

令和4年度開始
「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金
(燃料デブリの性状把握のための分析・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) 」

2022年度最終報告

2023年9月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
廃炉環境国際共同研究センター

目次

1. 事業実施内容

<u>1.1 実施内容の概要</u>	P.4
<u>1.2 実施項目間の関係</u>	P.5
<u>1.3 他事業との関係 及び インプット・アウトプット情報</u>	P.6
<u>1.4 実施体制図</u>	P.7

2. 事業成果

<u>2.1 事故進展評価（2号機・3号機）</u>	P.9 (タスク(A))
<u>2.2 模擬試験</u>	P.15 (タスク(B))
<u>2.3 材料強度試験</u>	P.22 (タスク(B))
<u>2.4 熱流動・構造連成解析（2号機）</u>	P.27 (タスク(B))
<u>2.5 早稲田大学MPS法解析コードの高速化改良</u>	P.32 (タスク(C))
<u>2.6 CRDハウジング内に移行する炉心物質挙動の解析（2号機）</u>	P.35 (タスク(C))
<u>2.7 保温層板上に移行する炉心物質の挙動解析（2号機）</u>	P.39 (タスク(C))
<u>2.8 炉内状況推定図（2号機）の更新</u>	P.42 (タスク(A))
<u>2.9 3D推定図の作成（2号機）</u>	P.44 (タスク(A))
<u>3. 成果のまとめ</u>	P.51

1. 事業実施内容

1.1 実施内容の概要

公募要領記載内容（抜粋）

- (A) 事故進展評価及び総合的な炉内状況把握
- (B) 原子炉圧力容器破損状況の把握
- (C) 炉心物質移行挙動評価

次頁で説明する
各タスクの範囲

- 事故の初期段階に生じる崩壊熱及び酸化反応熱による燃料の溶融反応、溶融した物質量等の評価においては、各号機の事故時の冷却状況を考慮したSA解析コードによる評価を行います。
- 溶融した燃料デブリの流下とRPVの構造上、強度上の熱影響を受けやすい点を考慮し、RPVの破損状況、破損箇所からの燃料デブリの流出、ペデスタル内への移行、ペデスタル内での拡大挙動の評価を行います。RPVの構造、溶接線の位置等については、原子力規制委員会の資料※1に整合させます。RPV、PCVの寸法等については、国際廃炉研究開発機構の資料※2に整合させます。
- PCV内部調査をはじめとした現場調査・測定の結果及び調査・測定の際に得られたサンプル分析の結果については、経済産業省 廃炉・汚染水・処理水チーム会合／事務局会議の資料※3及び原子力規制委員会 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の資料※4に整合させます。
- 必要に応じて、BWRの炉内構造物の溶融過程等を模擬溶融試験で、溶融した燃料デブリの移動過程等を流動シミュレーションによる評価で確認します。
- 得られた調査、分析、解析、試験等の成果を従来の炉内状況の推定図等に反映し、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、炉内状況の推定図等に反映します。
- 検討結果は、燃料デブリ取り出し作業の検討及び実施側へ提供します。情報の受け手側の理解度を向上させ、今後の燃料デブリ取り出し方法の効率的な検討に資することが可能となる3D的な図、モデル等の作成を検討します。情報の受け手側の理解促進につながる切断面、パーツの外し方等も検討します。

(A)

(B)

(A)(B)
(C)

(C)

(A)

(A)

※1：原子炉容器等における製造方法及び製造メーカーの調査結果:

※2：国際廃炉研究開発機構 参考文献:

※3：廃炉・汚染水・処理水チーム会合／事務局会議:

※4：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:

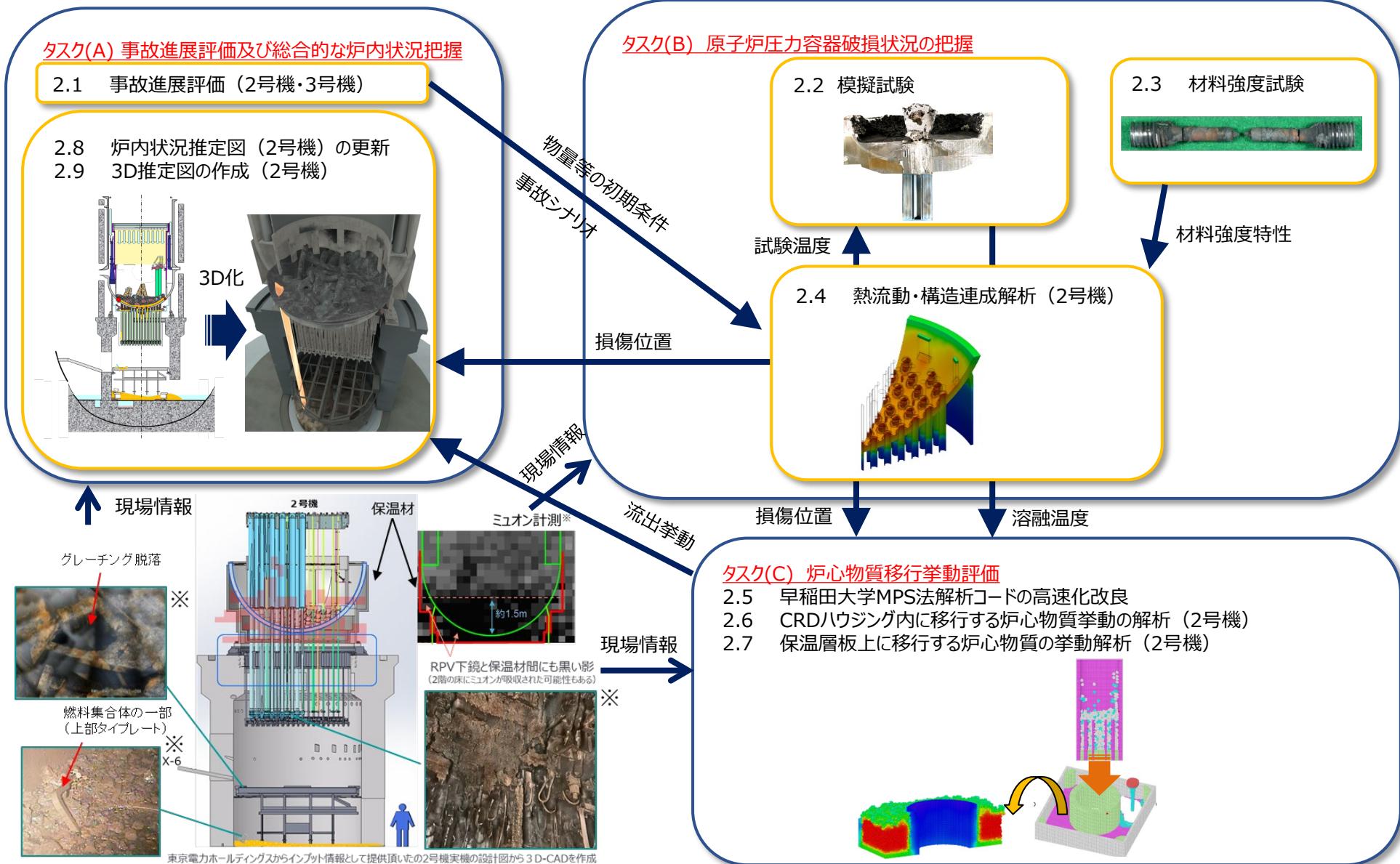
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11736961/www.nsr.go.jp/data/000167067.pdf>

http://irid.or.jp/debris/Reference_J.pdf

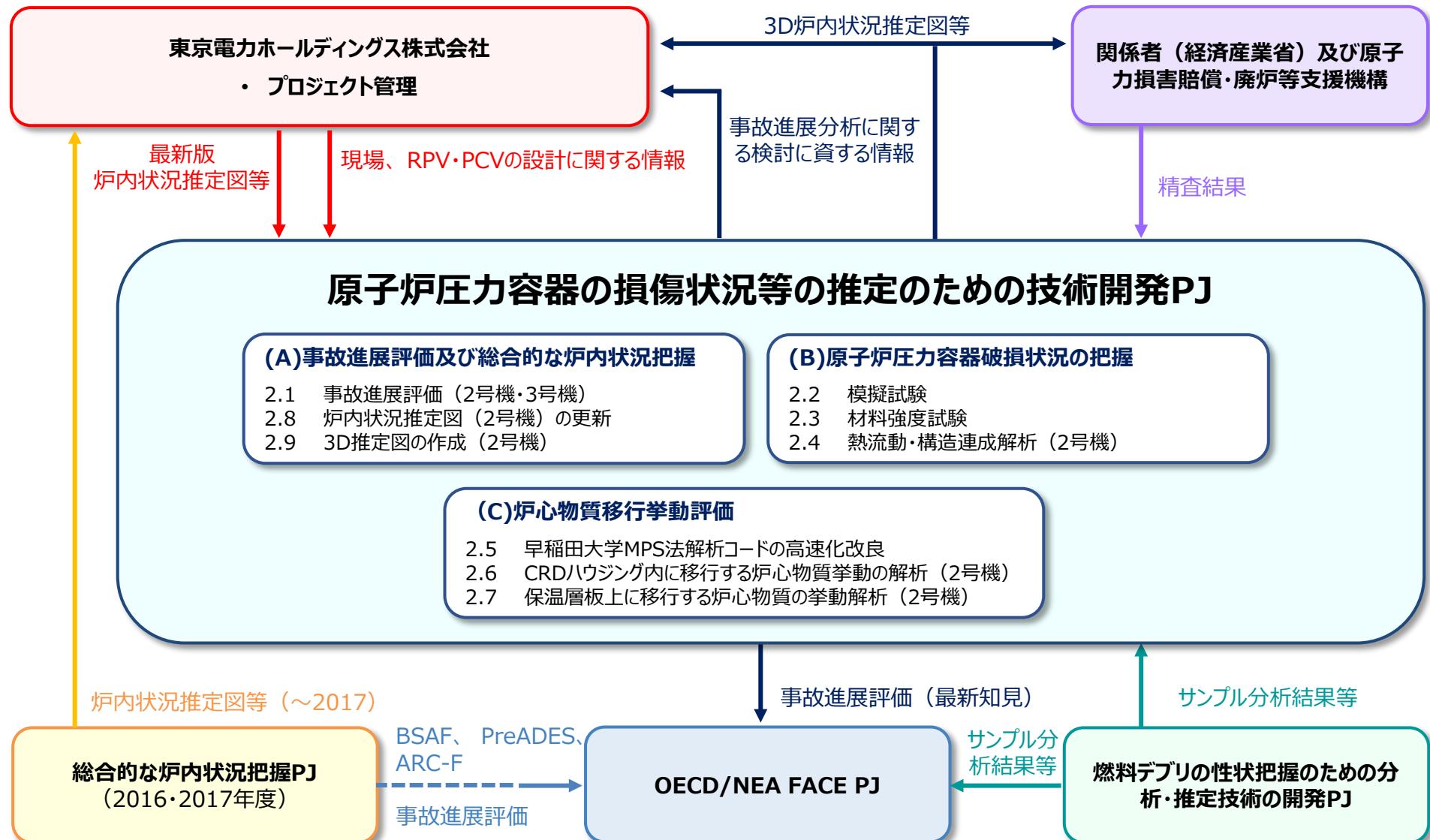
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning.html#team_jimukyoku

https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisyajiko_bunseki01/index.html

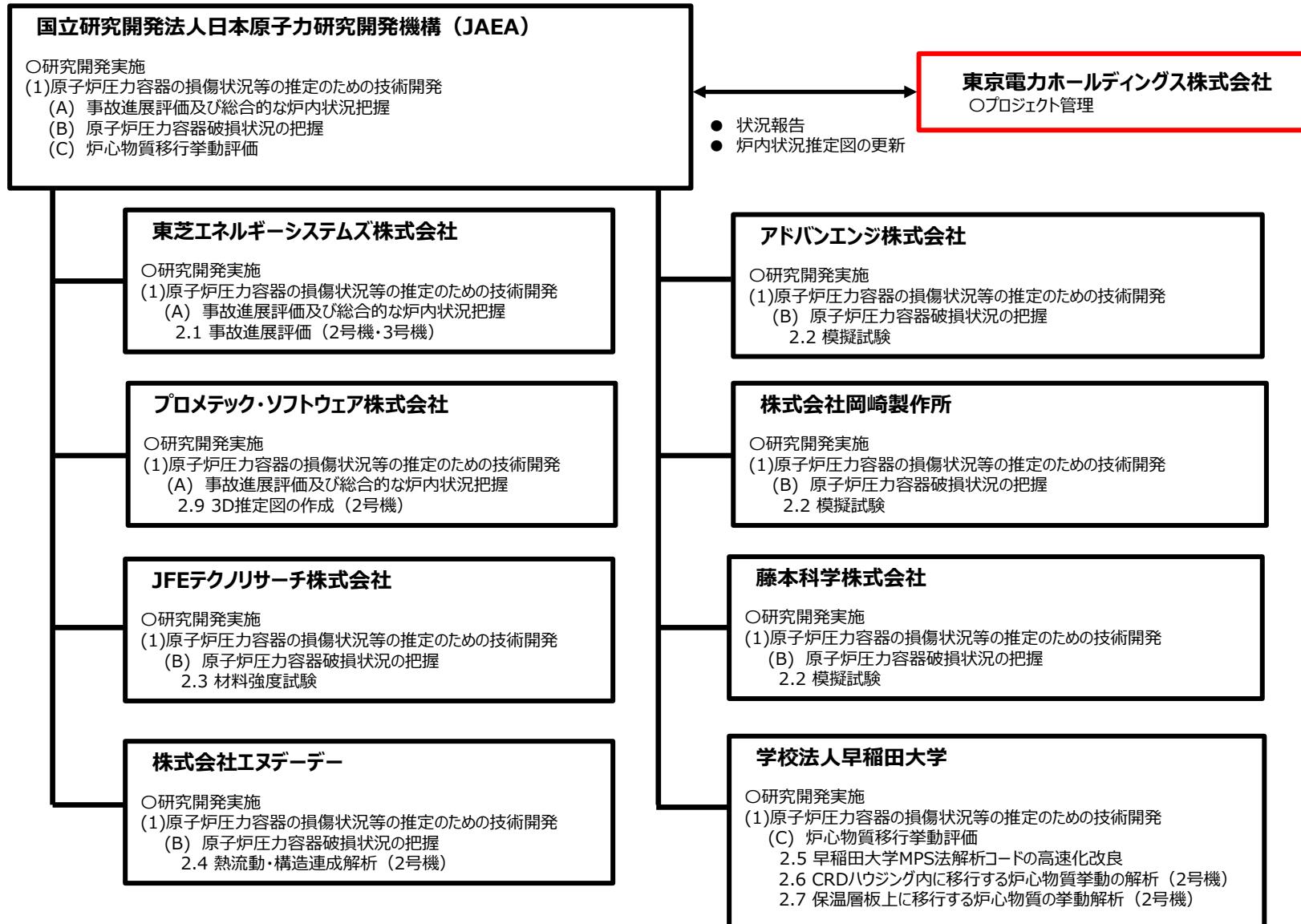
1.2 実施項目間の関係



1.3 他事業との関係 及びインプット・アウトプット情報



1.4 実施体制図



2. 事業成果

2.1 事故進展評価（2号機・3号機）

概要と目的

- 1号機から3号機のPCV内部調査、R/B現場調査、非常用ガス処理系配管室の調査等の結果とそれらの調査の際に取得したサンプルの分析結果等を基にSA解析コードによる評価等を通して事故時の燃料の溶融、RPVの損傷、溶融した燃料デブリの流出・拡大等の過程を検証・推定する。
- 事故の初期段階に生じる崩壊熱及び酸化反応熱による燃料の溶融反応、溶融した物質量等の評価を行う。
- 「総合的な炉内状況把握の高度化」（2016・2017年度）事業の成果である、情報集約図、炉内状況の推定図等に対し、事業終了後に得られた知見、最新の検討結果等を反映する。
- 情報の受け手側の理解度を向上させ、今後の燃料デブリ取り出し方法の効率的な検討に資することが可能となる3D的な図、モデル等の作成を検討する。

実施内容

- SA解析コード（MAAP）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する観点から、以下のプラント挙動の再現性の向上を目指した解析を行う。
 - 2号機：①炉心溶融が発生した時間帯における3つのRPV圧力ピーク、②その後のPCV圧力の急低下と圧力上昇
 - 3号機：①RPV減圧前のRPV圧力低下挙動、②RPV減圧以降のD/W水位履歴
- RPV損傷状況を推定するための、それに至るRPV/PCVの圧力/雰囲気の条件、燃料の損傷状態等を把握する。
- 本解析、及び、後述の2.2～2.7項にて得られた結果を総合的に評価し、炉内状況の推定図を更新する。（2.8/2.9項）

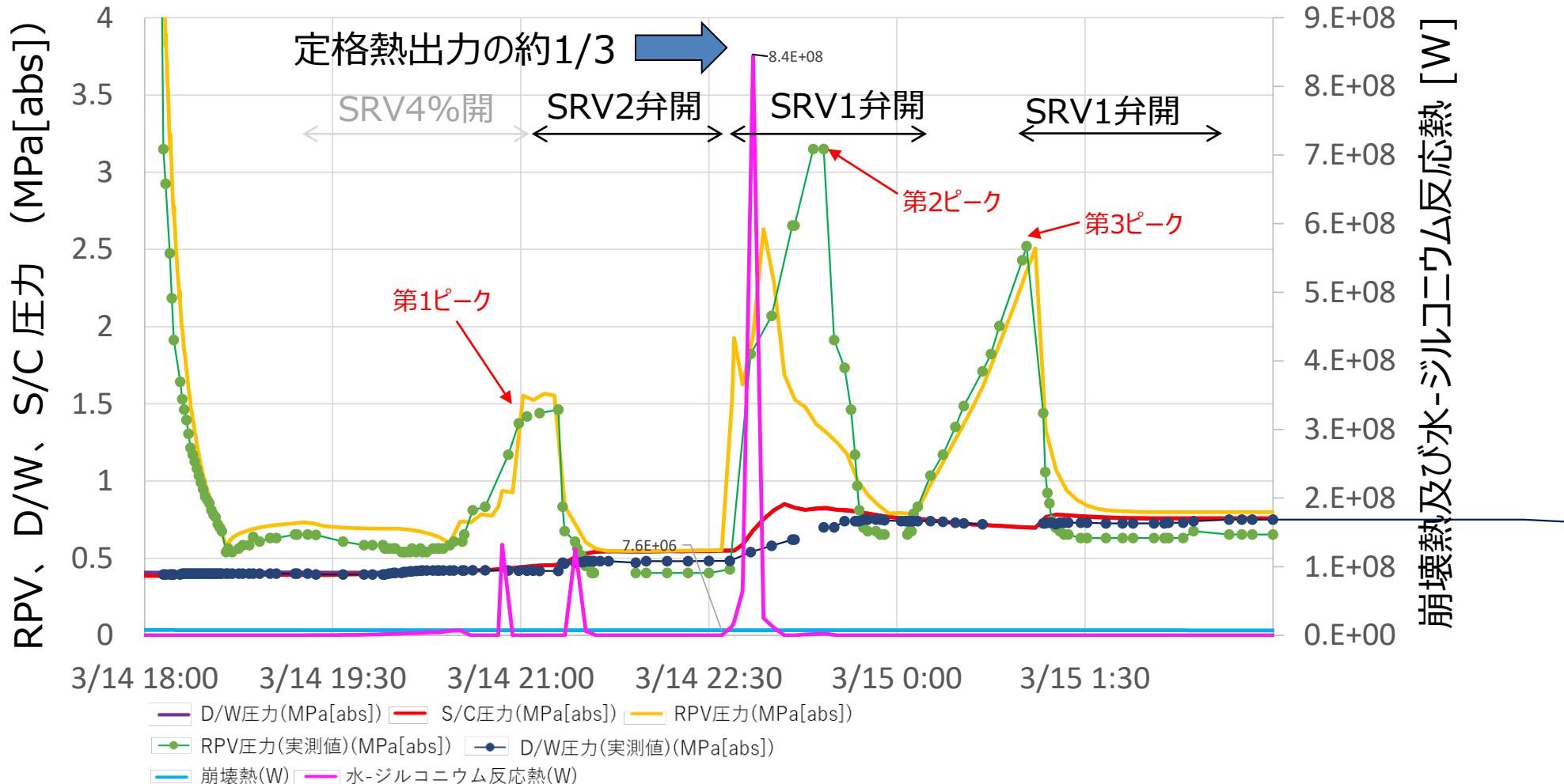
成果

- 2号機/3号機について、SA解析コード(MAAP)を用いた解析を行い、おおむね、その目標を達成した。
 - 2号機：①3つのRPV圧力ピークにおけるエネルギー発生と炉心損傷の進展を再現、②PCV圧力の急低下と圧力上昇シナリオの同定
 - 3号機：①RPV圧力低下挙動の再現、②S/Cからの逆流によるD/W水位上昇を定性的に再現、水素発生量に関する課題を確認
- 再現解析とその評価により、現時点で妥当と考えられる事故進展挙動を構築した。（2.8/2.9項）
(PCVの圧力・雰囲気の条件、燃料の損傷状態等を提供)
- 本解析、及び、後述の2.2～2.7項にて得られた結果を総合的に評価し、炉内状況の推定図を更新し、東京電力ホールディングスへ提供した。（2.8/2.9項）

関係タスクへのインプット情報 又は 推定図への反映事項

2.4項の熱流動・構造連成解析（2号機）へ物量等の初期条件を提示した。

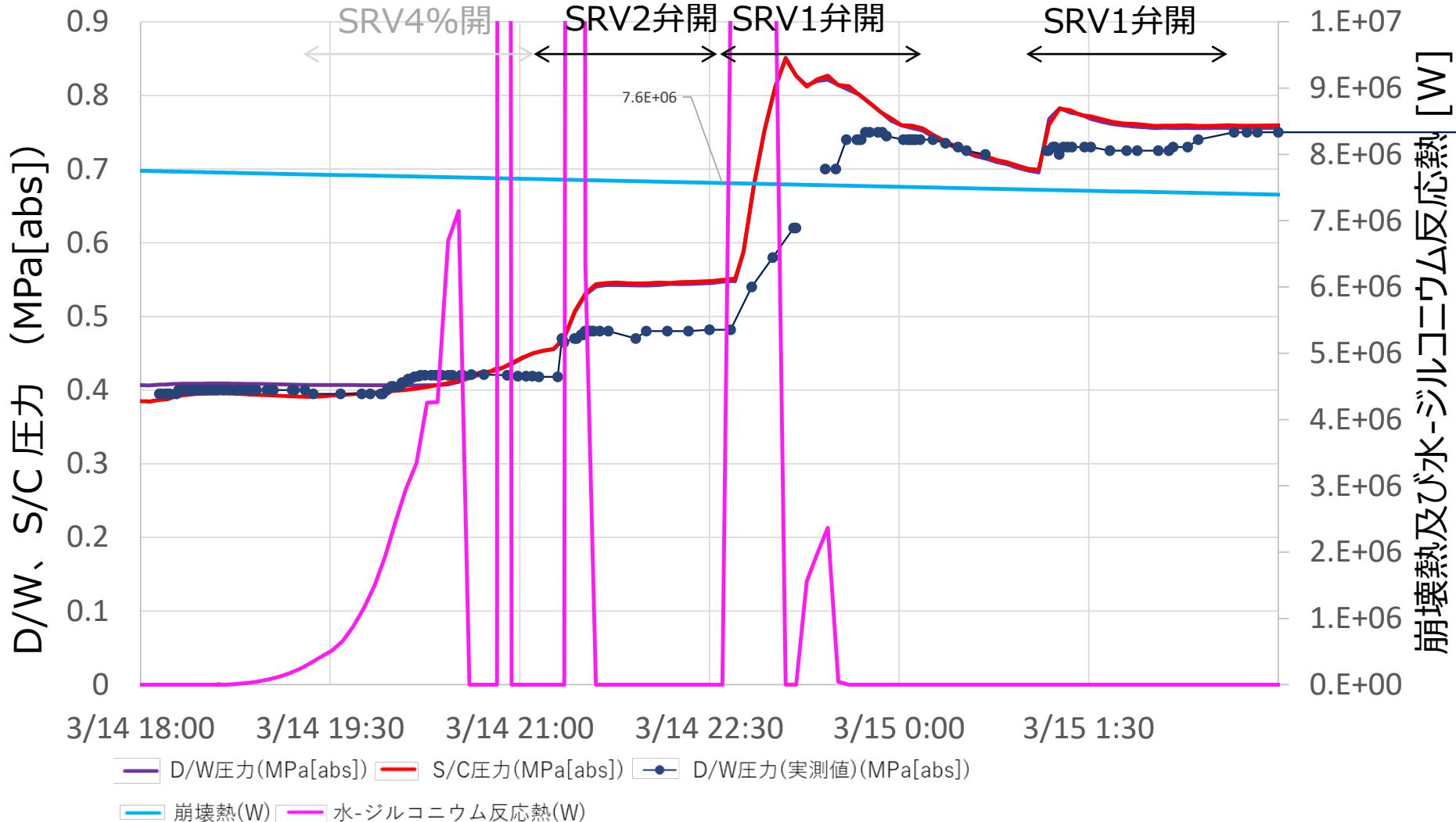
2.1.1 2号機：①炉心溶融が発生した時間帯における3つのRPV圧力ピークの解析



→ 水-ジルコニウム反応熱と圧力挙動を見比べることで、第2ピークの再現性に関する問題が明確となった。すなわち、第2ピークにおける水-ジルコニウム反応が実際にはより長期にわたり継続していたと推定できる。

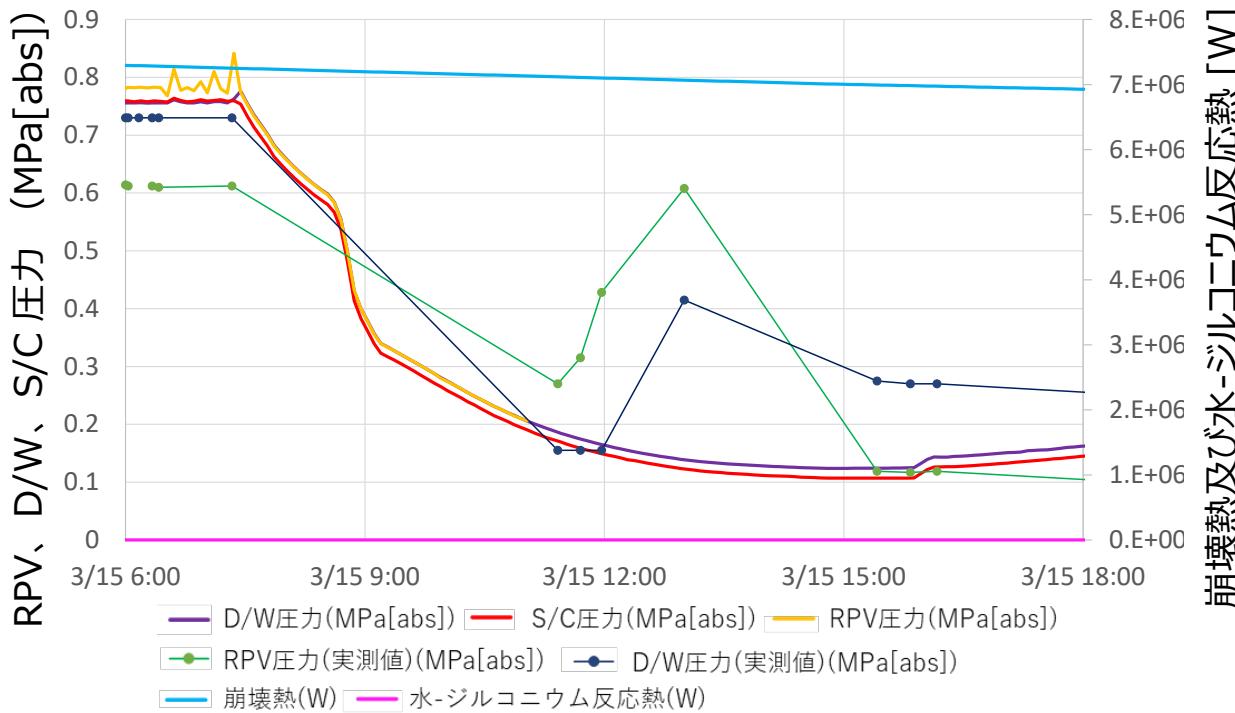
*:MAAPでは、炉心のメッシュが6リング軸方向24分割（発熱部）といった粗い計算体系であるため、2つ目のピークの初期に発生する炉心落下量が過大となる傾向があり、そのことが、初期の大量の水蒸気発生とながっており、コードの特徴も踏まえて、再現性の向上が可能かどうかを検討する必要がある。

2.1.2 2号機：①炉心溶融が発生した時間帯における3つのRPV圧力ピークの解析

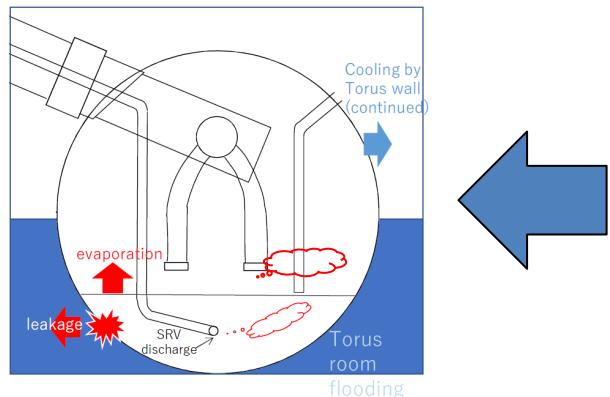


→ 格納容器圧力の変化についても、水-ジルコニアム反応熱による水素発生を考慮することで実測値と解析値の乖離についても合理的に説明が可能である。

2.1.3 2号機：②その後のPCV圧力の急低下と圧力上昇の解析



- S/Cの開口部からの漏えいが生じた。
- 水封による気相漏えいの停止による格納容器圧力の再現を目指したが、今回設定した開口部位置 (S/C中央より上) では、その挙動が再現できなかつた。
- S/Cからの漏えいでは非凝縮性ガスがほぼなくなるため、D/W側から、追加発生した水蒸気が流れ込んでも、S/C水中で凝縮するため、圧力が上がりにくい。

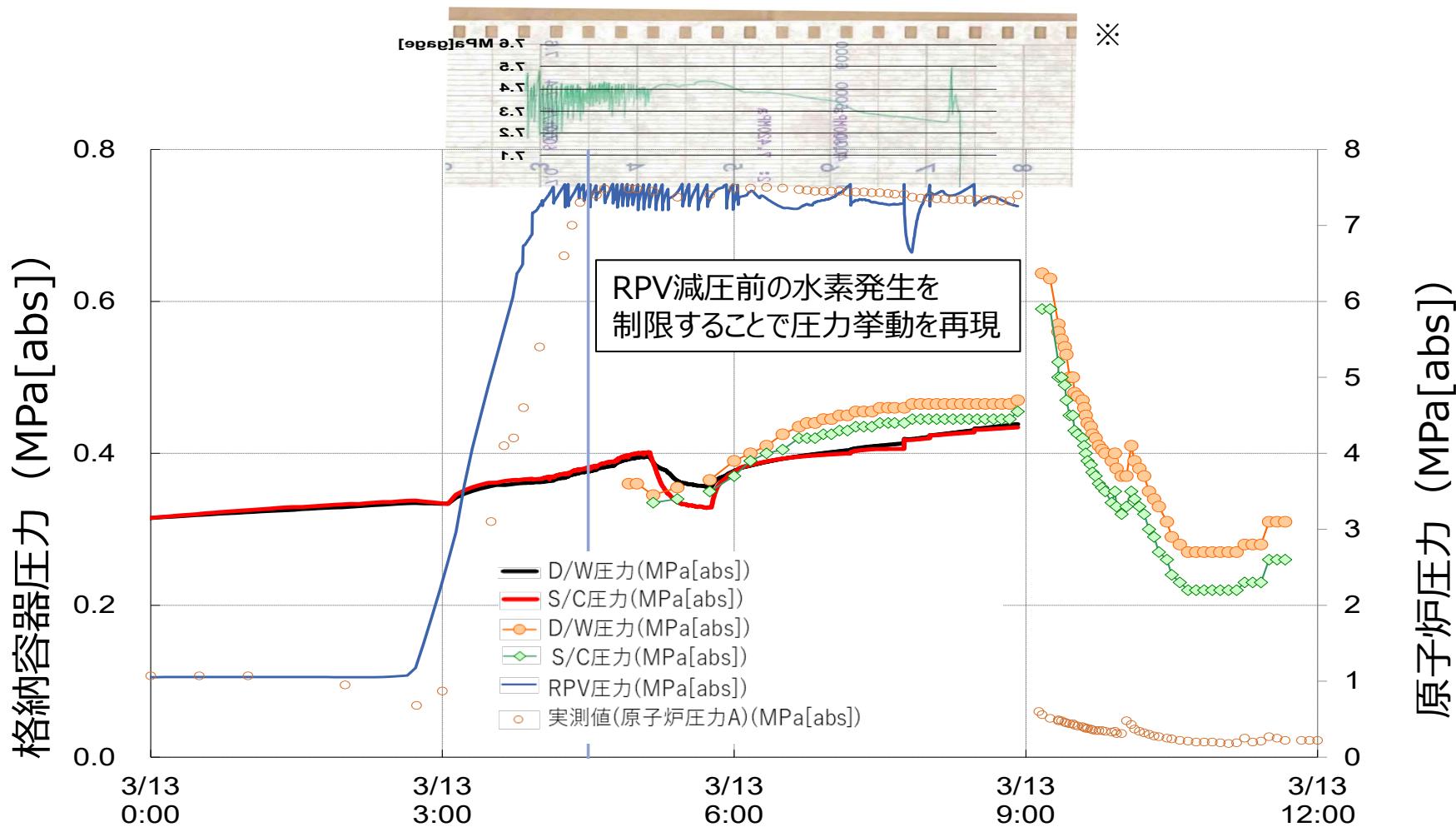


3/15朝の時点でのS/C水位が低い場合、D/W側で発生した水蒸気がS/C水による凝縮効果が見込めなくなるため、PCV圧力が上昇しやすい状況になる。
また、PCV圧力上昇時にはRPV圧力の上昇イベントとの同期性も良くなる。

PCV圧力の外部冷却の観点からも影響が大きい。

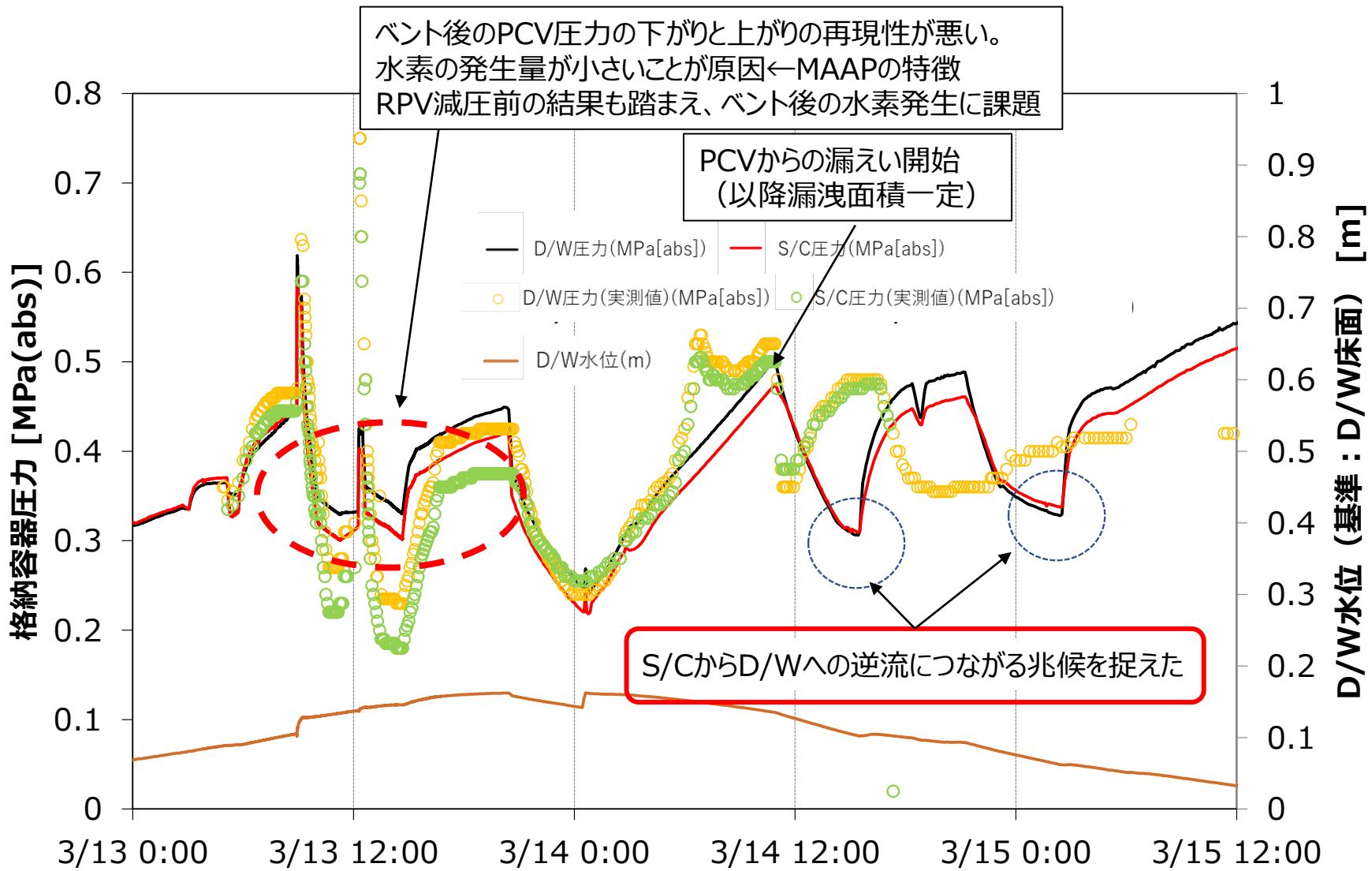
*:3/15については所員退避の関係で、測定点数が少ないため、実測値を結んだ線とは異なる挙動である可能性があることに留意する必要がある。

2.1.4 3号機：①RPV減圧前のRPV圧力低下挙動の解析



*:MAAPでは、燃料の状態を4つに分類しており、分類ごとに水-ジルコニウム反応の発生しやすさが異なる。そのため、本解析においては、燃料状態を強制的に変更することで、水素発生量を減少させる方法を採用して、圧力変化を模擬する方法を採用した。

2.1.5 3号機：②RPV減圧以降のD/W水位履歴の解析



2.2 模擬試験

概要と目的

- 日本原子力研究開発機構で所有している大型試験装置により、RPV下鏡底部に金属デブリ※が存在する状況でのRPV下鏡底部の破損挙動とCRD管内への溶融物の流入状態を確認する。これにより、RPV下鏡底部での金属デブリとRPV下鏡底部構造材との共晶による破損の可能性を示す。

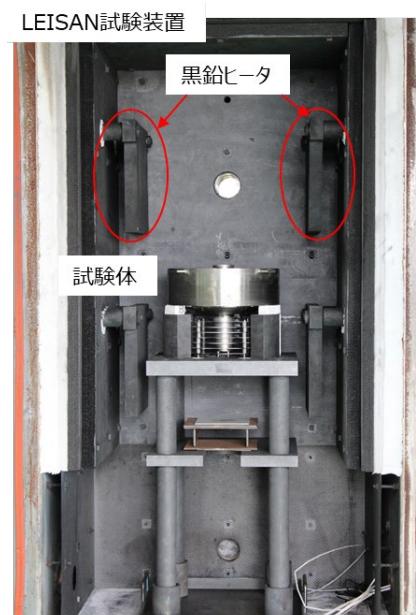
※：「主な専門用語、略語等の説明」参照

実施内容

- RPV下鏡底部に金属デブリが存在する状況での、RPV下鏡底部の破損状況とCRD管内への溶融物の流入状態を確認するため、日本原子力研究開発機構で所有している大型試験装置(LEISAN装置^{*1}) 内で試験を行う。RPV下鏡底部を模擬した試験体 (RPV (内張含)、CRD、CRDスタブチューブ) 内に、金属デブリを模擬した試料 (組成は低温で液化する成分比をSUS304-Zrの擬二元状態図より設定) を充填し、2.4項の熱流動解析結果から得られた温度条件で黒鉛ヒータにより加熱し、試料を溶融させる。これにより、RPV下鏡底部構造材と金属デブリの共晶による破損の可能性を示す。

*1 LEISAN装置

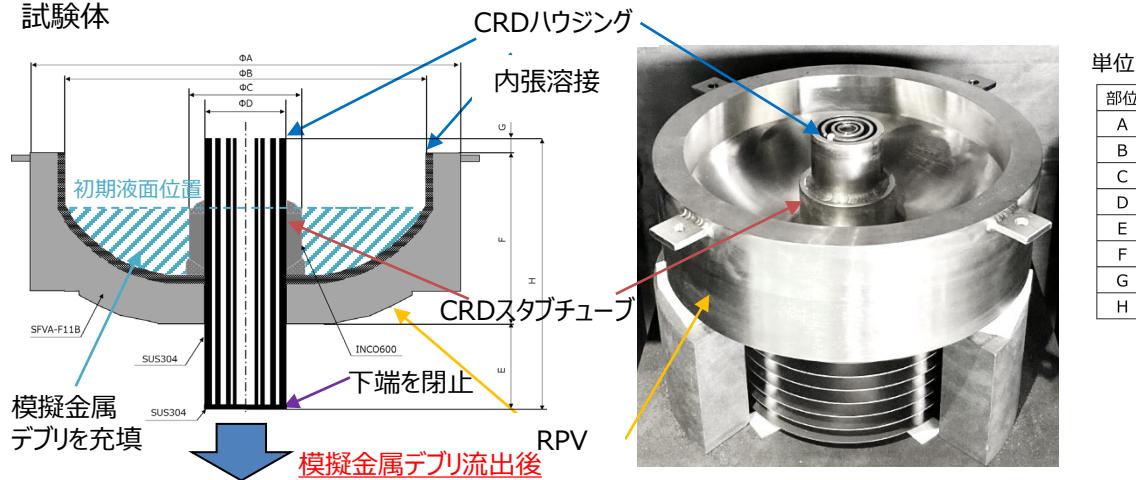
(Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors)、
JAEA/CLADS（富岡）設置



2.2.1 試験条件

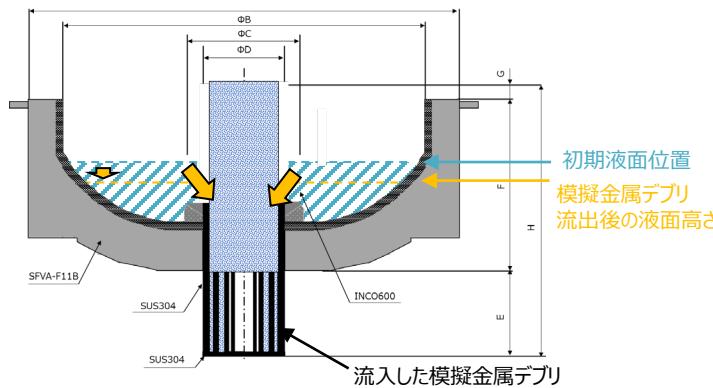
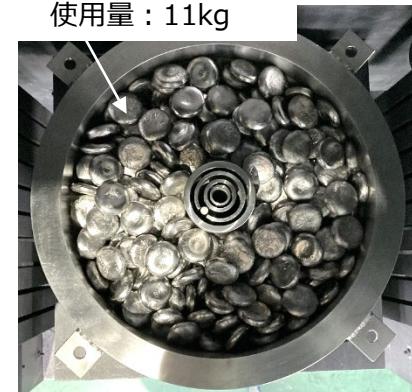
- RPV下鏡底部を模擬した試験体内に模擬金属デブリ（SUS304-83wt.%Zr、SUS304-Zrの擬二元状態図から低温で液相化する成分比率を選択）を充填し、黒鉛ヒータの輻射により加熱、溶融させ、液相プールを形成し、CRDハウジング、CRDスタブチューブとの共晶反応による破損の可能性を観察した。試験後には、試験体の切断、断面観察、分析を行った。
- 模擬金属デブリがCRDハウジング内へ流入、閉塞した後、RPV下鏡底部での模擬金属デブリとRPV下鏡底部構造材との反応を観察するため、模擬金属デブリ流入後にRPV下鏡底部内に残った模擬金属デブリとRPV下鏡底部構造材の反応が生じる液面高さを設定した。

試験体



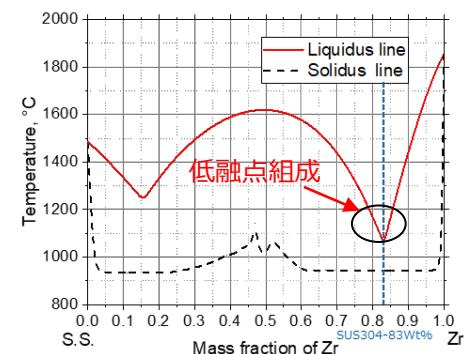
単位: mm	
部位	図面寸法
A	316
B	266
C	82
D	60.5
E	104.5
F	126.5
G	10
H	241

模擬金属デブリ
密度 : 6770kg/m³
使用量 : 11kg



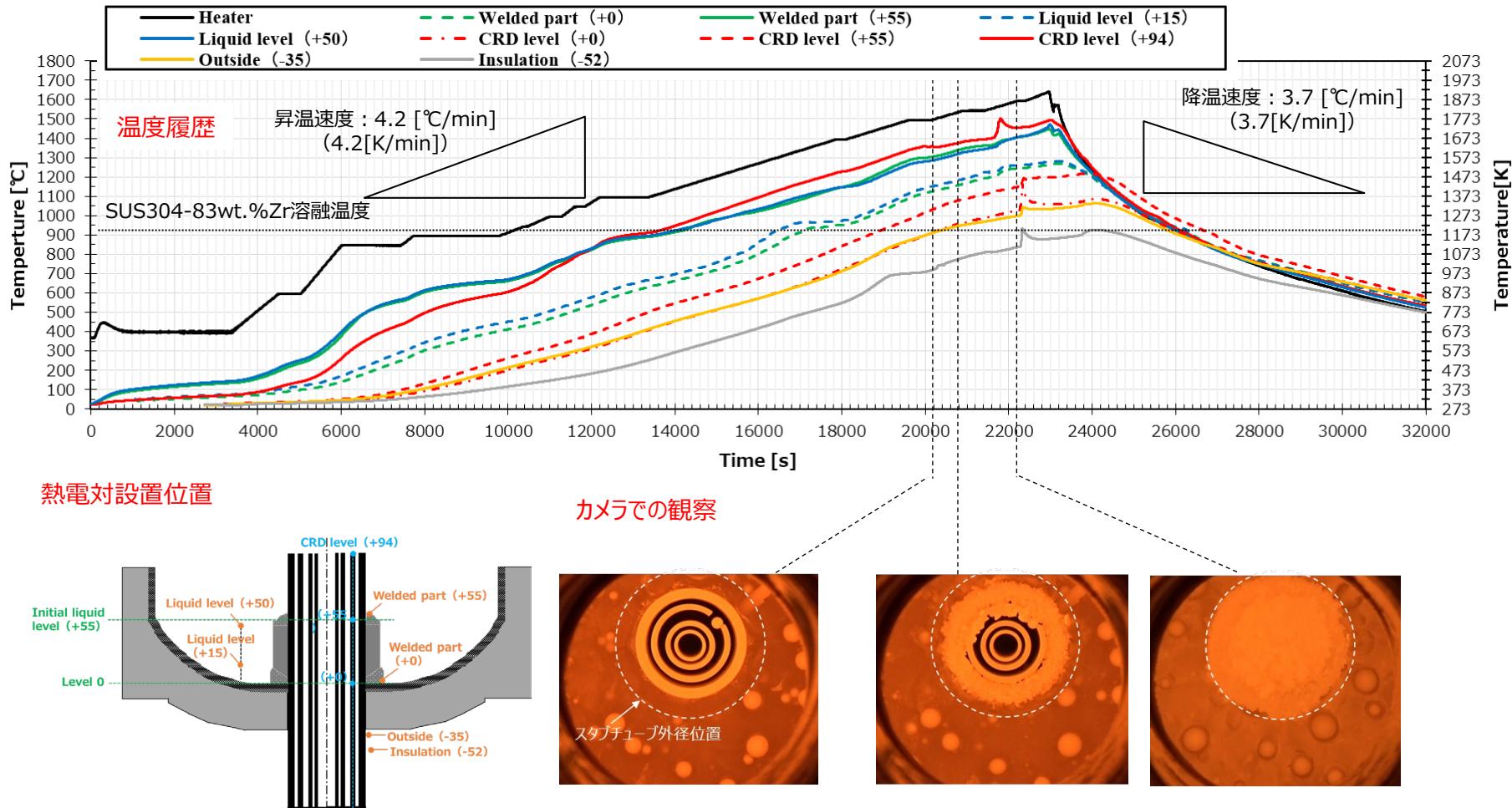
	材質
CRDハウジング	ステンレス鋼
CRDスタブチューブ	ニッケル合金
RPV	低合金鋼
内張溶接	ステンレス鋼
模擬金属デブリ	SUS304-83wt.%Zr

SUS304-Zrの擬二元状態図※



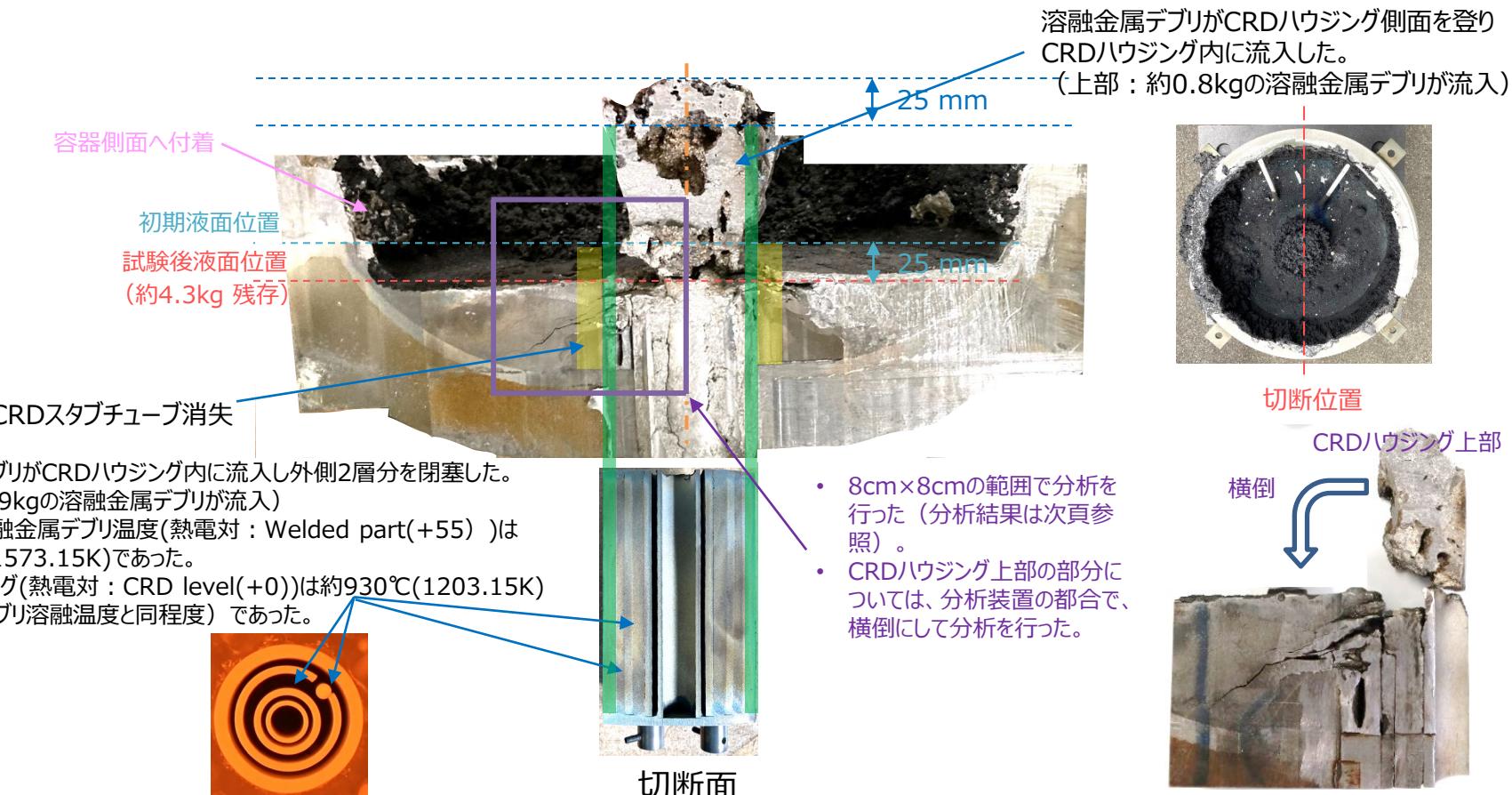
2.2.2 試験結果（昇温履歴）

- 試験中は各部位に設置した熱電対を用いて温度測定、試験装置に設置したカメラで観察をした。
- 2.4項で行った熱流動解析より得られた温度履歴を参考に、昇温温度を設定した。昇温温度は、 $4.2^{\circ}\text{C}/\text{min}$ ($4.2\text{K}/\text{min}$)とした。降温時は、試験装置の関係上、 $3.7^{\circ}\text{C}/\text{min}$ ($3.7\text{K}/\text{min}$)を目標に降温した。



2.2.3 試験結果（試験体切断、断面観察）

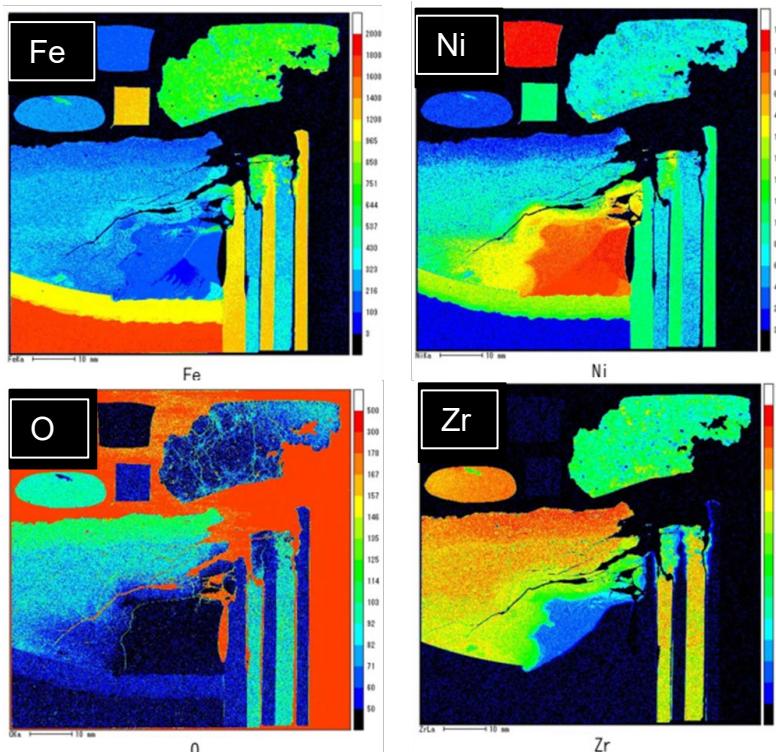
- 試験後の試験体を切断し、切断面の観察を行った。CRDスタブチューブの消失、CRDハウジング内への溶融金属デブリの流入を確認した。また、溶融金属デブリがCRDハウジング側面及び試験体側面を登り、CRDハウジング内への流入及び容器外へ流出する様子を確認した。
- 試験体内に充填した模擬金属デブリの総量は、11kgであり、CRDハウジング内（約1.7kg（上部：約0.8kg、下部：約0.9kg））及び容器内の残存量（約4.3kg）から、容器側面に付着及び容器外へ流出した量は、約5kgであった。



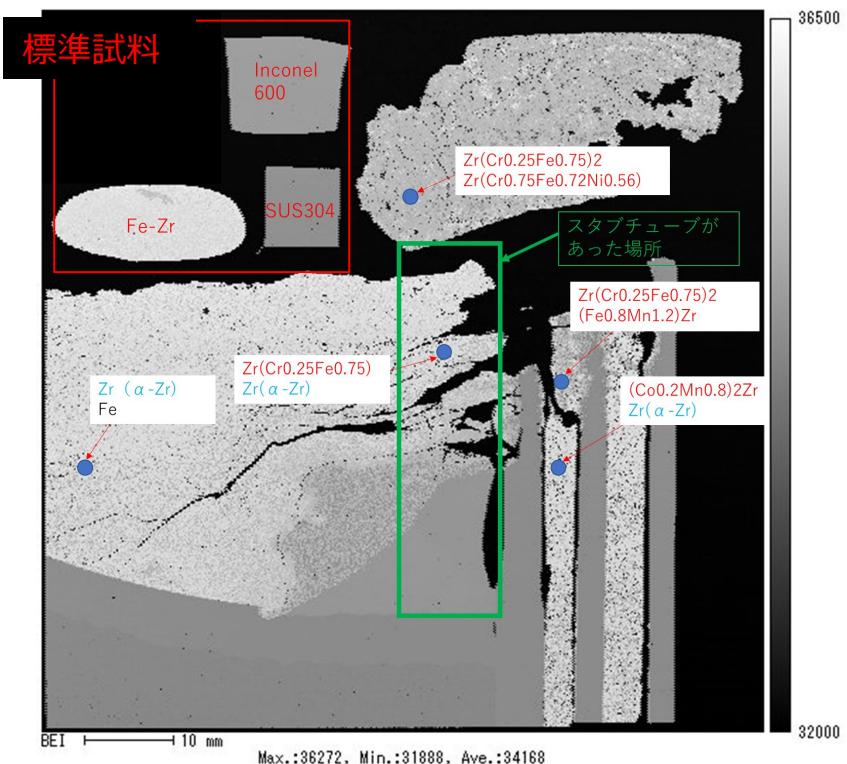
2.2.4 試験結果（分析）

- 試験体断面の内、8cm×8cmの範囲に対してEPMA分析（対象元素：Fe、Ni、O、Zr）を行った。EPMA分析後、断面に対してXRD分析を行った。
- CRDハウジングを這い上がった溶融金属デブリは、上部開口部をほとんど塞ぐが、上部開口部には、Laves相が形成されるため、上部開口部からCRDハウジング内への流入は多くない。
- CRDスタブチューブ上部は溶融金属デブリとの反応により溶融した。溶融した部分から溶融金属デブリの移行が生じている。そのため、実機においてもCRDスタブチューブの多くは溶融していると推定され、CRDハウジングはCRDハウジング支持金具に着座し、支えられていると推定される。

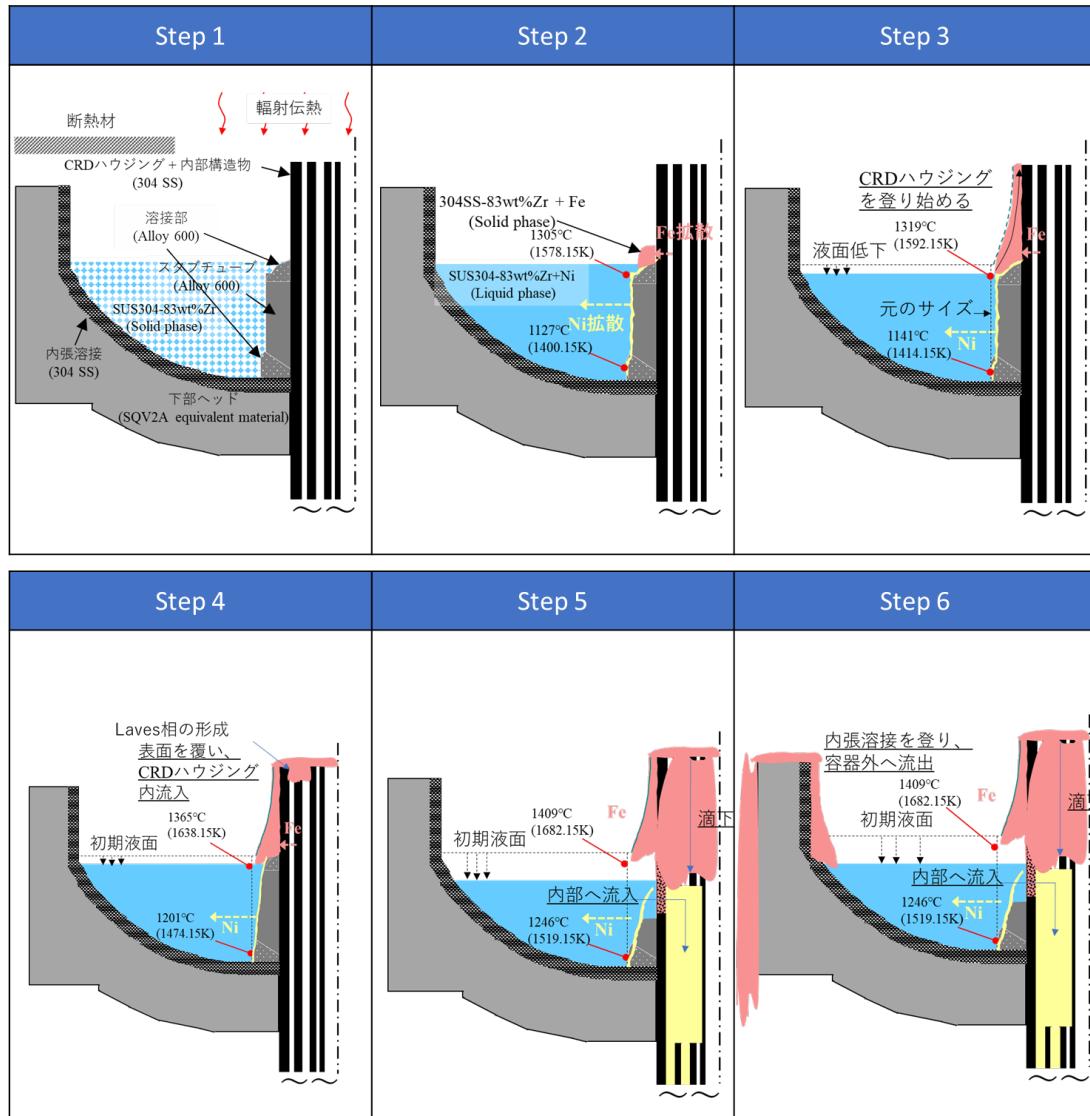
EPMA分析



XRD分析



2.2.5 試験結果



•Step 1

試験体内に模擬金属デブリを充填、ヒータ(輻射伝熱)により加熱を開始した。

•Step 2

ヒータの輻射伝熱により表面から液相化、スタブチューブのNiが溶融金属デブリ側へ拡散、CRDハウジング表面でFeが溶融金属デブリへ拡散した。

•Step 3

CRDハウジングを溶融金属デブリが這い上がる現象が発生した。

•Step 4

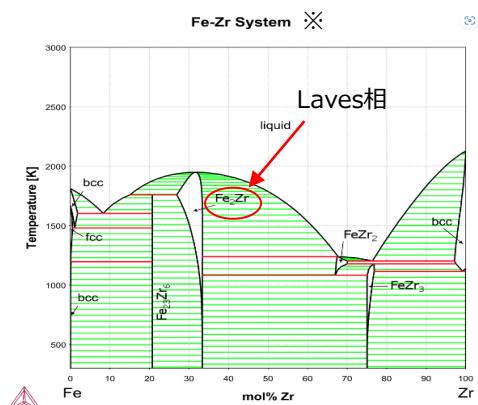
CRDハウジング表面が覆われ、表面は薄い酸化物、Laves相が形成した。一部這い上がった金属がCRDハウジング内に流入した。

•Step 5

形成されたLaves相により、流入は限定的である。溶融金属デブリとCRDスタブチューブの共晶反応によりスタブチューブ上部は溶融した。CRDハウジングについても溶融金属デブリとの共晶反応により溶融した。溶融したCRDスタブチューブ及びCRDハウジングの箇所から溶融金属デブリがCRDハウジング内へ流入した。

•Step 6

CRDハウジング側面の這い上がりと同様に、試験体外へ溶融金属デブリが這い上がり、容器外へ溶融金属デブリが流出した。



2.2.6 模擬試験の成果及び推定図への反映事項

成果

- RPV下鏡底部において模擬金属デブリ（材質：SUS304-Zr）とCRD（材質：ステンレス鋼）及びスタブチューブ（材質：ニッケル合金）の共晶反応によりCRDスタブチューブの溶融が生じ、CRD内へ模擬金属デブリが流入する挙動を確認し、RPV下鏡底部構造材と模擬金属デブリの共晶による破損が生じる可能性を示した。

推定図への反映事項

- 本項目の結果から推定されるRPV下鏡底部の破損箇所を提示し、2.9項の3D推定図へ反映した。

2.3 材料強度試験

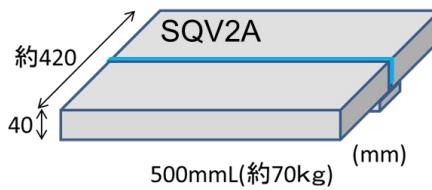
概要と目的

- RPV下鏡底部はCRDなどが挿入された構造であり、低合金鋼やステンレス鋼、ニッケル合金、それらを接合する各種溶接材などで構成されている。RPVに使用されている低合金鋼では、A1変態点（約727°C (1000.15K)）で、フェライト相からオーステナイト相へ変態が始まるところから強度特性が変化することが推測されるが、A1変態温度域での溶接部を含んだ構造部材の変形及び強度特性の知見は乏しい。そこで、まず、高温域（600°C (873.15K)以上）での強度特性を整備する。

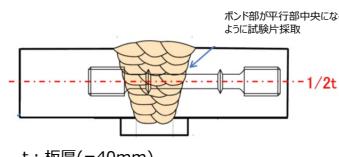
実施内容

- 2号機RPV相当材及び実機溶接材を用いて溶接継手を製作し、試験片の採取を行う。実機相当材（SQV2A）の炭素規定値（C≤0.25）では、A1変態点（約727°C (1000.15K)）で、フェライト相からオーステナイト相に相変化が生じ、比熱や熱膨張係数だけでなく、強度特性も変化する可能性が推測されるため、温度区分に応じた材料特性式の策定が必要となる。また、溶接継手の既往知見では600°C (873.15K)以上の強度特性データがなく、一般的に母材よりも強度が低いといわれている溶接部の破損評価が困難な状況である。そのため、既往知見で得られていない600°C (873.15K)以上の強度特性データの取得、母材と継手の比較から、溶接継手低減係数の必要性について検討を行う。
- 構造解析において、ひずみ、応力分布を求めるために弾塑性応力-ひずみ関係式、クリープひずみ式が必要であり、また、破損評価にはクリープ破断式を使用した。そのため、各特性式を今回取得したデータ及び既往知見を用いて策定した。

製作した溶接継手外観



試験片採取位置



採取した試験片



引張試験条件

温度	対象	点数
室温	母材	2
	継手	2
700°C(973.15K)	継手	2
800°C(1073.15K)	継手	2
900°C(1173.15K)	継手	2
1000°C (1273.15K)	母材	2
	継手	2
1100°C(1373.15K)	継手	2
1200°C(1473.15K)	継手	2
1300°C(1573.15K)	継手	2
1400°C(1673.15K)	継手	2

クリープ試験条件

母材

温度	母材の目標破断時間(h)
700°C(973.15K)	200
	500
1100°C(2373.15K)	10
1400°C(1673.15K)	10

※ 各1点

継手

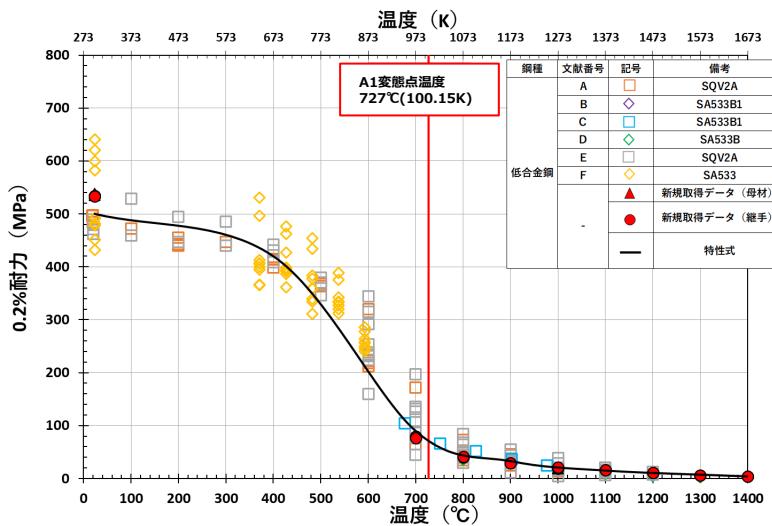
温度	継手の目標破断時間(h)
700°C(973.15K)	10
	100
	200
	10
800°C(1073.15K)	100
	200
	10
	100
900°C(1173.15K)	200
	100
	10
	100
1000°C(1273.15K)	100
	200
	10
	200

※ 各1点

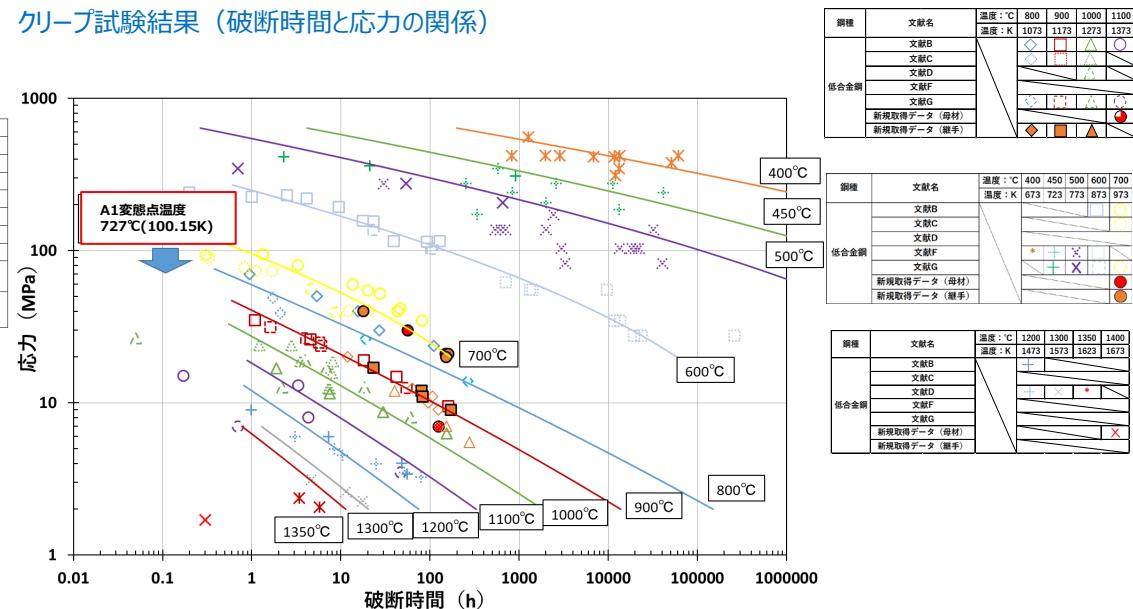
2.3.1 試験結果

- 今回使用した低合金鋼の変態点は約727°C (1000.15K) であることを確認したため、構造解析に必要な材料特性式については、A1変態点温度 (727°C (1000.15K)) にて区分分けすることとした。
- 取得した母材、溶接継手の試験結果と既往知見を比較した結果、引張及びクリープ強度共に継手は母材と同程度の値を示し、継手試験片は母材部での破断であった。そのため、溶接継手低減係数については不要であると判断した。

引張試験結果（温度と0.2%耐力の関係）



クリープ試験結果（破断時間と応力の関係）

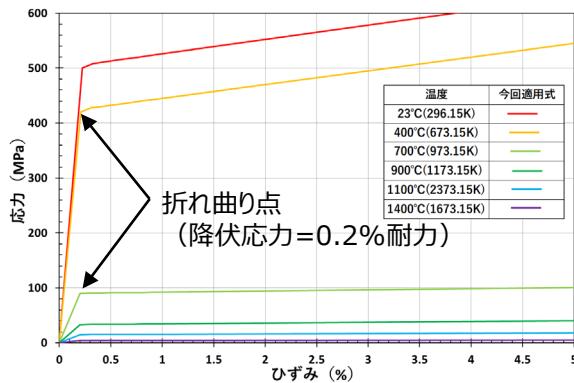


文献A	原子力安全基盤機構、複雑形状部機器配管健全性実証（IAF）事業原子炉圧力容器の異材溶接部に関する高温材料特性データ集、JNES-RE-2012-0024、2013
文献B	D. R. Diercks et al., Results Of Mechanical Tests And Supplementary Microstructural Examinations Of The TMI-2 Lower Head Samples, NUREG/CR-6187、1994
文献C	L. L. Humphries et al., OECD Lower Head Failure Project Final Report, NEA/CSNI/R(2002)27、2002
文献D	Y. Yamaguchi et al., Expansion of high temperature creep test data for failure evaluation of BWR lower head in severe accident, Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.3, 2020
文献E	高橋由紀夫、原子炉容器貫通部構成材料に対する高精度非弾性解析モデルの開発、電力中央研究所報告 Q14016、2015
文献F	H. E. McCo, TENSILE AND CREEP PROPERTIES OF SA533 GRADE B CLASS 1 STEEL, DOE-HTGR-88383、1989
文献G	J. L. Rampe et al., Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis, NUREG/CR-5642、1993

2.3.2 特性式（弾塑性応力-ひずみ関係式,クリープひずみ式）の検討

- 弾塑性応力-ひずみ関係式については、二直線近似の弾塑性応力-ひずみ関係式を試験で得られた応力-ひずみ関係、0.2%耐力（降伏応力）を用いて策定を行った。
- クリープひずみ式については、高温領域において3次クリープが主体的になると考えられるため、3次クリープまで表現できるKachanov-Rabotnov (K-R) モデルを用いた。K-Rモデルの各係数については、クリープ試験で得られた時間-ひずみの関係を用いて策定を行った。

適用した弾塑性応力-ひずみ関係式



K-Rモデルを用いたクリープひずみ計算

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

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

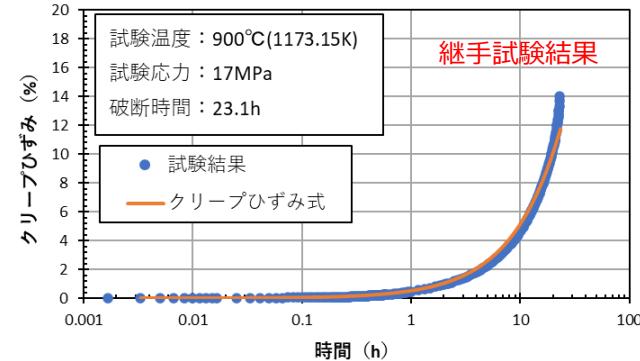
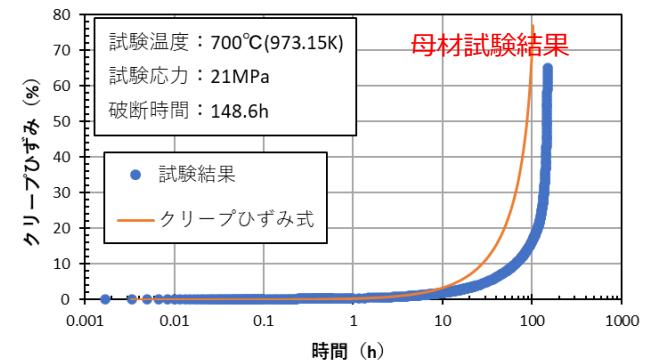
$$d\varepsilon_i = A \left(\frac{\sigma}{1 - \omega_i} \right)^n \times dt$$

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

- 各時刻での損傷係数を算出した。
- 損傷係数からクリープひずみを算出した。

t : 時間(s)、 σ : 応力(MPa)、
 ε : ひずみ(-)、 ω : 損傷係数(-)

試験結果とクリープひずみ式の比較



	A	B	n	k	l
T≤727°C (1000.15K)	$8.901 \times 10^{75} \exp(-1.550 \times 10^6 / RT)$	$1.886 \times 10^{64} \exp(-1.327 \times 10^6 / RT)$	3.621	3.262	3.262
T>727°C (1000.15K)	$1.620 \exp(-1.334 \times 10^5 / RT)$	$3.354 \times 10^{-2} \exp(-8.292 \times 10^4 / RT)$	3.621	3.262	3.262

※ T : 温度(K)、R : 気体定数(J/mol/K)

2.3.3 特性式（クリープ破断式）の検討

- 2.4項の構造解析では、時間消費則により破損評価を行った。時間消費則は以下の式で求められるクリープ損傷値 D_c を求め、破損評価を行うものである。

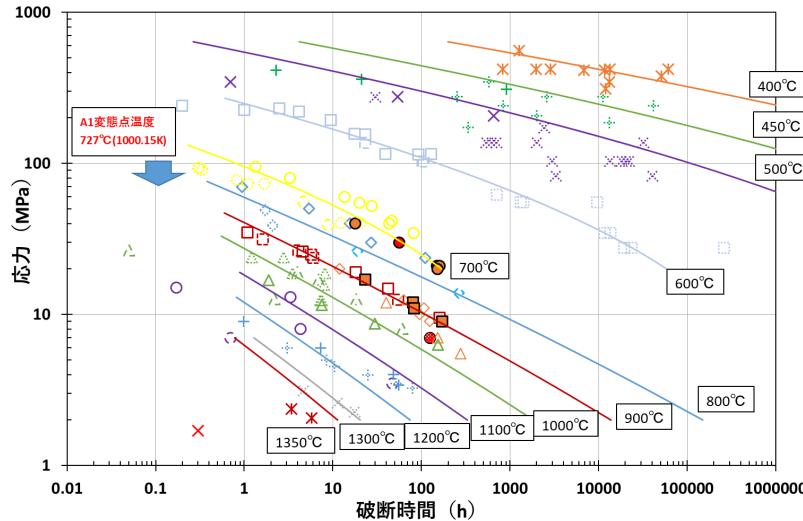
$$D_c = \sum \Delta t / t_r$$

破損評価に必要な破断時間 t_r は、Larson-Miller-Parameter (LMP) (クリープ破断式) を用いて算出を行う。LMPは下記の式で定義される。

$$LMP = T(C + \log t_r) = A + B \log \sigma + D(\log \sigma)^2 \quad \text{温度 : } T(K), \text{ 応力 : } \sigma(MPa)$$

上記式の各パラメータについて、今回取得したデータ及び既往知見の破断時間-応力の関係から算出を行った。

破断時間と応力の関係



銅種	文献名	温度 : °C				
		800	900	1000	1100	
		温度 : K	1073	1173	1273	1373
低合金鋼	文献B	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献C	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献D	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献F	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献G	△	□	▲	○	
低合金鋼	新規取得データ（母材）	◆	■	▲	○	
低合金鋼	新規取得データ（継手）	◆	■	▲	○	

銅種	文献名	温度 : °C				
		800	900	1000	1100	
		温度 : K	1073	1173	1273	1373
低合金鋼	文献B	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献C	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献D	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献F	△	□	▲	○	
低合金鋼	文献G	△	□	▲	○	
低合金鋼	新規取得データ（母材）	◆	■	▲	○	
低合金鋼	新規取得データ（継手）	◆	■	▲	○	

	T≤727°C (1000.15K)	T>727°C (1000.15K)
C	19.93032	6.990351
A	22026.17	14019.21
B	1515.833	-3101.243
D	-1437.641	-321.1237

銅種	文献名	温度 : °C				
		1200	1300	1350	1400	
		温度 : K	1473	1573	1623	1673
低合金鋼	文献B	+	□	▲	○	
低合金鋼	文献C	+	□	▲	○	
低合金鋼	文献D	+	□	▲	○	
低合金鋼	文献F	+	□	▲	○	
低合金鋼	文献G	+	□	▲	○	
低合金鋼	新規取得データ（母材）	◆	■	*	×	
低合金鋼	新規取得データ（継手）	◆	■	×	×	

2.3.4 材料強度試験の成果及び関係タスクへのインプット情報

成果

- ・ 今回取得したデータ及び既往知見を含めて、A1変態点（約727°C(1000.15K)）による強度特性の変化を考慮し、構造解析で必要な特性式（弾塑性応力-ひずみ関係式、クリープひずみ式、クリープ破断式）を策定した。
- ・ 今回取得した溶接継手と母材の強度を比較し、同程度の強度を示し、且つ継手試験片は母材部での破断であったことから、溶接継手強度低減係数が不要と判断した。

関係タスクへのインプット情報

- ・ 2.4項の熱流動・構造連成解析（2号機）の内、構造解析で必要となる材料特性式（弾塑性応力-ひずみ関係式、クリープひずみ式、クリープ破断式）を策定し、構造解析に使用できるように整備した。

2.4 熱流動・構造連成解析（2号機）

概要と目的

- 事故進展評価から得られた2号機の事故進展シナリオ及び下部プレナムにリロケーションした炉心物質の物量等を参照し、熱流動・構造連成解析によりRPVの損傷位置を推定する。
- RPVの解析モデルについては、構造・強度上の熱影響を受けやすい点を考慮する。

実施内容

事故進展解析による破損判定

- 事故進展解析におけるRPVの破損判定は、「計装管内閉塞物の再溶融（1200 K）」となった。これは、下部プレナムへの溶融炉心リロケーション静止（約81.17 h）後、約88.59 hで想定した炉心支持板の追加破損模擬によって下部プレナムに追加で落下した溶融炉心が計装管内に流入し、再溶融判定（約88.59 h）を直ちに受けている。
- 解析上、Larson-Miller-Parameter (LMP)による破損判定も行われるが、炉心支持板の追加破損模擬より前に下部プレナムに堆積した溶融炉心が低温状態であることから、計装管内閉塞物の再溶融による破損と判定されるまでLMPは0で推移する。



相違

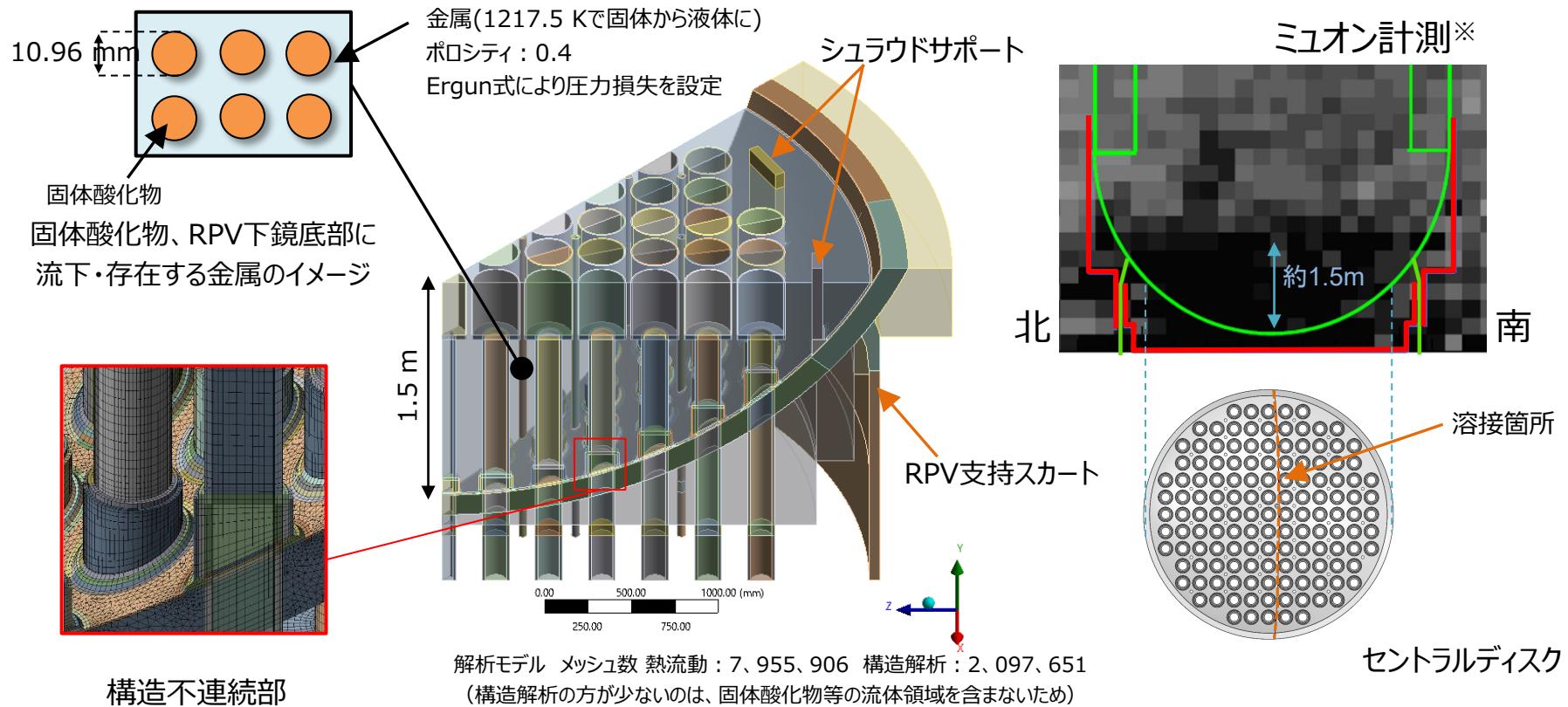
内部調査結果から推定する破損状況

- 上部タイプレートがペデスタル外周部に落下していることを踏まえ、外周部にRPVの破損口がある可能性がある。
- 場所によって強弱はあるものの、ペデスタル床一面に水滴が落下している様子が観測できていることから、RPV下鏡底部のCRD付近には小さい破損口が複数ある可能性がある。
- ミュオン測定にて、RPV下鏡底部に燃料デブリと思われる高密度物質の影を確認した。下部プレナムに落下した燃料がRPV下鏡底部に残存している可能性がある。

内部調査結果、事故進展評価から得られたシナリオ及び模擬試験結果を考慮し、2号機実機の解析モデルを用いた熱流動・構造連成解析により、まだ内部調査で確認できていないRPVの破損位置を推定する。破損判定には強度試験から得られた強度特性を用いる。

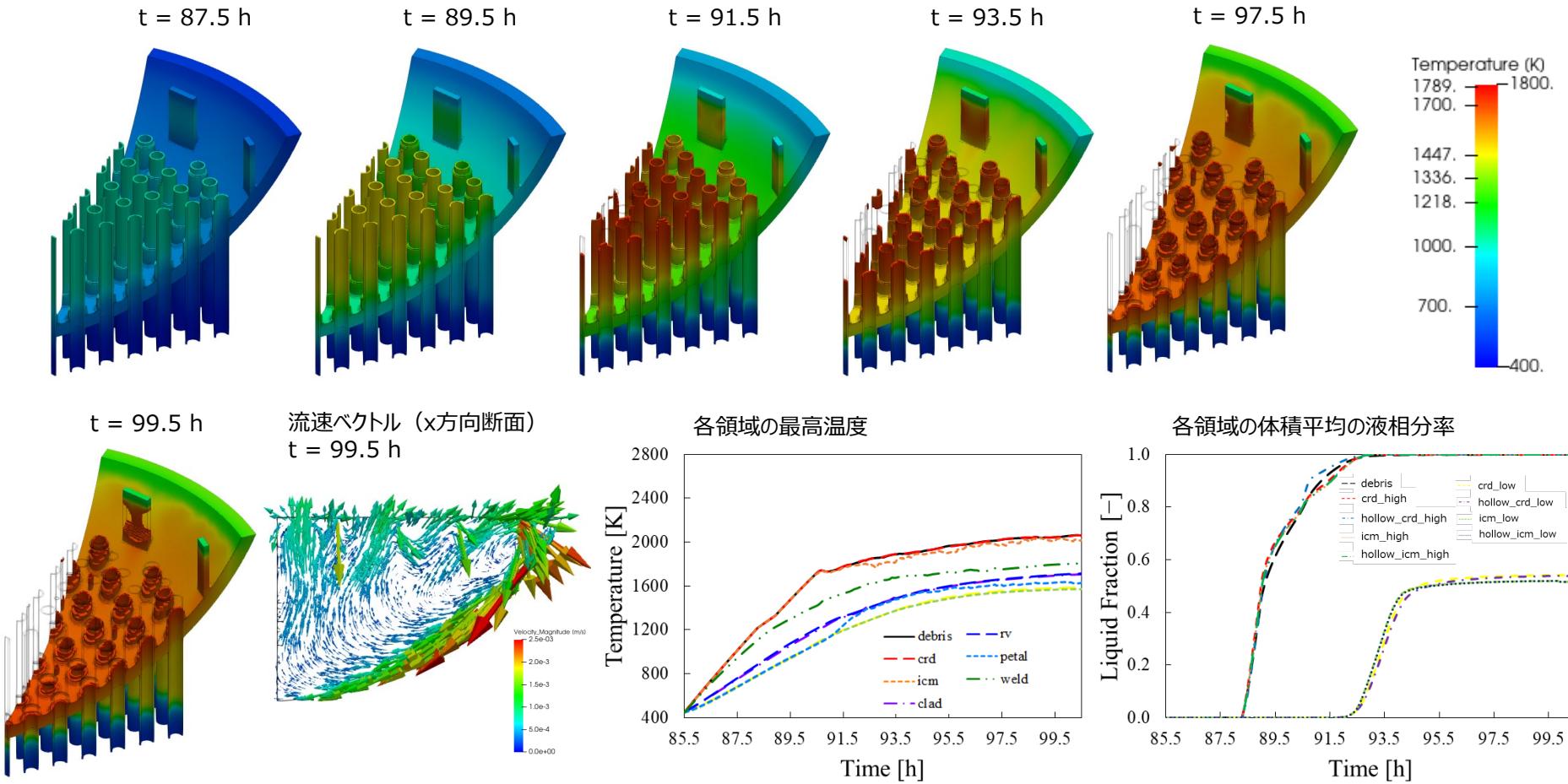
2.4.1 解析体系

- 2号機実機の設計情報を基に、1/8セクターモデルを作成した。流下する燃料デブリとしては、ミュオン計測の結果から、最低でもRPV下鏡底部から1.5 m程度は燃料デブリが堆積していたと考えられるため、RPV下鏡底部から1.5 mの高さまで固体酸化物、RPV下鏡底部に流下・存在する金属を設定した。固体酸化物を含まない領域をポロシティ0.4で金属が埋めることを想定し、堆積する燃料ペレット等と同体積の固体酸化物の間に溶融する金属流体が存在するモデルを設定した（凝固融解モデル、多孔質領域）。
- 構造不連続部についても再現した。セントラルディスクの溶接箇所についても再現しているが、強度試験の結果、現状得られているデータ範囲では母材と継手の強度を同等と判断していることから、解析において構造不連続の影響は無い。



2.4.2 熱流動解析結果

- 本解析条件では、崩壊熱と放熱のバランスにより、93h程度から固体酸化物、RPV下鏡底部に流下・存在する金属とRPVの温度上昇が飽和する傾向を確認した。RPVの最高温度は1600K程度に留まるため、構造材単体の融点に達し、溶融する可能性は低いと考えられる。

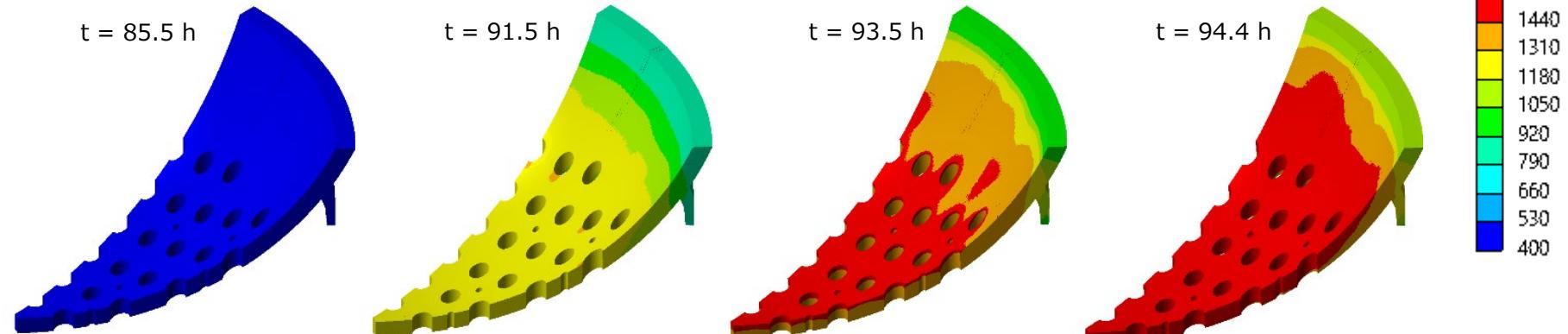


各材料は融点以上で非表示: CRDスタブチューブ (1700 K) 、CRDハウジング (1727 K) 、RPV (1789 K)
(見通しのため、CRD/ICMハウジングはy = 1.05 m 以上では非表示)

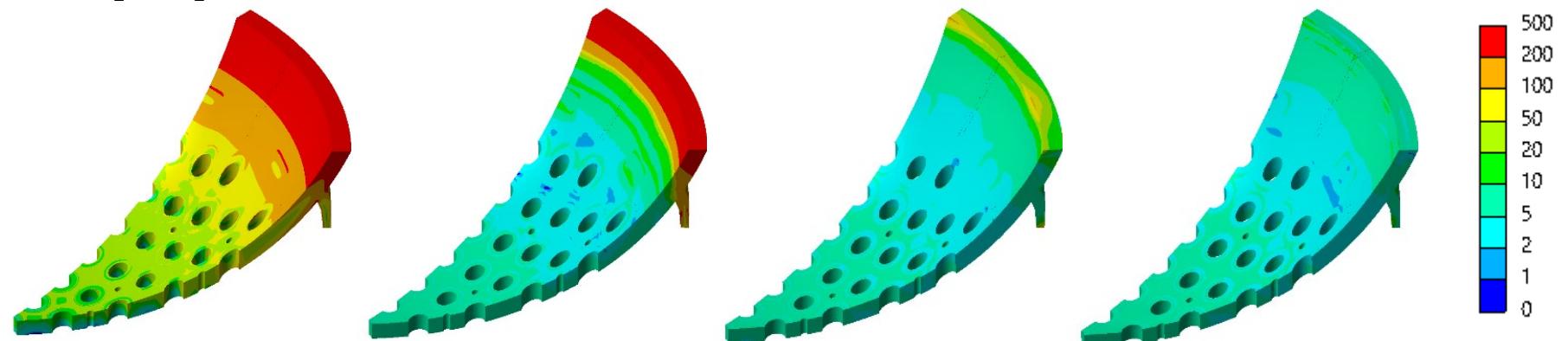
2.4.3 構造解析結果

- RPV中心部の方が側部と比べ、若干温度が高い傾向がある。一方、相当応力については、応力緩和後にシェラウドサポート及びRPV支持スカートの近傍で高くなる傾向がある。

温度 [K]



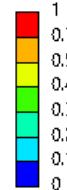
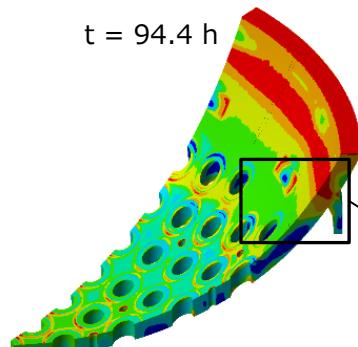
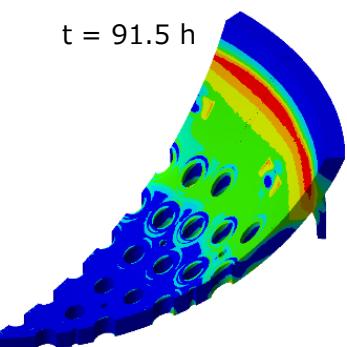
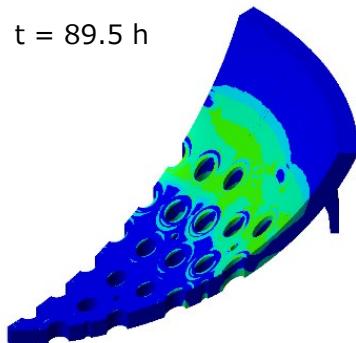
相当応力 [MPa]



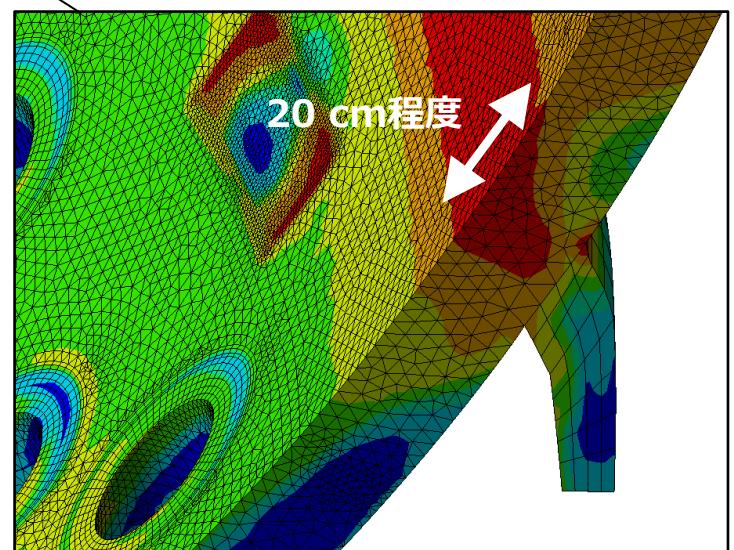
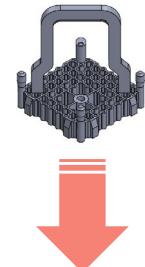
2.4.4 損傷評価及び推定図への反映事項

- 時間消費則によりクリープ損傷値を計算した。クリープ損傷値は比較的温度が高く、相当応力も高いシュラウドサポートとRPV支持スカートの間でクリープ損傷値が顕著に累積する傾向がある。

Larson-Miller-Parameter (LMP) 損傷値



上部タイプレート



推定図への反映事項

- 熱流動解析の結果、RPV温度は90h以降で温度上昇が鈍化し、RPVが溶融温度（融点）に達して破損する可能性は低い。一方、構造解析から、シュラウドサポートとRPV支持スカートの間でクリープ損傷値が顕著に累積する傾向があり、上部タイプレートが通り抜ける程度の破損口が形成する可能性がある。

2.5 早稲田大学MPS法解析コードの高速化改良

概要と目的

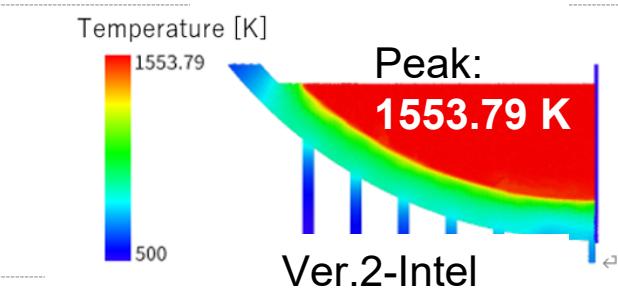
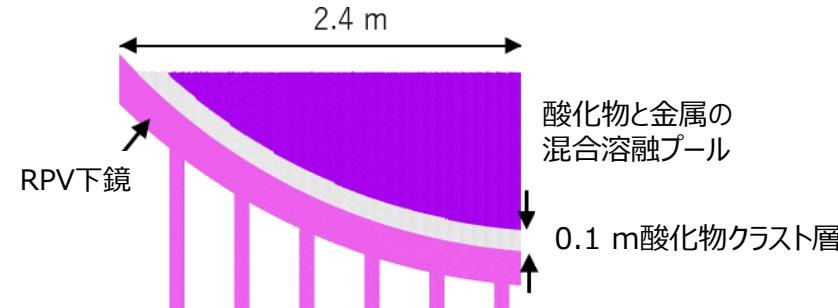
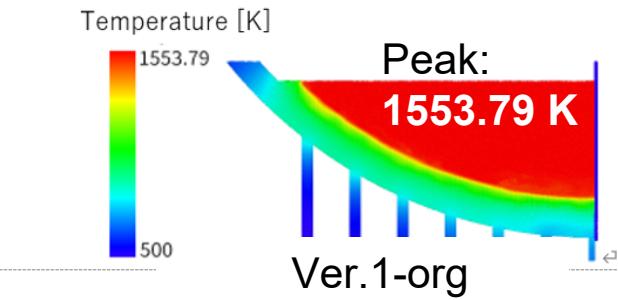
- **(背景)** 2号機RPV損傷状況の把握に資するため「事故進展評価及び総合的な炉内状況把握」(2.1項)、「原子炉圧力容器破損状況の把握」(2.2~2.4項)、プラント内部調査結果(既報※)を勘案した炉心物質移行挙動解析が必要となる。
 - **(課題)** 従来のCPUを活用したメモリ共有型並列計算(OpenMP)及びメモリ分散型並列計算(MPI)だけでは並列化による解析効率の向上に限界がある。
- **(目的)** 早稲田大学MPS法解析コードを実機スケールの解析に適用するために、同解析コードを改良(マルチGPU/CPU並列化)し、プログラミング計算の高速化を行う。

実施内容

- 早稲田大学MPS法解析コードを、アクセラレータ向けプログラミングモデル(OpenACC)を用いてマルチGPU並列化し、改良早稲田大学MPS法解析コードを整備した。
- **以下の要件**を満たす改良を行った：
 - 複数のGPUを利用することができること(マルチGPU並列化)。
 - 1つのソースコードで既存のCPU並列化及びGPU並列化実行ができること。
 - 解析コードの保守性の観点からOpenACCのみでGPU並列化対応(既存コード中のOpenMPと同じ場所をOpenACCの並列化対象部としてすることで対応)する
- **修正箇所**：共通部(74)、CRDハウジング解析部(150)、保温層領域解析部(148)

2.5.1 計算精度の確認

ケースID	ケース概要
Ver.1-org	早稲田大学MPS法解析コードの CPU 実行(コンパイラ=Intel oneAPI)
Ver.2-Intel	改良早稲田大学MPS法解析コードの CPU 実行(コンパイラ=Intel oneAPI)
Ver.3-NVIDIA	改良早稲田大学MPS法解析コードの GPU 実行(コンパイラ=NVIDIA HPC SDK)

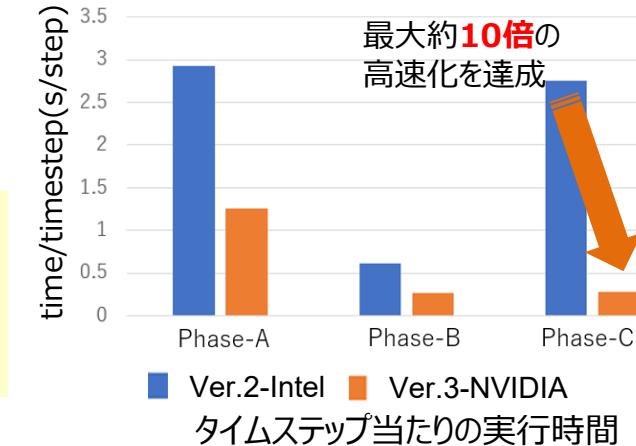
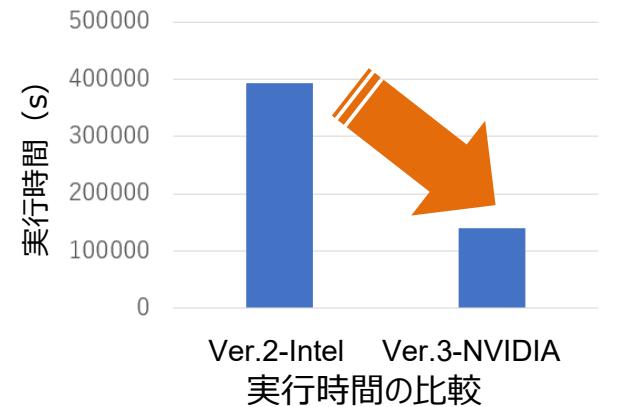
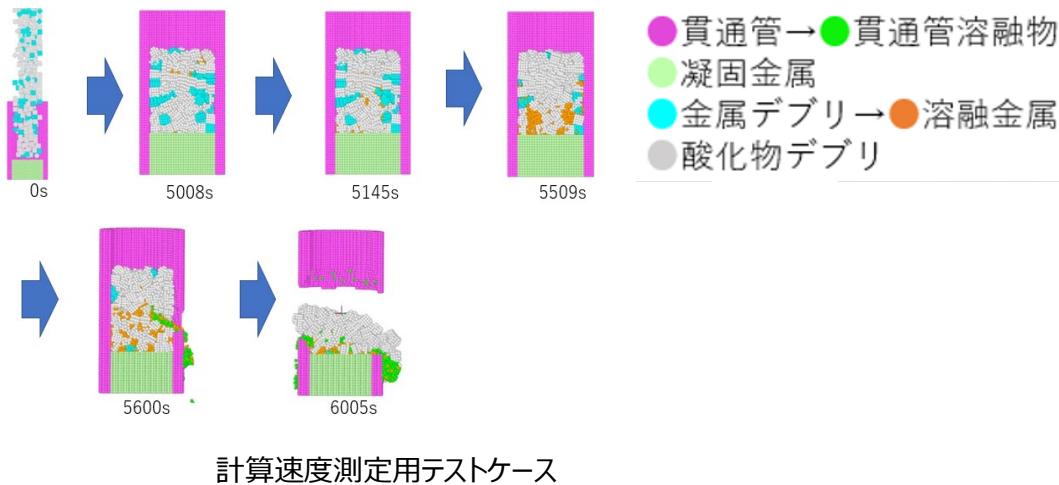


- MPS法の計算においては、個々の粒子の座標は計算誤差（例えば数値の丸め誤差）が時間経過に伴い累積して大きく変わることがあるが、それらの粒子の集合の座標及び状態変化により表される現象や事象の進展に実質的に影響を及ぼさないことが重要であり、そのことが確認できた。またコード改変の過程で改変ミスやバグがないことも確認できた。
- 5万計算ステップ（50.0 s）時点での温度分布及びピーク温度（1553.79 K）は十分な精度で一致した。

高速化による精度の劣化はないことを確認できた。

2.5.2 計算速度の確認及び関係タスクへのインプット情報

計算Phase	剛体計算	流動計算	伝熱計算	計算時間刻み幅 (s)
Phase-A	○	○	○	$10^{-4} \sim 10^{-5}$
Phase-B	×	○	○	10^{-3}
Phase-C	×	×	○	10^{-2}



実機スケールの解析に適用できる解析コードが整備できた。

タスクC
2.6 (CRDハウジング)
2.7 (保温層板上)

2.6 CRDハウジング内に移行する炉心物質挙動の解析(2号機)

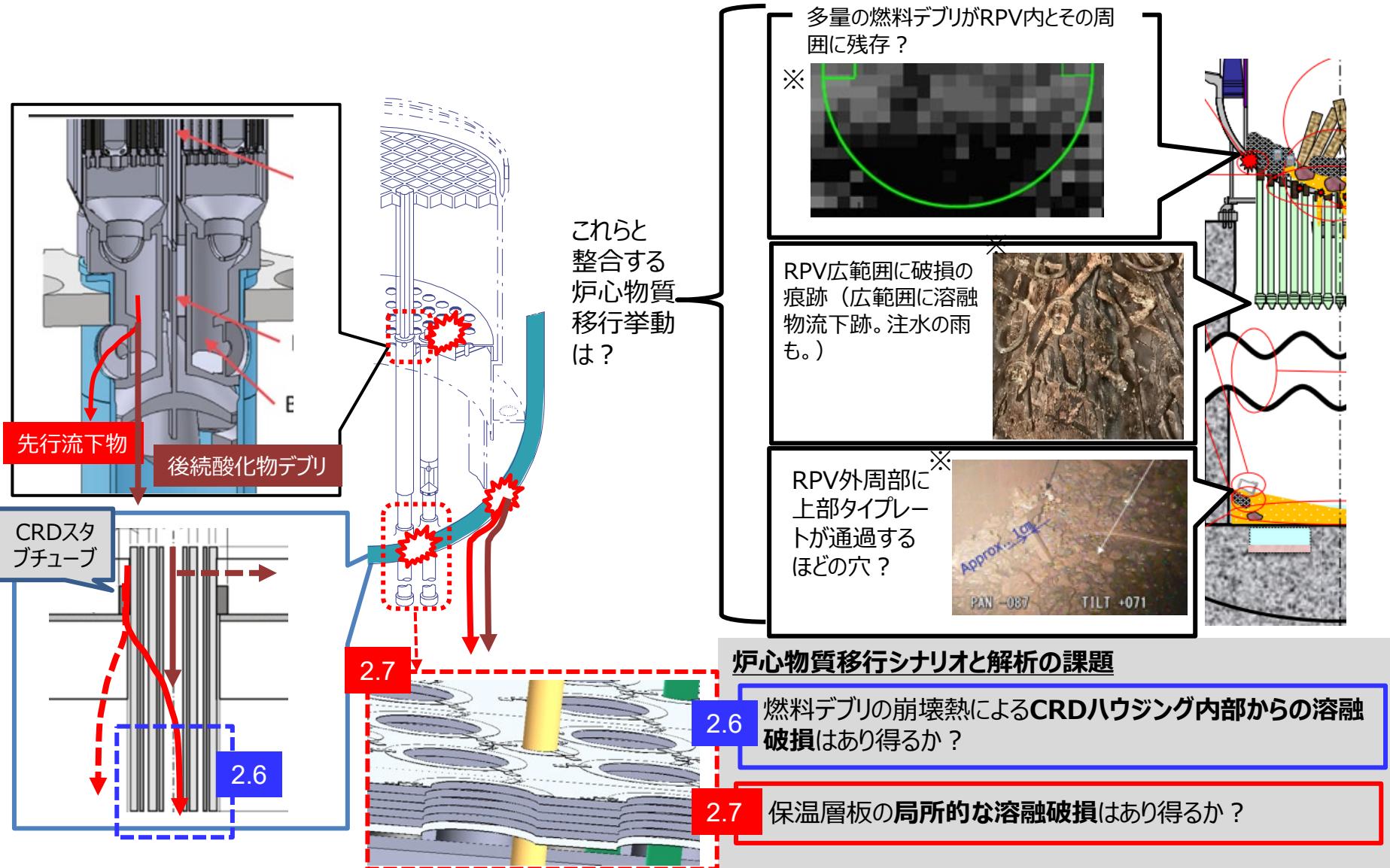
概要と目的

- （背景） 2号機RPV損傷状況の把握に資するため「事故進展評価及び総合的な炉内状況把握」（2.1項）、「原子炉圧力容器破損状況の把握」（2.2～2.4項）、プラント内部調査結果（既報）を勘案した炉心物質移行挙動解析が必要となる。
 - （課題） 2号機はRPV下鏡が広範囲に損傷している可能性があるもののRPV下部プレナム内とその周囲に多量の燃料デブリが残存し、一方で燃料集合体上部タイプレートが通過するほどの大きな穴がRPV側部に存在する可能性がある。これらを説明する炉心物質移行挙動が不明である。
 - （目的） Zrとステンレス鋼の共晶物等を主体とする先行流下物がCRDハウジング内に流下した後、崩壊熱を伴うUO₂等を主体とする酸化物デブリがCRDハウジング内の非閉塞部に移行するシナリオにおいてCRDハウジングの溶融破損の可能性を検討する。

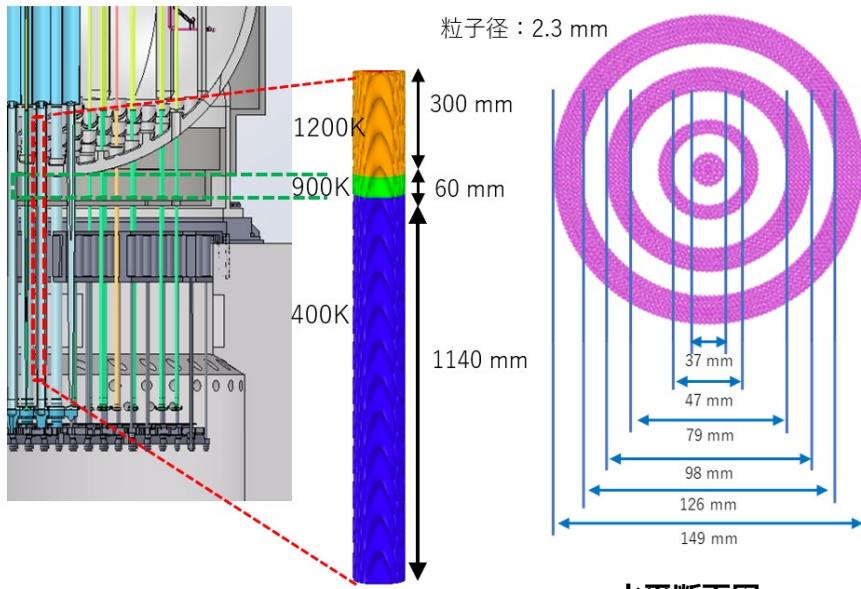
実施内容

- 2.1項（事故進展評価及び総合的な炉内状況把握）及び2.2～2.4項（原子炉圧力容器破損状況の把握）との連携によりCRDハウジング内への炉心物質移行シナリオ及び境界条件を検討した。
- 改良早稲田大学MPS法解析コードによるCRDハウジング内に移行する炉心物質挙動の実寸大の3D解析体系・モデルを構築した。
- 先行流下物のCRDハウジング内への流下による流路閉塞挙動を解析した。
- 後続酸化物デブリのCRDハウジング内への移行挙動とそれによる先行凝固物及びCRDハウジング構造の熱負荷による溶融の可能性を評価した。

2.6.1 炉心物質移行シナリオの導出

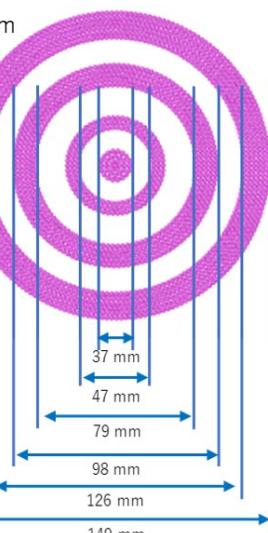
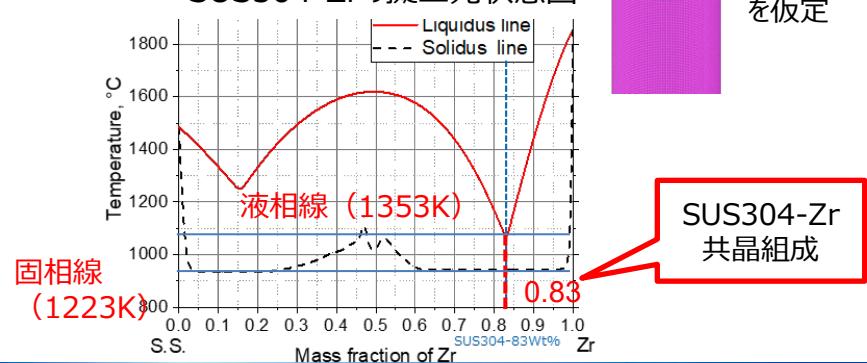


補足：解析体系・条件・物性 (2.6/2.7項のMPS法解析に共通)



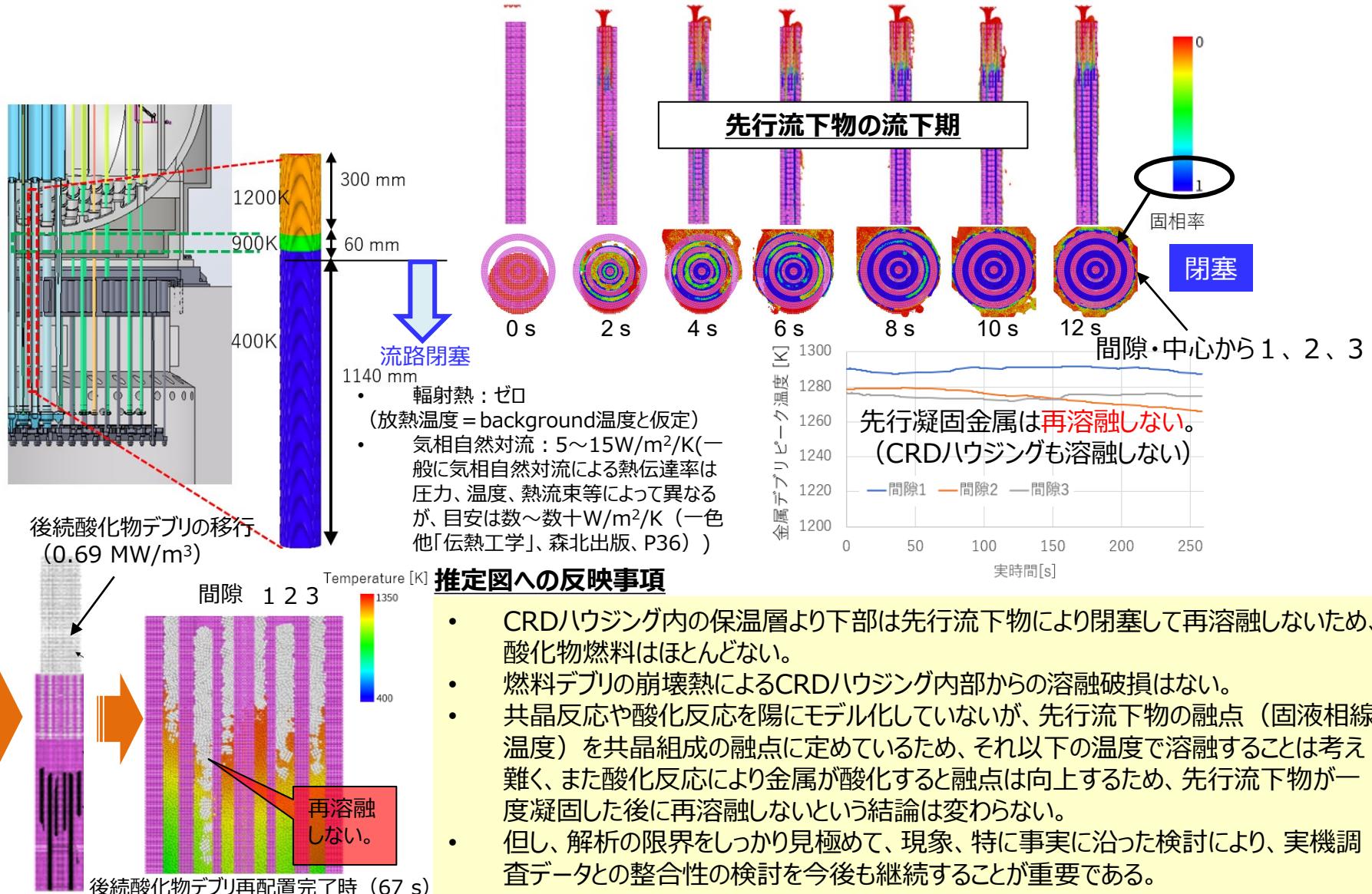
実際のCRDハウジングは本解析で想定したものよりも内部の自由空間が小さいと考えられる。

2000 SUS304-Zrの擬二元状態図^[2]



物性	CRDハウジング 及び保温層板	先行流下物	後続酸化物 (酸化物デブリ)
代表組成・ 仕様	ステンレス鋼	Zr80%・ステンレス鋼 (20%)	UO ₂
崩壊熱 (MW/m ³)	-	-	0.69
密度 (kg/m ³)	7800	6475 (液体)	10970
液体の粘性係 数 (Pa·s)	5.0×10^{-3}	2.7×10^{-2}	-
熱伝導率 (W/m/K)	25.0 (固体) 33.0 (液体)	26.8 (共晶組成 加重平均)	4.0
比熱 (J/kg/K)	500 (固体) 420 (液体)	644 (共晶組成 加重平均)	300
固相線温度 (K)	1718 [1]	1223 [2]	3115
液相線温度 (K)	1728 [1]	1353 [2]	3125
潜熱 (kJ/kg)	280	167 (共晶組成 加重平均)	270
表面張力 (N/m)	1.79	1.79	-

2.6.2 炉心物質移行挙動及び推定図への反映事項



2.7 保温層板上に移行する炉心物質の挙動解析(2号機)

概要と目的

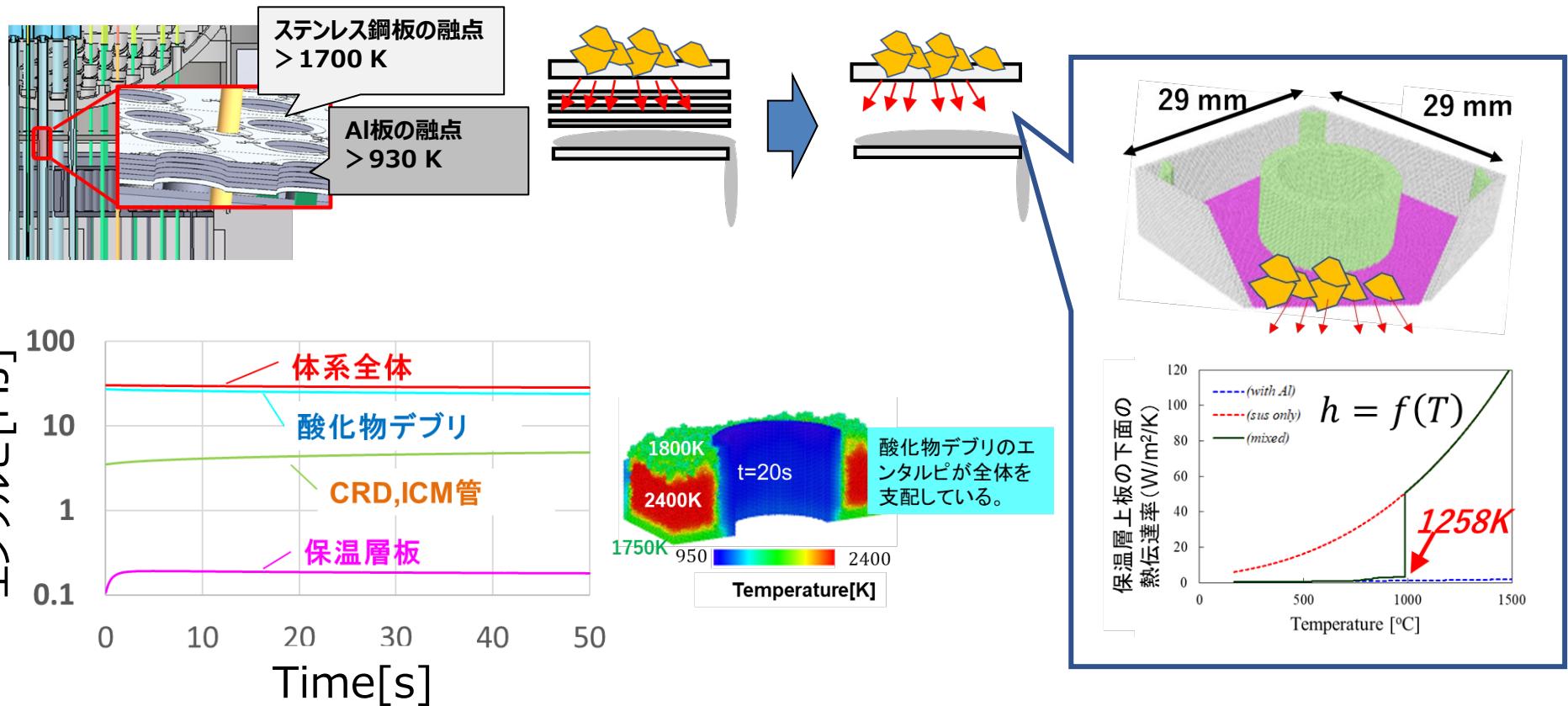
- (背景) 2号機RPV損傷状況の把握に資するため「事故進展評価及び総合的な炉内状況把握」(2.1項)、「原子炉圧力容器破損状況の把握」(2.2~2.4項)、プラント内部調査結果(既報※)を勘案した炉心物質移行挙動解析が必要となる。
 - (課題) 2号機はRPV下鏡が広範囲に損傷している可能性があるもののRPV下部プレナム内とその周囲に多量の燃料デブリが残存し、一方で燃料集合体上部タイプレートが通過するほどの大きな穴がRPV側部に存在する可能性がある。これらを説明する炉心物質移行挙動が不明である。
 - (目的) 2.1項、2.2~2.4項、プラント内部調査結果と整合しながら、酸化物デブリの崩壊熱により保温層上板が局所的に溶融破損するものの、全般的な溶融崩落には至らないような条件を示す。

実施内容

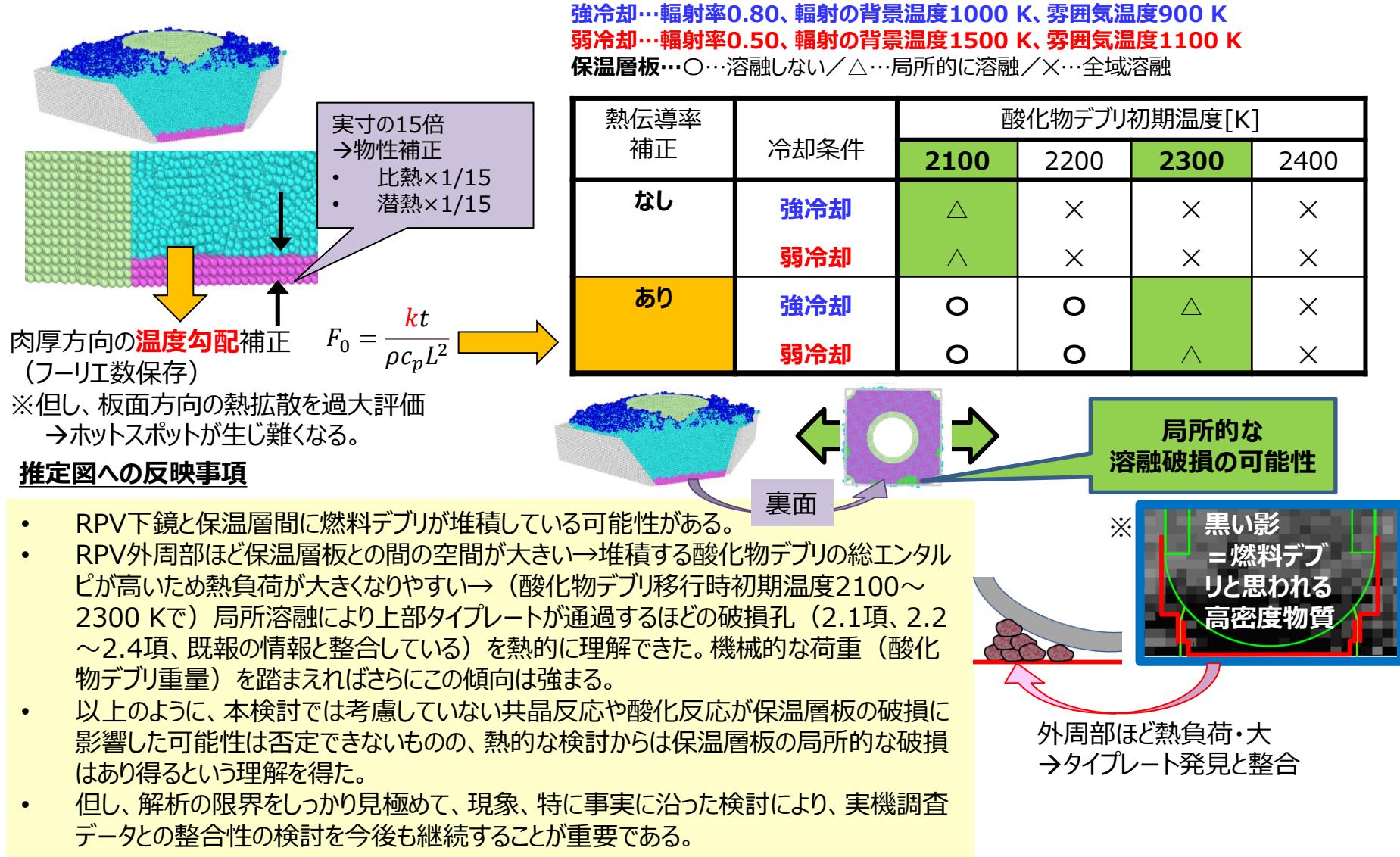
- 2.1項の炉心の損傷シナリオを含む事故進展の理解、2.2~2.4項のRPV下鏡破損機構、既報※のプラント内部調査結果を勘案し、RPV直下の保温層板上に酸化物デブリ(固体)が堆積するシナリオを検討した。
- 改良早稲田大学MPS法解析コードによる保温層上板に移行した炉心物質挙動の実寸大の3D解析体系・モデルを構築した。
- 酸化物デブリの崩壊熱により保温層上板が局所的に溶融破損するものの、全般的な溶融崩落には至らないような条件を示した(それらは2.1項、2.2~2.4項、既報の情報と整合している)。

2.7.1 炉心物質移行挙動

- RPV下部の保溫層上板上に酸化物デブリが堆積した場合の熱状態をMPS法を用いて評価した。保溫層上板(ステンレス鋼板)の下面熱伝達率は2.4項の熱流動解析の検討結果から得られた温度を変数に用いた相関式($h=f(T)$)により評価した。同相関式は保溫層板上の温度が閾値(1258K)を超えると、保溫層内部のAl板が溶融して保溫効果が劣化し、熱伝達率が急上昇する効果が考慮されている。
- 解析結果は、体系全体のエンタルピに占める酸化物デブリエンタルピの割合が高く、酸化物デブリのエンタルピ推移が体系全体のエンタルピ推移を支配していることを示している。



2.7.2 保温層板上に移行する炉心物質の挙動解析（2号機）及び推定図への反映事項



2.8 炉内状況推定図（2号機）の更新案

概要と目的

- 「総合的な炉内状況把握の高度化」（2016・2017年度）事業の成果である炉内状況の推定図等に対し、本事業で得られた知見、最新の検討結果等を反映する。

実施内容

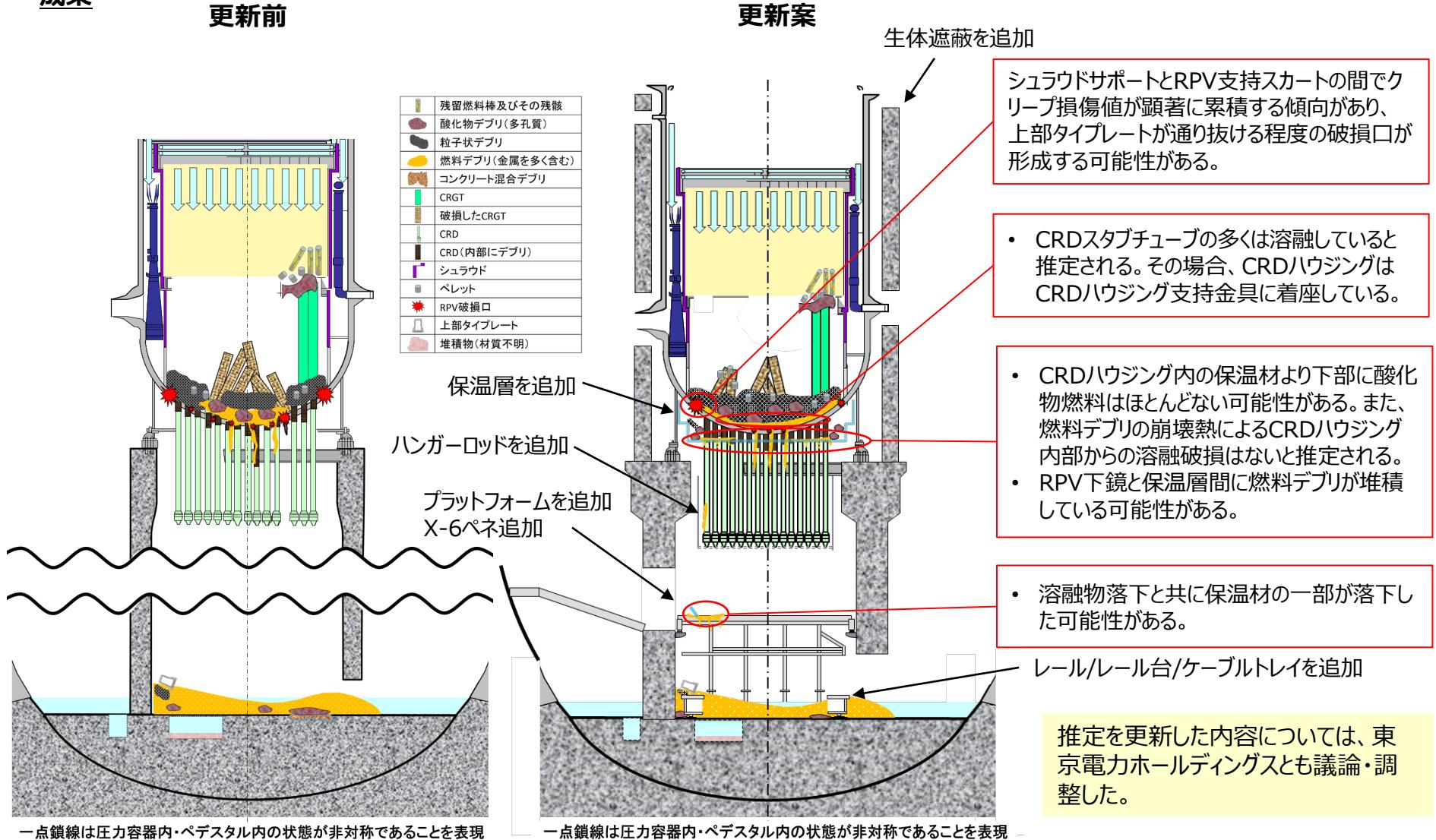
- 東京電力ホールディングスから提供された2号機の図面と内部調査結果を比較し、新たに得られた情報を反映する。
- 本事業で行った解析及び模擬試験の成果を総合的に評価し、推定図更新案を作成する。

成果

実施項目	成果
模擬試験	<ul style="list-style-type: none">CRDスタブチューブの多くは溶融していると推定される。その場合、CRDハウジングはCRDハウジング支持金具に着座している。
熱流動・構造連成解析	<ul style="list-style-type: none">シュラウドサポートとRPV支持スカートの間でクリープ損傷値が顕著に累積する傾向があり、上部タイプレートが通り抜ける程度の破損口が形成する可能性がある。
CRDハウジング内に移行する炉心物質挙動の解析	<ul style="list-style-type: none">CRDハウジング内の保温層より下部に酸化物燃料はほとんどない。燃料デブリの崩壊熱によるCRDハウジング内部からの溶融破損はない。
保温層板上に移行する炉心物質の挙動解析	<ul style="list-style-type: none">RPV下鏡と保温層間に燃料デブリが堆積している可能性がある。
3D推定図の作成	<ul style="list-style-type: none">プラットフォームに落下している板は、保温層の可能性がある。

2.8.1 炉内状況推定図（2号機）の更新前後の比較

成果



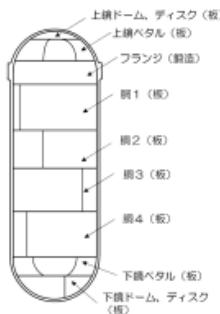
2.9 3D推定図の作成（2号機）

概要と目的

- 情報の受け手側の理解度を向上させ、今後の燃料デブリ取り出し方法の効率的な検討に資することができる3D的な図、モデル等の作成を検討する。情報の受け手側の理解促進につながる切断面、パーツの外し方等も検討する。

実施内容

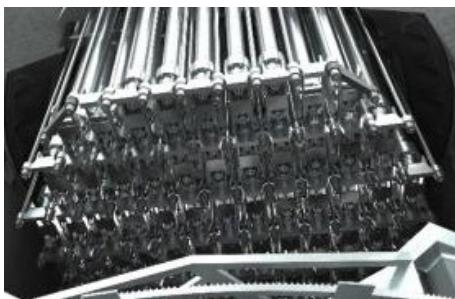
設計情報 [1]



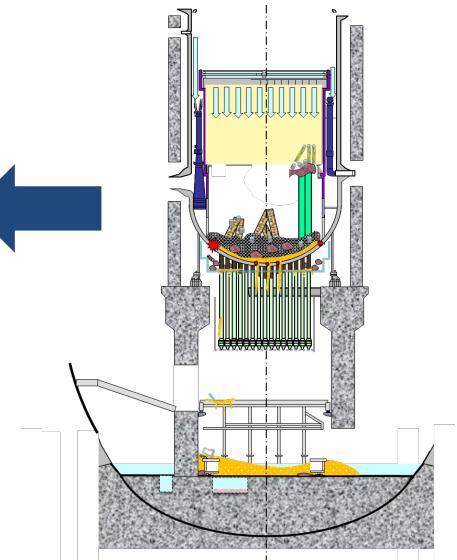
Unity WebGL



内部調査結果 [2]



炉内状況推定図

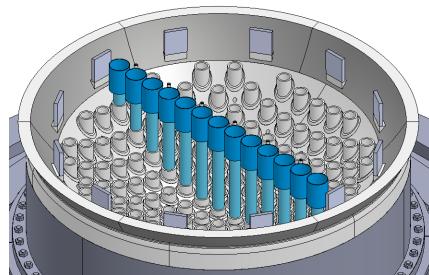


2.9.1 3D-CADの作成

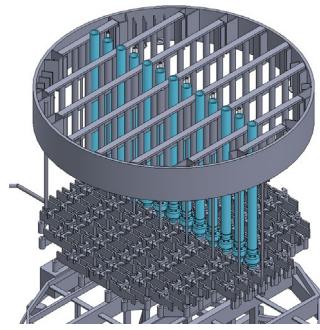
- 東京電力ホールディングスより提供された設計図面から3D-CADの作成した。本事業に関わる箇所で図面が無いパートについては、参考資料を基に作成した。

設計図面のみで作成したパート：

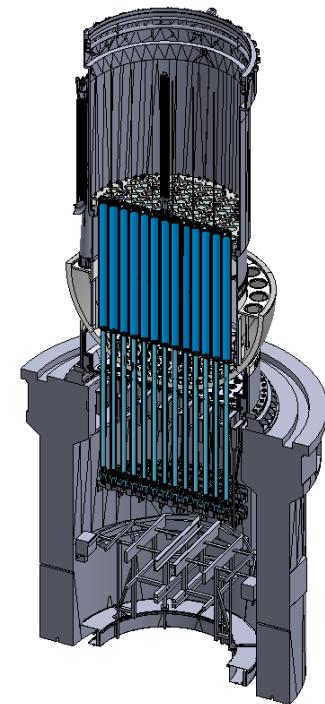
- ・ 下鏡セントラルディスク及び下鏡ペタル
- ・ スカート及びリングガーダー
- ・ 保温材及び保温材フレーム構造
- ・ シュラウド及びシュラウドサポート
- ・ ジェットポンプ
- ・ 差圧計測ほう酸水注入系配管及びノズル
- ・ 炉心支持板
- ・ CRD支持金具
- ・ ドレン配管及びノズル
- ・ ペデスタル
- ・ ケーブルベア
- ・ CRD案内管、ハウジング及びスタブチューブ
- ・ ICM案内管及びハウジング
- ・ 起動領域モニタドライチューブ
- ・ 中央燃料支持金具及び周辺燃料支持金具
- ・ インコアスタビライザ
- ・ 制御棒



RPV下鏡底部



CRD支持金具



作成した3D-CAD全体

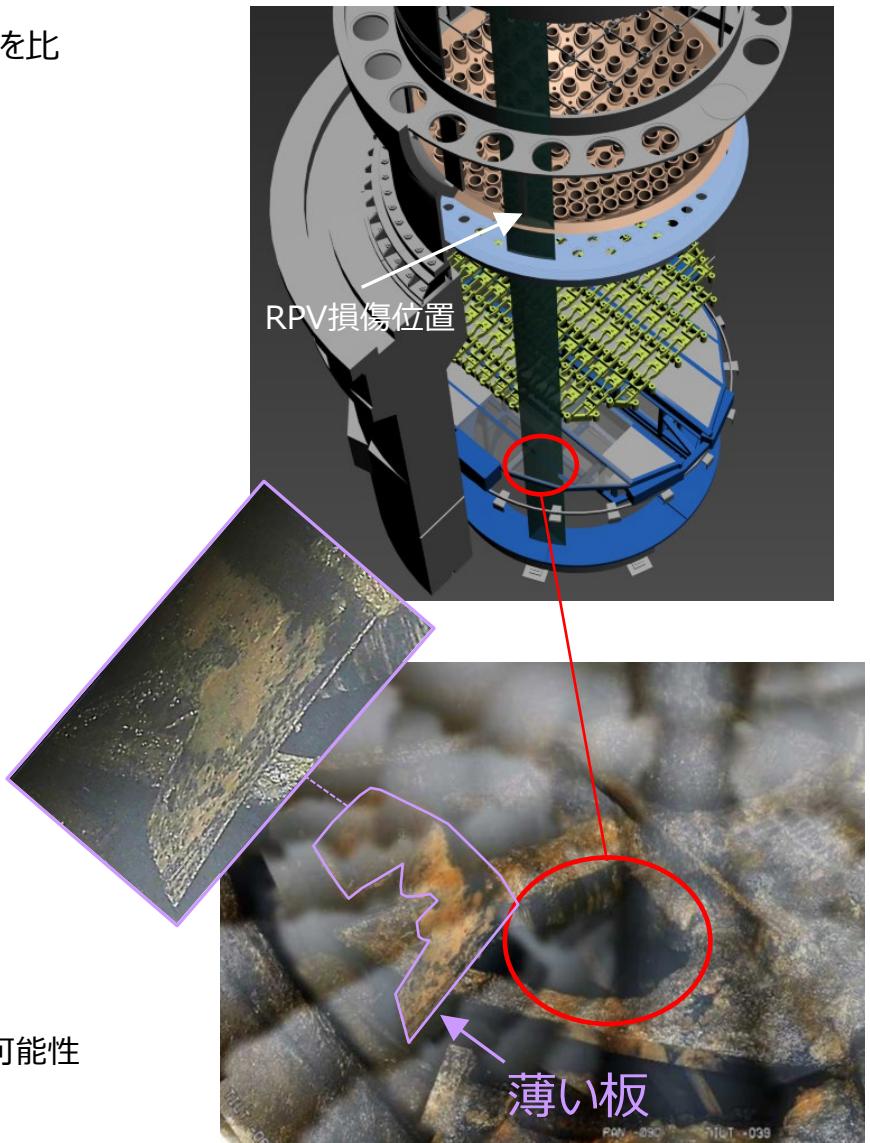
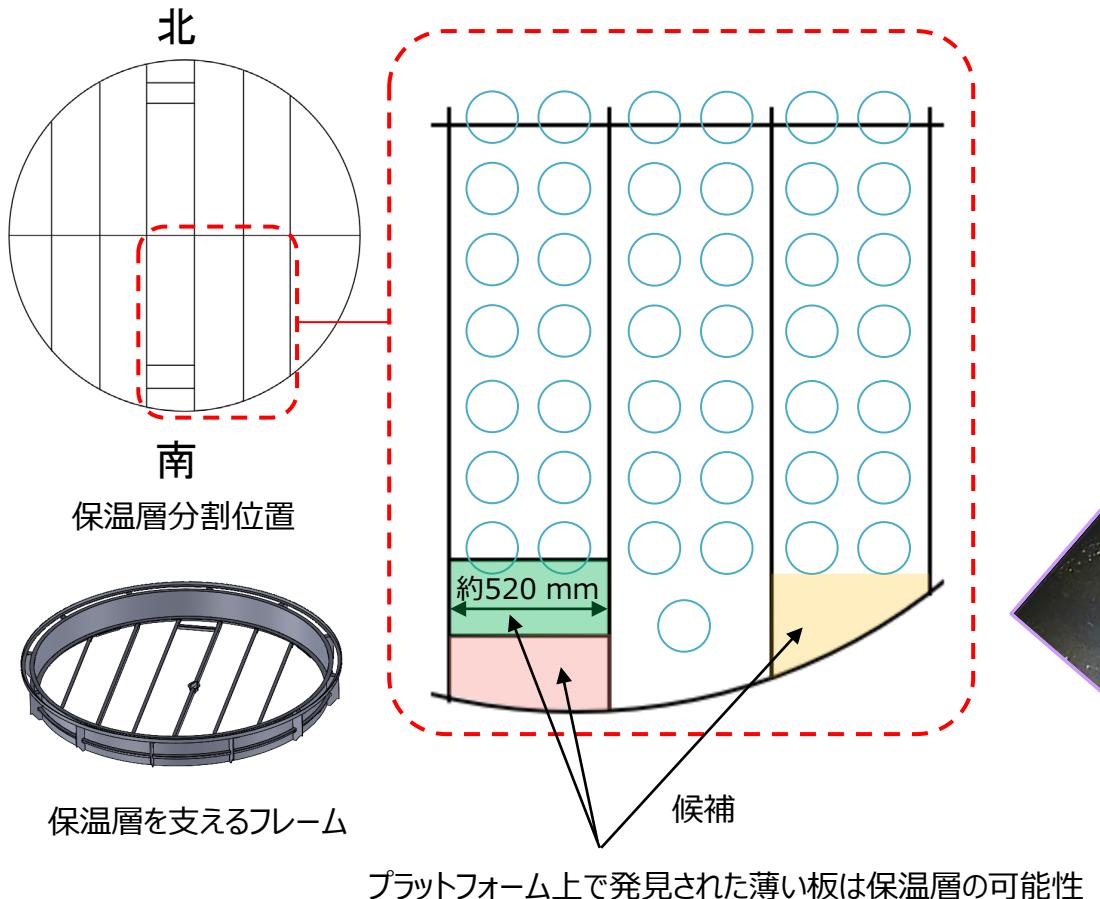
参考資料を基に作成したパート：

- ・ プラットホーム [1]

[1]： 福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第6回進捗報告（報告書）
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/221110j0103.pdf

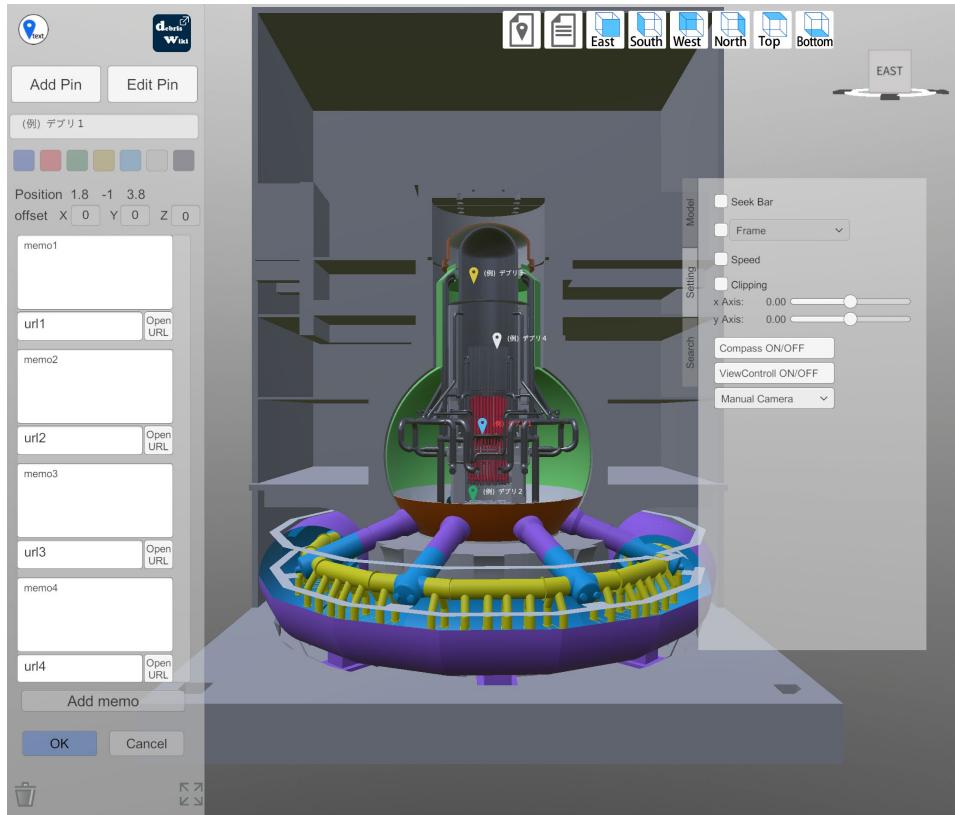
2.9.2 図面調査と内部調査結果の比較

- 東京電力ホールディングスより提供された設計図面と内部調査結果を比較し、プラットフォーム上に落下している薄い板について検討を行った。

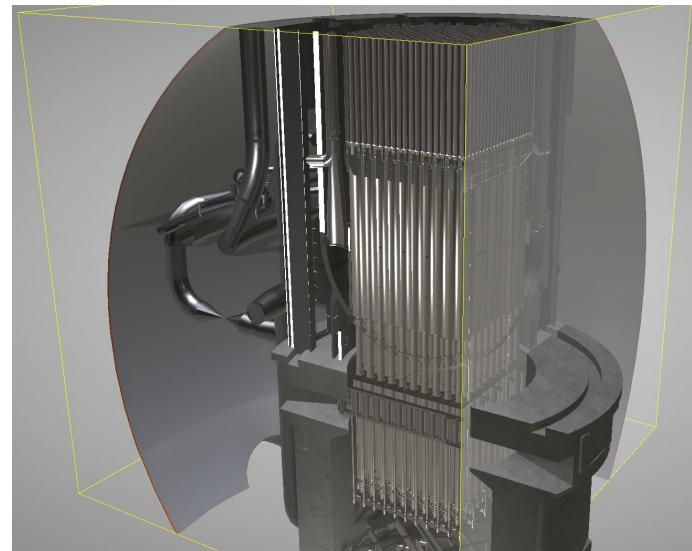


2.9.3 3D-CADのCG化

- 3D-CADをCGにレンダリングし、JAEAが開発したdebrisEye[※]に搭載した。情報の受け手側の理解促進につながる切断面、パーツの取り外しを実現した。加えて、debrisWiki記載の1F燃料デブリサンプル分析結果をCG上にマーキング可能にした。



1F燃料デブリサンプル分析結果を登録可能

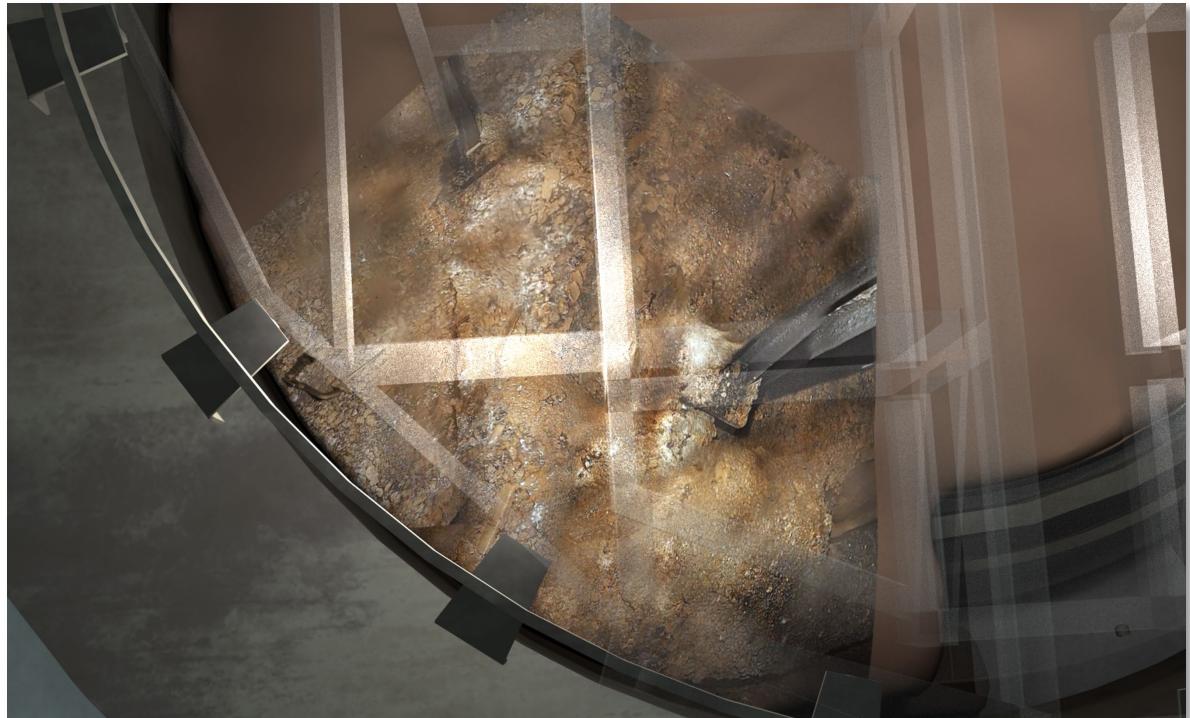
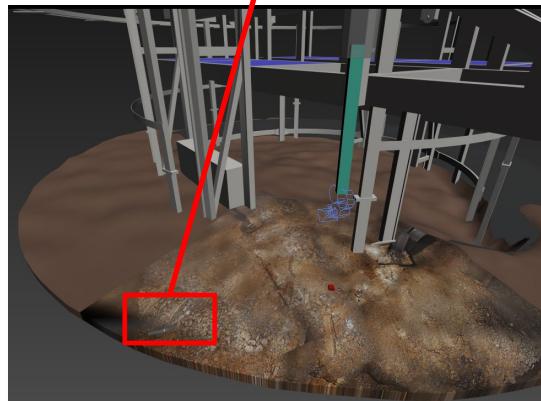


パーツの取り外し及びトリミングが可能

※ : debrisEyeとは、福島第一原子力発電所のCGモデルをインタラクティブに表示し、分析結果の付加情報の追加、切断面表示やパーツの取り外しが可能な3Dビューコンテンツである。

2.9.4 内部調査結果の反映

- 内部調査結果が鮮明に得られている範囲については、テクスチャを貼り付けて内部状況を再現した。
- 特徴的な調査結果については、CGで再構築した。

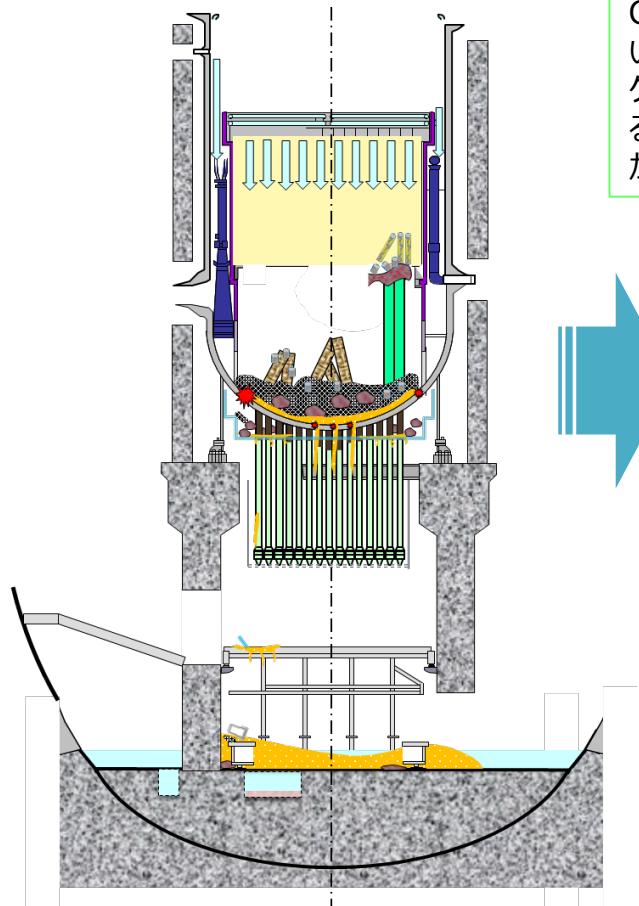


任意の角度から内部調査結果等を把握することが可能なため、情報の受け手側の理解促進

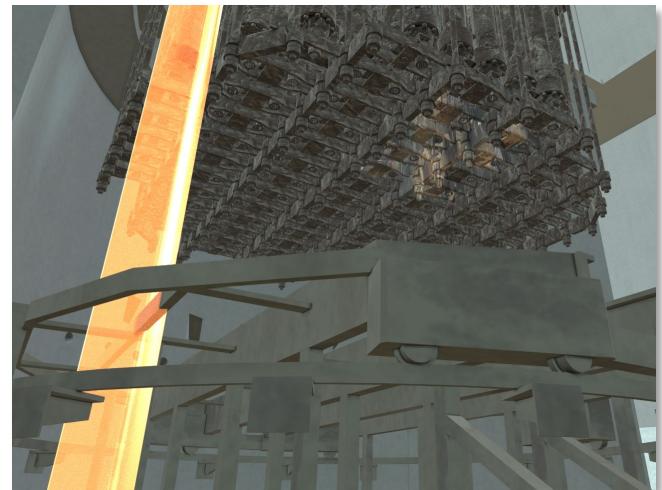
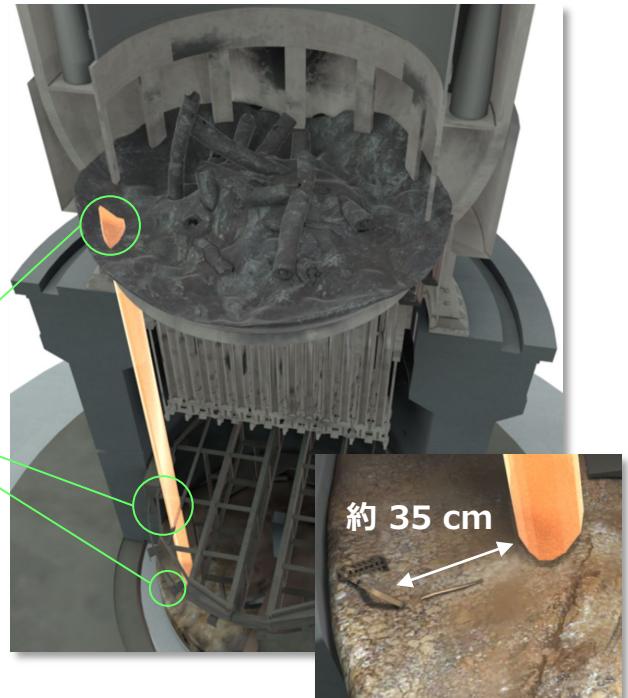
2.9.5 3D推定図への反映

成果

- RPV損傷状況の推定結果を3D推定図に反映した。



推定したRPV損傷位置の直下にはCRDハウジング及び支持金具が無い。また、直下のプラットフォーム上のグレーチングは脱落又は溶融している。その直下付近に上部タイプレートが存在する。



3. 成果のまとめ

3. 成果のまとめ

(A) 事故進展評価及び総合的な炉内状況把握

- 2号機/3号機について、SA解析コード(MAAP)を用いた解析を行い、おおむね、その目標を達成した。
 - 2号機：①3つのRPV圧力ピークにおけるエネルギー発生と炉心損傷の進展を再現、②PCV圧力の急低下と圧力上昇シナリオの同定
 - 3号機：①RPV圧力低下挙動の再現、②S/Cからの逆流によるD/W水位上昇を定性的に再現、水素発生量に関する課題を確認
- 再現解析とその評価により、現時点で妥当と考えられる事故シナリオを構築した。
- 本解析、及び、後述の(B)(C)にて得られた結果を総合的に評価し、炉内状況の推定図を更新した。
- 2号機のRPV損傷を把握するための3D推定図を作成した。

(B) 原子炉圧力容器破損状況の把握

- RPV下鏡底部模擬試験体に模擬金属デブリを充填した溶融試験を行い、RPV下鏡底部において金属デブリとRPV下鏡底部構造材の共晶反応による破損が生じる可能性を示した。
- 2号機実機相当材を使用した材料強度試験を行い、構造解析で必要となる材料特性式を策定した。
- 熱流動・構造連成解析により、RPV側部が損傷する可能性を示した。

(C) 炉心物質移行挙動評価

- 2号機RPV損傷状況の把握に資するため、(A)(B)及びプラント内部調査結果(既報※)を勘案した炉心物質移行挙動解析を行った。
 - 早稲田大学MPS法解析コードを、アクセラレータ向けプログラミングモデル(OpenACC)を用いてマルチGPU並列化し、実機スケールの解析に適用できる解析コードの整備ができた。
 - CRDハウジング内に移行する炉心物質挙動の解析（2号機）：CRDハウジング内の保温層より下部に酸化物燃料はほとんどなく、燃料デブリの崩壊熱によるCRDハウジング内部からの溶融破損はない見込みを示した。
 - 保温層板上に移行する炉心物質の挙動解析（2号機）：RPV破損孔から放出された酸化物デブリの多くは直下の保温層板上に堆積しているが、RPV外周部では、保温層板に燃料集合体上部タピートが通過できる程度以上の局所的な溶融破損が生じている可能性を示した。
- これらにより、2号機RPV下鏡底部とその周辺のミュオン画像、RPV下鏡底部構造の広範囲の溶融物流下跡、ペデスタル床外周部で発見された燃料集合体上部タピートの3者の状況を合理的に説明でき、2号機推定図の精緻化に資する理解を得た。

主な専門用語、略語等の説明（1/2）

略語	名称/用語	和訳
ARC-F	Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Project	福島第一原子力発電所の原子炉建屋及び格納容器内情報の分析プロジェクト
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
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CRD	Control Rod Drive	制御棒駆動機構
CRGT	Control Rod Guide Tube	制御棒案内管
D/W	DryWell	ドライウェル
EPMA	Electron Probe X-ray Micro Analysis	X線微小分析、又はX線微小分析装置
FACE	Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident Information Collection and Evaluation Project	福島第一原子力発電所事故情報の収集及び評価プロジェクト
ICM	In-core Monitor	インコアモニタ
MAAP	Modular Accident Analysis Program	モジュール事故解析プログラム
MPS	Moving Particle Semi-implicit	粒子法
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構/原子力機関

主な専門用語、略語等の説明（2/2）

略語	名称/用語	和訳
PCV	Primary Containment Vessel	原子炉格納容器
PreADES	Preparatory Study on Analysis of Fuel Debris Project	燃料デブリ分析予備的考察プロジェクト
R/B	Reactor Building	原子炉建屋
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
S/C	Suppression Chamber	圧力抑制室
SA	Severe Accident	過酷事故
SRV	Safety Relief Valve	逃し安全弁（主蒸気）
XRD	X-ray Diffraction	X線回析、又はX線回析装置

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	炉心構造材（ジルカロイやステンレス鋼等）が溶融凝固したものも、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。