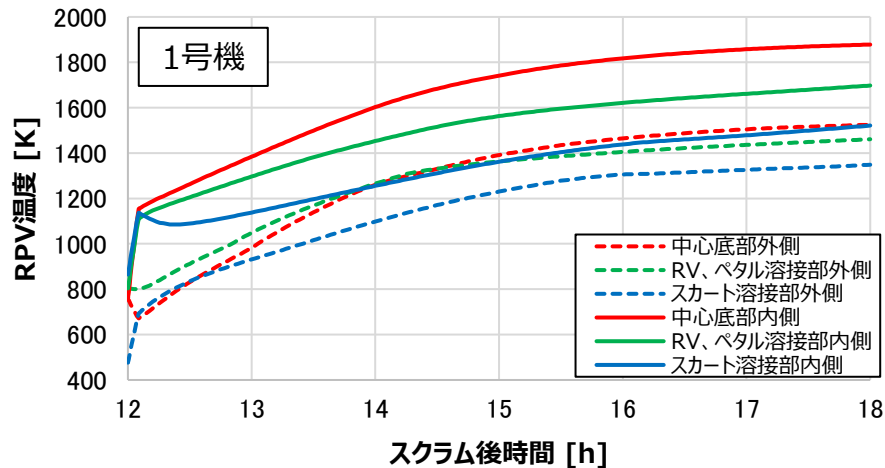
温度上昇や堆積デブリの溶融進展は飽和傾向が見て取れる。RPV温度は融点（1789K）以下で飽和する傾向のため、溶融による破損は発生しなかったと考えられる。



(B) 熱流動解析結果の比較

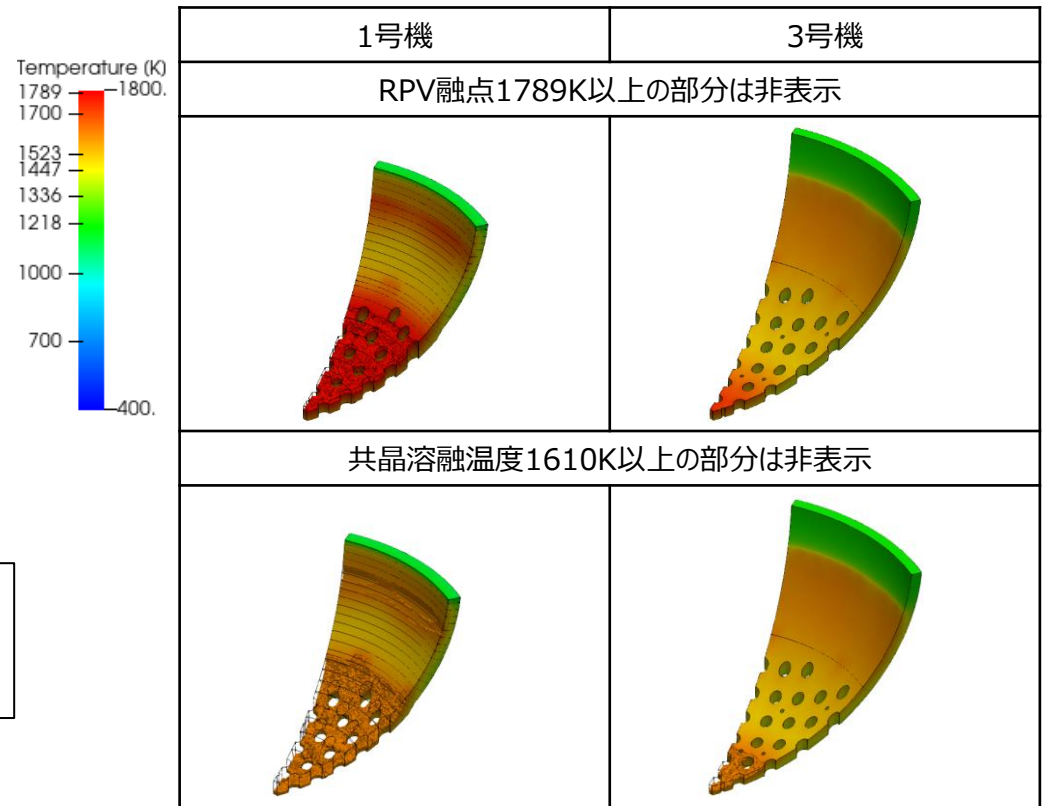
RPV温度の時間変化

境界条件や堆積デブリ領域の想定が異なるため最高温度に差が出ており、1号機の方が高温となる。



破損時の温度分布

1号機と3号機共にRPVの内面と外面の温度変化は飽和状態に近くなっていくが、1号機と3号機ではRPVの厚みが異なるため、1号機の方が内外面の温度差が大きい傾向となる。厚みの差が1.4倍以上と大きい中心底部で約200Kの差がある。一方、厚みの差が1.2倍以下と比較して小さいスカート溶接部より外側では、50K以下である。



(B) 構造解析の荷重拘束の検討

炉内構造物の荷重

RPV胴部とシュラウドサポートレグへの炉内構造物による荷重について、設計情報より下表のように荷重先を分類し、合計荷重を算出して設定した。

CRD・ICMハウジングへの荷重は、破損進展までに溶融することを想定して堆積デブリによる静水圧に加算することで考慮した。

静水圧荷重

堆積デブリ質量にCRD・ICMハウジングへの荷重を加え、領域体積で割って算出した密度で静水圧を設定した。

シュラウドサポートレグの溶融破損の考慮

熱流動解析よりシュラウドサポートレグは融点以上となるため、RPV破損より前に破損し、そこへの荷重は別の場所に移行すると考えられる。一方、内部調査を考慮すると全てのシュラウドサポートレグが完全に消失したとは考えづらい。よって、本解析では、シュラウドサポートレグの破損が起きず健全なパターンと、共晶反応により低下した融点で全壊した（非健全）パターンの2つの解析を行うことで、現実起きた事象はそれらの間になると想定した。

炉内構造物の荷重先の分類

荷重先	CRD・ICMハウジング	シュラウドサポートレグ	RPV胴部
荷重となる 炉内構造物	制御棒	炉心支持板	蒸気乾燥器
	制御棒案内管	上部格子板	RPV自重
	燃料支持金具	シュラウドヘッド	
	燃料集合体	炉心スプレースパージャ	
		炉心シュラウド	
		汽水分離機	
		ジェットポンプ（*）	

*溶融後の移行先は設計情報から検討し、*のジェットポンプのみ半分がRPV胴部へ移行し、その他は全てCRD・ICMハウジングへ移行すると想定した。

構造解析での荷重先

シュラウドサポートレグ健全	シュラウドサポートレグ非健全
静水圧	静水圧
RPV胴部	RPV胴部
シュラウドサポートレグ	静水圧
シュラウドサポートレグ	静水圧とRPVへ1：1

(B) 構造解析に用いる材料特性と破損クライテリア

クリープ変形に関する特性式とLMPによる破断式は、材料である炭素鋼の変態点を考慮して三区分で設定した

材料特性

Kachanov-Rabotnovモデルを適用し、以下のようなクリープ変形をUPFを用いて設定した。

$$d\omega_i = B \frac{\sigma^k}{(1 - \omega_{i-1})^l} \times dt, k = l$$

$$\omega_i = \omega_{i-1} + d\omega_i \times (t_i - t_{i-1})$$

$$d\varepsilon_i = A \left(\frac{\sigma}{1 - \omega_i} \right)^n \times dt$$

$$\varepsilon_i = \varepsilon_{i-1} + d\varepsilon_i \times (t_i - t_{i-1})$$

温度範囲	A	B	n	k	l
T ≤ 720℃ (993K)	5.417×10^{58} $\exp(-1.208 \times 10^6/RT)$	4.599×10^{36} $\exp(-8.0267 \times 10^5/RT)$	2.525	2.774	2.774
720℃ < T ≤ 830℃ (993K < T ≤ 1103K)	1.205×10^1 $\exp(-1.340 \times 10^5/RT)$	1.977×10^3 $\exp(-1.812 \times 10^5/RT)$	3.130	3.18	3.18
T > 830℃ (1103K)	1.620 $\exp(-1.334 \times 10^5/RT)$	3.354×10^{-2} $\exp(-8.292 \times 10^4/RT)$	3.324	3.045	3.045

t : 時間(h)、σ : 応力(MPa)、ε : ひずみ(-)、ω : 損傷係数(-) (損傷係数ωは1で破断)

破損クライテリア

以下の二次式を適用したLMPによるクリープ破損 (DC) を評価した。また、破損による炉心物質移行挙動に着目することから、引張応力のみで評価することとし、正の最大主応力のみで計算することとした。

$$LMP = (T + 273.15)(C + \log t_r) = A + B \log \sigma + D(\log \sigma)^2$$

$$\log t_r = \frac{A + B \log \sigma + D(\log \sigma)^2}{T + 273.15} - C = \frac{LMP}{T + 273.15} - C$$

$$t_r = 10^{\left(\frac{LMP}{T+273.15} - C\right)}$$

温度範囲	T ≤ 720℃ (993K)	720℃ < T ≤ 830℃ (993K < T ≤ 1103K)	T > 830℃ (T > 1103K)
C	20.05	2.69	8.70
A	21882.45	7366.37	17274.83
B	1743.35	-732.30	-4648.61
D	-1491.68	-971.87	78.46
応力下限	14.5MPa	6.9MPa	1.7MPa

温度 : T(℃)、応力 : σ(MPa)、t_r : 破断時間(h)

(B) 最大主応力と温度 (1号機)

シュラウドサポート健全・非健全

シュラウドサポートレグの想定状態にかかわらず、温度条件は同一である。

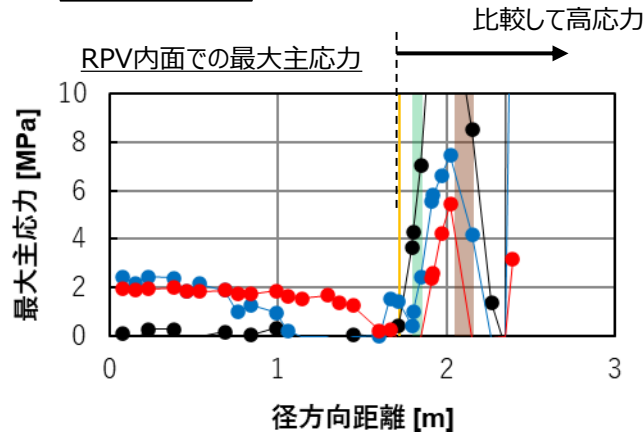
共通する傾向として、CRDの最外周距離より外側の側部ではスカートリング溶接部などで内側よりも応力が高いが、その一方で温度は低い。これは、中心側では高温なためクリープ変形が進み応力緩和の影響が大きくなるのに対し、側部では低温なためクリープ変形が小さく応力緩和の影響が小さいためだと考えられる。

シュラウドサポートレグの健全と非健全を比較すると、シュラウド非健全の方が静水圧が大きくなるため全体的に応力が高くなる傾向が見て取れる。また、位置ごとの応力の傾向は類似している。

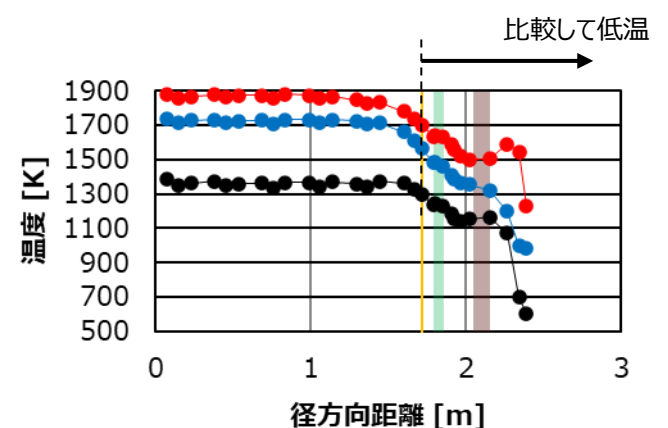
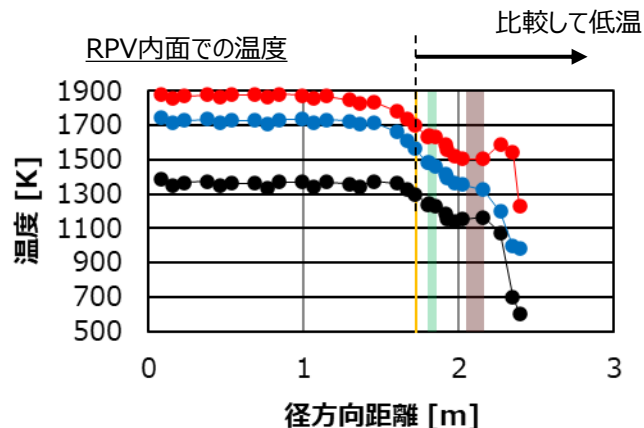
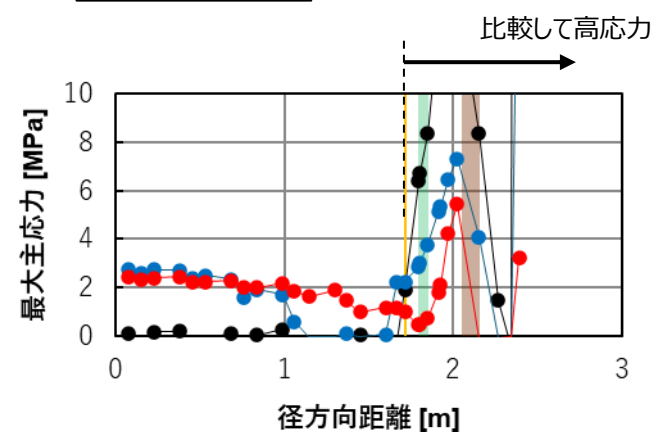
構造物位置 → スカートリング
スクラム後時間 → 13.0h

シュラウドサポートレグ CRD最外部
15.0h 18.0h

シュラウド健全



シュラウド非健全



(B) 破損判定 (1号機-シュラウドサポートレグ健全①)

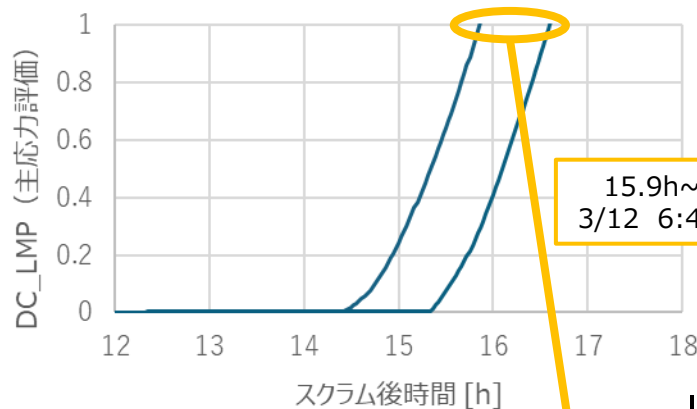
DC LMP (主応力評価) RPV融点考慮

主応力を用いたLMPによる損傷評価は、グラフのようになった。右図緑枠は、解析最終時間スクラム後18.0時間に破損に至った出力点を結んだもので、概ねその破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で15.9時間に破損判定となるが、18.0時間までに外面では破損判定に到達しなかった。

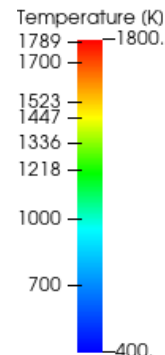
一方、本解析では溶融や破損によるRPV減肉を模擬していないため、実際の破損進展はより加速すると考えられる。そこで、厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、17.3時間に貫通破損と判定できる。これはスクラム後15時間後の3/12 6:30過ぎにRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータと比較し、遅いものとなった。

RPV内面での損傷評価



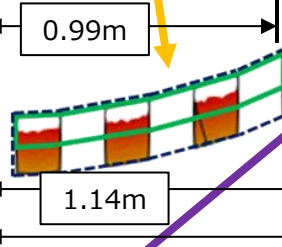
シュラウドサポートレグへの荷重は一定

融点1789K
以上の部分は
非表示



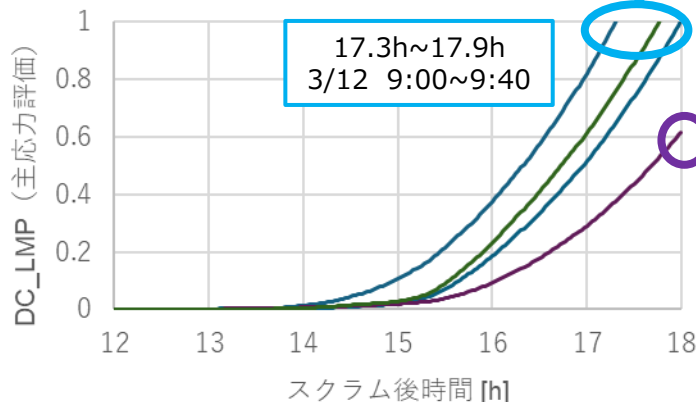
スクラム後時間 [h]

DC>1で破損する範囲
厚み中間まで破損し
拡大が推測される範囲

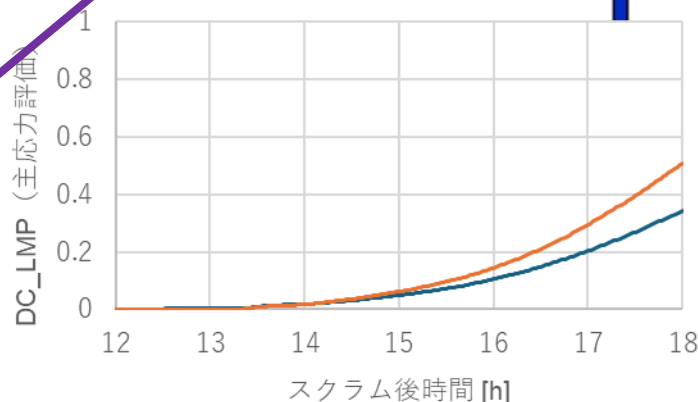


間が抜けて
破損する点

RPV厚み中間での損傷評価



RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 2 : CRD1、2本目の中間
- 10 : CRD4本目側面
- 11 : CRD4、5本目の中間
- 12 : CRD5本目中心側面

(B) 破損判定 (1号機-シュラウドサポートレグ健全②)

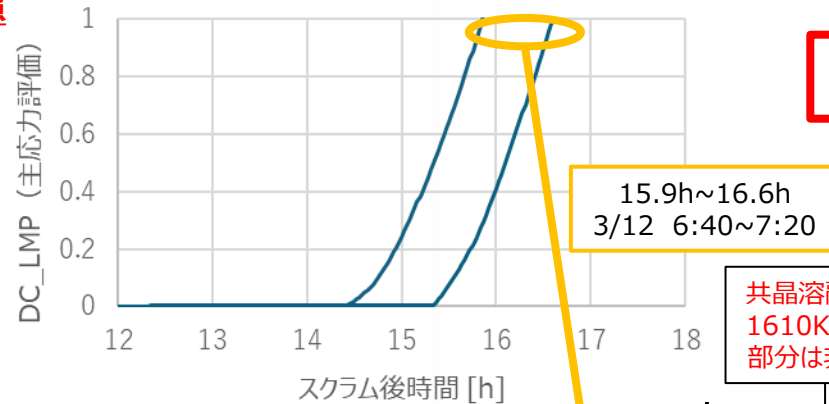
DC LMP (主応力評価) 共晶溶融温度考慮

主応力を用いたLMPによる損傷評価は、グラフのようになった。右図緑枠は、解析最終時間スクラム後18.0時間に破損に至った出力点を結んだもので、凡その破損範囲と考えられる。

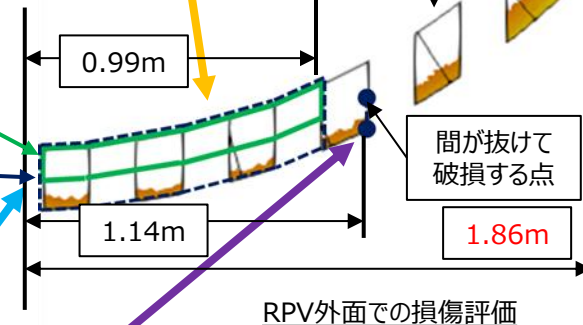
中心底部では内面で15.9時間に破損判定となるが、18.0時間までに外面では破損判定に到達しなかった。

一方、本解析では溶融や破損によるRPV減肉を模擬していないため、実際の破損進展はより加速すると考えられる。そこで、厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、17.3時間に貫通破損と判定できる。これはスクラム後15時間後の3/12 6:30過ぎにRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータと比較し、遅いものとなった。

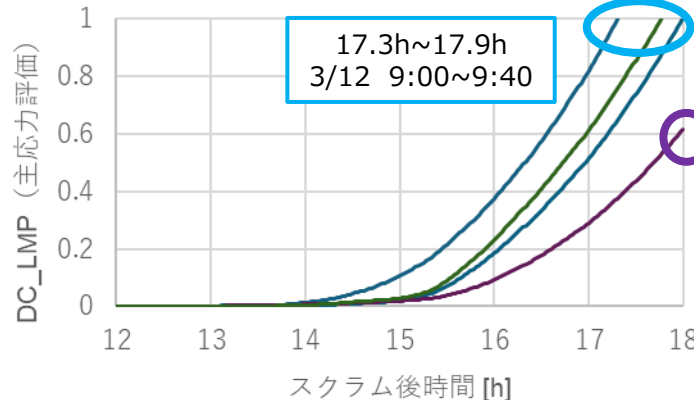
RPV内面での損傷評価



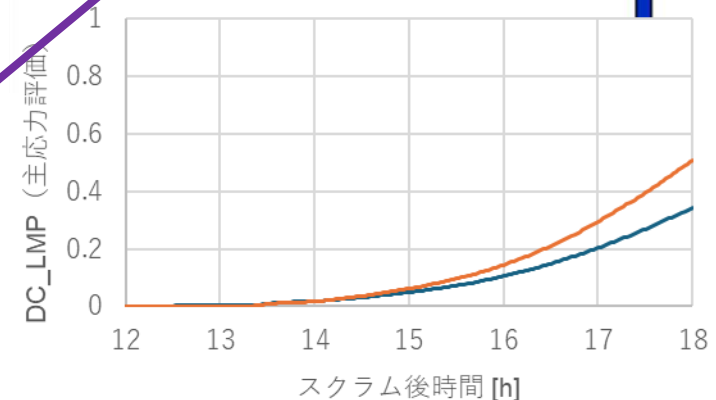
DC>1で破損する範囲
厚み中間まで破損し
拡大が推測される範囲



RPV厚み中間での損傷評価

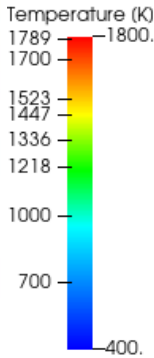


RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 2 : CRD1、2本目の中間
- 10 : CRD4本目側部面
- 11 : CRD4、5本目の中間
- 12 : CRD5本目中心側面



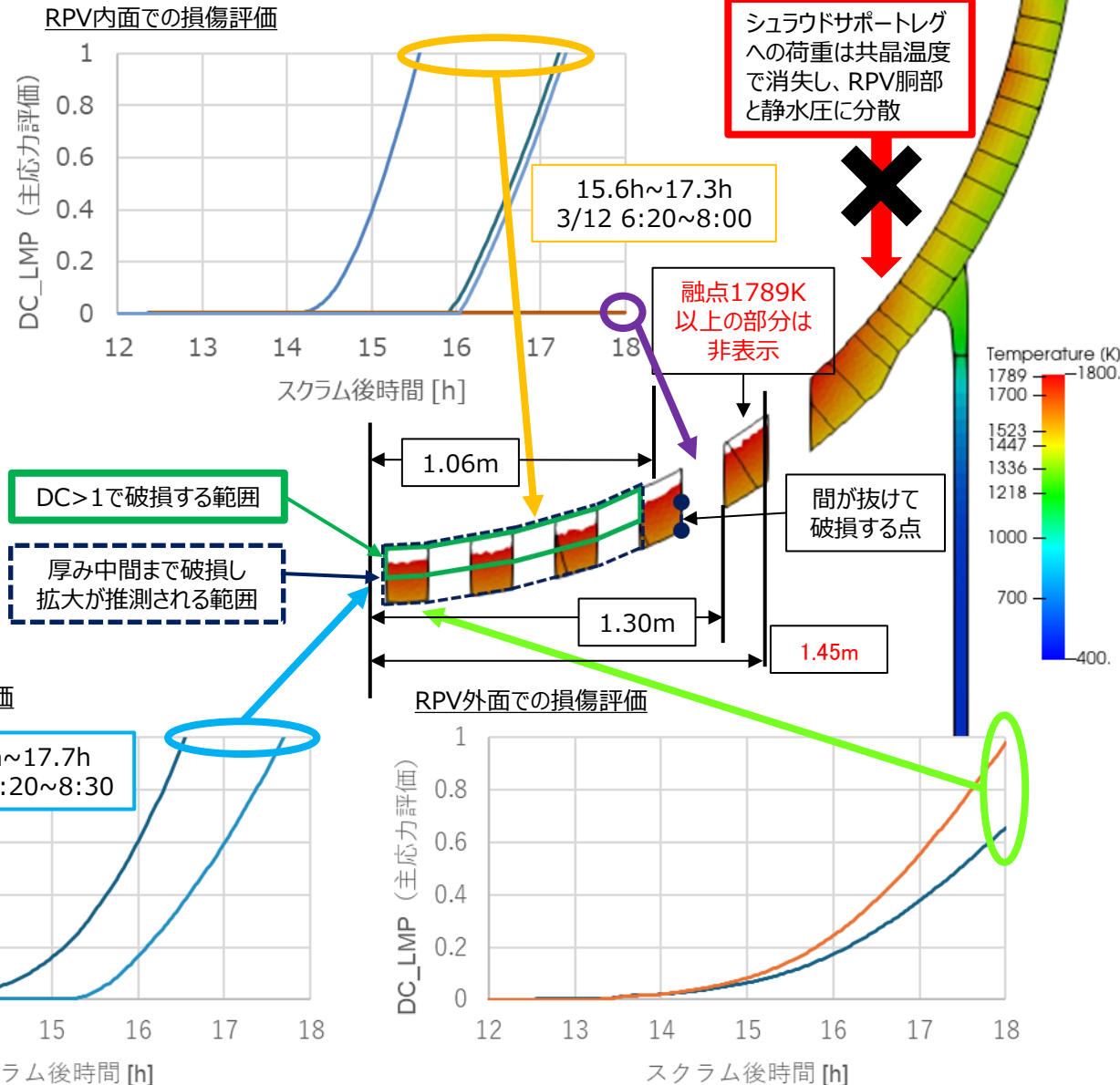
(B) 破損判定 (1号機-シュラウドサポートレグ非健全①)

DC LMP (主応力評価) RPV融点考慮

主応力を用いたLMPによる損傷評価はグラフのようになった。右図緑枠は解析最終時間スクラム後18.0時間に破損に至った出力点を結んだもので、概ねその破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で15.6時間に破損判定、18.0時間に外面まで到達し貫通破損と判定できる。

一方、本解析では溶融や破損によるRPV減肉を模擬していないため、実際の破損進展はより加速すると考えられる。そこで、厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、16.5時間に貫通破損と判定できる。これはスクラム後15時間後の3/12 6:30過ぎにRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータと比較し遅いものとなった。



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 2 : CRD1、2本目の中間
- 11 : CRD4、5本目の中間
- 12 : CRD5本目中心側面
- 13 : CRD5本目側部側面

(B) 破損判定 (1号機-シュラウドサポートレグ非健全②)

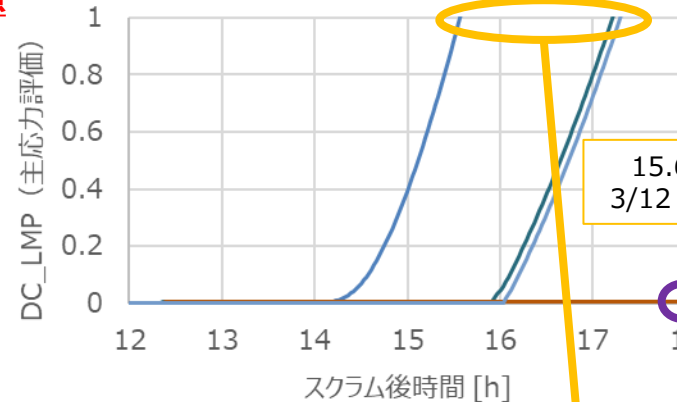
DC LMP (主応力評価) 共晶熔融温度考慮

主応力を用いたLMPによる損傷評価はグラフのようになった。右図緑枠は解析最終時間スクラム後18.0時間に破損に至った出力点を結んだもので、概ねその破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で15.6時間に破損判定、18.0時間に外面まで到達し貫通破損と判定できる。

一方、本解析では溶融や破損によるRPV減肉を模擬していないため、実際の破損進展はより加速すると考えられる。そこで、厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、16.5時間に貫通破損と判定できる。これはスクラム後15時間後の3/12 6:30過ぎにRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータと比較し遅いものとなった。

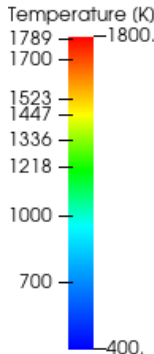
RPV内面での損傷評価



シュラウドサポートレグへの荷重は共晶温度で消失し、RPV胴部と静水圧に分散

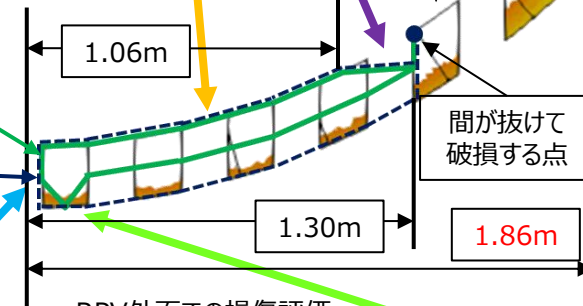


共晶熔融温度
1610K以上の
部分は非表示

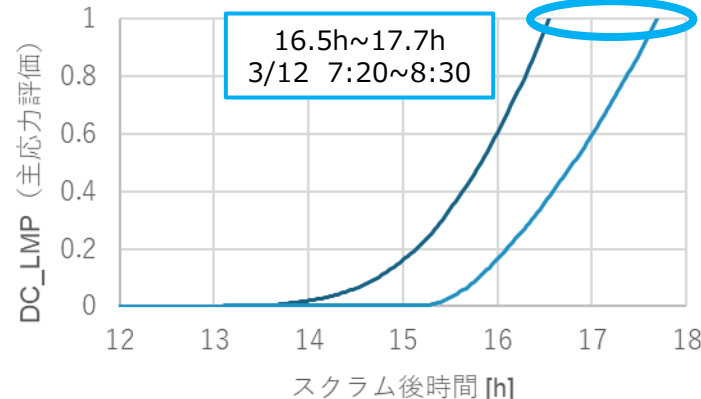


DC>1で破損する範囲

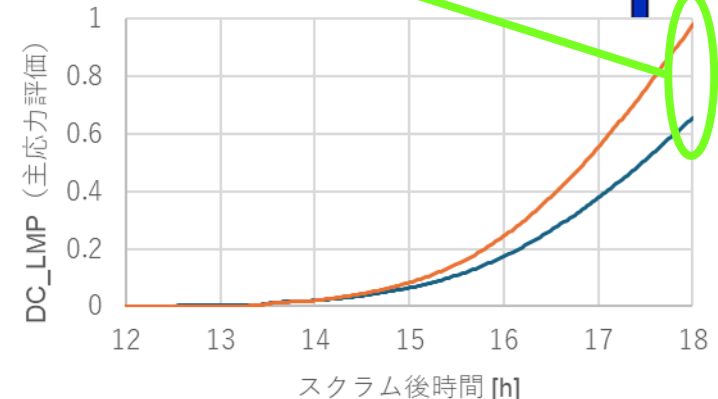
厚み中間まで破損し
拡大が推測される範囲



RPV厚み中間での損傷評価



RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 2 : CRD1、2本目の中間
- 11 : CRD4、5本目の中間
- 12 : CRD5本目中心側面
- 13 : CRD5本目側部側面

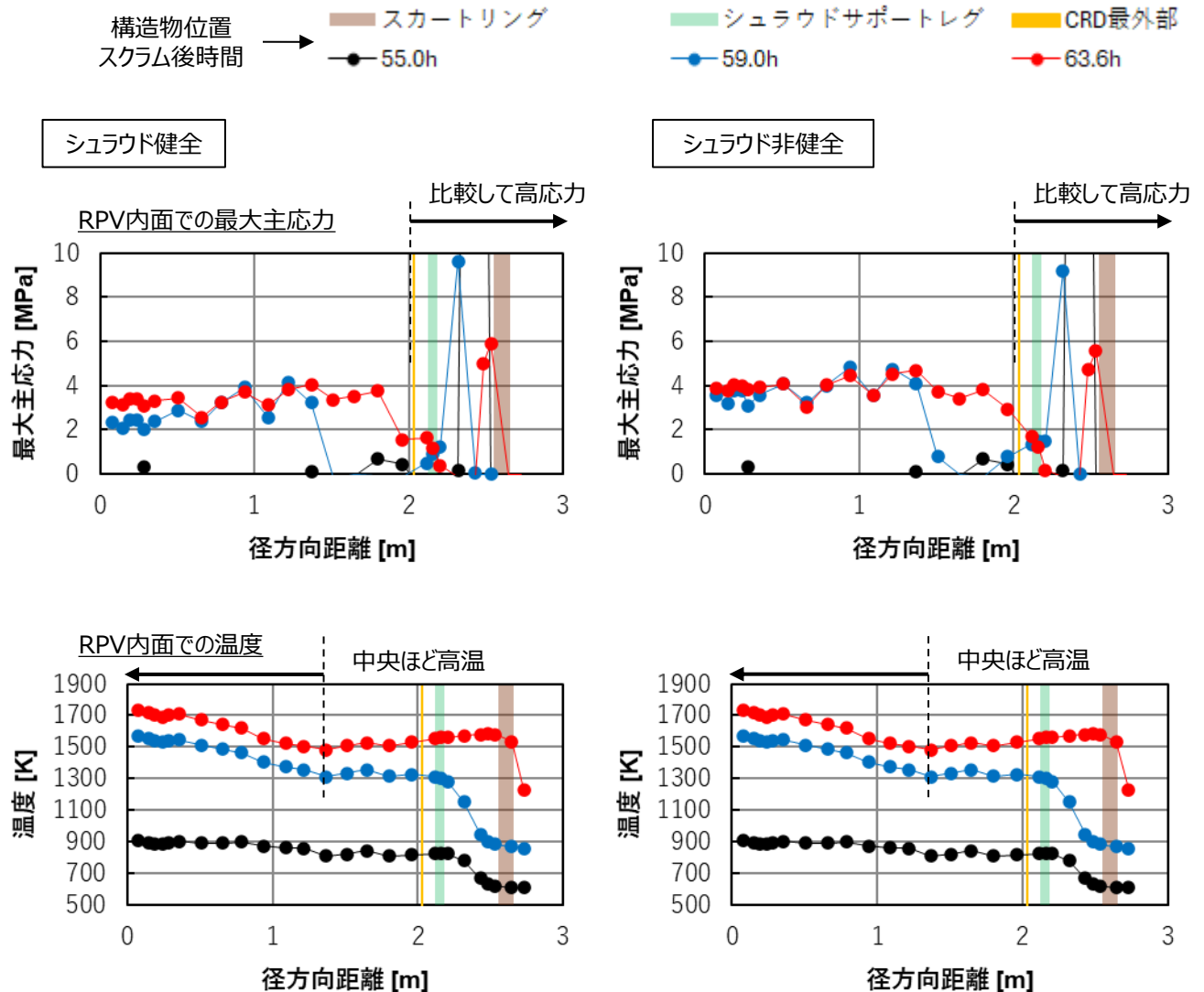
(B) 最大主応力と温度 (3号機)

シュラウドサポート健全・非健全

シュラウドサポートレグの想定状態にかかわらず、温度条件は同一である。

共通する傾向として、CRDの最外周距離より外側の側部ではスカートリング溶接部などで内側よりも高応力が見られる。これは、中心側では高温なためクリープ変形が進み応力緩和の影響が大きくなるのに対し、側部では低温なためクリープ変形が小さく応力緩和の影響が小さいためと考えられる。

シュラウドサポートレグの健全と非健全を比較すると、シュラウド非健全の方が静水圧が大きくなるため全体的に応力が大きくなる傾向が見て取れる。また、位置ごとの応力の傾向は類似している。



(B) 破損判定 (3号機-シュラウドサポートレグ健全①)

DC_LMP (主応力評価) RPV融点考慮

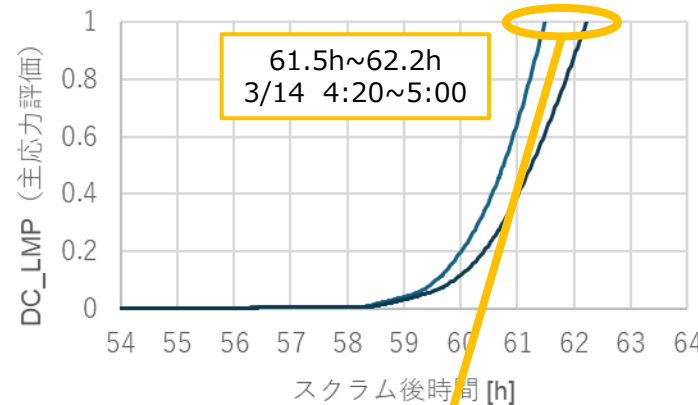
主応力を用いたLMPによる損傷評価はグラフのようになった。右図緑枠は解析最終時間スクラム後63.6時間に破損に至った出力点を結んだもので、凡その破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で61.5時間に破損判定、63.4時間に外面まで到達し貫通破損と判定できる。

一方、1号機と同様に厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、62.0時間に貫通破損と判定できる。

これらはスクラム後64hの3/14 6:30より前にRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータからの推測と一致する。

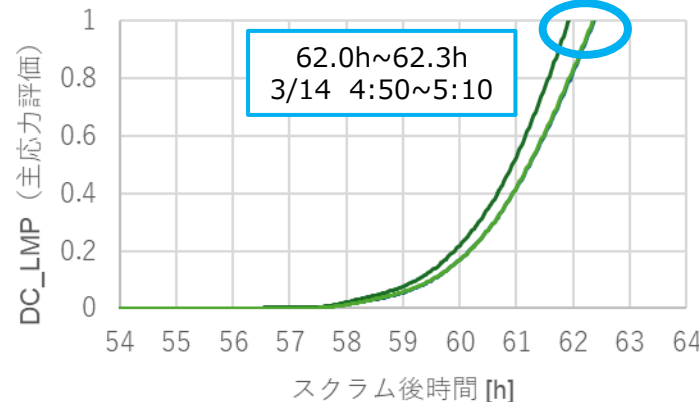
RPV内面での損傷評価



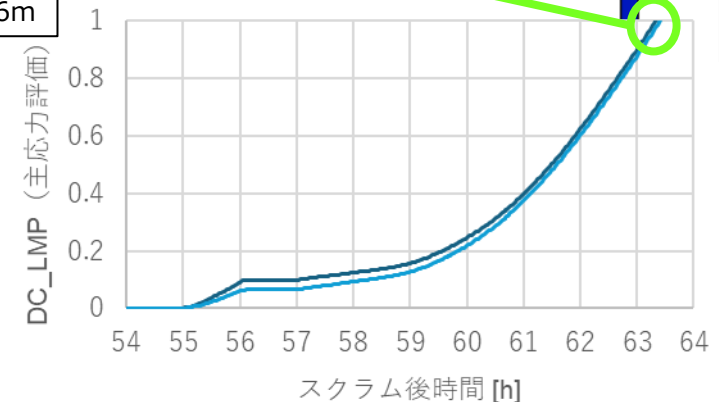
DC>1で破損する範囲

厚み中間まで破損し
拡大が推測される範囲

RPV厚み中間での損傷評価

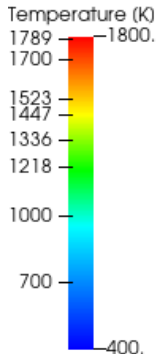


RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 3 : ICM1本目中心側面
- 4 : ICM1本目側部側面
- 6 : CRD2本目中心側面
- 7 : CRD2本目側部側面



(B) 破損判定 (3号機-シュラウドサポートレグ健全②)

DC_LMP (主応力評価) 共晶熔融温度考慮

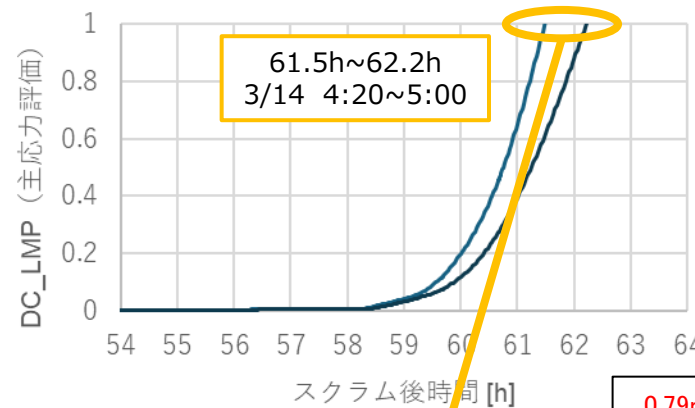
主応力を用いたLMPによる損傷評価はグラフのようになった。右図緑枠は解析最終時間スクラム後63.6時間に破損に至った出力点を結んだもので、概ねその破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で61.5時間に破損判定、63.4時間に外面まで到達し貫通破損と判定できる。

一方、1号機と同様に厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、62.0時間に貫通破損と判定できる。

これらはスクラム後64hの3/14 6:30より前にRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータからの推測と一致する。

RPV内面での損傷評価

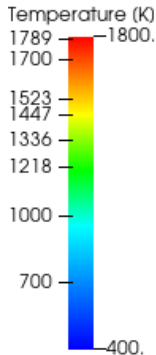


シュラウドサポートレグへの荷重は一定



共晶熔融温度
1610K以上の
部分は非表示

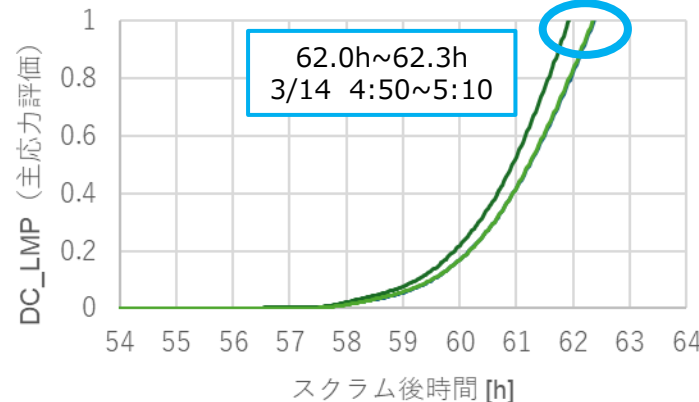
63.4h
3/14 6:10



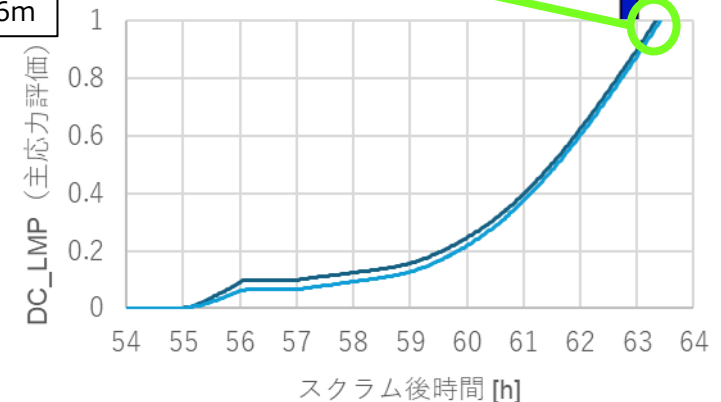
DC>1で破損する範囲

厚み中間まで破損し
拡大が推測される範囲

RPV厚み中間での損傷評価



RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 3 : ICM1本目中心側面
- 4 : ICM1本目側部側面
- 6 : CRD2本目中心側面
- 7 : CRD2本目側部側面

(B) 破損判定 (3号機-シュラウドサポートレグ非健全①)

DC LMP (主応力評価) RPV融点考慮

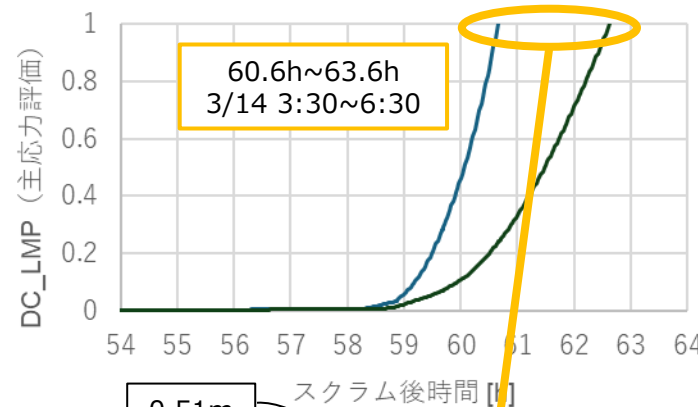
主応力を用いたLMPによる損傷評価はグラフのようになった。右図緑枠は解析最終時間スクラム後63.6時間に破損に至った出力点を結んだもので、概ねその破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で61.6時間に破損判定、62.0時間に外面まで到達し貫通破損と判定できる。

一方、1号機と同様に厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、61.0時間に貫通破損と判定できる。

これらはスクラム後64時間の3/14 6:30より前にRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータからの推測と一致する。

RPV内面での損傷評価



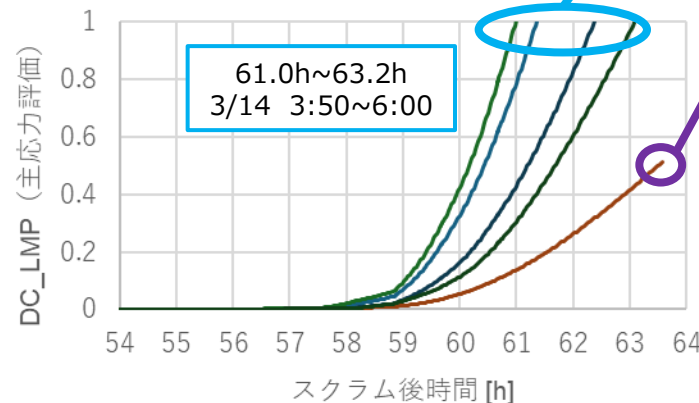
シュラウドサポートレグへの荷重は共晶温度で消失し、RPV胴部と静水圧に分散



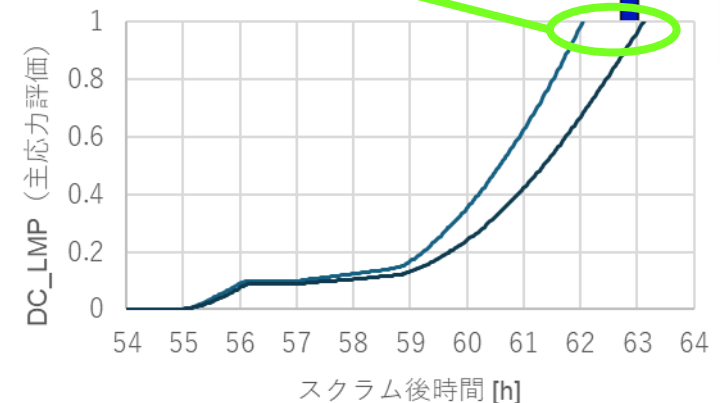
DC>1で破損する範囲

厚み中間まで破損し拡大が推測される範囲

RPV厚み中間での損傷評価

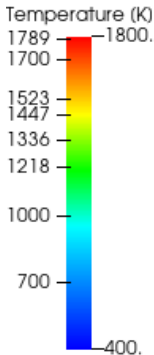


RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 3 : ICM1本目中心側面
- 7 : CRD2本目側部側面
- 8 : CRD2、3本目の中間
- 9 : CRD3本目中心側面



(B) 破損判定 (3号機-シュラウドサポートレグ非健全②)

DC LMP (主応力評価) 共晶熔融温度考慮

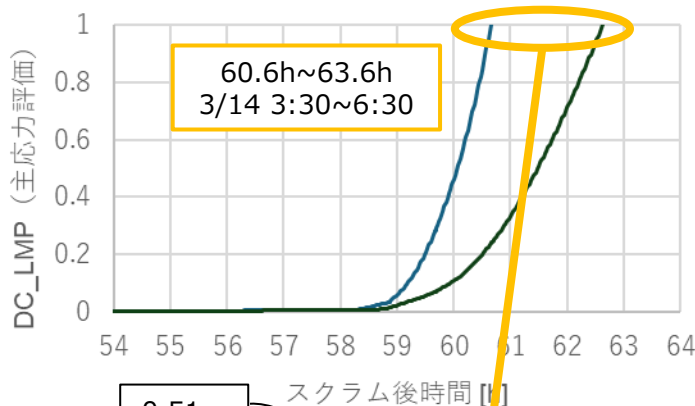
主応力を用いたLMPによる損傷評価はグラフのようになった。右図緑枠は解析最終時間スクラム後63.6時間に破損に至った出力点を結んだもので、概ねその破損範囲と考えられる。

中心底部では内面で61.6時間に破損判定、62.0時間に外面まで到達し貫通破損と判定できる。

一方、1号機と同様に厚み中間での破損を基準に破損拡大範囲を推定すると紺色枠の範囲となり、61.0時間に貫通破損と判定できる。

これらはスクラム後64時間の3/14 6:30より前にRPVの大規模破損が起きたとするプラントデータからの推測と一致する。

RPV内面での損傷評価

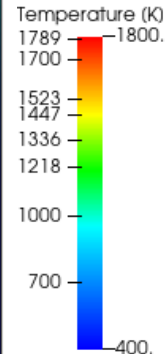


シュラウドサポートレグへの荷重は共晶温度で消失し、RPV胴部と静水圧に分散

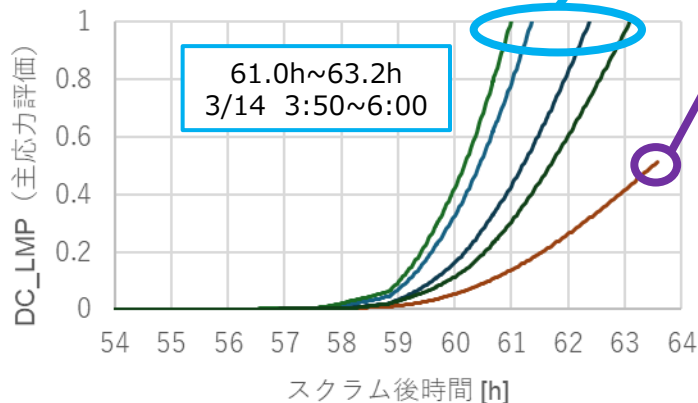


共晶熔融温度
1610K以上の
部分は非表示

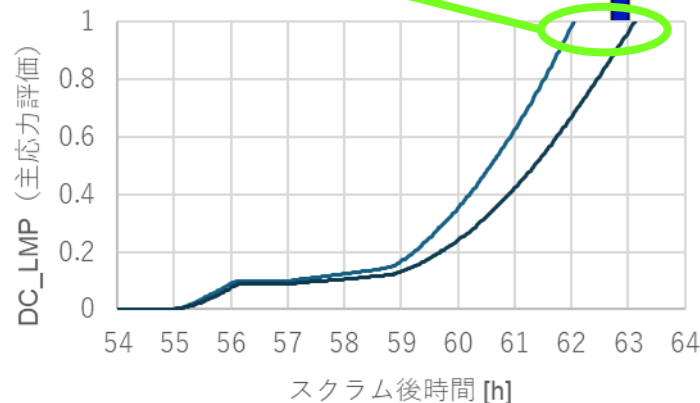
62.0h~63.1h
3/14 4:50~5:50



RPV厚み中間での損傷評価



RPV外面での損傷評価



グラフ出力点

- 1 : 中心
- 3 : ICM1本目中心側面
- 7 : CRD2本目側部側面
- 8 : CRD2、3本目の中間
- 9 : CRD3本目中心側面

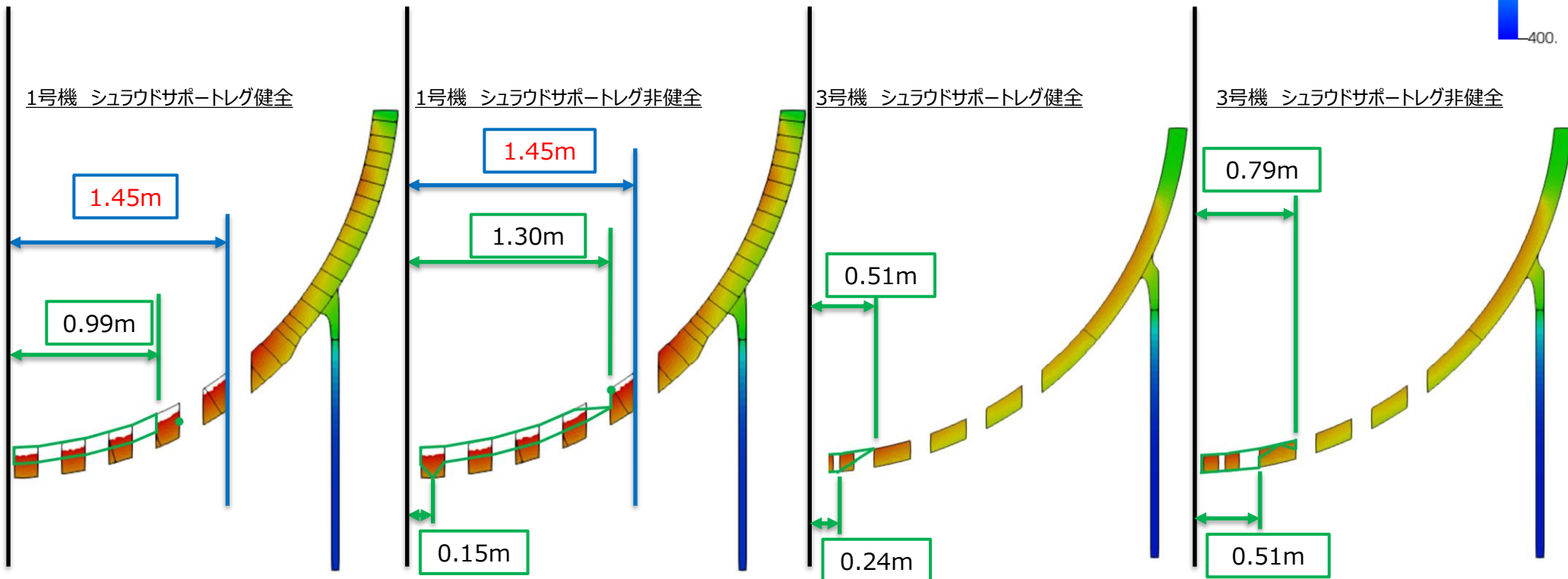
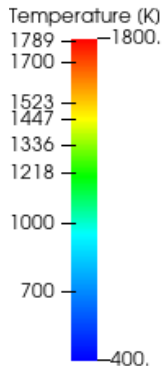
(B) 1号機と3号機の破損範囲の違い

RPV融点考慮

構造解析での破損判定となる範囲(*1)

熱流動解析での溶融温度となる範囲
溶融温度1789K以上でコンター図では非表示(*2)

- *1 Ansys Mechanical による構造連成解析で最大主応力を算出し、LMPによる破損評価で損傷値 $DC > 1$ となり破損判定に至った範囲
- *2 Ansys Fluent による熱流動解析でRPV（炭素鋼）の融点1789K以上となった範囲



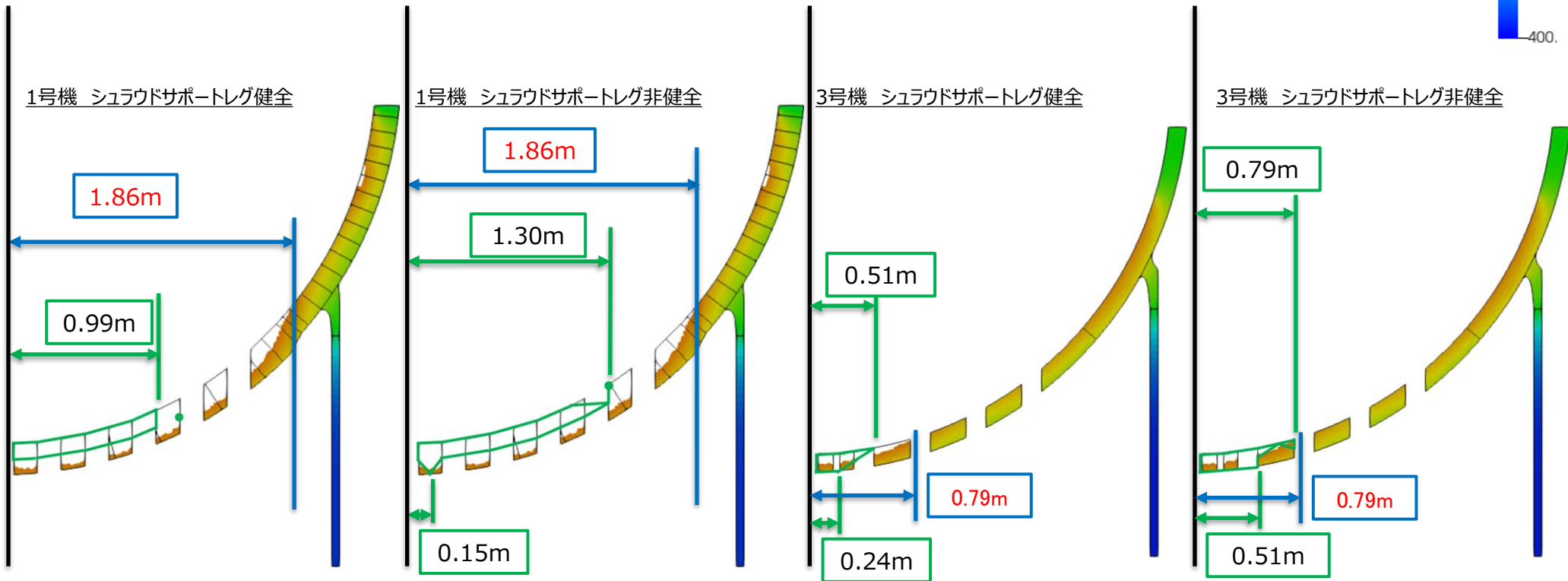
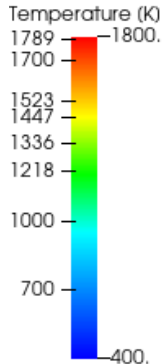
(B) 1号機と3号機の破損範囲の違い

共晶熔融温度考慮

構造解析での破損判定となる範囲(*1)

熱流動解析での溶融温度となる範囲
共晶熔融温度1610K以上でコンター図では非表示(*2)

- *1 Ansys Mechanical による構造連成解析で最大主応力を算出し、LMPによる破損評価で損傷値 $DC > 1$ となり破損判定に至った範囲
- *2 Ansys Fluent による熱流動解析でRPV（炭素鋼）と金属デブリのマスバランスを考慮した共晶熔融温度1610K以上となった範囲



(B) 推定される破損タイミングと位置

1号機

事故進展解析結果からは破損タイミングはスクラム後およそ15時間後の3/12 6:00～6:30と考えられた。破損位置として、事故進展解析コードでは側部破損を示唆するが、内部調査結果と対応しているとは考えづらい。

破損判定及び破損範囲より実機規模の解析モデルで検討した結果、スクラム後およそ16.5時間～17.3時間後の3/12 7:20～9:00に中央底部で破損すると評価した。これは内部調査結果から見てもある程度対応した結果だと考えられる。破損規模については、解析上、一部分が破損することで起きる剛性の変化は解析進展中に更新されないため推測となるが、破損箇所の周囲の状況と内部調査結果を鑑みて、半径1m程度またはそれ以上の破損があってもおかしくないと考えられる。

3号機

事故進展解析結果からは破損タイミングはスクラム後およそ64時間後の3/14 6:30までと考えられた。破損位置として、事故進展解析コードでは側部破損を示唆するが、内部調査結果と対応しているとは考えづらい。

破損判定及び破損範囲より実機規模の解析モデルで検討した結果、スクラム後およそ62.0時間～63.4時間後の3/14 4:50～6:10に中央底部で破損すると評価した。これは内部調査結果から見てもある程度対応した結果だと考えられる。破損規模については、解析上、一部分が破損することで起きる剛性の変化は解析進展中に更新されないため推測となるが、破損箇所の周囲の状況と内部調査結果を鑑みて、半径0.51m程度またはそれ以上の破損があってもおかしくないと考えられる。

3.2.3 (C) 炉心物質移行挙動評価

(C) 炉心物質移行挙動評価

概要と目的 <公募要領より抜粋>

- PCV内部調査の結果、事故進展解析コードの評価、模擬溶融試験の結果等を基にRPVの損傷部位と溶融物・燃料デブリの現実的な移行シナリオを設定し、RPVから流出する炉心物質の移行挙動を流動シミュレーションにより評価します。このとき、燃料デブリ取り出し工法に反映できるように、燃料成分がどの領域に多く分布するかを念頭において評価を行います。
- コンクリートの損傷・劣化現象の再現試験については、原子力規制庁、大阪大学及び東京電力も検討していることから、それらの実施状況を検討に反映します。再現試験またはシミュレーションの追加実施が必要と考えられる場合は、妥当な試験方法またはシミュレーション手法を検討します。

実施方法とアウトプットイメージ

- タスク（A）で推定される事故進展及び既報のプラント内部調査結果等からの知見を反映した炉心物質移行挙動を導出する。そのために、2023-2024年度の2か年計画により、以下のアウトプットを得る：
 - タスク（A）で推定される事故進展及び既報のプラント内部調査結果等の情報を統合的に分析して2・3号機の炉心物質移行挙動評価のための**境界条件を導出**する。…（C-1）
 - 早稲田大学MPS法による溶融物挙動解析**により **2号機**ベデスタル外周部で発見された燃料集合体上部タイプレートの移行経路形成をもたらした炉心物質移行シナリオを複数示し、**2号機**の3D推定図精緻化のための**炉心物質移行シナリオを示す**。…（C-2）
 - 早稲田大学MPS法による溶融物挙動解析により、**3号機**RPV下部プレナム内中央部及びその直下の保温層領域のミュオン画像には黒い影がほとんどないが、RPV外周部近傍にはやや黒い影が認められること、さらに中央部のCRDハウジングが欠落していることと整合する包括的な炉心物質移行シナリオを示し、英知事業（早大：2019-2021年度）の成果を精緻化して**3号機**の3D推定図に反映するための**炉心物質移行シナリオを示す**。…（C-3）
 - 1F3号機及び1号機のベデスタル堆積物深部のコンクリート性状推定に資する、従来に比べて低出力で長期間継続するMCCI等に着目する新たな**MCCI実験概念を検討**する。そのために、早稲田大学MPS法解析コードへの**新クラストモデルの開発・実装、現実的な計算機資源と計算コストの評価、国外の既存MCCI実験施設の能力調査**を実施する。…（C-4）

成果の反映先

- 2号機推定図の精緻化
- 3号機推定図の精緻化

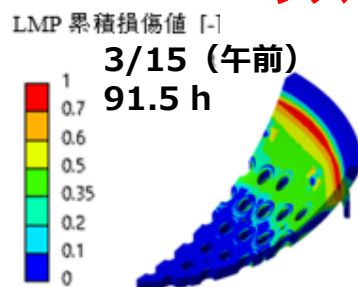
(C-1) 2・3号機の炉心物質移行挙動評価のための境界条件 (1)

不確かさの幅の範囲で結果を得るのではなく、結果をもたらした条件に特殊性がなく他のタスクの検討結果と整合しており、実機条件に十分に考えられるか否かを検討のポイントとした。

基本方針

- ・ プラントデータが欠落している期間 (3/15の午前中及び午後の一部の期間) の炉内状況推定に取り組む。→ プラントデータからは「見えない」物質移行を推定する。
- ・ 最新知見を取り込む。

タスクA

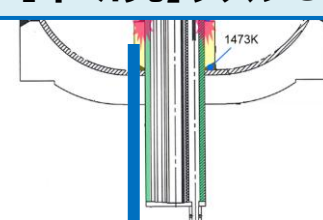


タスクB

【新発見】3/15午後の時点の下部プレナム温度分布 (解析結果)。

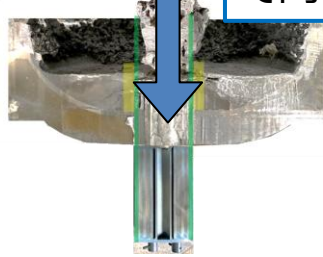
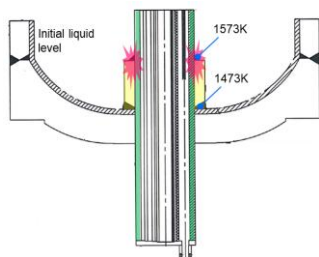
これらを検討の境界条件に定める。

【本研究】タスクC



- ・ 金属はどのように流出するか？
- ・ 酸化物はどのように保持／移行するか？

ELSA-3試験結果^[1]



【新発見】SSリッチSS-Zr共晶熔融温度 (**1523 K**) 近傍でCRDハウジングが破損して内部に熔融金属が**流入する** (実験結果)。

【前プロジェクト】CRDハウジングが内部から破損することはない (早大MPS法)。

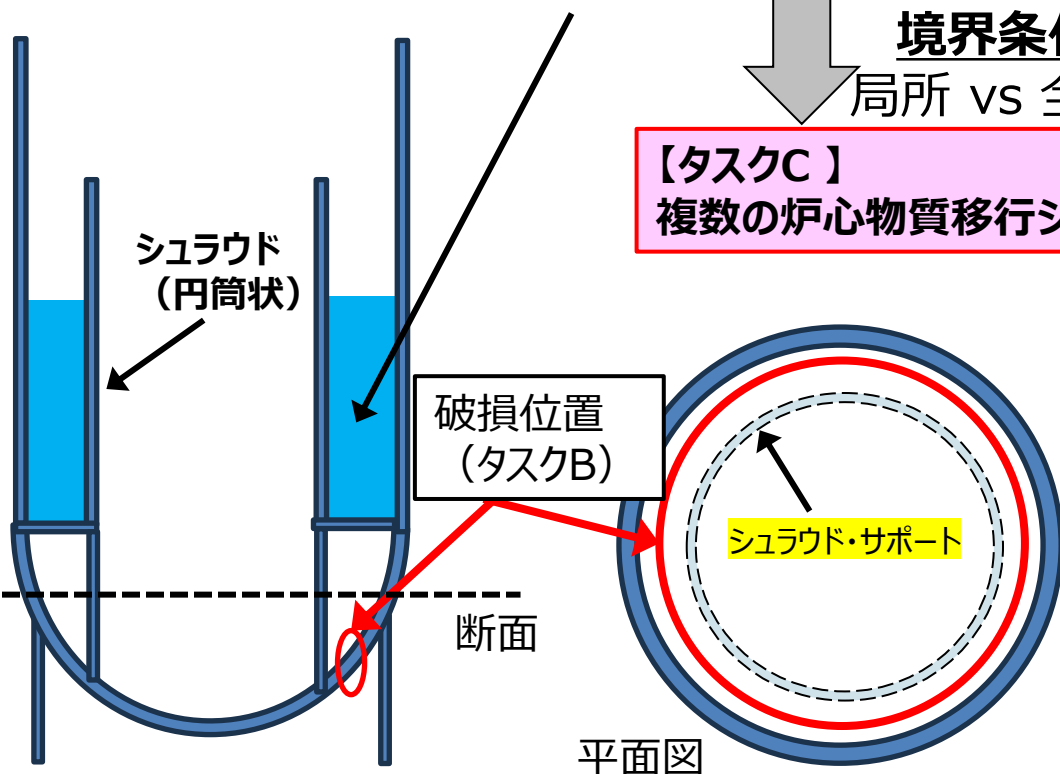
(C-1) 2・3号機の炉心物質移行挙動評価のための境界条件 (2)

事故後にダウンカマーの水位が確認されているため、タスクBで推定された下部ヘッド破損は全周ではない（局所的）と推定。

ペDESTALから見上げたRPV下部構造には全周にわたって冷却水の流下が見られる。

境界条件
局所 vs 全周

【タスクC】
複数の炉心物質移行シナリオを示す。



2号機CRDハウジング支持金具部（仰角69°）



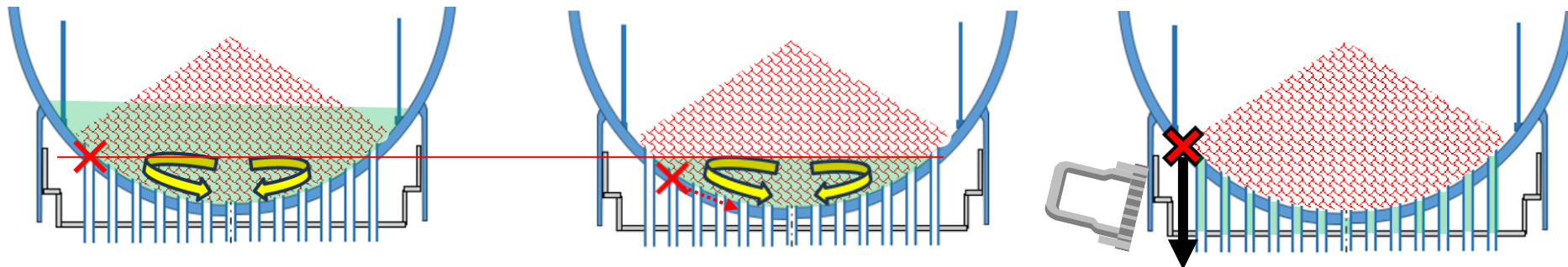
2号機CRDハウジング支持金具部（仰角59°）

(C-2) 2・3号機の炉心物質移行シナリオ（複数）

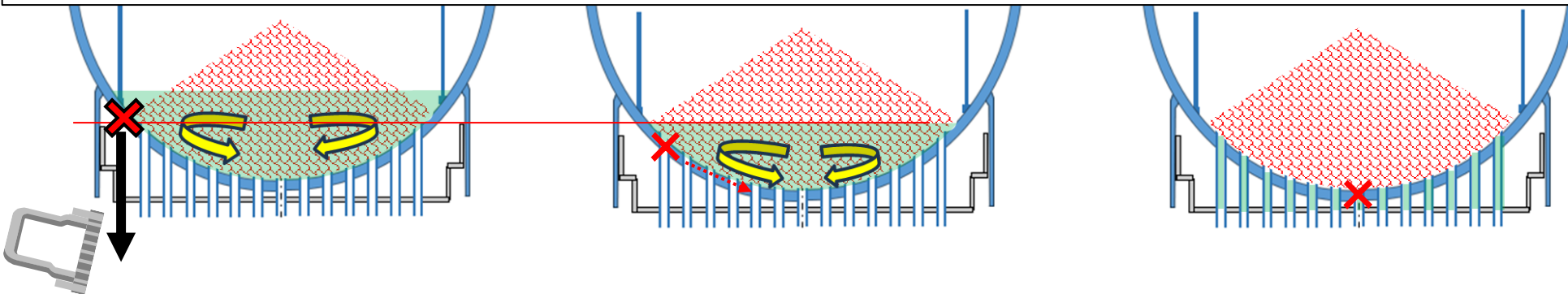
着眼点

1. 溶融プールによる熱負荷は周方向に一様だが、酸化物デブリによる熱負荷は局所的になるはず。
2. 特殊な条件を仮定せずとも（炉内の平均的な状況の模擬で）これらのシナリオは成立し得るか？

シナリオ（１） CRDハウジング接合部がRPV外周部で最初に破損し、溶融金属の液位低下に伴って、順にRPV中央部に破損が進展する。その後、酸化物デブリによる局所的な熱負荷でタイプレートが通過可能な経路形成。（**後期タイプレート落下シナリオ**）



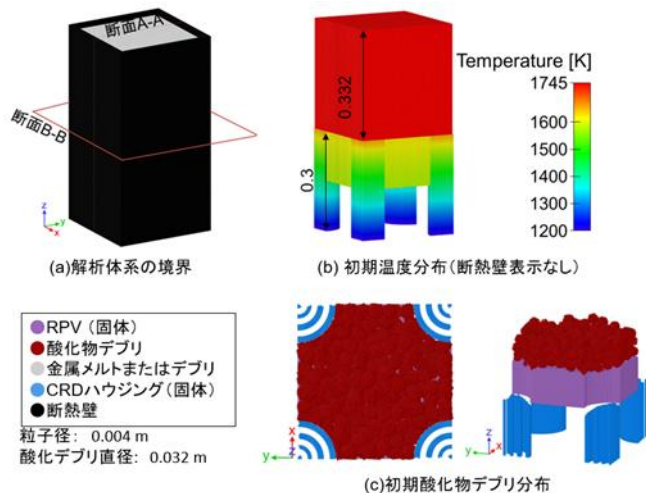
シナリオ（２） 酸化物デブリによる局所的な熱負荷でタイプレートが通過可能な経路形成。その後、CRDハウジング接合部がRPV外周部で最初に破損し、溶融金属の液位低下に伴って、順にRPV中央部に破損が進展する。（**前期タイプレート落下シナリオ**）



いずれのシナリオにおいても酸化物デブリを保持しながら溶融金属が流出する。→**MPS法解析で示す。**

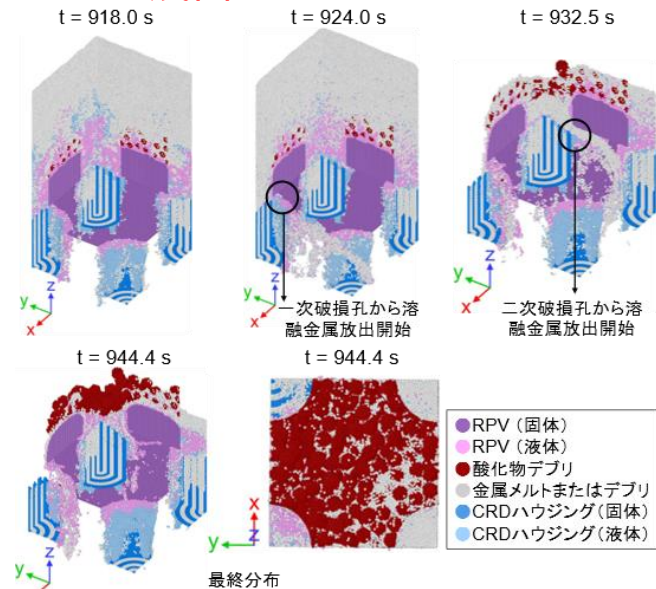
(C-2) 早稲田大学MPS法による溶融物挙動解析 (2号機)

初期温度分布はタスクBで実施されたANSYS解析結果を参照：下部プレナム水が枯渇してから約12時間後（2011年3月15日16：00頃）。
酸化物デブリがCRDハウジング領域に密に堆積していない場合。



解析開始時点（下部プレナム水が枯渇してから約12時間後）から944.4秒後（約16分）にはほぼ全ての溶融金属が排出されたが、ほとんどの**酸化物デブリは残留した**。

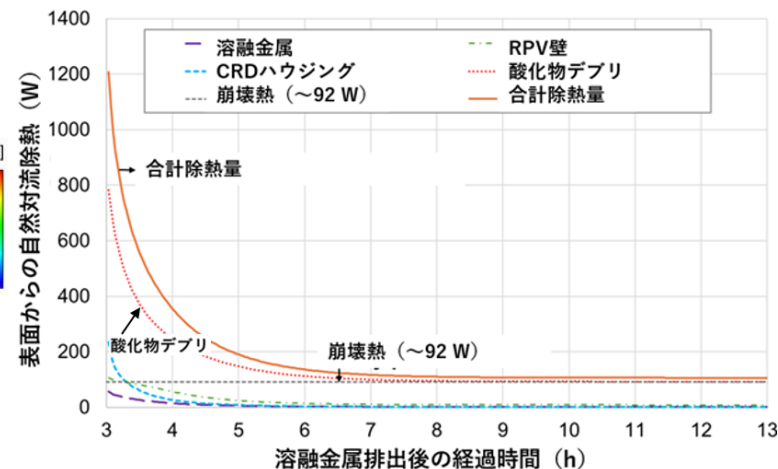
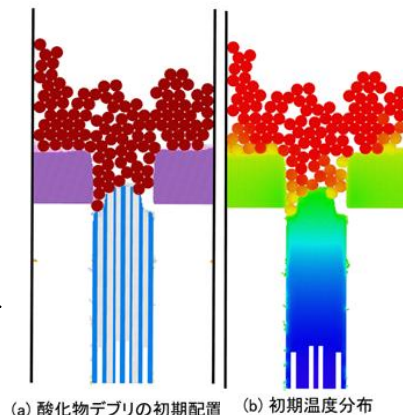
この間に燃料集合体上部タイプレートが通過できるような破損孔の著しい拡大や、下部ヘッド壁の著しい溶融減肉は生じなかった。



その後の長期挙動

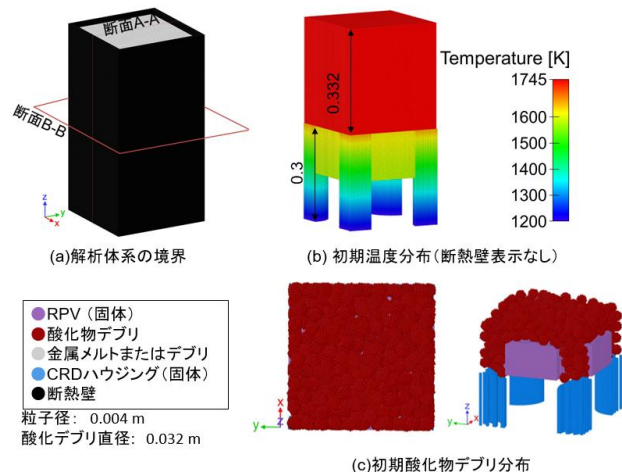
- 気相熱伝達率: $150 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$
(気相自然対流～強制対流の間)
- 雰囲気温度: 438 K
(～0.6MPaの飽和蒸気温度)

除熱量が崩壊熱量とバランスして熱平衡に達した。



(C-2) 早稲田大学MPS法による溶融物挙動解析 (3号機)

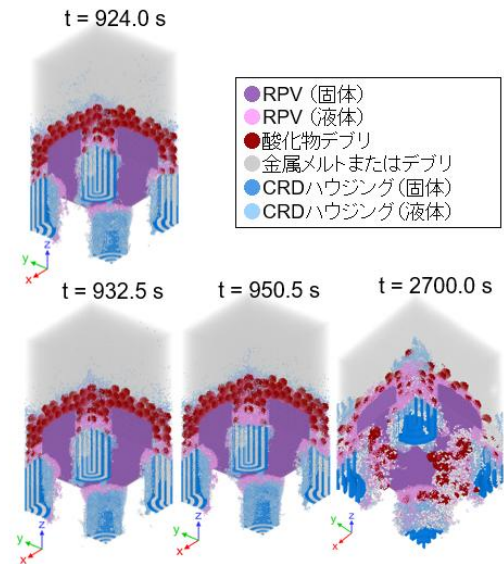
初期温度分布等の初期条件は暫定的に2号機と同じとした。但し、
酸化物デブリがCRDハウジング領域に密に堆積している場合。



解析開始時点*から924秒 (約15分) の時点では既にRPV壁とCRDハウジングの複数の接合部に破損孔が生じ、溶融金属が流出しているが、酸化物デブリが流出を妨げ、溶融金属プール形成。

RPV下部ヘッド壁の溶融侵食が進み、2700秒の時点で下部ヘッド壁に大きな破損孔が生じ、下部プレナムの溶融金属と酸化物デブリのほぼ全量が放出された。

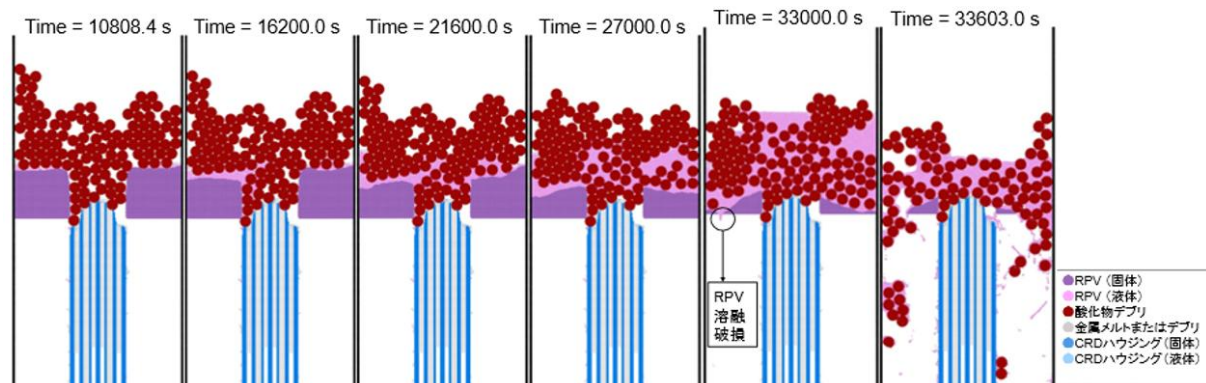
*2号機で下部プレナム水が枯渇してから約12時間後と同様の温度分布に達した時点とした。



2号機と同様に溶融金属を放出できた場合のその後の長期挙動

- 気相熱伝達率: $15 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$
- 雰囲気温度
 - 438 K (～0.6MPaの飽和蒸気温度)
 - 900 K (感度解析)

除熱量が崩壊熱量とバランスせず
RPV壁の溶融が進展した。



(C-2) 早稲田大学MPS法による溶融物挙動解析 (2・3号機の違いのまとめ)

解析で想定した状況 それを実現した具体的な解 析 (例)	2 号機	3 号機
初期破損孔からの溶融金属 の排出状況 (短期的に差が 生じる場合) 解析に用いたCRD ハウジング上の酸化 物デブリの堆積状況	速やかに排出される状況 あまり堆積 しておらず、 溶融金属 の排出を 妨げない状 況 	速やかな排出が妨げられ る状況。 密に堆積 して溶融 金属の排 出を妨げ る状況 
RPV内の雰囲気状況 (長期的に差が生じる場 合) 気相自然対流熱伝 達率 (W/m ² ・K) 雰囲気温度 (K)	ある程度の注水がRPV内に 届き、飽和蒸気に近い雰 囲気が対流している状況 150 438	注水がRPV内に届かず、 気相の対流が弱い状況 15 438 又は 900
解析結果 (RPV内の酸化 物デブリの残留)	残留保持された (初期破損 孔はあまり拡大しなかった)。	残留保持されなかった (下部ヘッド壁が溶融破 損した)。

物性	CRDハウジング ^[1]	RPV ^[2]	金属メルト・ デブリ
組成	SUS304	SA533B	85%SS- 15%Zr (*2)
密度 (kg/m ³)	7800.0	7800.0	7075.0
比熱 (J/kg/K)	500.0	477.0	410.4
熱伝導率 (W/m/K)	固体: 25.0 液体: 33.0	固体: 42 液体: 30	33.0
液体の粘性係数 (Pa・s)	5.0 × 10 ⁻³	5.0 × 10 ⁻³	5.0 × 10 ⁻³
固相線温度(K)	1223	1223	1223
液相線温(K)(MPS 解析溶融温度)	1523 (*2)	1610 (*1)	1523
融解熱 (kJ/kg)	280.0	280.0	272.0
表面張力(N/m)	1.79	1.79	1.4

(*1) 低合金鋼 (RPV) の液相線温度はFe-Zrの共晶点とした。

(*2) ステンレス鋼 (CRDハウジングと保温層板) の液相線温度は、Zr-SS溶融物を用いたLEISAN試験から示されたCRDハウジングの溶融破損温度 (SSリッチ共晶組成温度) とした。→令和4年度開始「廃炉汚染水・処理水対策事業 (燃料デブリの分析・推定技術の開発 (原子炉圧力容器の損傷状況等の推定のための技術開発))」の**タスクBの成果**

[1] Mills, K.C., 2002. Recommended values of thermophysical properties for selected commercial alloys. Woodhead publishing.
[2] Rempe, J.L., Knudson, D.L., Daw, J.E. and Crepeau, J.C., 2008. High temperature thermal and structural material properties for metals used in LWR vessels (No. INL/CON-07-13625).

解析結果の差異をもたらした主な支配因子

- ・ (短期) CRDハウジングの実効的溶融破損温度がRPV下部ヘッド破損温度よりも有意に低いこと (LEISAN試験結果)
- ・ (中長期) 気相自然対流の熱伝達率が酸化物デブリ崩壊熱とバランスできる (2号機) / 又はできない (3号機)

(C-2/C-3) 2・3号機の炉心物質移行シナリオ（複数）

- MPS法による溶融物挙動解析により、2号機ペDESTAL外周部で発見された燃料集合体上部タイプレートの移行経路形成をもたらした炉心物質移行に直結する溶融物挙動は示されなかった。すなわち、CRD接合部等が溶融破損しても、燃料集合体上部タイプレートが通過できるような大きな破損孔には発達しなかった。このことから、そのような破損は、炉心物質移行挙動やそれによる熱的な負荷だけでは生じず、他の負荷が相乗した結果もたらされたと考えられる。例えば、タスクAによるプラントデータ分析結果からRPV下部ヘッド壁の強度低下に加えRPV圧力がD/W圧力よりも相対的に高い状態（破損直前と想定される時点での差圧約0.3MPa）でRPV下部ヘッド側部に生じたシナリオが考えられる。
- MPS法による溶融物挙動解析により、3号機RPV下部プレナム中央部及びその直下の保温層領域のミュオン画像には黒い影がほとんどないが、RPV外周部近傍にはやや黒い影が認められること、さらに中央部のCRDハウジングが欠落していることと整合する包括的な炉心物質移行シナリオとして、2・3号機共通に初期破損孔から溶融金属が放出された後に酸化物デブリの崩壊熱で破損孔が拡大したシナリオが考えられる。そのような破損孔の拡大は酸化物が高い流動性を持つような高温に達する前に生じた可能性が考えられる。尚、本研究を実施する過程で、3号機RPV外周部近傍のミュオン画像のやや黒い影は、ミュオン画像の分析適用範囲外であることが分かり、3号機RPV下部プレナム内及びその周辺には主要な炉心燃料物質は残存していない可能性があることが分かった。そこで本研究では、そのような可能性を踏まえて炉心物質移行シナリオを検討した。
- 上記のシナリオは、RPV壁とCRDハウジングによってRPV内に保持されている固体デブリは、初期破損孔から溶融金属が放出された以降は、それ以上は昇温せずに長期的に冷却できる場合等に考えられる。一方、2号機とは異なり、3号機ではほとんど注水がRPV下部プレナムに移行した炉心物質を冷却できていなかったと考えられている。このような気相冷却がない場合について解析した結果、酸化物デブリのペDESTAL領域への大規模な移行をもたらすような下部ヘッド破損が生じるシナリオが考えられることが分かった。
- MPS法による溶融物挙動解析により、3号機固有のシナリオとして、下部プレナムに堆積した酸化物デブリがCRDハウジング領域に密に充填する等して、CRDハウジング領域の溶融金属流下性が低い状況であった場合には、下部プレナムに溶融金属プールが形成されやすく、酸化物デブリのペDESTAL領域への大規模な移行をもたらすような下部ヘッド破損が生じるシナリオが考えられる。

(C-4) 調査（他事業）：原子力規制庁・大阪大学^[1]



インナースカート³⁵の熱膨張が重要な役割を果たした可能性を検討中

- 落下した炉心が、まだ高温である間に、ペDESTAL下部のコンクリートを侵食し、これがインナースカートに接触して高温を伝えたという考え。
- ペDESTAL開口部など一箇所でコンクリート破損が生じれば、その部分のインナースカートは落下炉心等の高温を受けやすくなり、次のコンクリート破損につながり、全周の破損に至ったという考え。

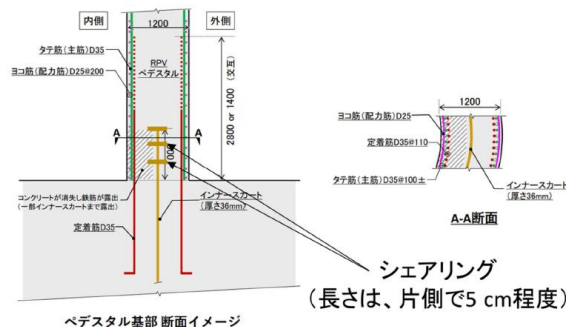


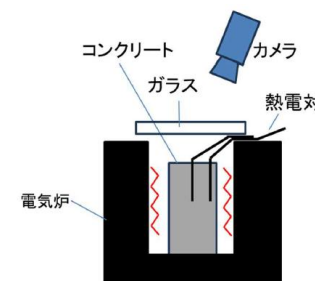
図 1-1 ペDESTALのコンクリートの配筋について³⁵

表 4 模擬コンクリートの調査計画

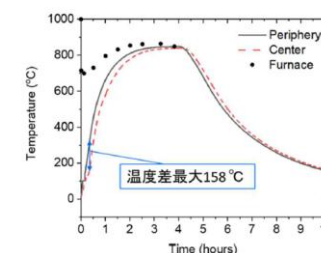
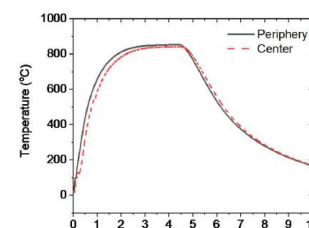
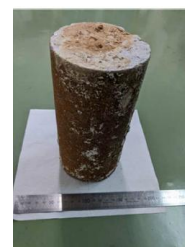
	W/C (%)	s/a (%)	Gmax (mm)	スランプ (cm)	空気量 (%)	単位量 (kg/m ³)				
						C	W	S	G	AE (cc)
新 (模擬コンクリート)	50	38	25	12±2	4.5±1.0	302	151	700	1,186	3020
旧 (1F想定)	50	38	25	12±2	4.5±1.0	302	151	715	1,210	3270

AE 剤はボゾリス No.8 (セメント質量の 1.0%)

加熱試験（大気雰囲気）



～800℃（1073K）までの外観観察では目立った損傷なし。



無筋コンクリート

鉄筋コンクリート

[1] 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（2024年版）2024年6月11日 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 (<https://www.nra.go.jp/data/000473308.pdf>)



2015年に試験能力向上

- 劣化ウラン（60-90 kg UO_2 ）を用いることができる。
- 誘導加熱装置出力：400 kW（70 – 350 kHz）
 - 金属・酸化物混合デブリを加熱溶融できる。
- テルミット反応加熱も可能。

100本以上の熱電対で温度分布とその時間変化を詳細に取得できる

- コンクリート試験体に直径約300mm、深さ約250mmの半円柱状のキャビティがあり、コンクリート試験体の周囲は耐熱材で覆われた構成となっている。
- 模擬炉心物質には模擬炉心酸化物と模擬炉心金属を用いることができ、誘導加熱する。
- 試験中はコンクリートに埋め込まれた熱電対によって、コンクリート壁の三次元温度分布が取得でき、例えば円柱状キャビティの中心部から方位角方向45°、90°、135°の縦断面における温度分布の時間変化を取得して、それらのデータを解析結果の検証用に利用することができる。
- 鉄筋がMCCIに及ぼす影響も考慮することができる。この場合、通常のコンクリート試験体の体系に鉄筋コンクリートを用いると誘導加熱でキャビティの模擬炉心物質を加熱することが難しくなるため、キャビティとコンクリート壁の配置を入れ替えた体系を用いる。このような体系であれば、鉄筋が模擬炉心物質の誘導加熱を障害せず、模擬炉心物質を加熱することができる。

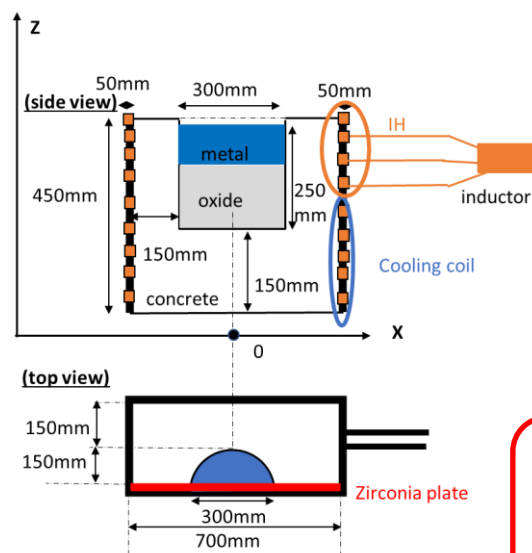
※ : C. Journeau, V. Bouyer, e. a. F. Charollais, Upgrading the PLINIUS platform toward smarter prototypic-corium experimental R&D, Nuclear Engineering and Design 386 (2022)111511, 2022

(C-4) 新クラストモデルの開発・実装、現実的な計算機資源と計算コストの評価

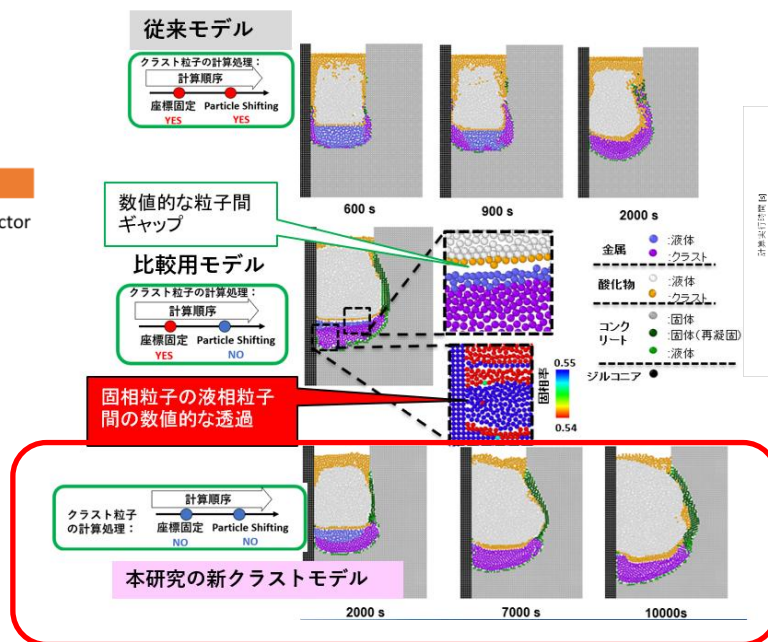
(1) VULCANO VBS-U3実験の解析モデルを構築した。(2) 3パターンのクラスト移行モデルをMPS法解析コードに実装した。

- 解析体系
- 物性モデルの整備
- 加熱履歴データの作成

実験ではコンクリートブロックに半円柱状の穴を掘り、一面をジルコニア板で境界とし、そこに酸化物と金属を入れて溶かしている。

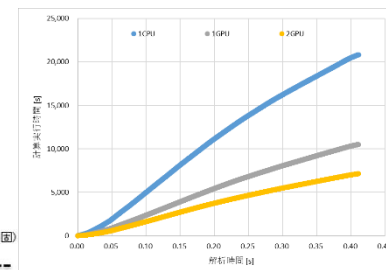


(3) 試解析の結果：新クラストモデルの妥当性が確認できた。

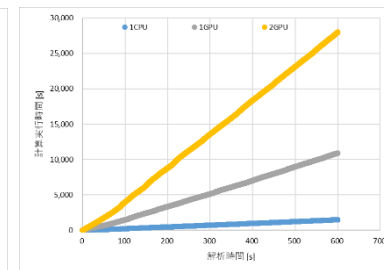


(4) 解析コスト評価

RPV～ペDESTALへの移行計算等



MCCI解析



GPU(*)が速い

CPU(*)が速い

妥当な結果が得られた。

VULCANO VBS-U3実験と同規模以下の実験が現実的

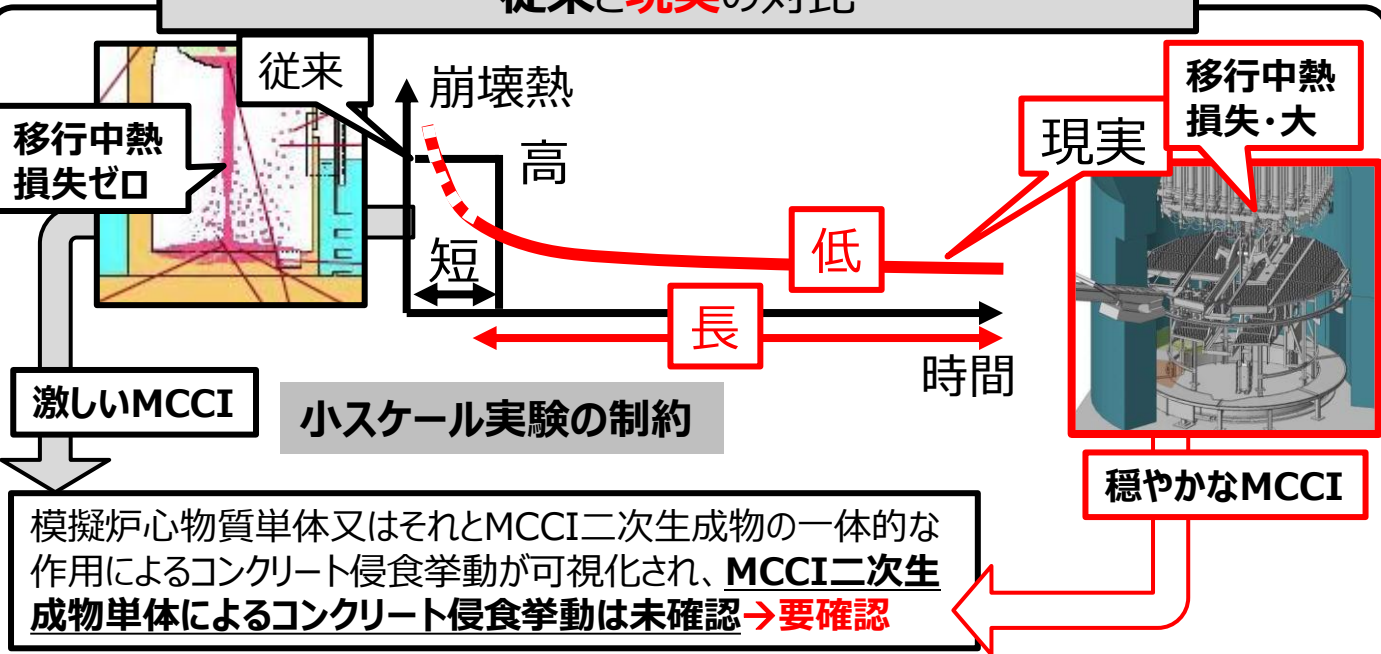
(*)従来はCPU (Central Processing Unit : 中央処理装置) による数値解析が主流であった。近年はGPU (Graphics Processing Unit : 画像処理装置) の発達により、複雑な演算が可能だが演算コア数が少数のCPUを用いた解析よりも、複雑な演算には不向きだが多数の演算コアを用いた並列化処理で計算効率を向上するGPUを用いた解析の方が正味の計算効率が高いケースが出てきた。本研究でも、解析対象の問題によって、GPUを用いた解析の方が速い場合とCPUを用いた解析の方が速い場合があることが明らかになった。

(C-4) MCCI実験概念の検討：1号機ペDESTAL内の状況と着目点

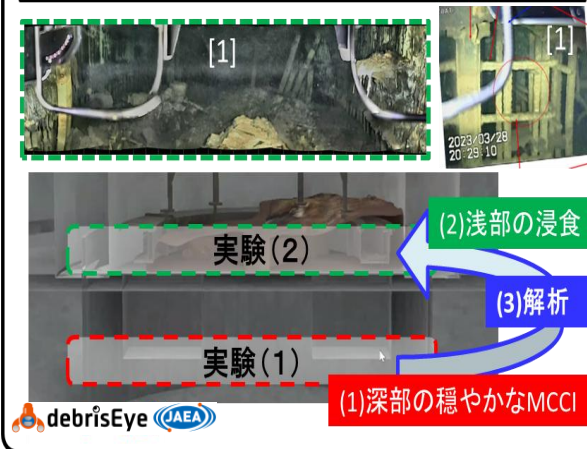
1号機では2・3号機と異なり顕著なMCCIが生じた可能性が高いが、高温炉心物質とコンクリート壁の直接接触による古典的なMCCIでは、**鉄筋（融点約1573K）を残してコンクリートが喪失した**1号機ペDESTALの状況は説明できない。また、**ペDESTALコンクリート消失部の高さがインナースカートT字部上端と一致していることは、1号機特有の事故進展を反映している可能性がある**。本研究では、以下のように**炉心物質を主体としたペDESTAL深部のMCCI**が**MCCI二次生成物を主体としたペDESTAL浅部のMCCI**に影響した可能性に着目する。**【以下を提案】**

- ・ **【実験1】** 炉心物質を主体としたペDESTAL深部の**穏やかなMCCI**はどのような**MCCI二次生成物**をもたらすか？
 - ・ **【実験2】** **MCCI二次生成物を主体**としたペDESTAL浅部のMCCIはどのような**コンクリート侵食**をもたらすか？
 - ・ **【解析】** ペDESTALコンクリート消失部の高さがインナースカートT字部上端と一致する**メカニズムを提示する（*）**。
- （*）** 本事業で提案するのは実験のみであるが、併せて解析を実施すれば、より包括的な知見が得られることが期待される。

従来と現実の対比

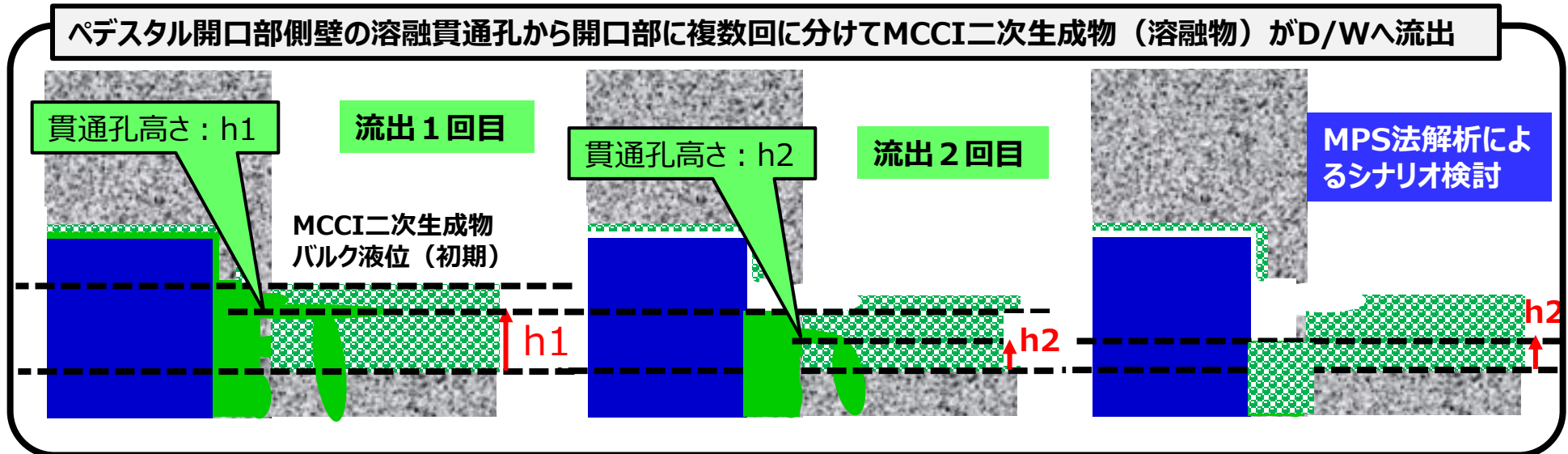


本研究：小スケール実験の制約を克服するため2つの実験とそれらを結びつける解析を実施



[1] IRID、TEPCO, “1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について”, 特定原子力施設監視・評価検討会（第107回）資料5-1, 2023年4月14日, <https://www.nra.go.jp/data/000426855.pdf>

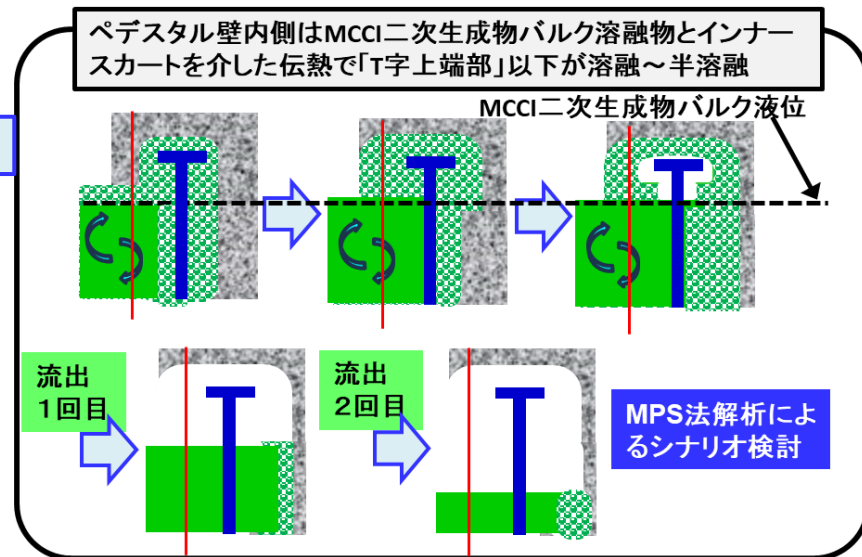
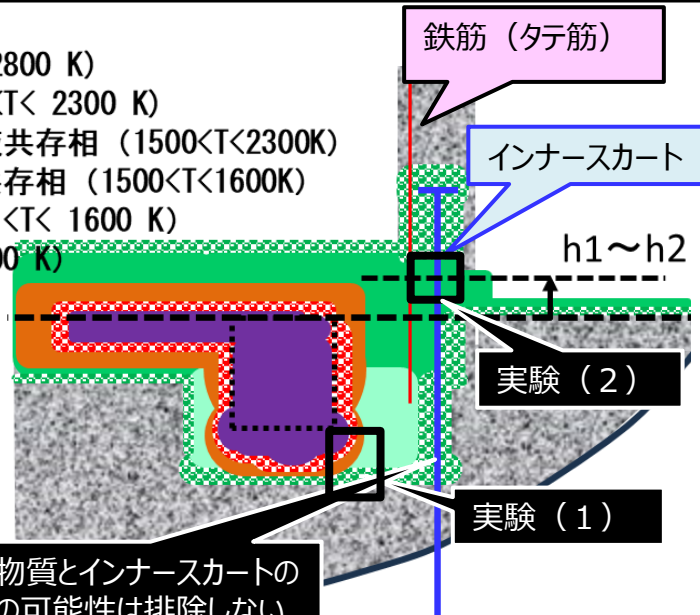
(C-4) MCCI実験概念の検討：MCCI二次生成物の生成・流出シナリオ



- U溶融物 ($T < 2800 \text{ K}$)
- Si含有U溶融物 ($2300 < T < 2800 \text{ K}$)
- Si含有U固液共存相 ($1600 < T < 2300 \text{ K}$)
- UリッチMCCI二次生成物固液共存相 ($1500 < T < 2300 \text{ K}$)
- U含有MCCI二次生成物固液共存相 ($1500 < T < 1600 \text{ K}$)
- 半溶融コンクリート ($1500 < T < 1600 \text{ K}$)
- T インナースカート ($T < 1600 \text{ K}$)
- コンクリート壁 ($T < 1500 \text{ K}$)

MCCI進行時のイメージ図

炉心物質とインナースカートの接触の可能性は排除しない。



(C-4) MCCI実験概念の検討：MCCI二次生成物の生成・流出シナリオ

本研究で検討したMCCI二次生成物主体のMCCIシナリオと提案する実験の関係を前頁に示す。ペDESTAL深部では従来、考えられているMCCIに近い炉心物質が主体的にコンクリートを侵食するMCCIを想定した。一方、ペDESTAL浅部は溶融コンクリートが主体のMCCI二次生成物によりコンクリートが侵食されたMCCIシナリオを検討した。ペDESTAL浅部のMCCIが主に溶融コンクリート主体のMCCI二次生成物によるものであれば、その温度はコンクリート融点を大きく上回らず、鉄筋の融点以下となり、ペDESTAL側壁内側の鉄筋コンクリートのうち、鉄筋を残してコンクリートが消失していることが説明できる。また、ペDESTAL深部のMCCIの結果、炉心物質がインナースカートに接触した可能性も否定できないが、そのような炉心物質とインナースカートの直接接触の有無に関わらず熱伝導率が高いインナースカートが伝熱経路となり、ペDESTAL内側壁の消失高さがインナースカートT字部上端の高さと一致した可能性を検討した。そして、ペDESTAL開口部側壁の一部が損傷、決壊したことで、MCCI二次生成物が格納容器D/W側に流出した可能性を検討した。

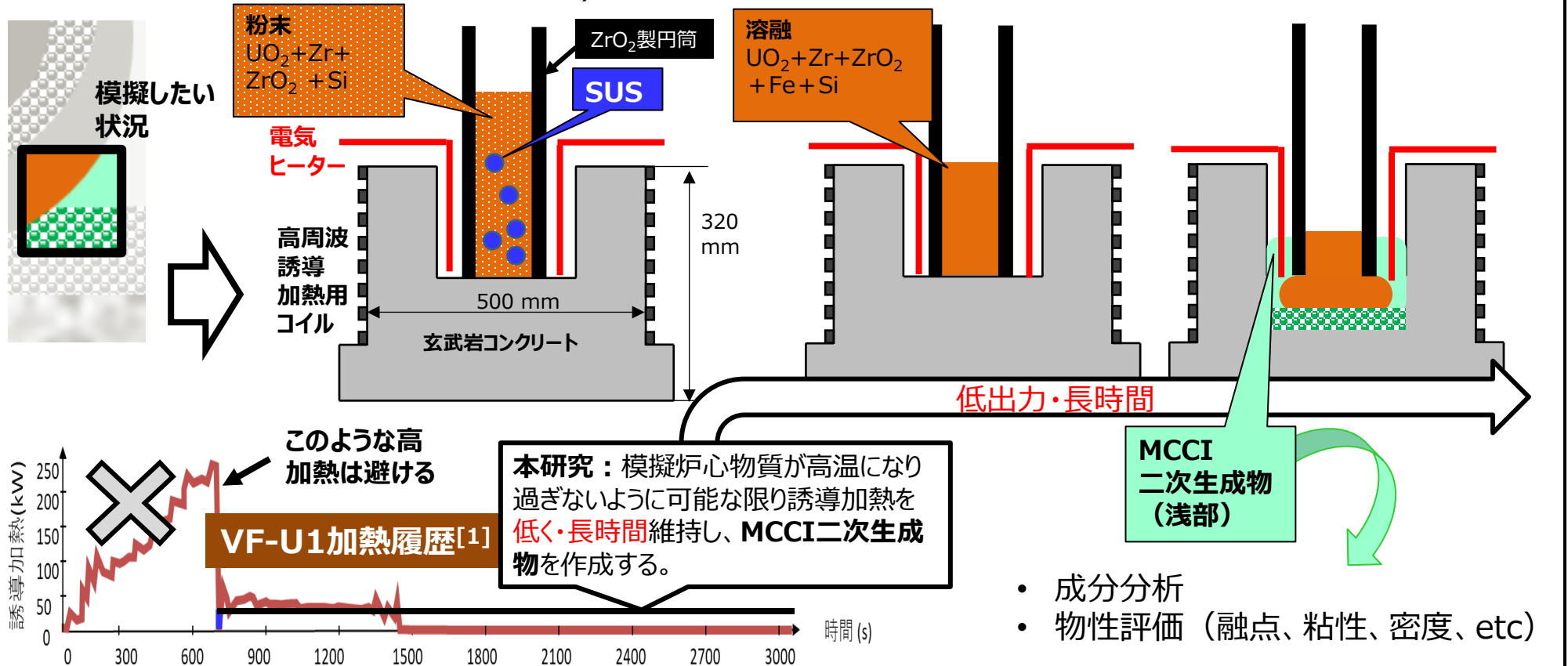
このようなシナリオを検討するためには実機事故条件と実験条件の間に生じる材料、空間、時間のスケーリング効果をどのように考慮するかが課題となる。本研究では、前頁に示したようにペDESTAL深部と浅部の現象をそれぞれ実験1、実験2に分割して検討し、スケーリング効果を考慮することを提案する。

(C-4) MCCI実験概念の検討

実験 (1) 炉心物質を主体としたMCCI二次生成物の生成実験 (案) (ペDESTAL深部を模擬)

実験 1 の目的 : 穏やかなMCCIによる二次生成物の作成と成分・物性評価

- Si含有U固液共存相 ($1600 < T < 2300$ K)とコンクリート床のMCCIにより生じるMCCI二次生成物の成分と物性を評価する。



[1] V. Bouyer, et, al., in The 9TH European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR2019), Prague, 2019.

(C-4) MCCI実験概念の検討

実験（1）炉心物質を主体としたMCCI二次生成物の生成実験（案） （ペデスタル深部を模擬）

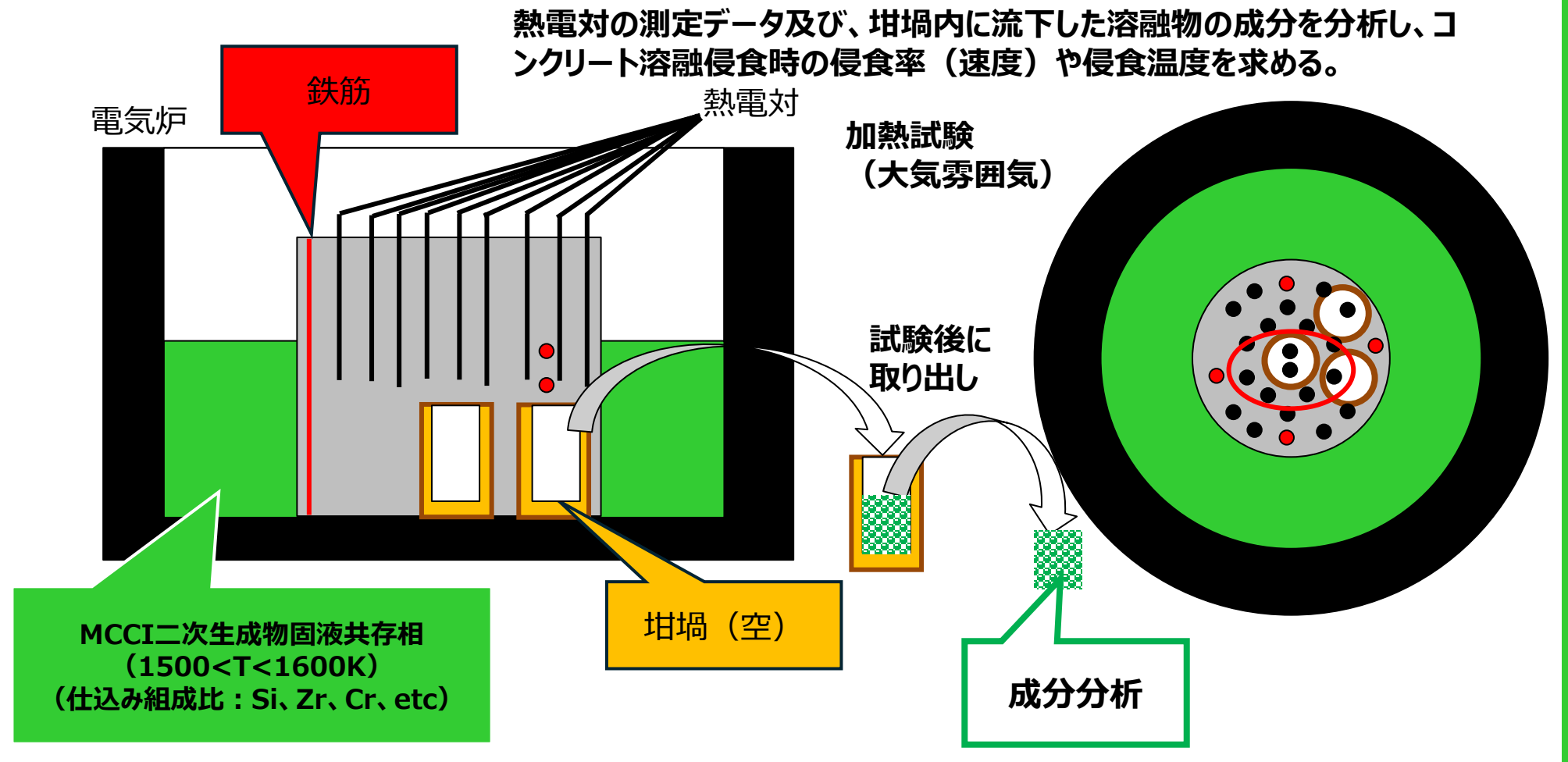
1号機ペデスタル深部では従来の過酷事故研究で想定されていたようなMCCIに近い、炉心物質主体の溶融物によるコンクリート侵食が生じていた可能性が考えられる。但し、比較的に低い崩壊熱で長期間MCCIが継続したことで、溶融物は半凝固したような状態で流動性が低く、MCCI二次生成物のうち、一部は溶融物とあまり混合せずに密度成層化してペデスタル浅部に移行した可能性が考えられる。そこで、そのような半凝固状態の溶融物によるコンクリート侵食により得られるMCCI二次生成物が溶融物との混合機会が限定的であった場合にどのような成分・物性になるのかを評価することを目的に、実験1を以下に提案する。

前頁に図示するように、CEA CadaracheのVULCANO施設で実施されてきたような誘導加熱試験装置を用いて可能な限り誘導加熱出力を低減し、半凝固状態に近い模擬炉心物質主体の溶融物によるコンクリート侵食でMCCI二次生成物を生成することを目標とする実験を提案する。模擬炉心物質には炉心物質主体の組成（ UO_2 、Zr、 ZrO_2 、Si）を粉末状にしたものを提案する。必要に応じて炉内及びペデスタル構造物を代表してステンレス鋼（SUS）試料（鉄球等）も模擬する。これらを耐熱製（ ZrO_2 製）円筒内に充填し、誘導加熱する。このとき、模擬炉心物質を完全に溶融させないレベルに誘導加熱出力を制御する。コンクリートには1Fと同様な玄武岩系コンクリートを用いる。模擬炉心物質とコンクリート床の接触により生じたMCCI二次生成物のうち、一部は ZrO_2 製筒の外に密度成層化するようにして、模擬炉心物質との接触による混合を可能な限り低減する。

(C-4) MCCI実験概念の検討

実験（2）MCCI二次生成物による鉄筋コンクリートの侵食実験（案） （ペDESTAL浅部を模擬）

実験2の目的：MCCI二次生成物による鉄筋入りコンクリート侵食挙動の解明



(C-4) MCCI実験概念の検討

実験（2）MCCI二次生成物による鉄筋コンクリートの侵食実験（案） （ペデスタル浅部を模擬）

1号機ペデスタル浅部では従来の過酷事故研究で想定されていないMCCI二次生成物によるコンクリート侵食が生じていた可能性が考えられる。MCCI二次生成物のうちでも、特に密度成層化してペデスタル浅部に移行したものは炉心燃料物質の含有率が低く、崩壊熱はほとんど有しておらず、ペデスタル深部やインナースカートを介した伝熱によって溶融状態にあった可能性が考えられる。そこで、そのようなMCCI二次生成物により鉄筋コンクリート中の鉄筋を残してコンクリート壁が溶融侵食されるようなことが起こりえるか否かを確認することを目的に、実験2を以下に提案する。

前頁に図示するように1号機ペデスタル深部を想定して実施された実験1により得られたMCCI二次生成物と同様な成分の模擬MCCI二次生成物を用いた実験を提案する。模擬MCCI二次生成物には炉心物質を含まない組成（Si、Zr、Cr、etc）を想定し、電気炉内で加熱溶融させる。模擬MCCI二次生成物が完全に溶融した後、鉄筋コンクリート試験片を電気炉内の模擬MCCI二次生成物プール中に設置する。又は、予め別の加熱炉で溶融させたMCCI二次生成物を、鉄筋コンクリート試験片を設置した電気炉に投入する。必要に応じて、可能であれば鉄筋コンクリート試験片内に小さな耐熱坩堝を設置しておき、鉄筋コンクリート試験片が溶融した際に得られるMCCI三次生成物を試験後に取り出して組成を分析や物性評価ができるようにする。

3.2.4 (D) 3D推定図の作成

(D) 3D推定図の作成

概要と目的 <公募要領より抜粋>

- これまでの調査、分析、解析、試験等から得られた成果を従来事業で作成した情報集約図、炉内状況推定図等に反映、更新し、最新の検討結果とします。本事業を除く他の研究、調査、評価等による知見については、反映の妥当性を検討し、反映が妥当と考えられる情報については、情報集約図、炉内状況推定図等に反映します。情報集約図、炉内状況推定図等に反映する際は、号機毎の損傷、燃料デブリ分布状況を視覚的に分かりやすく反映させるために3次元推定図を作成します。
- 3次元推定図を含めた検討結果を燃料デブリ取り出し作業の検討及び作業側へ提供します。情報の受け手側の理解度を向上させ、燃料デブリ取り出し方法を効率的に検討するため、3次元推定図は縦断面図、横断面図、PCV内の配管・機器類の着脱が可能なものとします。

実施方法とアウトプットイメージ

2023年度及び2024年度実施

- 実機図面からRPV損傷状況及び燃料デブリのPCV内移行挙動の推定に関わる箇所の3D-CADを作成する。
- 作成した3D-CADから3D-CGを作成する。梶葉遠隔技術開発センターで提供している1F施設データ及び東京電力から提供される設計情報に関わる資料も可能な限り3D-CGに反映する。
- 原子力機構が開発したアプリケーション（debrisEye）により、縦断面図、横断面図、PCV内の配管等の着脱が可能なものとする。

2024年度実施

- タスク (A)(B)(C)にて得られた結果を総括し、3D推定図に反映する。

成果の反映先

- 1～3号機に対しては、3D化したプラットフォーム上でより視覚的に理解しやすい推定図の作成。

(D) 炉内状況推定図（1号機）の追加情報

各タスクからの成果

実施項目	成果
(A) 事故進展評価	径方向のMCCIによる侵食はインナースカートにより抑えられた可能性
(B) RPV損傷状況の把握	- RPV底部には1m程度の穴がある可能性 - RPV底部の内面は一部溶融し、RPVが薄くなっている可能性
(C) 炉心物質移行挙動評価	CRDハウジング周囲からの局所的な破損
内部調査結果	- ドローンによるPCV内部調査結果 [1-1] - ROVによるPCV内部調査結果 [1-2～1-5] - SUGV及びFirstlookによるウェルプラグ調査結果 [1-6]
設計情報	- インナースカート及び配筋 - CR挿入引抜配管 - プラットフォーム - RPV下部ヘッド

[1-1]TEPCO HD:

福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ベDESTAL内部の状況について

<https://photo.tepco.co.jp/date/2024/202403-j/240318-01j.html>

[1-2]TEPCO HD:

福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況（2月10日時点）

<https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202202-j/220210-01j.html>

[1-3]TEPCO HD:

福島第一原子力発電所 1号機PCV内部調査(ROV-A2)の実施状況(3月14～16日の作業状況)

<https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202203-j/220324-01j.html>

[1-4]TEPCO HD:

福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査（水中ROV-A2）の実施状況（5月17,18日の作業状況）

<https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202205-j/220519-02j.html>

[1-5] TEPCO HD:

福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査（水中ROV-A2）の実施状況（5月19日の作業状況）

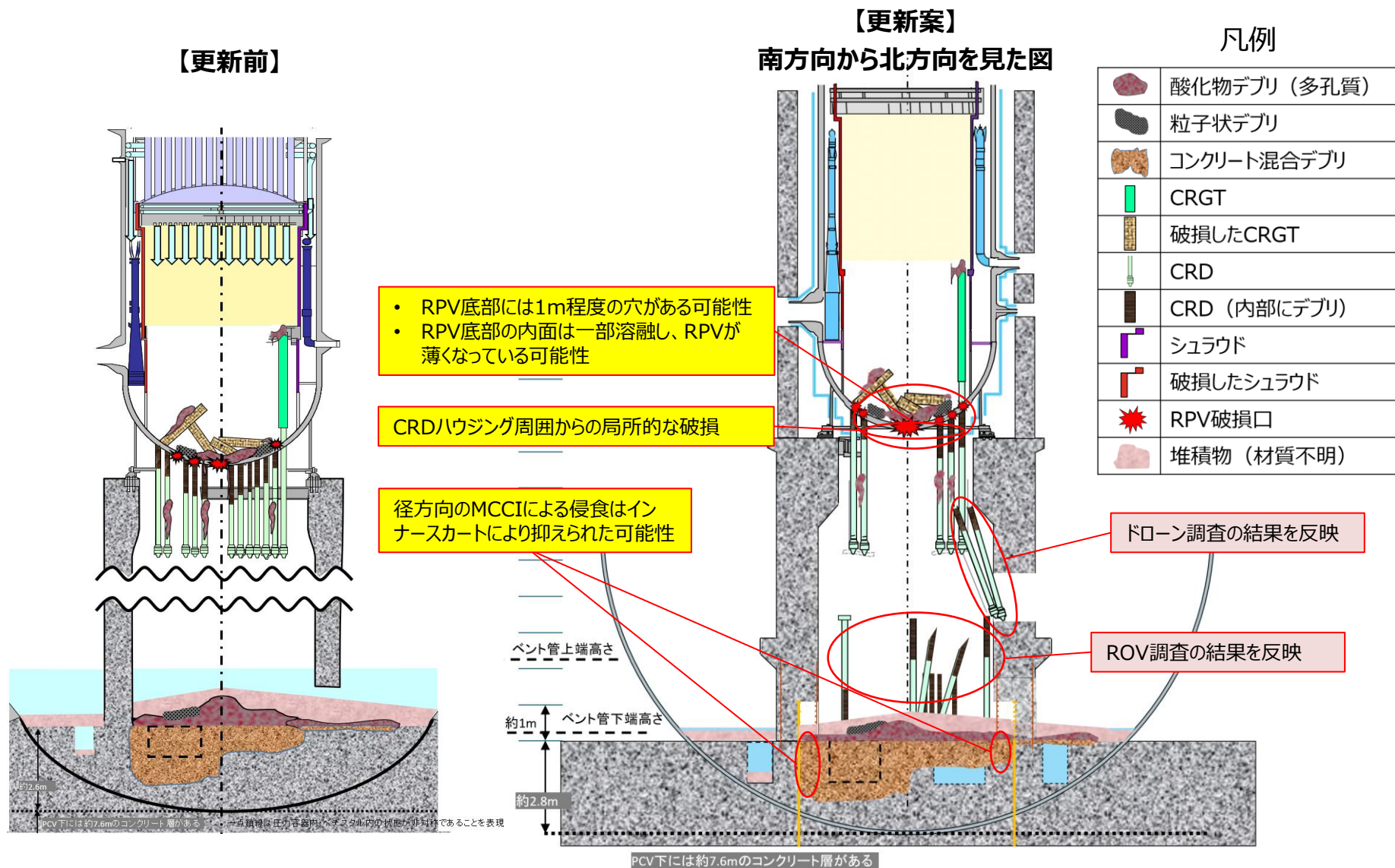
<https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202205-j/220523-01j.html>

[1-6] TEPCO HD:

福島第一原子力発電所 1号機ウェルプラグ調査について（2019年6月27日）

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/06/3-2-4.pdf>

(D) 2D推定図の作成 (1号機)

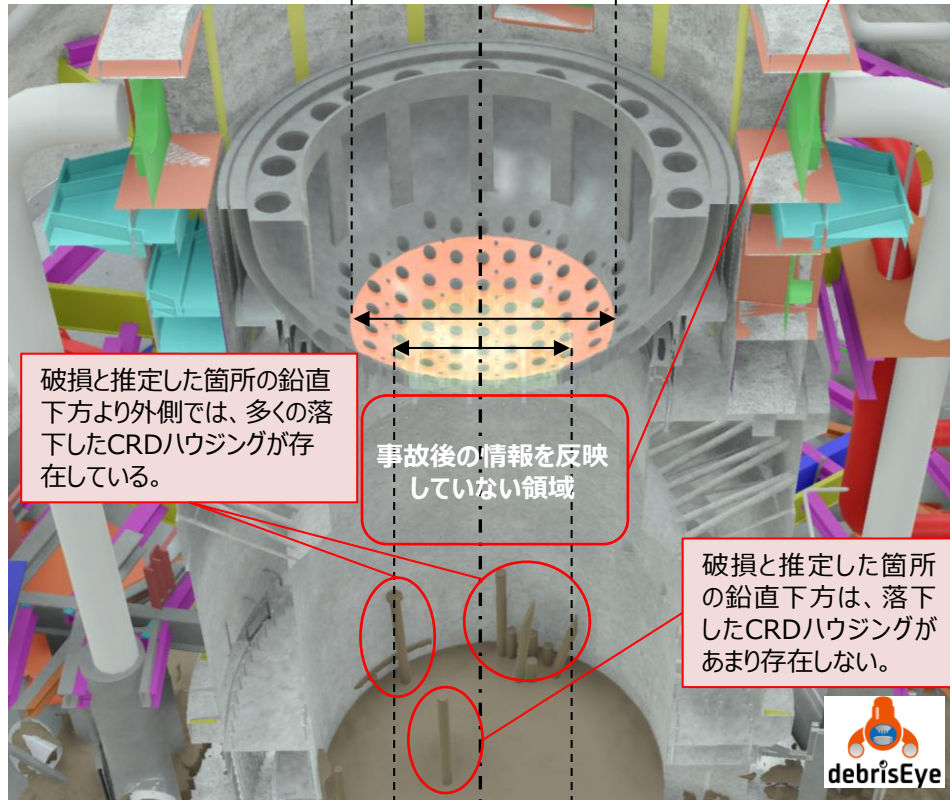


(D) 3D推定図の作成 (1号機)

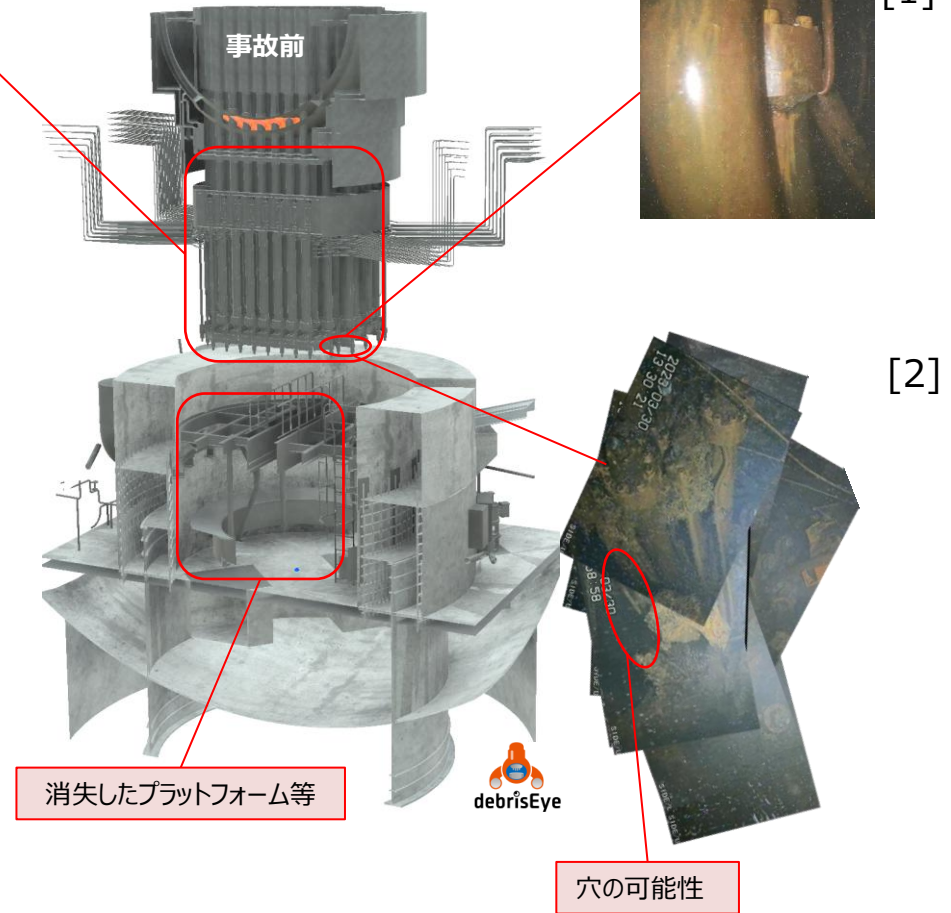
各タスク成果の反映

内部調査で鮮明に撮影されていない範囲、かつ、本事業で評価対象としていない範囲であるが、中心部の構造物は消失している可能性が高い。

RPV溶融と推定した範囲（表面のみ）



RPV破損と推定した範囲



[1] 東京電力ホールディングス, “1号機PCV内部調査（気中部調査）について”, 2024年2月29日, <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-2.pdf>
[2] IRID, 東京電力HD, “1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について”, 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39回）資料1, 2023年9月12日
<https://www.nra.go.jp/data/000448469.pdf>

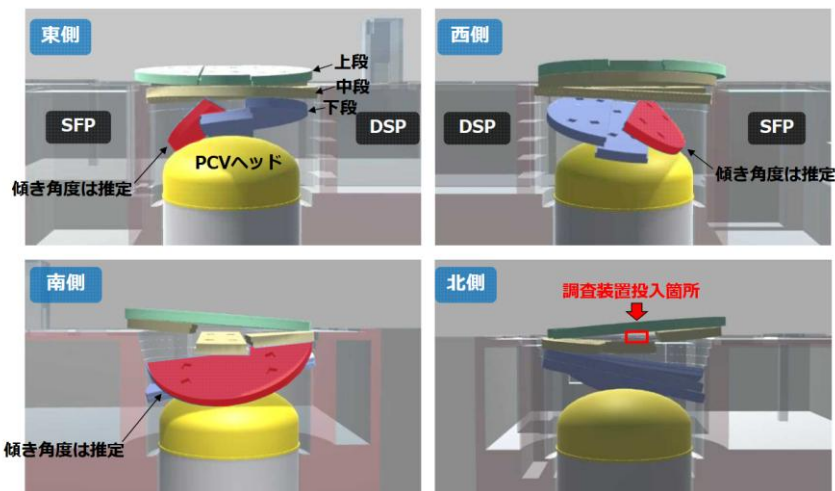
(D) 3D推定図の作成 (1号機)

SUGV及びFirstlookによるウェルプラグ調査結果

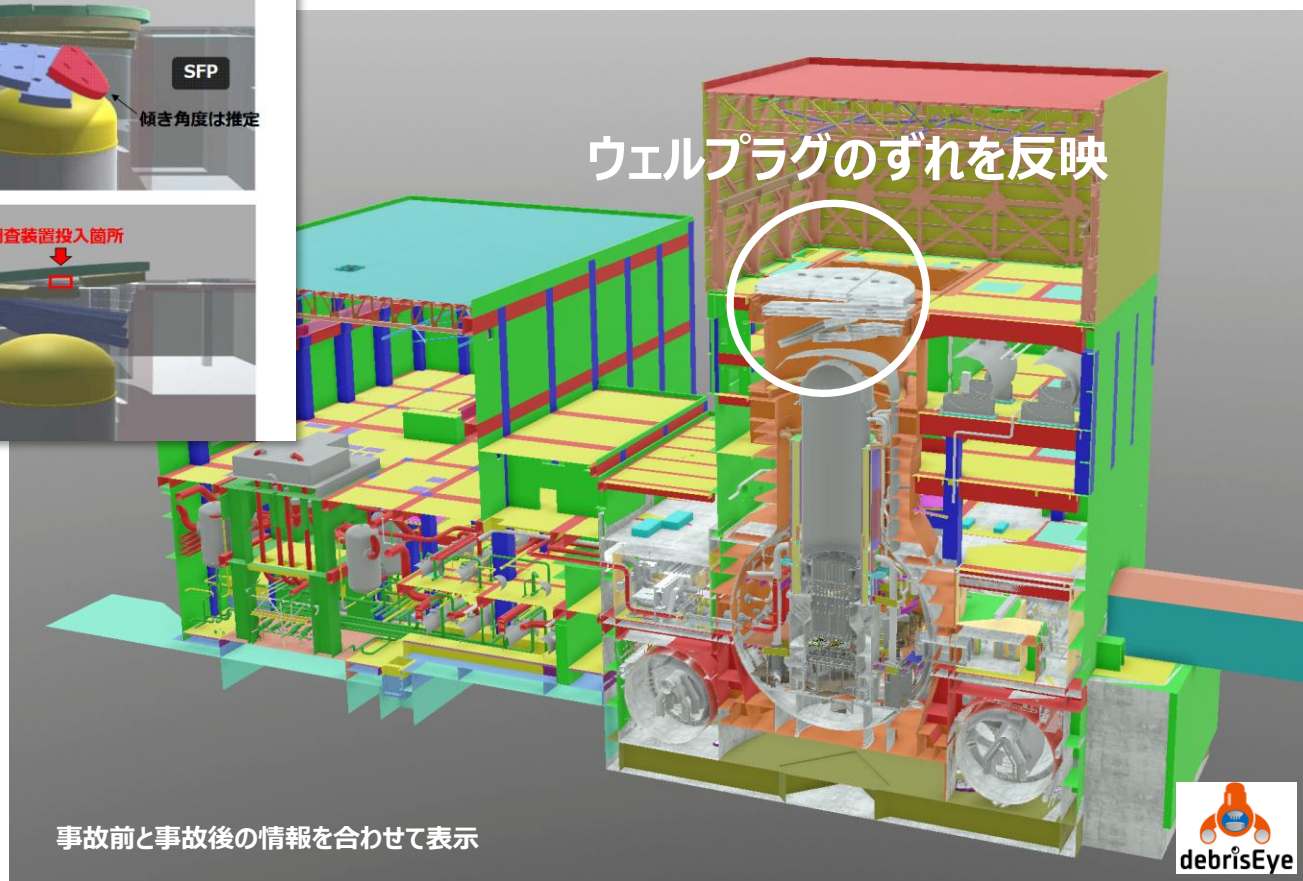
2. プラグのずれ状況

2017/3/30 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料
「福島第一原子力発電所1号機オペレーティングフロア調
査結果(中間)」について」抜粋

■ ウェルプラグ状態図 (調査結果を基にイメージ図を作成)



1号機全体の構築状況



(D) 炉内状況推定図（2号機）の追加情報

各タスクからの成果

実施項目	成果
(A) 事故進展評価	—
(B) RPV損傷状況の把握	—
(C) 炉心物質移行挙動評価	• CRDハウジング付着物は炉心金属物質である可能性。 • 消失したスタブチューブ周囲に上部タイプレート程度の大きさの構造物が通過するほどの損傷孔は存在しない可能性。 • CRDハウジング周囲からの局所的な破損
内部調査結果	• 試験的デブリ取り出し [2-1] （比較的鮮明な画像を繋げ、3D推定図用のテクスチャを作成したが、撮影された範囲がかなり狭いため、未反映）
設計情報	—

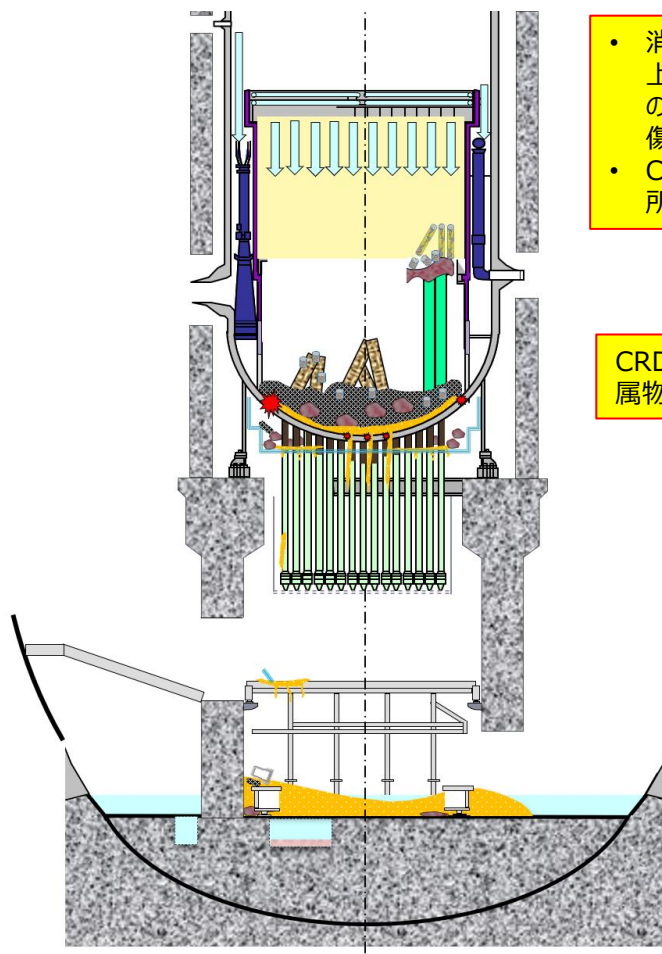
[2-1]TEPCO HD:

2号機 燃料デブリの試験的取り出し

<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/fuel-debris/index-j.html?nuclear02&investigation5#step04>

(D) 2D推定図の作成 (2号機)

【更新前】

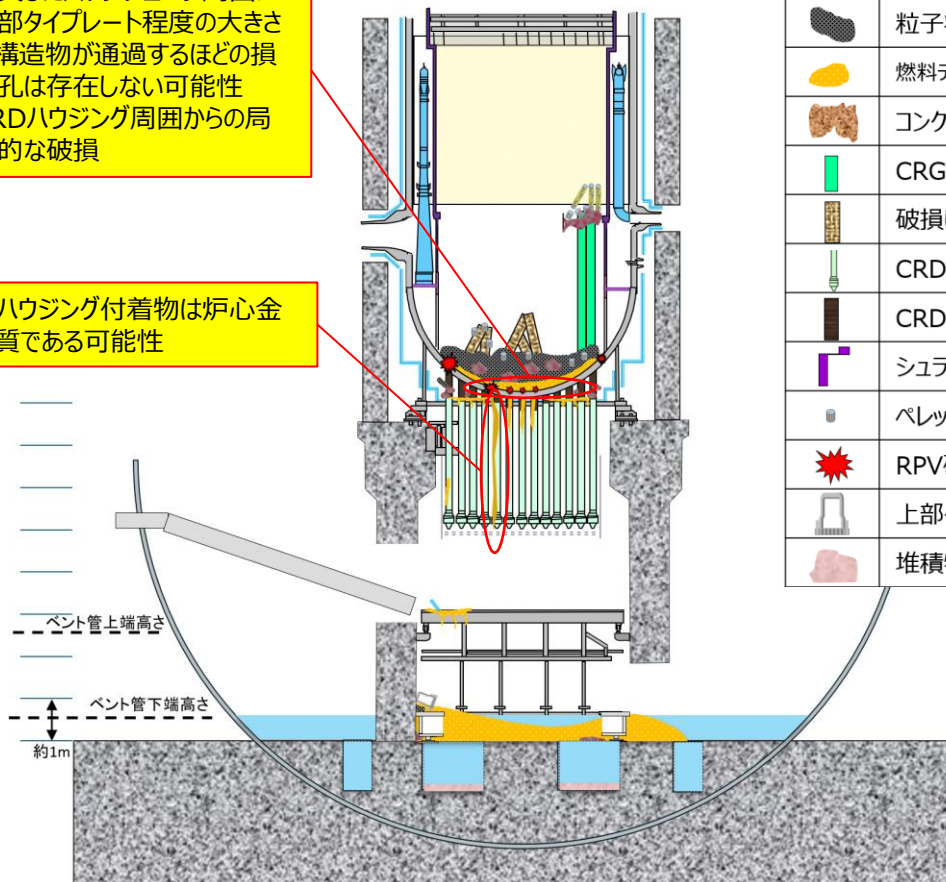


- 消失したスタブチューブ周囲に上部タイプレート程度の大きさの構造物が通過するほどの損傷孔は存在しない可能性
- CRDハウジング周囲からの局所的な破損

CRDハウジング付着物は炉心金属物質である可能性

【更新案】

南西方向から北東方向を見た図

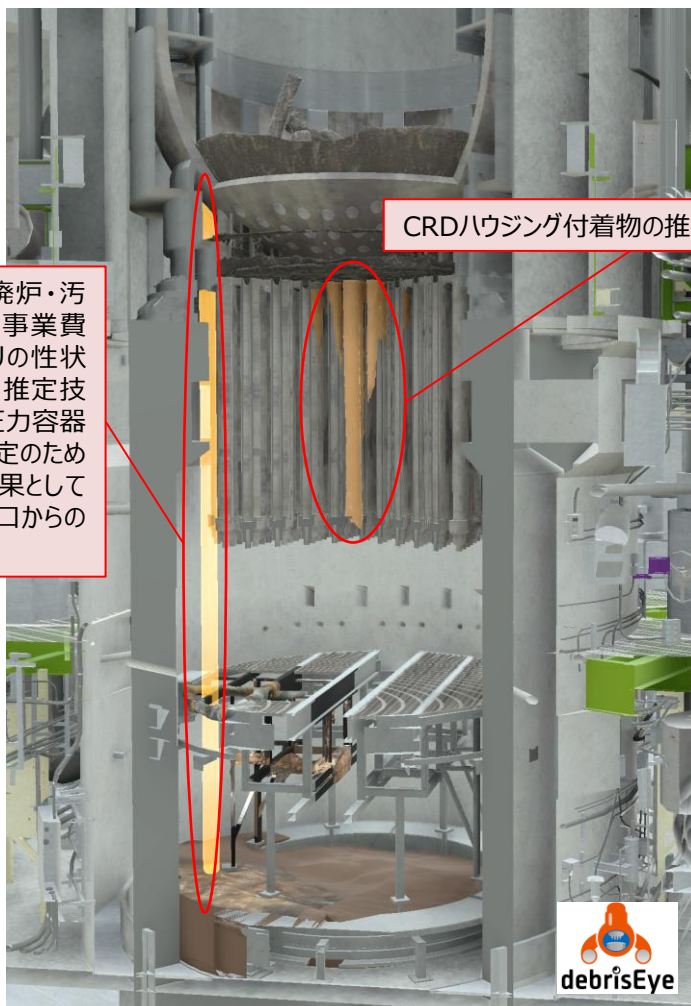


凡例

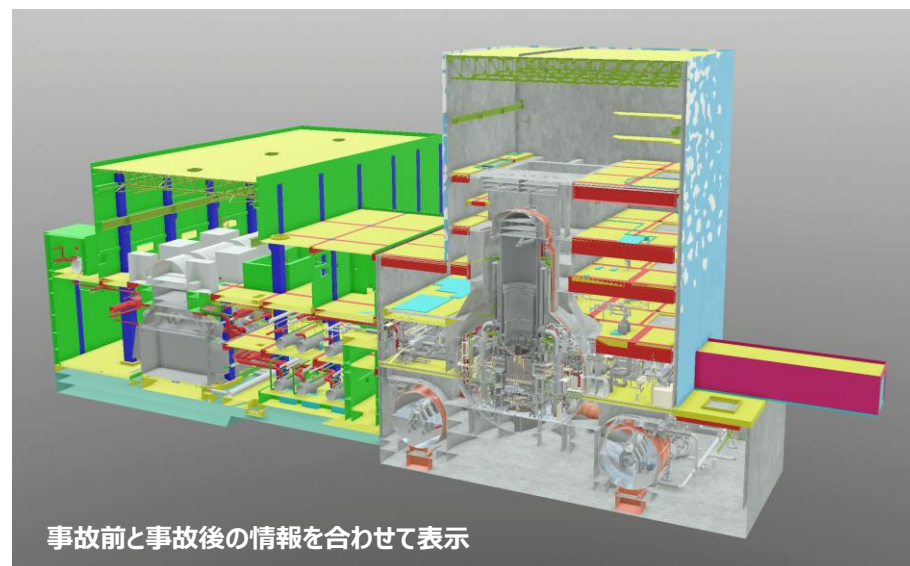
	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ (多孔質)
	粒子状デブリ
	燃料デブリ (金属を多く含む)
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD (内部にデブリ)
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物 (材質不明)

(D) 3D推定図の作成 (2号機)

各タスク成果の反映



2号機全体の構築状況



(D) 炉内状況推定図（3号機）の追加情報

各タスクからの成果

実施項目	成果
(A) 事故進展評価	• 燃料デブリ落下時の水素発生、細粒化を考慮し、MCCIによる侵食を従来推定よりも少なくした。
(B) RPV損傷状況の把握	• RPV底部には0.5 m程度の穴がある可能性
(C) 炉心物質移行挙動評価	• CRDハウジング周囲からの局所的な破損
内部調査結果	• ROVによるPCV内部調査結果[3-1]
設計情報	• RPV下部ヘッド

[3-1]TEPCO HD:

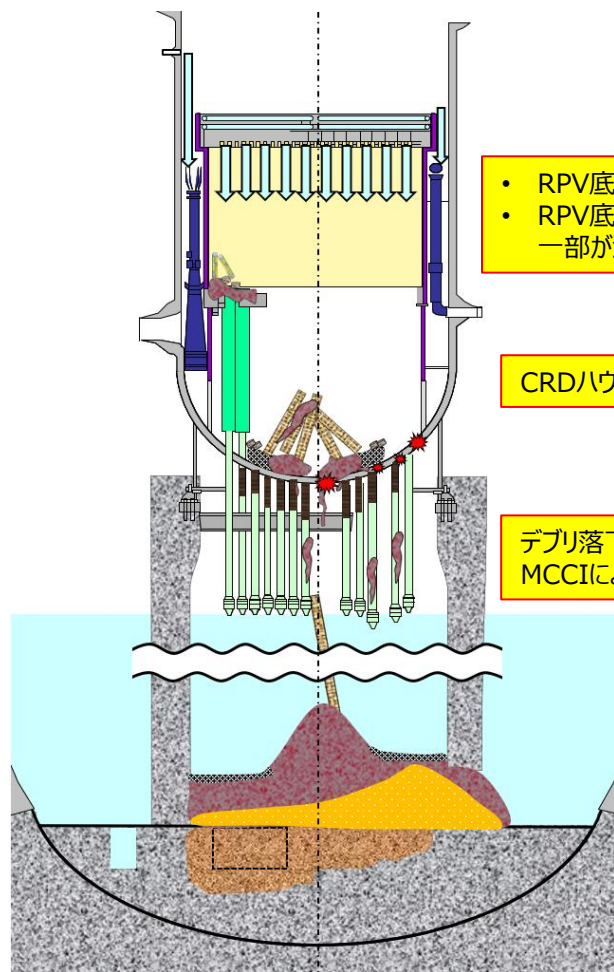
福島第一原子力発電所 3号機原子炉格納容器内部調査 映像からの3次元復元結果

<https://photo.tepco.co.jp/date/2018/201804-j/180426-02j.html>

(D) 2D推定図の作成 (3号機)

2D推定図

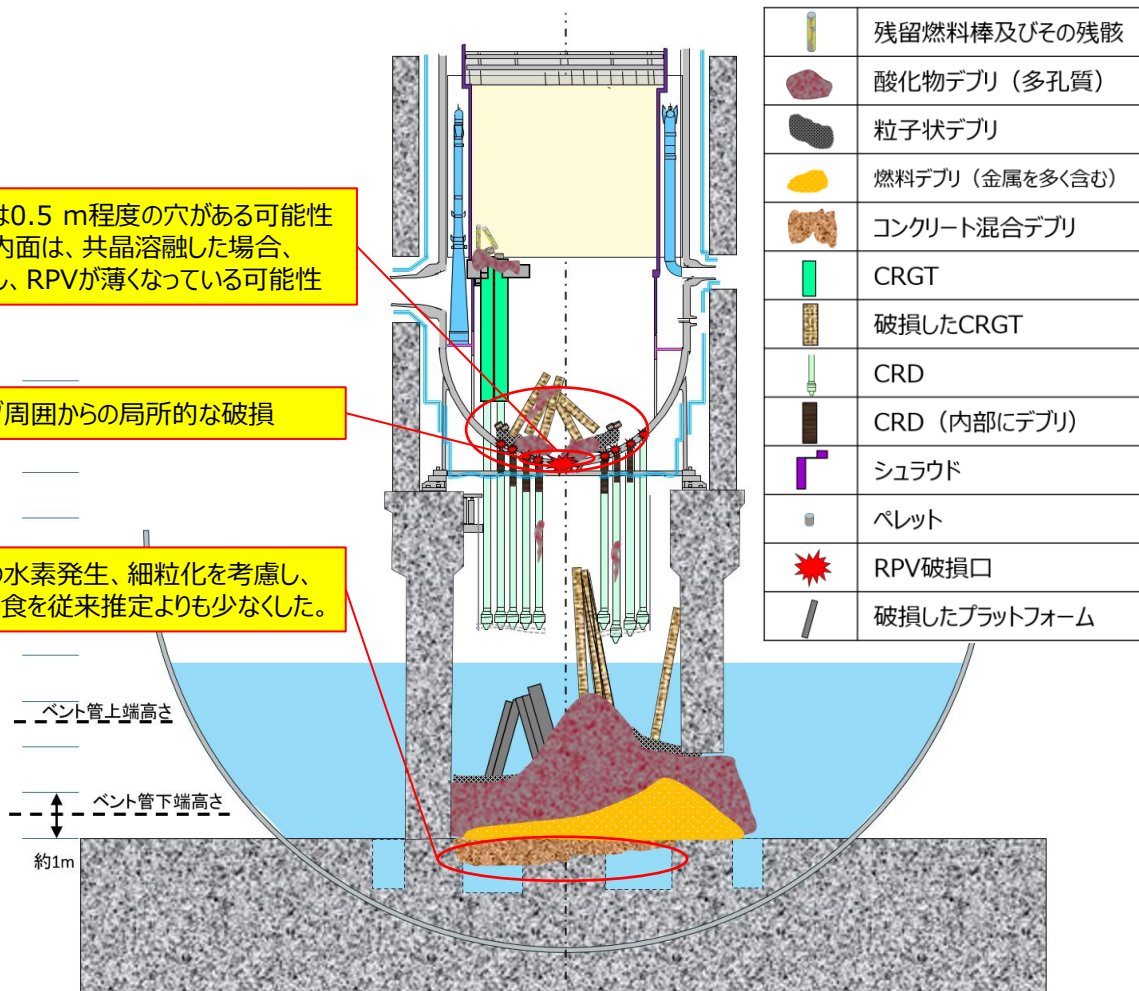
【更新前】



【更新案】

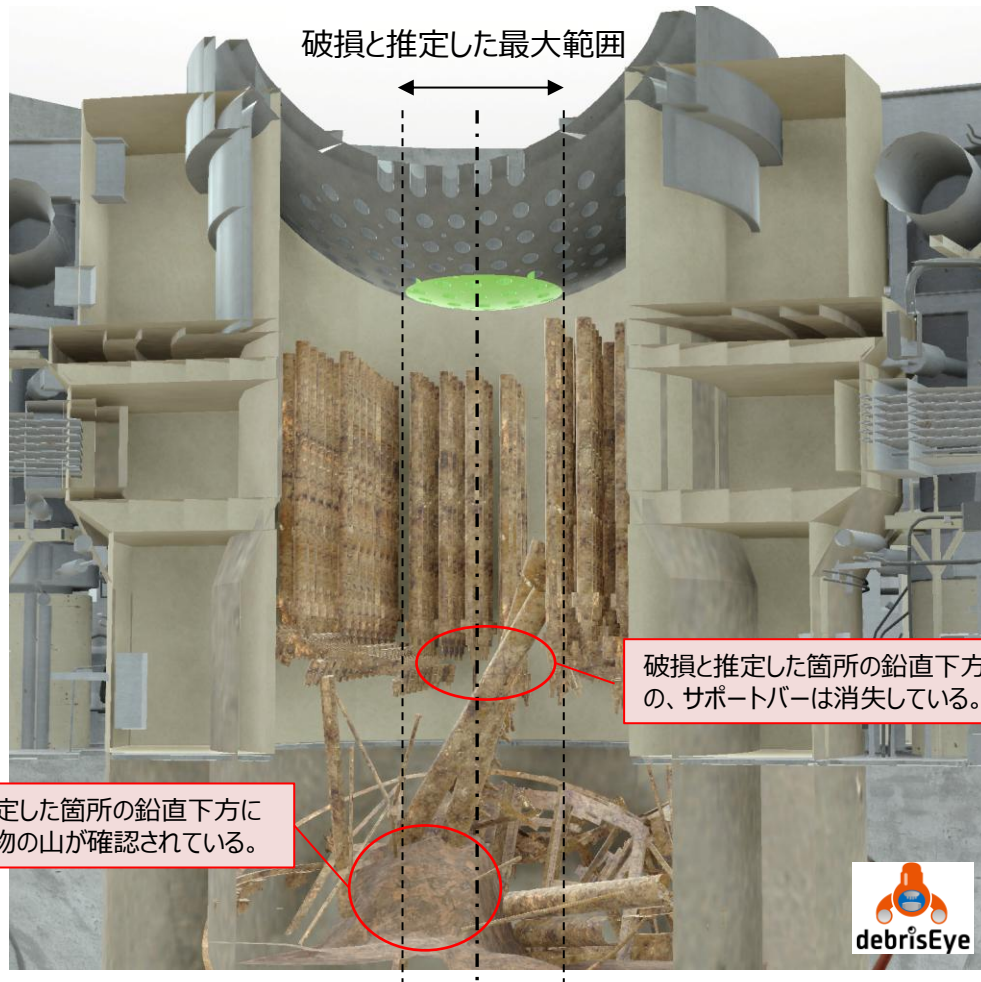
南西方向から北東方向を見た図

凡例

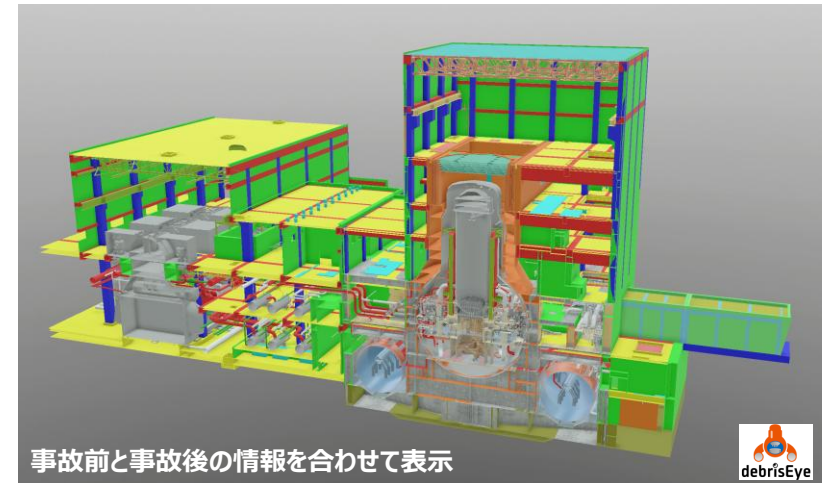


(D) 3D推定図の作成 (3号機)

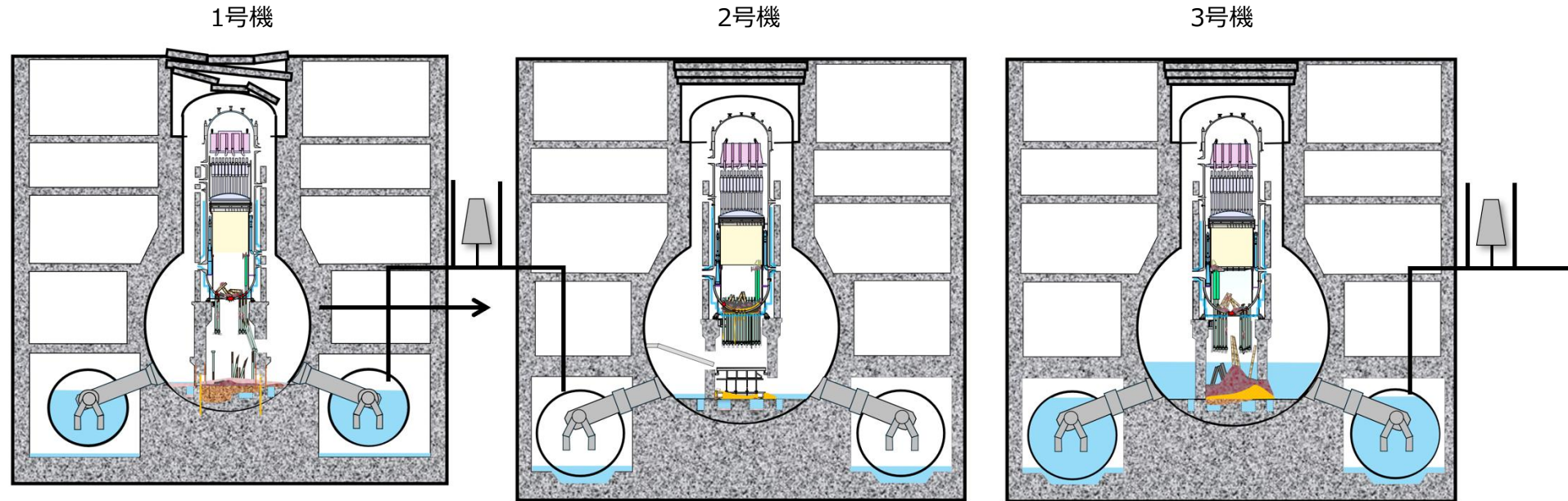
各タスク成果の反映



3号機全体の構築状況



(D) 2D推定図の作成 (水位)



	ペDESTル床	D/W床	S/C	トラス室
1号機 [1]	ほぼ無し	ほぼ無し	T.P. 4600	T.P.-2206
2号機 [2-3]	ほぼ無し	ほぼ無し	T.P.-2800	T.P.-2660
3号機 [4]	T.P. 8074～8764	T.P. 8074～8764	資料より目算 T.P.4100	T.P.-2206

- [1] TEPCO, 1号機 S/C水位の低下の状況について (2025年2月17日), 特定原子力施設監視・評価検討会 (第116回) 資料4-1
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/evaluation_review/pdf/2025/evaluation_review_2025021702.pdf
- [2] TEPCO, 建屋滞留水処理等の進捗状況について (2023年4月14日), 特定原子力施設監視・評価検討会 (第107回) 資料7-7
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/evaluation_review/pdf/2023/evaluation_review_2023041414.pdf
- [3] TEPCO, 福島第一原子力発電所 2号機燃料デブリ試験的取り出し作業の進捗状況 (ペDESTル底部の様子) (2024年10月3日)
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=15440
- [4] TEPCO, 1・3号機S/C水位低下の取組状況について(2024年12月16日), 特定原子力施設監視・評価検討会 (第115回) 資料2-6
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/evaluation_review/pdf/2024/evaluation_review_2024121607.pdf

3.3 成果のまとめ

3.3 成果のまとめ

(A) 事故進展評価

1号機	インナースカートの存在がMCCIに影響を与えることが判明し、コンクリート成分を主成分とするMCCI二次生成物が存在する可能性を見出した。
2号機	非凝縮性ガスの存在量に不確かさはあるものの、S/C外部冷却の効果により、3月15日朝の格納容器圧力低下が説明可能であることを示した。
3号機	S/Cからの逆流によりD/Wに水位が形成されることが判明した。また、燃料デブリ落下時の水素発生や細粒化を考慮すると、MCCIによる侵食は小さい可能性が示唆された。

(B) RPV損傷状況の把握

1・3号機	実機的设计情報を反映した解析モデルを用い、事故進展を踏まえた熱流動－構造連成解析を実施。その結果、RPV下部ヘッドの中心部が破損している可能性を示した。
-------	--

(C) 炉心物質移行挙動評価

2・3号機	事故進展や既存のプラント内部調査結果等の情報を統合的に分析し、炉心物質移行挙動評価のための境界条件を導出した。
2号機	早稲田大学のMPS法による溶融物挙動解析により、ペDESTAL外周部で確認された燃料集合体上部タイプレートの移行経路形成をもたらす複数の炉心物質移行シナリオを示し、2号機の3D推定図精緻化のための炉心物質移行シナリオを提案した。
3号機	同じくMPS法による解析により、RPV下部プレナム内中央およびその直下の保温層領域のミュオン画像には黒い影がほとんど見られない一方で、RPV外周部近傍にはわずかに影が確認された。また、中央部のCRDハウジングが欠落していることも整合する包括的な炉心物質移行シナリオを示し、英知事業（早稲田大学：2019～2021年度）の成果を精緻化し、推定図に反映するためのシナリオを提示した。
1・3号機	ペDESTAL堆積物深部のコンクリート性状推定に資する、低出力かつ長時間継続するMCCIに着目した新たなMCCI実験概念を検討。そのために、MPS法解析コードへの新クラスモデルの開発・実装、現実的な計算機資源と計算コストの評価、国外の既存MCCI実験施設の能力調査を実施した。

(D) 3D推定図の作成

1・2・3号機	(A) ～ (C) の成果を総合的に評価し、実機的设计情報を反映した1～3号機の2Dおよび3D推定図を作成した。
---------	--

主な専門用語、略語等の説明

略語	名称/用語	和訳
BAF	Bottom of Active fuel	有効燃料底部
BSAF	Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Project	福島第一原子力発電所事故のベンチマーク研究プロジェクト
CAMS	Containment Atmospheric Monitoring System	格納容器雰囲気モニタリングシステム
CR	Control Rod	制御棒
CRD	Control Rod Drive	制御棒駆動機構
CRGT	Control Rod Guide Tube	制御棒案内管
D/W	Dry Well	ドライウェル
ELSA	Experiment on Late In-vessel Severe Accident Phenomena	RPV下部ヘッド貫通部破損試験
ICM	In-core Monitor	インコアモニタ
LEISAN	Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors	制御棒ブレード破損試験装置
LMP	Larson Miller Parameter	ラーソンミラーパラメータ
MAAP	Modular Accident Analysis Program	モジュール事故解析プログラム
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	溶融炉心-コンクリート相互作用
MPS	Moving Particle Semi-implicit	粒子法
OECDNEA	Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構/原子力機関
PCV	Primary Containment Vessel	原子炉格納容器
P/D	Pedestal	ペDESTAL
PLR	Primary Loop Recirculation System	原子炉再循環系

主な専門用語、略語等の説明

略語	名称/用語	和訳
RCW	Reactor Component Cooling Water System	原子炉補機冷却系
ROV	Remotely Operated Vehicle	遠隔型操作型無人探査機
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
RV	Reactor Vessel	原子炉容器
LUHS	Loss of Ultimate Heat Sink	最終ヒートシンク喪失
SA	Severe Accident	過酷事故
S/C	Suppression Chamber	圧力抑制室
SUGV	Surface Unmanned Ground Vehicle	無人地上車両
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料頂部
UDF	User Defined Function	ユーザー定義関数
WSPEEDI	Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information	世界版緊急時環境線量予測システム

専門用語	説明
燃料デブリ	一般には高温となった燃料が、制御棒や原子炉圧力容器内及び構造物等とともに溶け、冷えて固まった物質をいうが、多種多様であり、本報告では基本的に、日本原子力学会核燃料部会が2018年11月に発表したポジションステートメントや、原子力損害賠償・廃炉等支援機構の「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2019」の中の整理を踏襲する。
金属デブリ/酸化物デブリ	炉心構造物材（ジルカロイやステンレス鋼等）が熔融凝固したものも、燃料デブリと容易に分離できないものは燃料デブリに含まれるものとするが、単独で存在する場合は、本報告においては金属デブリと呼び、酸化している場合は、酸化物デブリと呼ぶ。
堆積デブリ	炉心物質が下方の領域に移行し、構造物等を巻き込んで堆積したデブリを堆積デブリと呼ぶ。
DC	クリープ損傷値（DC : Damage due to Creep）は、高温で長時間使用する材料の寿命消費を表す指標で、使用時間をクリープ破断寿命で割って算出します。DC=1となった場合に、クリープ破損と評価します。