

# 「廃炉・汚染水対策事業費補助金 (総合的な炉内状況把握の高度化)」

## 平成28年度成果報告

平成29年6月

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
一般財団法人 エネルギー総合工学研究所

# 成果報告の構成

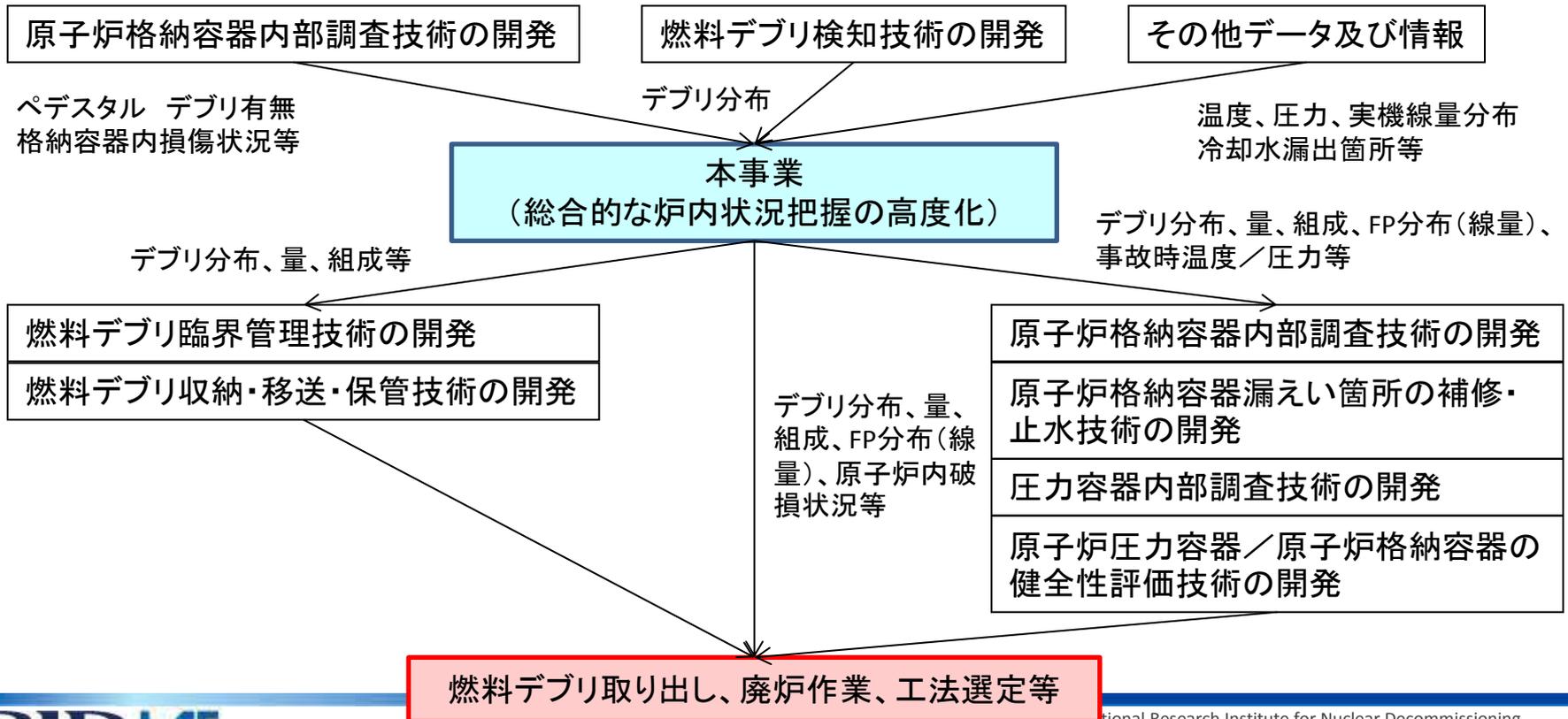
1. 炉内状況把握PJの計画、検討体制について
2. 平成28年度の事業成果
3. 研究開発の運営について
4. 平成28年度の実施内容及び成果のまとめ

## 1-1 本事業の必要性

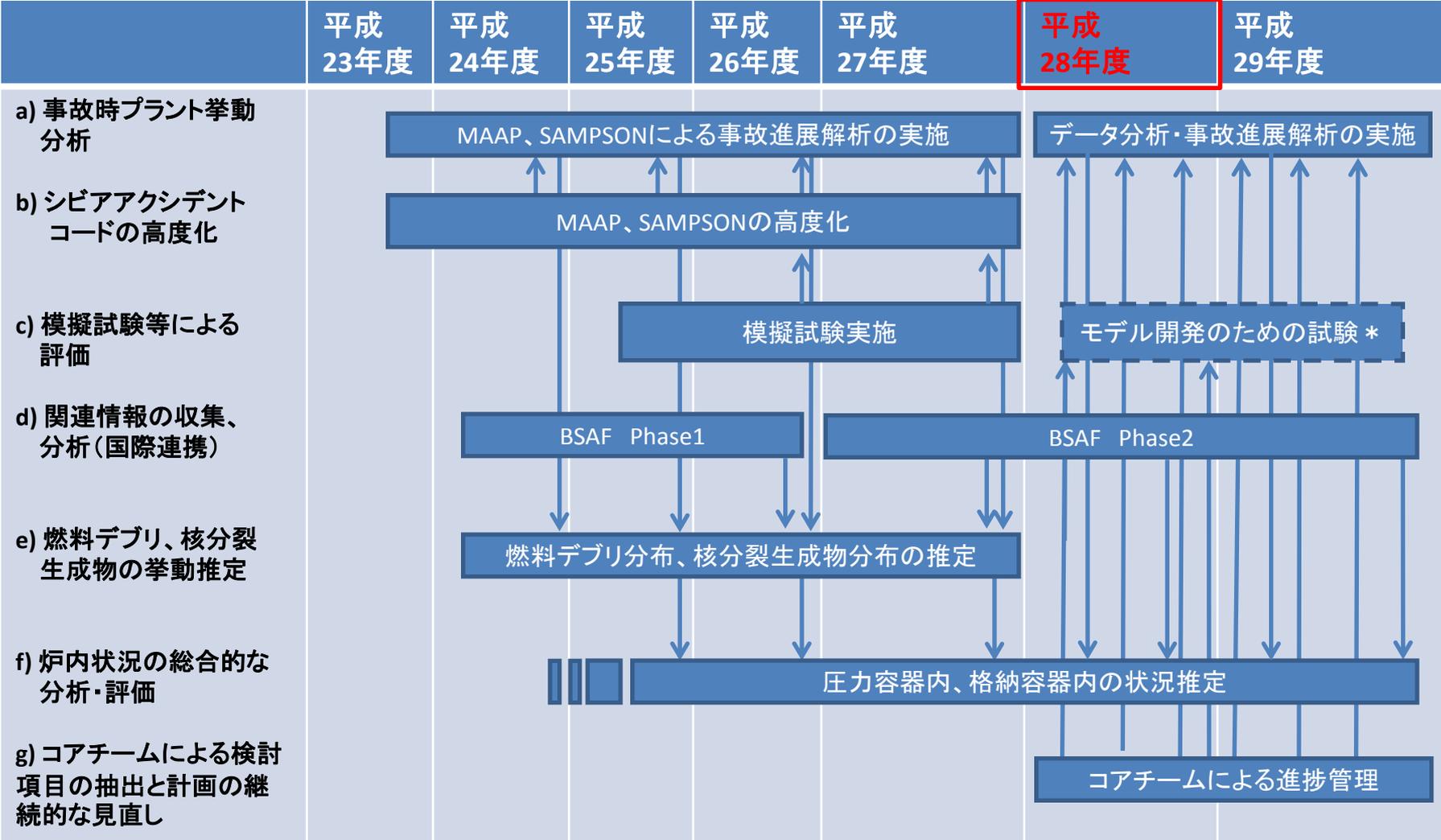
- 福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物(以下、FP)等の状況を推定・把握することは不可欠であるが、高線量下にある炉内を直接観察することは、現時点でも困難な状態である。
- 代替として、事故進展解析、現場等で得られる様々な測定データ・情報等の評価により、総合的に原子炉・格納容器の状態推定のための分析・評価を進めることが現実的な手段であり、そこから得られた知見を廃炉作業に活用することが期待される。そのため、平成23年度より、国のプロジェクトとして過酷事故解析コード(MAAP/SAMPSON)の改良を中心とした、炉内状況把握のための取り組みが進められてきた。
- 平成27年度までの事業によりコード改良はひと段落したため、コードの能力と限界を理解したうえで、コードを活用した検討に注力できる状況となった。また、事故時に所得されたプラントパラメータ等の実測値に加え、PCV内部調査、R/B内線量調査等の現場の実態に関する情報も蓄積され、さらに、最近の研究により材料化学的な知見も拡充し、これらを活用した分析も実施できる状況となった。
- このような状況より、本事業では、以下の技術開発を実施する。
  - ・昨年度までに実施した事故進展解析結果等の成果及び事故後に得られた知見を前提として、測定データや調査結果等を、再度、包括的に見直し炉内状況の推定結果の不確かさを減少させるための検討課題を抽出する。
  - ・抽出された検討課題、及び、事前に設定した検討課題に関する分析・評価を実施し、炉内状況推定を実施する。

# 1-2 本事業の成果の反映先および寄与、目標

- 本事業においては、個別の検討課題の成果を総合的に分析・評価することで原子炉圧力容器内・格納容器内の状態を推定することとしている。具体的には、総合的な分析・評価により整理した、燃料デブリ分布の推定図およびFP分布の推定図が本事業の主たる成果であり、都度最新の情報を反映した当該成果を、関連する他研究に提示する。
- これにより、デブリ取り出し(平成29年:号機毎の取り出し方針の決定、平成30年:工法確定予定)や、廃炉作業に資する情報を提供することを目的とする。



# 1-3 全体計画－実施工程



\* 必要性を議論して判断

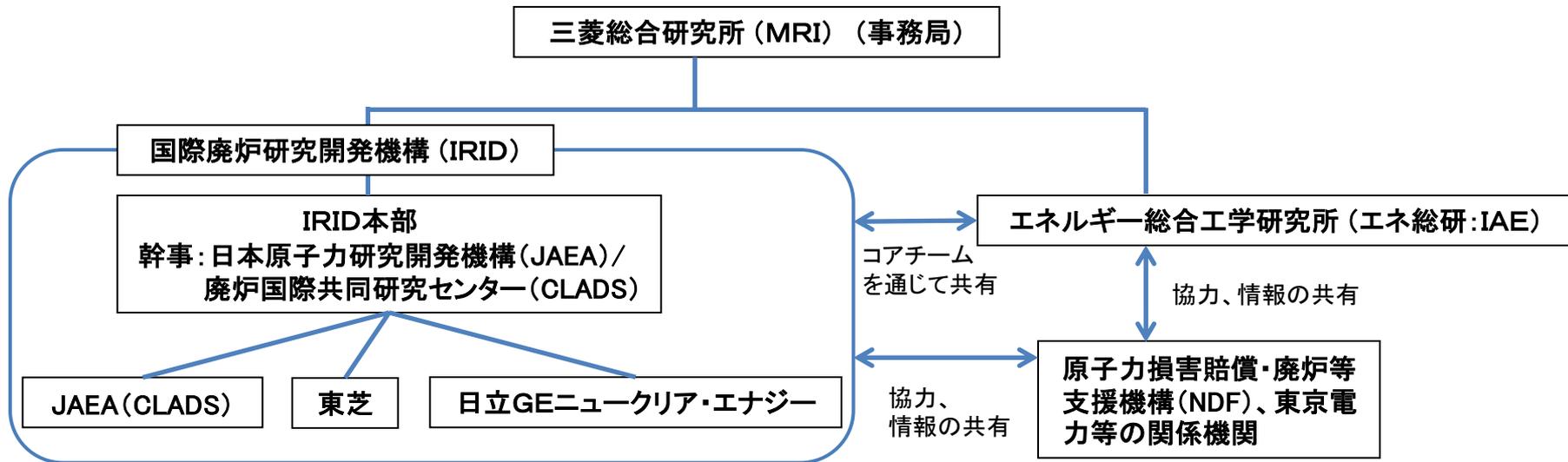
## 1-4 平成28年度の実施概要と実施体制

### ○ 実施概要

海外機関との協力等も含め国内外の叡智を結集し、事故進展解析技術、実データに基づく分析、現場での調査結果、材料科学的知見等を踏まえた炉内状況を把握する検討を実施し、廃炉のためのインプットとして活用することを前提に、圧力容器内、格納容器内に分布すると想定される燃料デブリの分布及びFPの分布を、現時点で達成可能な最高の技術レベルにて推定した。

### ○ 事業の実施体制

本事業は、IRIDとIAEとの共同体制で、IRIDが全体のプロジェクト管理を行い、IAEと連携して、事業を実施する。IRIDでは、IRID組合員であるJAEA(CLADS)、東芝及び日立GEと連携して事業を実施する。また、NDFや東京電力等の関係機関と情報を密に共有しつつ、関係機関の協力を得て事業を推進する。



コアチーム: 事業参画機関からなる組織で、プロジェクトの方針決定、及び原子炉・格納容器の状態推定結果に責任を持つ。

# 1-5 平成28年度の実施項目と概略工程

## (1) 炉内状況の総合的な分析・評価

### ①実機データ及び他研究開発の成果を踏まえた総合的な分析・評価

①-1 炉内状況の推定結果の不確かさを減少させるための検討課題抽出

①-2 実機データ及び他研究開発の成果を踏まえた総合的な分析・評価

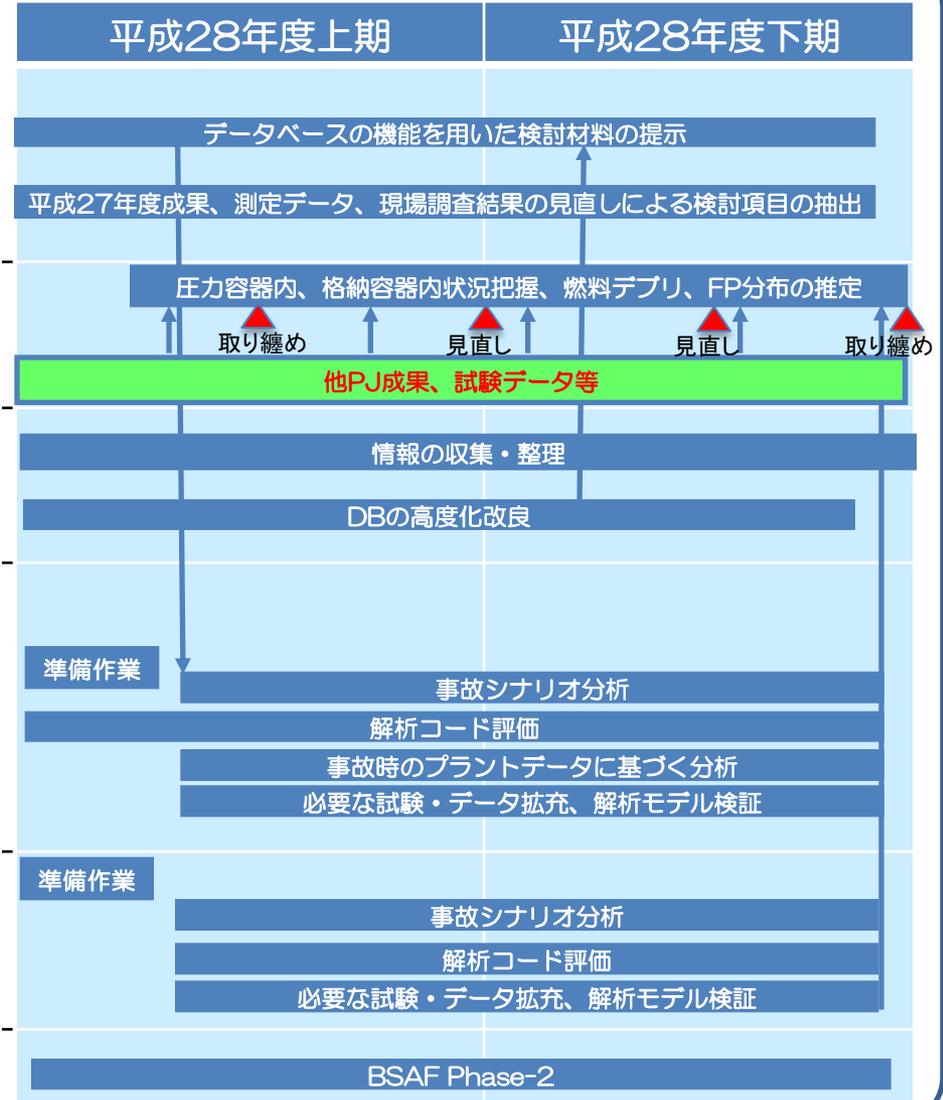
### ②総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築

## (2) 総合的な分析評価に資する燃料デブリの挙動や核分裂生成物の挙動及び特性の推定・評価

①解析手法などを活用した不確かさの低減

### ②FPの化学特性の評価

③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用



BSAF: Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)の国際共同研究)

## 2 平成28年度の事業成果

## 2-1 炉内状況把握PJの全体構成

### (1) 炉内状況の総合的な分析・評価

- ① 実機データ及び他研究開発の成果を踏まえた総合的な分析・評価
  - ①-1 炉内状況の推定結果の不確かさを減少させるための検討課題抽出
  - ①-2 実機データ及び他研究開発の成果を踏まえた総合的な分析・評価
- ② 総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築(エネ総研)
  - ②-1 データベース(DB)アクセスと編集機能の高度化
  - ②-2 表示機能の高度化
  - ②-3 計算評価機能の導入
  - ②-4 ユーザー会議の開催

## 2-1 炉内状況把握PJの全体構成

### (2) 総合的な分析評価に資する燃料デブリの挙動や核分裂生成物の挙動及び特性の推定・評価

#### ① 解析手法などを活用した不確かさの低減

- 1 感度解析によるペDESTALのコンクリート浸食の状況評価(日立GE)
- 2 バーチャル原子炉による逆問題評価とデータベース化(JAEA)
- 3-(a)-(1) 切り株燃料の評価(エネ総研)
- 3-(a)-(2) 代替注水(消防車)の影響評価(エネ総研)
- 3-(a)-(3) KAERIでの「貫通管溶融試験」の知見を踏まえた検討(エネ総研)
- 3-(a)-(4) 炉心物質のスランピング時の事象推移解析(JAEA)
- 3-(a)-(5) MCCIIによるコンクリート浸食領域と浸食部の構成成分割合の評価(エネ総研)
- 3-(a)-(6) CORA試験の再現計算による「溶融炉心移動挙動解析モジュール(MCRA)の模擬性評価」(エネ総研)
- 3-(a)-(7) 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細評価(東芝-EPRI)
- 3-(b)-(1) 解析から得られたFP質量を実測場所に換算する手法の整備(エネ総研)
- 3-(b)-(2) FP分布の解析と実測値との比較検討(エネ総研)
- 3-(b)-(3) Phebus試験の再現計算による「FP挙動に関する物理モデル」の検証(エネ総研)  
(→(2)②の検討課題と位置付けて実施することと判断)
- 3-(b)-(4) FPの壁付着モデルの感度解析(エネ総研)  
(→(2)②の検討課題と位置付けて実施することと判断)
- 3-(b)-(5) 圧力抑制プール(S/P)におけるスクラビング効果の感度解析(エネ総研)  
(→実施しないことと判断)

KAERI: 韓国原子力研究所

MCCI: Molten Core Concrete Interaction (溶融炉心・コンクリート相互作用)

CORA試験: ドイツのカールスルーエ研究センター(現カールスルーエ工科大学)が実施した燃料集合体の損傷・溶融過程を調べることを目的とした炉外実験

Phebus試験: フランスのカダラシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いた過酷事故時の燃料損傷とFP放出移行に関する大規模な総合実験

## 2-1 炉内状況把握PJの全体構成

### (2) 総合的な分析評価に資する燃料デブリの挙動や核分裂生成物の挙動及び特性の推定・評価

#### ①解析手法などを活用した不確かさの低減

4 圧力計高温化時応答特性試験

(→今年度は予備検討のみ実施と判断)

5 事故過程初期の燃料溶融物の挙動解析

6-1 模擬燃料集合体破損試験

6-2 事故進展過程を考慮した溶融燃料プールの凝固試験

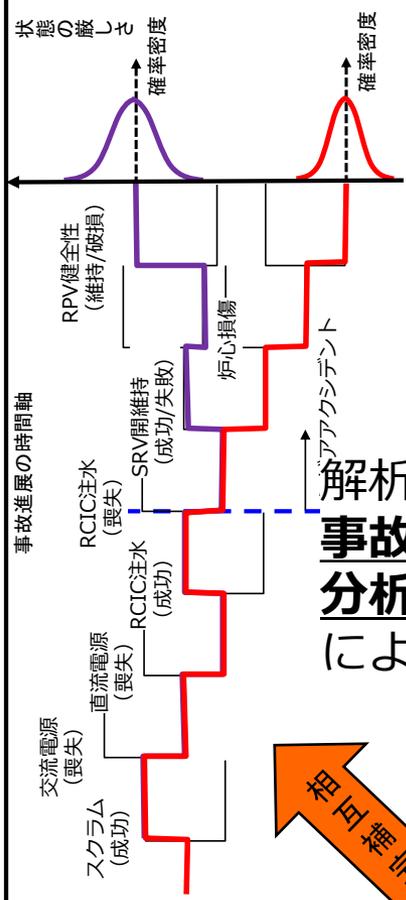
6-3 事故進展を考慮したデブリ溶融・凝固時の偏析解析

### (2) 総合的な分析評価に資する燃料デブリの挙動や核分裂生成物の挙動及び特性の推定・評価

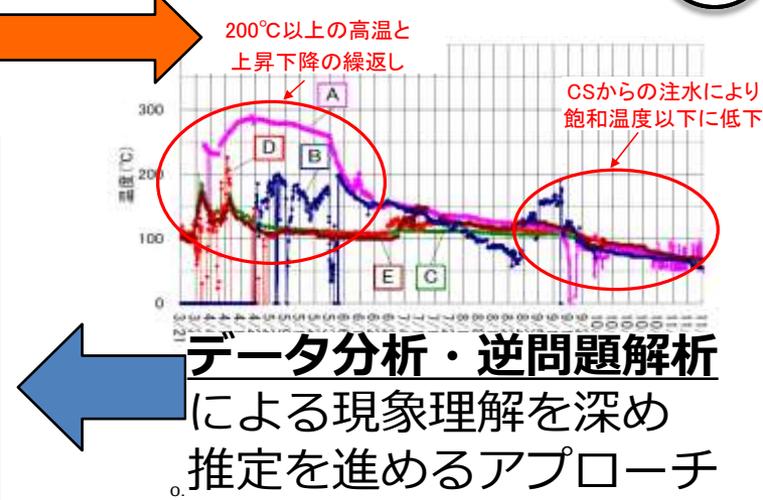
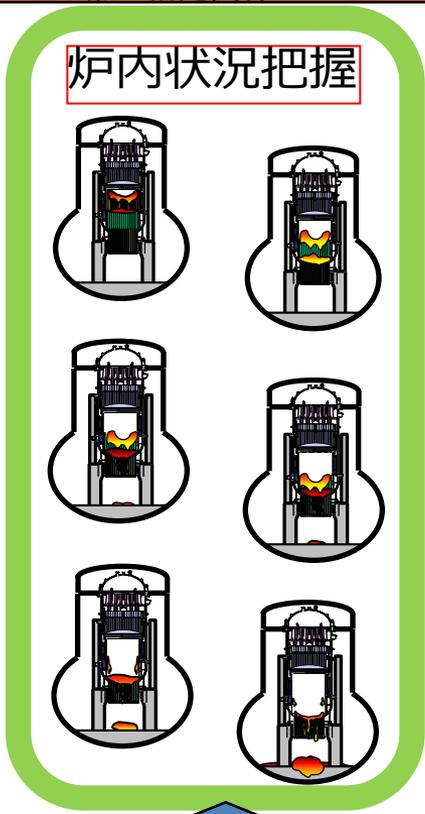
②FPの化学特性の評価(JAEA)

③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用(エネ総研)

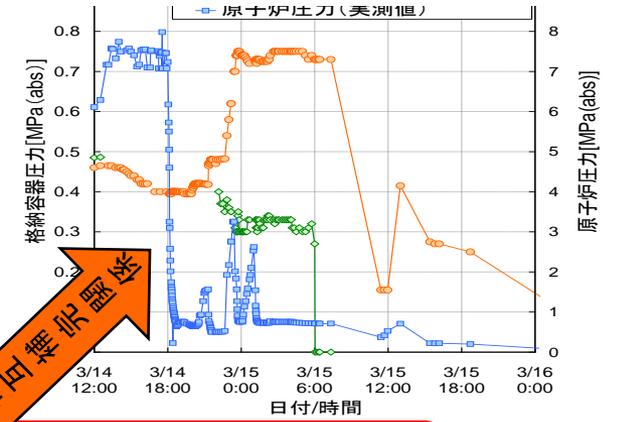
# 2-2 検討を進める際の3つのアプローチ



解析コード評価と  
**事故進展シナリオ  
分析**の信頼性向上  
によるアプローチ



**データ分析・逆問題解析**  
による現象理解を深め  
推定を進めるアプローチ



相互補完関係

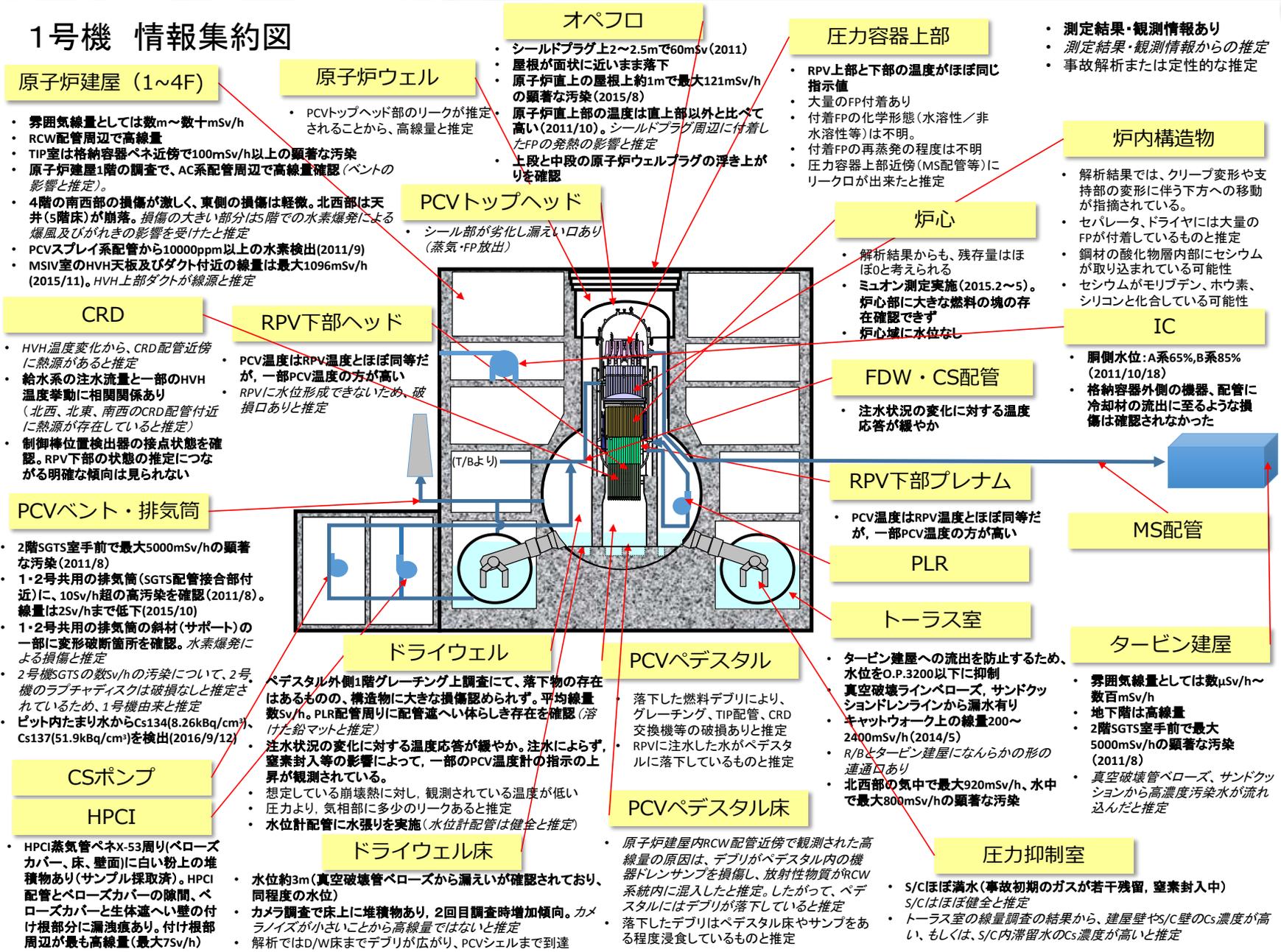
相互補完関係

## 現場調査により得られる情報 とその周辺に対する推定



## 2-4 総合的な分析・評価の成果

# 1号機 情報集約図



## 原子炉建屋 (1~4F)

- ・ 雰囲気線量としては数m~数十mSv/h
- ・ RCW配管周辺で高線量
- ・ TIP室は格納容器ベネ近傍で100mSv/h以上の顕著な汚染
- ・ 原子炉建屋1階の調査で、AC系配管周辺で高線量確認(ベントの影響と推定)。
- ・ 4階の南西部の損傷が激しく、東側の損傷は軽微。北西部は天井(5階床)が崩落。損傷の大きい部分は5階での水素爆発による爆風及びがれきの影響を受けたと推定
- ・ PCVスプレイ系配管から10000ppm以上の水素検出(2011/9)
- ・ MSIV室のHVH天板及びダクト付近の線量は最大1096mSv/h(2015/11)。HVH上部ダクトが線源と推定

## 原子炉ウエル

- ・ PCVトップヘッド部のリークが推定されることから、高線量と推定

## オペフロ

- ・ シールドプラグ上2~2.5mで60mSv(2011)
- ・ 屋根が面状に近いまま落下
- ・ 原子炉直上の屋根上約1mで最大121mSv/hの顕著な汚染(2015/8)
- ・ 原子炉直上上の温度は直上部位以外と比べて高い(2011/10)。シールドプラグ周辺に付着したFPの発熱の影響と推定
- ・ 上段と中段の原子炉ウエルプラグの浮き上がりを確認

## 圧力容器上部

- ・ RPV上部と下部の温度がほぼ同じ指示値
- ・ 大量のFP付着あり
- ・ 付着FPの化学形態(水溶性/非水溶性等)は不明。
- ・ 付着FPの再発熱の程度は不明
- ・ 圧力容器上部近傍(MS配管等)にリークが出来たと推定

- ・ 測定結果・観測情報あり
- ・ 測定結果・観測情報からの推定
- ・ 事故解析または定性的な推定

## 炉内構造物

- ・ 解析結果では、クリープ変形や支持部の変形に伴う下方への移動が指摘されている。
- ・ セパレータ、ドライヤには大量のFPが付着しているものと推定
- ・ 鋼材の酸化層内部にセシウムが取り込まれている可能性
- ・ セシウムがモリブデン、ホウ素、シリコンと化合している可能性

## PCVトップヘッド

- ・ シールド部が劣化し漏れ口あり(蒸気・FP放出)

## 炉心

- ・ 解析結果からも、残存量はほぼ0と考えられる
- ・ ミュオン測定実施(2015.2~5)。炉心部に大きな燃料の塊の存在確認できず
- ・ 炉心域に水位なし

## IC

- ・ 胴側水位:A系65%,B系85%(2011/10/18)
- ・ 格納容器外側の機器、配管に冷却材の流出に至るような損傷は確認されなかった

## CRD

- ・ HVH温度変化から、CRD配管近傍に熱源があると推定
- ・ 給水系の注水流量と一部のHVH温度挙動に相関関係あり(北西、北東、南西のCRD配管付近に熱源が存在していると推定)
- ・ 制御棒位置検出器の接点状態を確認。RPV下部の状態の推定につながる明確な傾向は見られない

## RPV下部ヘッド

- ・ PCV温度はRPV温度とほぼ同等だが、一部PCV温度の方が高い
- ・ RPVに水位形成できないため、破損ありと推定

## FDW・CS配管

- ・ 注水状況の変化に対する温度応答が緩やか

## PCVベント・排気筒

- ・ 2階SGTS室手前で最大5000mSv/hの顕著な汚染(2011/8)
- ・ 1・2号共用の排気筒(SGTS配管接合部付近)に、10Sv/h超の高汚染を確認(2011/8)。線量は2Sv/hまで低下(2015/10)
- ・ 1・2号共用の排気筒の斜材(サポート)の一部に変形破断箇所を確認。水素爆発による損傷と推定
- ・ 2号機SGTSの数Sv/hの汚染について、2号機のラプチャディスクは破損なしと推定されているため、1号機由来と推定
- ・ ビット内たまり水からCs134(8.26kBq/cm<sup>2</sup>)、Cs137(51.9kBq/cm<sup>2</sup>)を検出(2016/9/12)

## RPV下部プレナム

- ・ PCV温度はRPV温度とほぼ同等だが、一部PCV温度の方が高い

## MS配管

## ドライウエル

- ・ ベDESTAL外側1階グレーチング上調査にて、落下物の存在はあるものの、構造物に大きな損傷認められず。平均線量数Sv/h。PLR配管周りに配管運へい体らしき存在を確認(溶けた鉛マットと推定)
- ・ 注水状況の変化に対する温度応答が緩やか。注水によらず、窒素封入等の影響によって、一部のPCV温度計の指示の上昇が観測されている。
- ・ 想定している崩壊熱に対し、観測されている温度が低い
- ・ 圧力より、気相部に多少のリークがあると推定
- ・ 水位計配管に水張りを実施(水位計配管は健全と推定)

## PCVペDESTAL

- ・ 落下した燃料デブリにより、グレーチング、TIP配管、CRD交換機等の破損ありと推定
- ・ RPVに注水した水がペDESTALに落下しているものと推定

## PLR

## トーラス室

- ・ タービン建屋への流出を防止するため、水位をO.P.3200以下に抑制
- ・ 真空破壊管ペロローズ、サンドクッションラインから漏水有り
- ・ キャットウォーク上の線量200~2400mSv/h(2014/5)
- ・ R/Bとタービン建屋になんらかの形の連通口あり
- ・ 北西部の気中で最大920mSv/h、水中で最大800mSv/hの顕著な汚染

## タービン建屋

- ・ 雰囲気線量としては数mSv/h~数百mSv/h
- ・ 地下階は高線量
- ・ 2階SGTS室手前で最大5000mSv/hの顕著な汚染(2011/8)
- ・ 真空破壊管ペロローズ、サンドクッションから高濃度汚染水が流れ込んだと推定

## CSポンプ HPCI

- ・ HPCI蒸気管ベネX-53周リ(ペロローズカバー、床、壁面)に白い粉上の堆積物あり(サンプル採取済)。HPCI配管とペロローズカバーの隙間、ペロローズカバーと生体速へい壁の付け根部分に濃染あり。付け根部周辺が最も高線量(最大7Sv/h)

## ドライウエル床

- ・ 水位約3m(真空破壊管ペロローズから漏れが確認されており、同程度の水位)
- ・ カメラ調査で床上に堆積物あり、2回目調査時増加傾向。カメラノイズが小さいことから高線量ではないと推定
- ・ 解析ではD/W床までデブリが広がり、PCVシェルまで到達

## PCVペDESTAL床

- ・ 原子炉建屋内RCW配管近傍で観測された高線量の原因は、デブリがペDESTAL内の機器ドレンサンブを損傷し、放射性物質がRCW系統内に混入したと推定。したがって、ペDESTALにはデブリが落下していると推定
- ・ 落下したデブリはペDESTAL床やサンブをある程度浸食しているものと推定

## 圧力抑制室

- ・ S/Cはほぼ満水(事故初期のガスが若干残留、窒素封入中)
- ・ S/Cはほぼ健全と推定
- ・ トーラス室の線量調査の結果から、建屋壁やS/C壁のCs濃度が高い、もしくは、S/C内滞留水のCs濃度が高いと推定

## 1号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図

凡例

- ・事故中に炉内で溶融プールを形成した可能性
- ・シュラウド破損の可能性
- ・シュラウドが破損した場合、ダウンカム部に溶融燃料が侵入し、ジェットポンプ破損の可能性

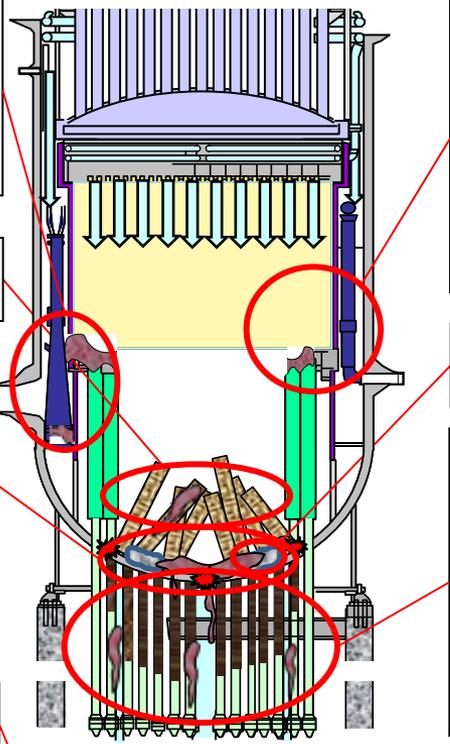
- ・高温の燃料デブリからの熱移動が小さい場合、CRGTは溶けずに残る可能性

- ・炉心まで水位形成できないため、下部プレナムに破損口が存在
- ・下部プレナム底部のボトムドレン等が脆弱であり、損傷している可能性
- ・下部プレナムに落下した燃料はRPV底部に残存する可能性

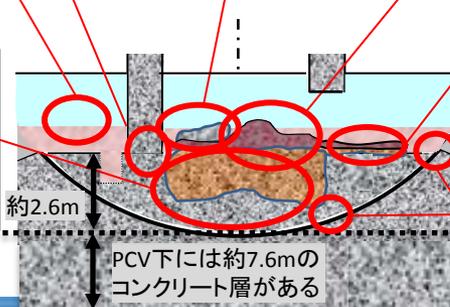
- ・MCCIによるペDESTAL壁への浸食についての検討が必要

- ・D/W床上的水中CCDカメラ撮影の結果、堆積物が堆積しているように見える

- ・MCCIを起こした燃料デブリはコンクリートと混合している。
- ・機器ドレンサンプ内のRCW配管が損傷し、放射性物質がRCW系統内に混入したと推定



- ・PCV床に水が溜まっていた場合、粒子状デブリが形成される。
- ・粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性



- ・ミュオン測定、解析結果及び水位が形成されないことより、大部分の燃料が溶融し、燃料棒は残存していないと推定
- ・CS注水開始(2011/12/10)前に冷却ができていたことより、デブリの存在量は僅かと推定
- ・溶融燃料が固化した酸化物デブリと推定

- ・粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性

- ・HVH温度からデブリがCRD付近に存在すると推定
- ・FDW流量を減少させた際に特定のHVH温度計の温度上昇が大きいため、外周部のCRD付近にデブリが存在(外表面への付着か、内部への侵入かは区別できない)、その直上にRPV破損口が存在している可能性

- ・燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能性

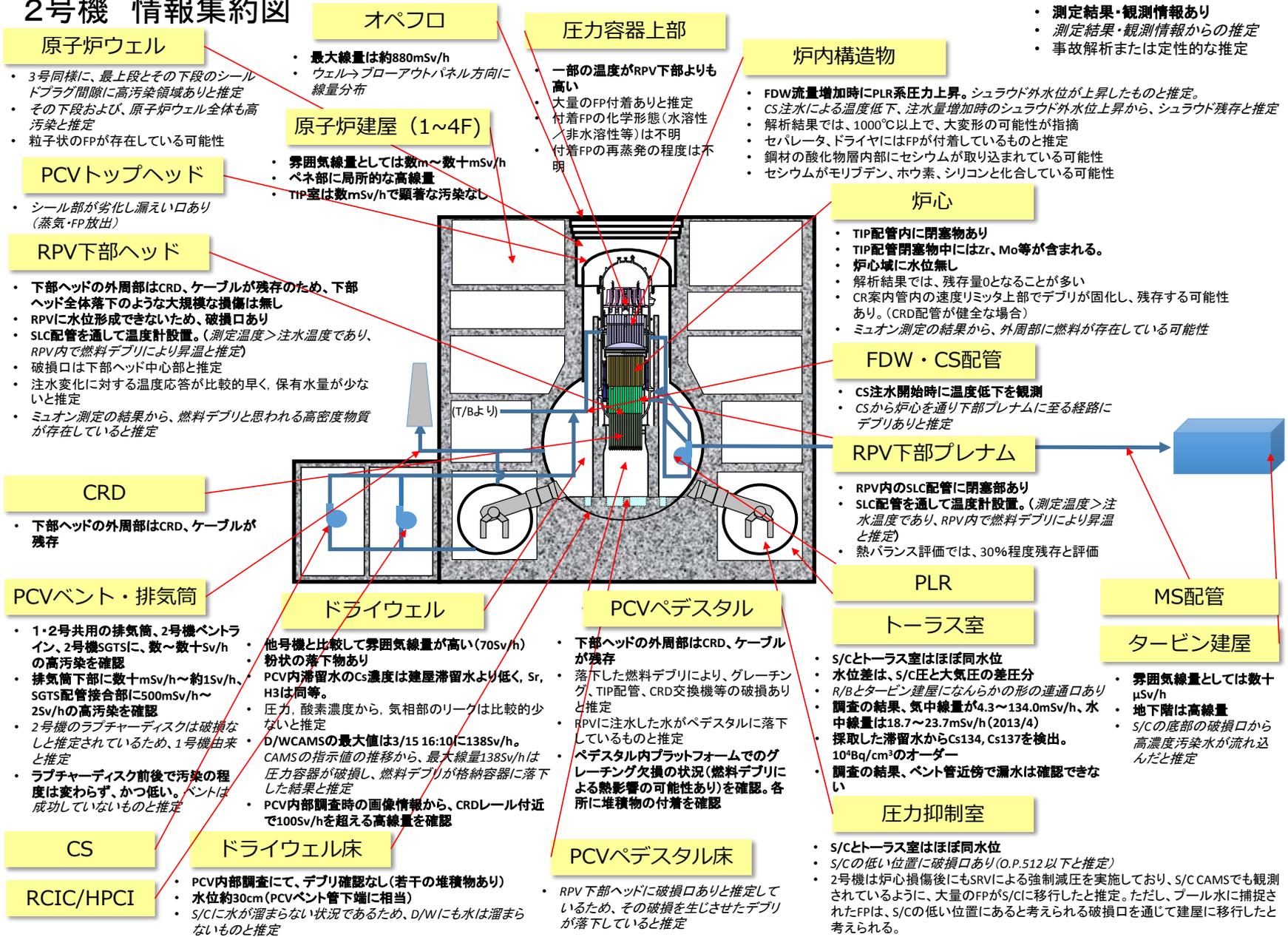
- ・ペDESTAL開口部を通して、D/W床へデブリが拡がった可能性

- ・サンドクッションドレン管から漏水しているため、PCVの損傷が生じたと考えられるが、その原因を特定することが必要

- 酸化物デブリ(多孔質)
- 粒子状デブリ
- コンクリート混合デブリ
- 健全CRGT
- 破損したCRGT
- 健全CRD
- CRD(内部にデブリ)
- 健全シュラウド
- 堆積物(材質不明)
- RPV破損口
- バルーン燃料※
- 燃料棒※
- 酸化物デブリ※
- 重金属デブリ※
- ペレット※
- 粉状ペレット※
- 被覆管残渣※
- 溶融炉内構造物※
- 固化B4C※
- 制御棒混合溶融物※

※1号機では状態推定図中で使用していない

# 2号機 情報集約図



### 原子炉ウエル

- 3号機様に、最上段とその下段のシールドプラグ間隙に高汚染領域ありと推定
- その下段および、原子炉ウエル全体も高汚染と推定
- 粒子状のFPが存在している可能性

### PCVトップヘッド

- シールド部が劣化し漏えい口あり(蒸気・FP放出)

### RPV下部ヘッド

- 下部ヘッドの外周部はCRD、ケーブルが残存のため、下部ヘッド全体落下のような大規模な損傷は無し
- RPVに水位形成できないため、破損口あり
- SLC配管を通して温度計設置。(測定温度>注水温度であり、RPV内で燃料デブリにより昇温と推定)
- 破損口は下部ヘッド中心部と推定
- 注水変化に対する温度応答が比較的早く、保有水量が少ないと推定
- ミュオン測定の結果から、燃料デブリと思われる高密度物質が存在していると推定

### CRD

- 下部ヘッドの外周部はCRD、ケーブルが残存

### PCVベント・排気筒

- 1・2号機共用の排気筒、2号機ベントライン、2号機SGTSに、数〜数十sv/hの高汚染を確認
- 排気筒下部に数十mSv/h〜約1sv/h、SGTS配管接合部に500mSv/h〜25sv/hの高汚染を確認
- 2号機のラプチャーディスクは破損なしと推定されているため、1号機由来と推定
- ラプチャーディスク前後で汚染の程度は変わらず、かつ低い。バントは成功していないものと推定

### CS

### RCIC/HPCI

### ドライウエル床

- PCV内部調査にて、デブリ確認なし(若干の堆積物あり)
- 水位約30cm(PCVベント管下端に相当)
- S/Cに水が溜まらない状況であるため、D/Wにも水は溜まらないものと推定

### オペフロ

- 最大線量は約880mSv/h
- ウエル→ブローアウトパネル方向に線量分布

### 原子炉建屋 (1~4F)

- 雰囲気線量としては数m〜数十mSv/h
- ペネ部に局所的な高線量
- TIP室は数mSv/hで顕著な汚染なし

### 圧力容器上部

- 一部の温度がRPV下部よりも高い
- 大量のFP付着ありと推定
- 付着FPの化学形態(水溶性/非水溶性等)は不明
- 付着FPの再蒸発の程度は不明

### 炉内構造物

- FDW流量増加時にPLR系圧力上昇。シュラウド外水位が上昇したものと推定。
- CS注水による温度低下、注水量増加時のシュラウド外水位上昇から、シュラウド残存と推定
- 解析結果では、1000°C以上で、大変形の可能性が指摘
- セパレータ、ドライヤにはFPが付着しているものと推定
- 鋼材の酸化層内部にセシウムが取り込まれている可能性
- セシウムがモリブデン、ホウ素、シリコンと化合している可能性

### 炉心

- TIP配管内に閉塞物あり
- TIP配管閉塞物中にはZr、Mo等が含まれる。
- 炉心域に水位無し
- 解析結果では、残存量0となることが多い
- CR室内管内の速度リミッタ上部でデブリが固化し、残存する可能性あり。(CRD配管が健全な場合)
- ミュオン測定の結果から、外周部に燃料が存在している可能性

### FDW・CS配管

- CS注水開始時に温度低下を観測
- CSから炉心を通り下部プレナムに至る経路にデブリありと推定

### RPV下部プレナム

- RPV内のSLC配管に閉塞物あり
- SLC配管を通して温度計設置。(測定温度>注水温度であり、RPV内で燃料デブリにより昇温と推定)
- 熱バランス評価では、30%程度残存と評価

### PLR

### トーラス室

- S/Cとトーラス室はほぼ同水位
- 水位差は、S/C圧と大気圧の差圧分
- R/Bとタービン建屋になんらかの形の連通口あり
- 調査の結果、気中線量が4.3〜134.0mSv/h、水中線量は18.7〜23.7mSv/h(2013/4)
- 採取した滞留水からCs134、Cs137を検出。
- 10<sup>4</sup>Bq/cm<sup>2</sup>のオーダー
- 調査の結果、ベント管近傍で漏水は確認できない

### 圧力抑制室

- S/Cとトーラス室はほぼ同水位
- S/Cの低い位置に破損口あり(O.P.512以下と推定)
- 2号機は炉心損傷後にもSRVによる強制減圧を実施しており、S/C CAMSでも観測されているように、大量のFPがS/Cに移行したと推定。ただし、プール水に捕捉されたFPは、S/Cの低い位置にあると考えられる破損口を通じて建屋に移行したと考えられる。

### PCVペDESTAL

- 下部ヘッドの外周部はCRD、ケーブルが残存
- 落下した燃料デブリにより、グレーチング、TIP配管、CRD交換機等の破損ありと推定
- RPVに注水した水がペDESTALに落下しているものと推定
- ペDESTAL内プラットフォームでのグレーチング欠損の状況(燃料デブリによる熱影響の可能性あり)を確認。各所に堆積物の付着を確認

### PCVペDESTAL床

- RPV下部ヘッドに破損口ありと推定しているため、その破損を生じさせたデブリが落下していると推定

### ドライウエル

- 他号機と比較して雰囲気線量が高い(70sv/h)
- 粉状の落下物あり
- PCV内滞留水のCs濃度は建屋滞留水より低く、Sr、H3は同等。
- 圧力、酸素濃度から、気相部のリークは比較的少ないと推定
- D/W/CAMSの最大値は3/15 16:10に138sv/h。CAMSの指示値の推移から、最大線量138sv/hは圧力容器が破損し、燃料デブリが格納容器に落下した結果と推定
- PCV内部調査時の画像情報から、CRDレール付近で100sv/hを超える高線量を確認

### MS配管

### タービン建屋

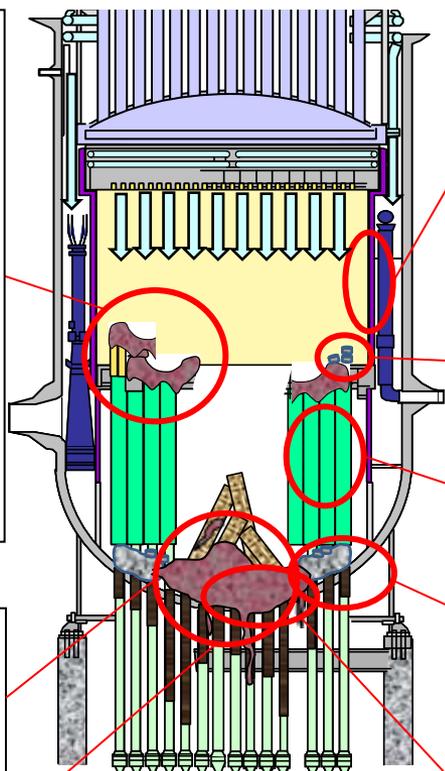
- 雰囲気線量としては数十μSv/h
- 地下階は高線量
- S/Cの底部の破損口から高濃度汚染水が流れ込んだと推定

- 測定結果・観測情報あり
- 測定結果・観測情報からの推定
- 事故解析または定性的な推定

# 2号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図

凡例

-  燃料棒
-  酸化物デブリ(多孔質)
-  粒子状デブリ
-  コンクリート混合デブリ
-  健全CRGT
-  破損したCRGT
-  健全CRD
-  CRD(内部にデブリ)
-  健全シュラウド
-  ペレット
-  バルーンリング燃料※
-  酸化物デブリ※
-  重金属デブリ※
-  粉状ペレット※
-  被覆管残渣※
-  溶融炉内構造物※
-  固化B4C ※
-  制御棒混合溶融物※



・水素発生によるPCV圧力上昇からエネルギー量を想定し、大部分の燃料が溶融したと推定

・CS注水時に温度低下が確認されたことから、低流量のCS注水で水がかかる炉心外周位置に燃料有と推定(燃料支持金具、CRGTに溶融燃料が落ち込み固化した場合でも熱源として同等な挙動を示すため、詳細なデブリ位置は推定不可能)

・ミュオン測定の結果から、炉心外周部に燃料が存在している可能性

・燃料棒があるとしても外周部に一部

・溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定

・FDW流量増加時にPLR系圧力上昇したことから、シュラウド外に水位が形成されている可能性

・CS注水による温度低下、注水量増加時のシュラウド外水位上昇から、シュラウドの大規模損傷はないと推定

・外周部における燃料の温度上昇はそれほど高くない可能性があることから、ペレットが外周部に残っている可能性

・高温の燃料デブリからの熱移動が小さい場合、CRGTは溶けずに残る

・粒子状デブリ・ペレットがある場合、淀み部にたまる可能性

・PCV内部調査時に外周部のCRDが確認できており、またグレーチング欠損の状況から、RPVの穴は中央部およびその周辺部と推定(大きくない)

・穴から落ちたデブリの一部はCRDにへばり付くと推定

・ミュオン測定にて、圧力容器底部に燃料デブリと思われる高密度物質の影を確認。下部プレナムに落下した燃料がRPV底部に残存している可能性

・CRGTの破損に伴いCRD内部にデブリが侵入している可能性

・燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能性

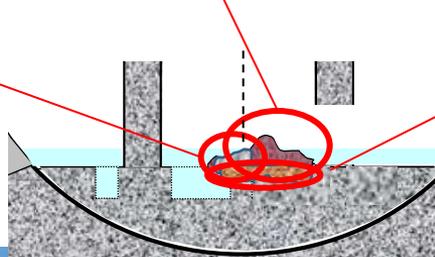
・PCV内部調査時に、蒸気が立ち上る様子を確認。

・PCV床に水が溜まっていた場合、粒子状デブリが形成される。

・粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性

・MCCIを起こした燃料デブリはコンクリートと混合していると推定

・PCVシェルの破損の傾向は無い(サンドクッションドレンパイプからの漏えいなし)ため、MCCIは限定的と推定



※2号機では状態推定図中で使用していない

# 3号機 情報集約図

## オペフロ

- 最大線量は約2 Sv/hでシールドプラグ上(2013)
- シールドプラグ隙間から湯気らしきものを確認。周辺より10°C程度温度が高かった。
- 使用済燃料プールゲートの一部が変形。近傍で高線量を観測
- オペフロシールドプラグの隙間や継ぎ目付近の空間線量: 約200~300 mSv/h(2013~2014)
- CUV F/D/HATCHがプールに落下(水素爆発の影響か)
- シールドプラグ中央の変形(約300mm)
- 線量に寄与している放射性核種はCs-137、Cs-134

## 圧力容器上部

- 大量のFP付着ありと推定
- 付着FPの化学形態(水溶性/非水溶性等)は不明
- 付着FPの再蒸発の程度は不明

## 炉内構造物

- 解析結果では、クリープ変形や支持部の変形に伴う下方への移動が指摘されている。
- セパレータ、ドライヤにはFPが付着しているものと推定
- 鋼材の酸化物層内部にセシウムが取り込まれている可能性
- セシウムがモリブデン、ホウ素、シリコンと化合している可能性

## 炉心

- CS注水開始時に(2011年9月)温度低下が観測
- CSから炉心を通り下部プレナムに至る経路にデブリありと推定
- 一方、CS系を15日間停止(2013年12月)、FDWのみの注水としても、温度上昇はなし
- 2011年5月に注水量を増やしても温度上昇が観測された
- RPV水位未確認
- CR案内管内の速度リミッタ上部でデブリが固化し、残存する可能性あり(CRD配管が健全な場合)

## PCVベDESTAL

## FDW・CS配管

- 落下した燃料デブリにより、グレーチング、TIP配管、CRD交換機等の破損ありと推定
- CS系からの注水を15日間停止(2013年12月)
- RPVに注水した水がベDESTALに落下しているものと推定

## 原子炉ウェル

- 最上段とその下段のシールドプラグ隙間に高汚染領域ありと推定
- その下段および、原子炉ウェル全体も高汚染と推定

## 原子炉建屋 (1~4F)

- 雰囲気線量としては数mSv/h
- 機器ハッチ部に局所的な高線量
- TIP室のドアは吹き飛ばされた
- 機器ハッチ部の遮蔽用シールドプラグの移動については、建屋水素爆発による圧力伝播と推定
- 水素爆発の影響で建屋の4階が損傷(北西方向が大きく損傷)

## PCVトップヘッド

- シールド部が劣化し漏れ口あり(蒸気・FP放出)

## RPV下部ヘッド

- 注水状況の変化に対する温度応答が緩やかである

## CRD

- 制御棒位置検出器(PIP)の接点動作を確認した結果、健全な導通反応を示す検出器はなかった(2011年9月)
- CRDまたはケーブルは大きく損傷していると推定

## PCVバント・排気筒

- SGTSフィルタトレイン線量は数mSv/h(2011/12)。汚染は低く、またフィルタトレインを逆流していないと推定
- 3号機バントの影響で、4号機に水素が流れ込み、4号機の建屋爆発に繋がったと推定

## CS

## RCIC/HPCI

- HPCI室の滞留水中のCs濃度(2017年2月)
- Cs-134 6.8E+7[Bq/l]
- Cs-137 4.3E+8[Bq/l]

## ドライウェル

- 内部調査の結果、X-53ベネ周辺で構造物に損傷認められず
- D/W空間線量は比較的低かった(約1sv/h)
- PCV内滞留水のCs濃度は建屋より低く、Sr、H3は同等。α核種も検知(2015年10月)
- 格納容器酸素濃度(約8%)、D/W圧力から、格納容器気相部の漏れの程度は3号機が最も大きいと推定(空気インリークありと推定)
- PCV内部調査の際に測定した温度は、気相部で約26~27°C、水中で約33~35°Cであった
- Cs134濃度[Bq/cm<sup>3</sup>]:(水面付近)4.0E+2、(水面した約0.7m)2.3E+2
- Cs137濃度[Bq/cm<sup>3</sup>]:(水面付近)1.6E+3、(水面した約0.7m)9.4E+2

## ドライウェル床

- 3号機の水素爆発にMCCIが発生した水素が寄与した可能性があり、燃料デブリがベDESTAL床に落下している可能性
- 1号機と異なりRCW系統での汚染は確認されていない
- D/W床から、水位約6.5m(MSIV室から漏れいあり)
- D/W水位変動から下部からの漏れいは、ほとんどないと推定

## PCVベDESTAL床

## RPV下部プレナム

- 測定温度>注水温度であり、RPV内で燃料デブリにより昇温と推定
- 過去RPV下部温度>PCV温度だったが、現在ほぼ同等の指示値

## PLR

## トラス室

- トラス室水位はO.P.3000程度
- キャットウォークの手すりに腐食は認められず
- トラス室への水蒸気のリークは少ないと推定
- 滞留水水位の観点から、R/Bとタービン建屋になんらかの形の連通口ありと推定

## 圧力抑制室

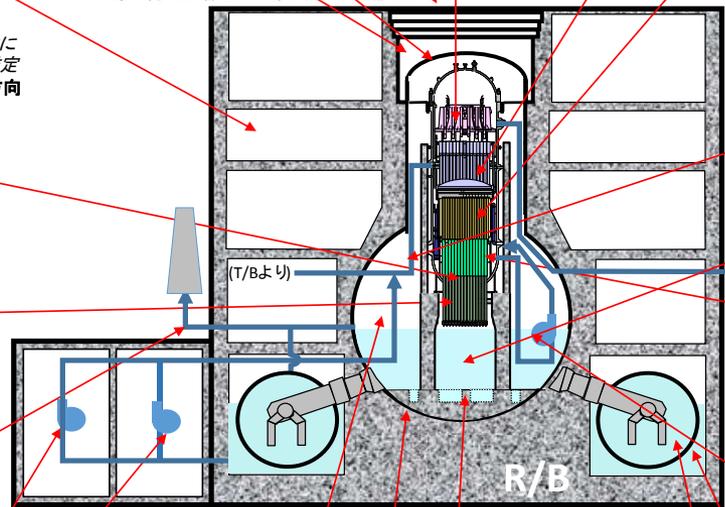
- S/C水位未確認(ほぼ満水と推定)

## MS配管

- 主蒸気配管Dの伸縮継手周辺から漏れい
- カメラ調査および床面の水の流れから漏れい箇所は主蒸気配管Dのみと推定

## タービン建屋

- 雰囲気線量としては数百μSv/h~数mSv/h。地下階は高線量
- 事故初期に、MSIV室から流出した高濃度汚染水が流れ込んだと推定



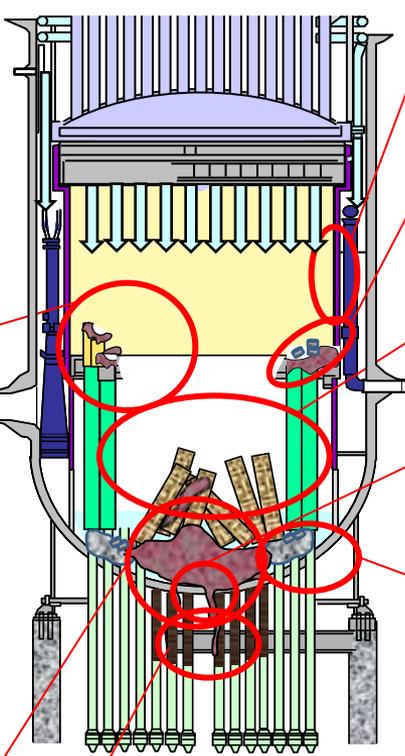
# 3号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図

凡例

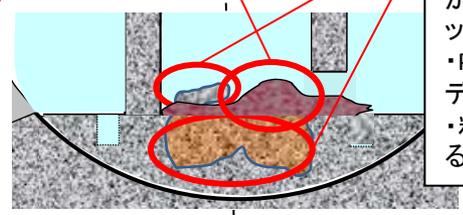
- ・水素発生によるPCV圧力上昇からエネルギー量を想定し、大部分の燃料が溶融したと推定
- ・平成25年12月9日～24日までCS系を停止した時(FDWからの流量を増やし全注水量としては一定)、RPV各部で温度上昇は見られなかったため、炉心位置に存在する燃料デブリは少ないと推定(2号機より少ない)
- ・CS系からの注水を始めた時(平成23年9月1日)RPV下部温度が低下したため(注水量の総量も増加)、燃料デブリが下部プレナムにあると推定
- ・燃料棒があるとしても外周部に一部
- ・溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定

- ・下部プレナムに落下した燃料はRPV底部に残存する可能性あり
- ・注水量の低下操作に対して温度上昇まで時遅れがあり、圧力容器内に保有水がある可能性

- ・CRGTの破損に伴いCRD内部にデブリが侵入している可能性



- ・燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能性



- ・現状シュラウドについては、健全な可能性および損傷のある可能性、双方考えられる。

- ・外周部における燃料の温度上昇はそれほど高くない可能性があることから、ペレットが外周部に残っている可能性

- ・高温の溶融デブリからの熱移動が小さい場合、一部のCRGTは溶けずに残る

- ・MCCIが起きていると考えられるため、圧力容器の下部は破損していると推定

- ・粒子状デブリ・ペレットがある場合、淀み部にたまる可能性

- ・4号機に加えて、3号機でも爆発が起っており、MCCIにより発生した水素が爆発に寄与した可能性が考えられる。
- ・一方、事故対応の中で3月13日7:39から1時間強DWスプレーを実施しており、圧力容器破損時にDW床に水位があると考えられ、燃料デブリの拡がりは抑制された可能性。
- ・ペDESTAL開口部を通じて、燃料デブリがペDESTAL外まで広がるが、シェルアタックには至っていないと推定
- ・PCV床に水が溜まっていた場合、粒子状デブリが形成された可能性。(一般的な推定)
- ・粒子状デブリがある場合、淀み部にたまる可能性

- 燃料棒
- 酸化物デブリ(多孔質)
- 粒子状デブリ
- コンクリート混合デブリ
- 健全CRGT
- 破損したCRGT
- 健全CRD
- CRD(内部にデブリ)
- 健全シュラウド
- ペレット
- バルーニング燃料※
- 酸化物デブリ※
- 重金属デブリ※
- 粉状ペレット※
- 被覆管残渣※
- 溶融炉内構造物※
- 固化B4C ※
- 制御棒混合溶融物※

※3号機の推定図中では使用していない

## (1)-② 総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築

### 【目的】

総合的な炉内状況把握の取り組みを効果的に進めるため、実機での計測データ等のデータ・情報を統合的に収集・整理したデータベースを構築する。検討課題の抽出において参照する事故進展（事故時測定データ等）や現場からの調査結果等をデータベースの機能を用いて表示できるかを確認する。

### 【平成28年度実施内容】

平成28年度は以下に示す実施項目の成果を踏まえてデータベース(DB)の本格運用を図った。

(1)-②-1 DBアクセスと編集機能の高度化

(1)-②-2 表示機能の高度化

(1)-②-3 計算評価機能の導入

(1)-②-4 ユーザー会議の開催

### 【成果と今後の予定】

- ・コアチームメンバー限定サイトの基盤構築
- ・状態推定図及び各推定に関係する参考資料リンク集を掲載  
(状態推定に関する最新の推定状況をコアチームで共有)
- ・資料検索システム構築
- ・プラント関連パラメータ収集機能及びグラフ表示システム構築
- ・三次元CGを用いた原子炉表示機能の構築
- ・上記の機能を組み合わせた、効率的に総合的な分析・評価を実施するための方法論の構築(号機担当者による)
- ・ユーザー会議等で意見を聴収しデータベースへ反映
- ・今後は、調査情報や計測データの更新作業を行う。



ウェブサイト上に掲載した状態推定図：  
最新の推定状況と関連資料を関連付け

## (2)-①-1 感度解析によるペDESTALのコンクリート侵食の状況評価

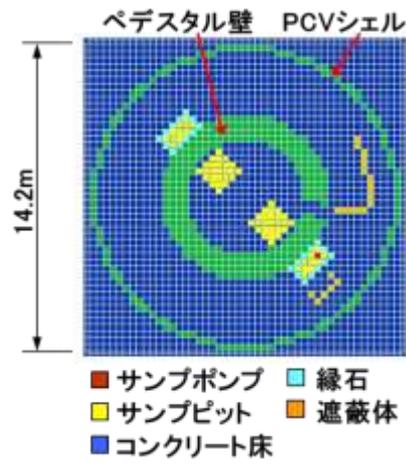
### 【目的】

1号機では平成28年度中に格納容器内部調査(B2調査)が計画されており、ペDESTAL開口部からドライウエル床面に拡がる燃料デブリが確認される可能性がある。

PCV内部調査の結果を最大限活用すべく、平成27年度に開発したMCCI評価コードを活用し、燃料デブリの落下条件等をパラメータとして感度解析を実施し、評価結果をペDESTAL開口部からの拡がり分布ごとに分類し、調査結果からペDESTAL内部の状態を遅滞なく推定できるよう準備した。

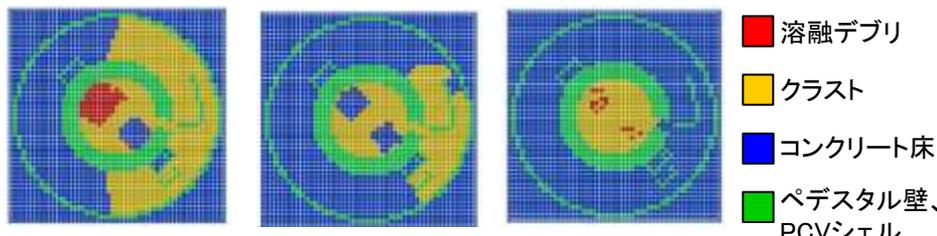
### 【平成28年度の成果】

- 平成27年度解析モデルをベースに、PCV床面近傍の構造物も考慮したモデルを作成(図1)。PCV床でのデブリ拡がり挙動に影響する解析パラメータを選定し、短期デブリ拡がり解析、長期浸食解析を実施。
- 短期デブリ拡がり解析(RPV破損後1h時点、図2) 拡がり範囲に対する主要パラメータの影響を把握し、デブリ質量比(\*)が支配的なパラメータであることを確認。  
(※炉心総質量に対する格納容器床への落下デブリ割合)
- 長期浸食解析(RPV破損後48h時点まで 図3) デブリ平均温度はコンクリート分解温度(約1500K)近傍まで低下しており、浸食速度の低下傾向を確認。  
また、落下デブリ温度が低温でPCV床上で拡がらないケースの方が、コンクリート浸食が顕著となる。



- <感度解析パラメータ>**
- ①デブリ落下質量比 M (3条件)
  - ②落下デブリ温度 T (高過熱度2条件+固体近傍1条件)
  - ③落下質量流量 Q (3条件)
  - ④床面上水位 L (2条件)

図1 解析モデルおよび解析パラメータ



M=80%、T=2550 K M=60%、T=2550 K M=60%、T=2290 K

図2 代表的なデブリ拡がり挙動 (RPV破損後1h時点、初期水位L=0 m)

## (2)-①-1 感度解析によるペDESTALのコンクリート侵食の状況評価

### 【デブリ分布推定図への反映】

- デブリ拡がり範囲  
今後得られるPCV内部調査結果との比較により、ペDESTAL開口からドライウェル床への燃料デブリ拡がり範囲(デブリ位置)の推定に反映。
- コンクリート浸食挙動  
PCV内部調査結果と整合する拡がり解析結果の条件に基づく長期浸食解析結果により、ペDESTAL壁の周方向損傷挙動、コンクリート浸食深さの推定結果に反映。  
また、ペDESTAL壁の健全性評価条件整備にも資する。

### 【今後の予定】

- PCV内部調査による燃料デブリ拡がり範囲推定結果と、短期拡がり解析との突合せ評価。
- 燃料デブリ温度変化、コンクリート浸食に影響する崩壊熱、デブリ凝固挙動に影響する流動限界固相率等に着目した感度解析。

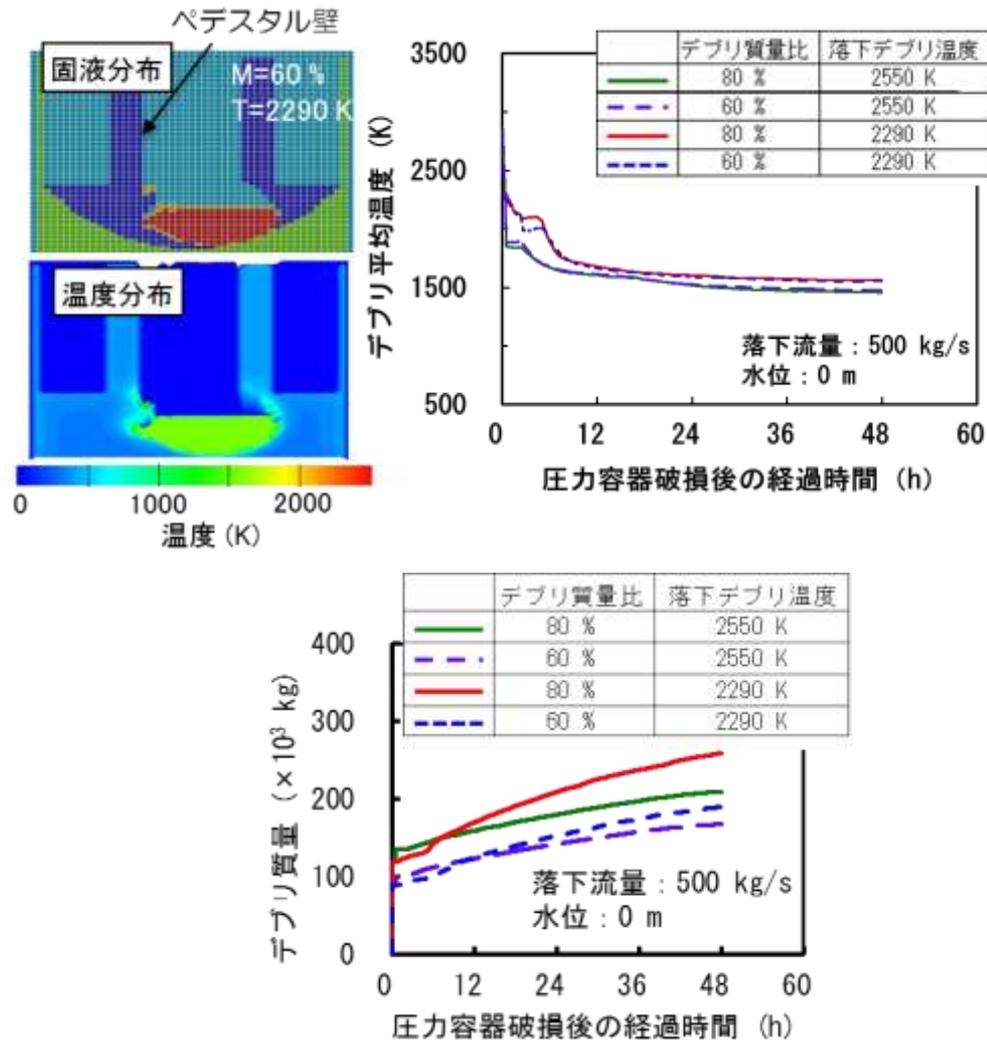


図3 長期浸食挙動評価結果

## (2)-①-2 バーチャル原子炉による逆問題評価とデータベース化

### 【目標及び平成28年度実施事項】

事故直後から現在に至るまで、格納容器内における温度計データ、圧力データなどの様々なデータが大量に取得されており、それらのデータから逆問題を解く事によって、燃料デブリの位置を推定する。平成28年度はコンピューター上にバーチャル原子炉を構築し、1～3号機のRPV内およびRPV外移行デブリの発熱分布について概略評価し、デブリ分布推定に係る現状認識の妥当性を確認した。

### 【平成28年度の成果】

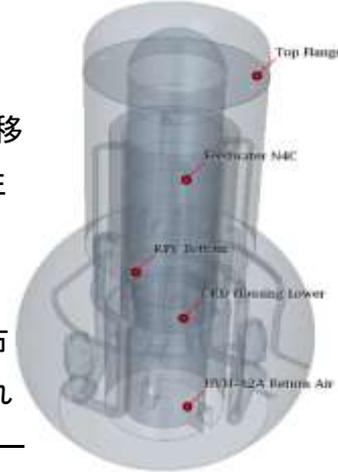
- バーチャル原子炉をコンピューター上に構築した。
- 構築したバーチャル原子炉を用いて、事故から1～2か月後の状態を準定常状態として選定し、熱バランスを解き、温度分布から、熱源分布の推定を実施した。主要なパラメータとしては、熱源となるデブリやFP分布のほか、熱除去となる格納容器表面、水流出などを評価した。水蒸気環境下において、蒸気の蒸発凝縮に伴う大量の熱輸送のモデル化が重要であることを確認した。
- 2号機において、事故から半年後にCS系からの水注入が実施された状況を非定常で解き、非定常状態の温度バランスを評価した。
- バーチャル原子炉で得られた計算結果をデータベース化するとともに、2017年2月に実施された2号機格納容器内部へのカメラ投入時に得られた情報をもとに、データベース化を進めた。

### 【デブリ分布推定図への反映】

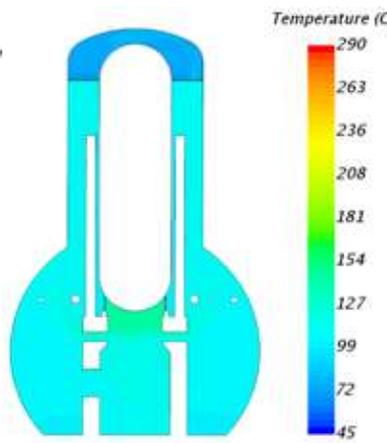
1～3号機のRPV内およびRPV外移行デブリに係る現状認識の妥当性を確認した。

### 【今後の予定】

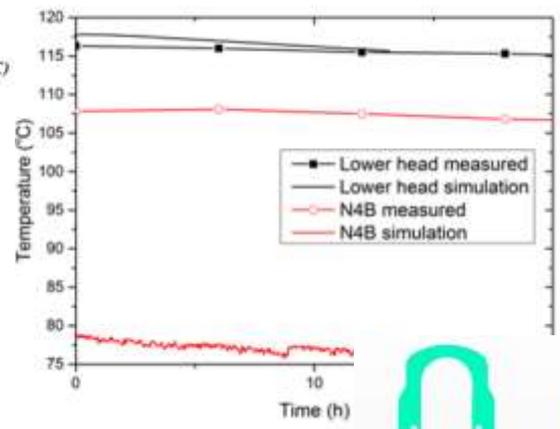
1～3号機のRPV内外のデブリ分布と発熱に係る定量化を行う。得られた成果を内部調査結果とともにデータベース化してまとめる。



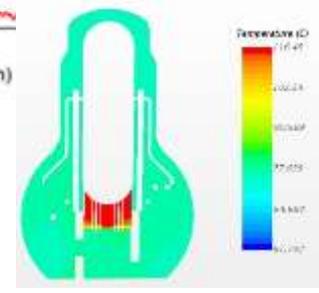
構築したバーチャル原子炉の例(1号機)



温度分布解析結果例(1号機)



2号機CS開始後の過渡温度変動と温度分布例



## (2)-①-3-(a)-(1) 切り株燃料の評価

### 【目的】

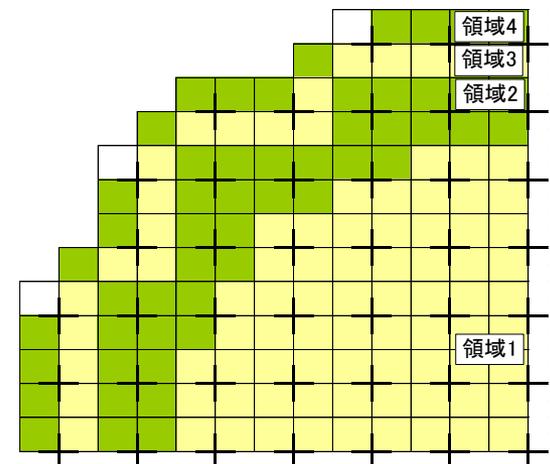
炉心の最外周部に燃料が残るかどうか、残る場合に切り株で残るかどうか重点をおいた解析を実施し、炉心に残存する燃料デブリに関する不確かさを低減する。

### 【平成28年度実施内容】

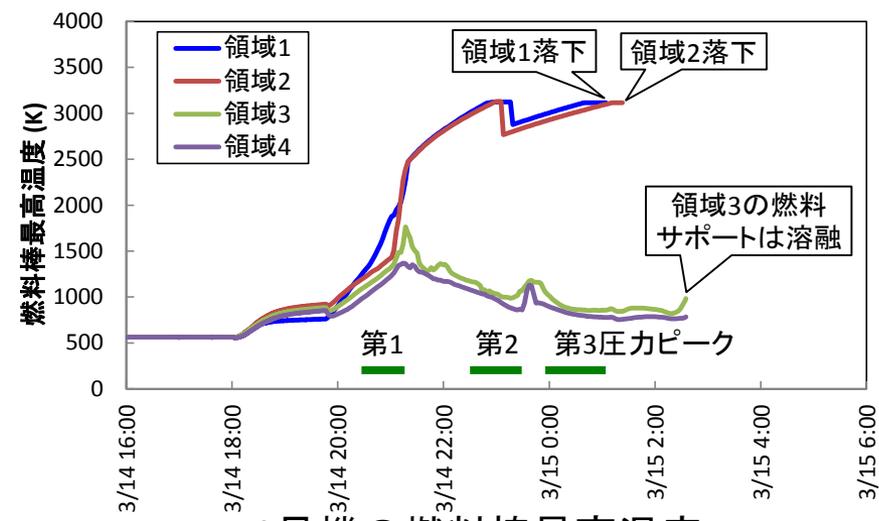
今年度の解析では炉心最外周の燃料集合体を対象とした一つの層を最外領域に設定して、事故進展を解析し、特に切り株燃料の評価を重点として燃料デブリの分布を再評価した。

### 【成果と今後の予定】

- ・1号機は長時間空焚き状態となり、全燃料は下部へ落下し、切り株燃料は残らない結果となった。
- ・2号機は感度解析として2面がシュラウドに面する燃料集合体を模擬した場合に、最外周燃料が切り株状で残る結果となった。2号機については最外周のうち2面がシュラウドに面する燃料(全体の約2%)が切り株状で残るが、その他の燃料は下部の燃料サポートが溶融し崩落すると推定した。
- ・3号機の解析では全ての燃料集合体の燃料サポートが溶融する結果となった。3号機については全ての燃料は崩落しており、切り株燃料は残らないと判断した。
- ・本解析は今年度で終了する。



2、3号機の炉心分割(切り株燃料評価)



2号機の燃料棒最高温度

## (2)-①-3-(a)-(2) 代替注水(消防車)の影響評価

## 【目的】

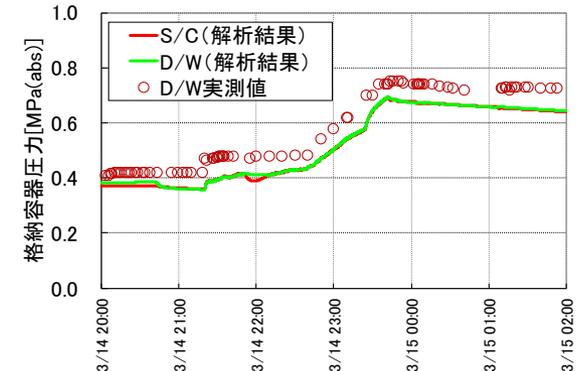
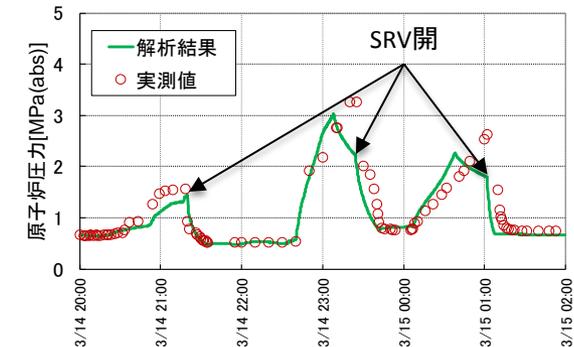
主要なプラント実測データと整合性のある事故シナリオを特定することにより、燃料デブリ分布の解析結果の不確かさを低減する。

## 【平成28年度実施内容】

消防車による代替注水について、実際に原子炉圧力容器内に注水できた量は実測されていないため、これまでは圧力容器外にバイパスした流量を解析的に評価した上で、圧力容器内に注入される流量を解析の条件として設定してきた。本検討では、物理現象として説明可能な範囲で圧力容器内流入流量をパラメータとした感度解析を実施し、圧力実測値等と整合性のある事故シナリオを特定することにより、燃料デブリ分布の不確かさを低減した。

## 【成果と今後の予定】

- 1号機については3/14 20:00以降の注水感度解析を実施し、注水を仮定した場合はPCV圧力が0.7MPaに達するなど測定結果0.18MPaと大幅に相違した。3/23までは注水された水の大部分が炉内に届いていなかったことを示唆している。
- 2号機については強制減圧後の複数回圧力上昇に着目した感度解析を実施。スランピングを仮定することでRPV圧力上昇が再現可能であることを示した。但し、水素発生量は過小評価傾向にあり、PCV圧力の再現性は今後の課題である。
- 3号機については注水感度解析に加えて、3/13 20:30頃のPCV圧力低下について、RPV破損を仮定するかD/Wヘッドフランジリーク面積の増大を仮定する感度解析を実施。D/Wヘッドフランジリーク面積の増大を仮定し、注水流量を減少させた場合に実測値の再現性が高い結果を得た。
- 今後、燃料棒の崩落を想定した解析を実施予定。



2号機 原子炉と格納容器の圧力挙動

## (2)-①-3-(a)-(3) KAERIでの「貫通管溶融試験」の知見を踏まえた検討

## 【目的】

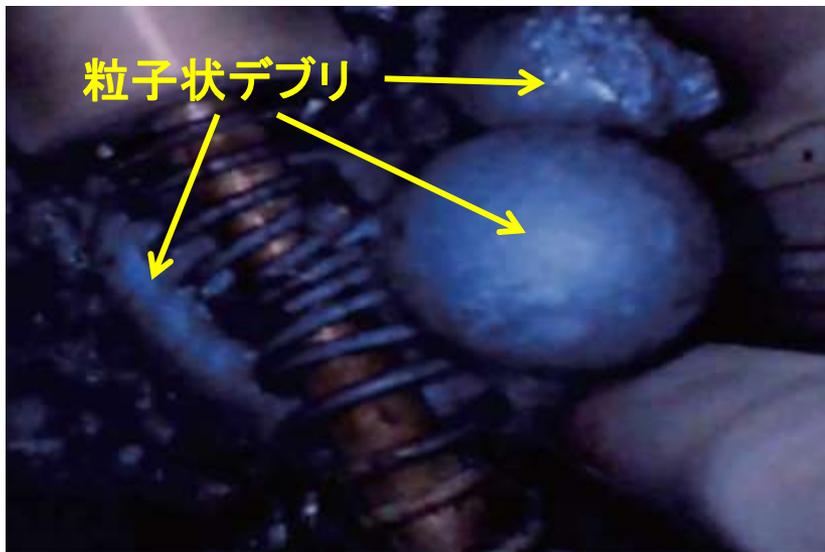
圧力容器下部の貫通管内部に燃料デブリが残存しているか否かが、燃料デブリ取り出しの観点で重要であり、その部分の情報を得るために本検討を実施する。

## 【平成28年度実施内容】

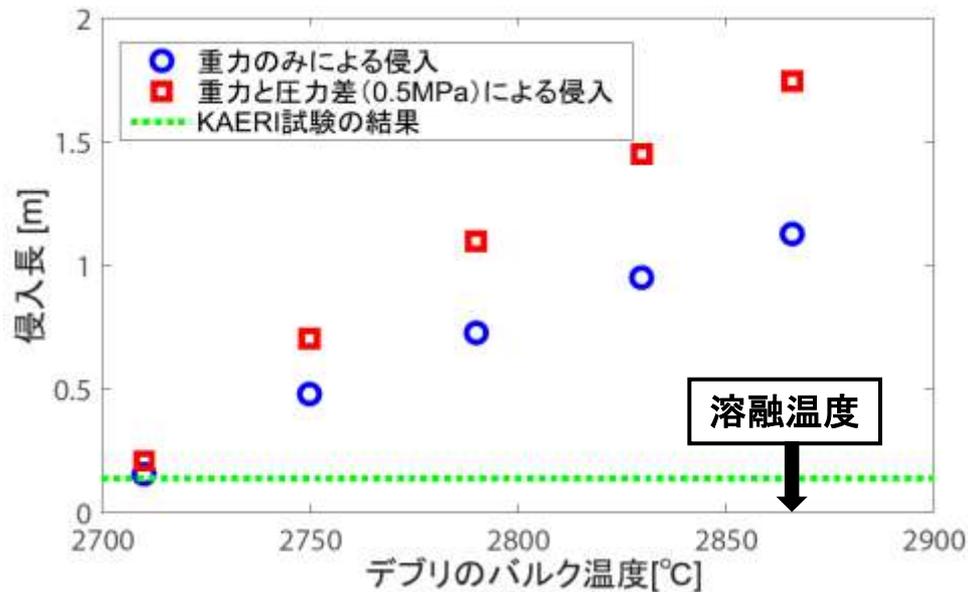
KAERIで行われた炉内計装管溶融試験の試験体について内部の分析を実施した。分析結果で得られたデブリの侵入長を用いて、SAMPSON/DCAモジュールの検証計算を行った。配管内部へ侵入するデブリの流入条件に係るパラメータについて感度解析を実施し、貫通配管内部に残存している燃料デブリ量を評価した。

## 【成果と今後の予定】

炉内計装管溶融試験の試験体の内部調査を実施し、配管内部に粒子状のデブリが付着していることを確認した。感度解析の結果、配管破損時のデブリの温度が配管内部のデブリの侵入長に大きく影響することが示された。今後、下部プレナム内のデブリ挙動を詳細に評価し、デブリの流入条件の不確かさを減少させる。



試験体内部に付着する粒子状デブリ



## (2)-①-3-(a)-(4) 炉心物質スランピング時の事象推移解析

### 【目的および平成28年度実施事項】

福島第一各号機では炉心物質の下部プレナムへの移行(スランピング)が生じていると考えられ、本移行挙動は炉心残留物質をはじめ下部プレナムやペデスタルへ移行した炉心物質の量、分布、組成に影響する。本項目では2号機、3号機の事故進展解析とプラントデータ(圧力など)を比較し、スランピング時の炉心状態、スランピング後の下部プレナム内伝熱をプラントデータに整合する形で定量化する。これによりRPV下部ヘッド破損時のペデスタル流出物質の量と温度や組成を明確化し、最終的な物質分布と性状の評価精度を向上する。平成28年度はスランピング時に予測される炉心エネルギーの範囲を確認するとともに、「模擬燃料集合体破損試験」の知見を総合することで、デブリ分布推定図の改訂に反映した。

### 【平成28年度の成果】

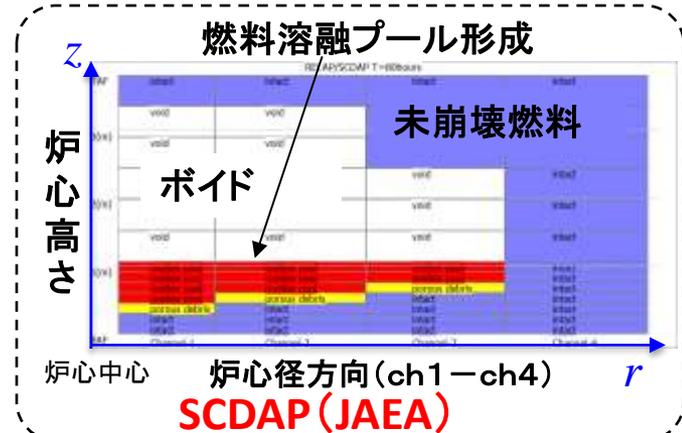
- 2号機事故進展解析をSCDAP(JAEA)とMELCOR(早大)で実施し、高温化炉心のガス透過性等の不確かさに依存して、スランピング時の炉心における燃料溶融プール形成有無が左右されることが分かった(右図)。
- MELCORによる3号機事故進展解析(早大)及びスランピング時の配管変形応答解析(東大)を実施し、スランピングにより発生する大量の水素と酸化反応熱がPCV加圧とRPVからSRVまでの配管高温化をもたらし、主蒸気配管の伸縮継手部からの漏えいに繋がった可能性を確認。
- これらの解析評価とプラントデータ分析を総合し、2号機、3号機の炉心損傷開始からスランピングまでの炉心エネルギーの蓄積(2号機<3号機)、スランピング後RPV破損に至るまでの下部プレナム内伝熱時間(2号機>3号機)などの関係を整理した。

### 【デブリ分布推定図への反映】

- 2号機のシュラウド健全性に関し、手法間の不確かさを考慮しても炉心外側領域までプール拡大せず(右図)、現状推定図の妥当性を確認。
- 「模擬燃料集合体破損試験」の知見(2号機条件ではガス透過性が残る可能性大)と総合することで、2号機の炉心部および下部プレナム部に未溶融燃料ペレットが存在し得るとの認識を得た。

### 【今後の予定】

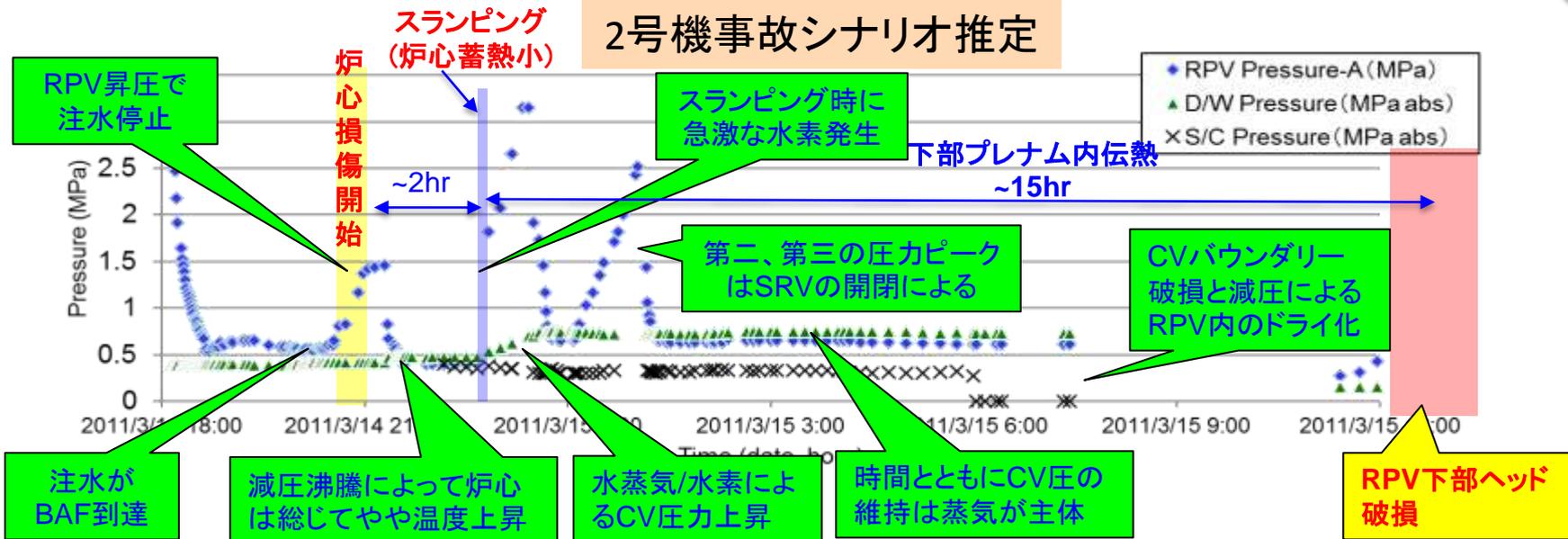
「模擬燃料集合体破損試験」結果を反映した詳細評価実施、下部プレナム伝熱・RPV破損評価との連携



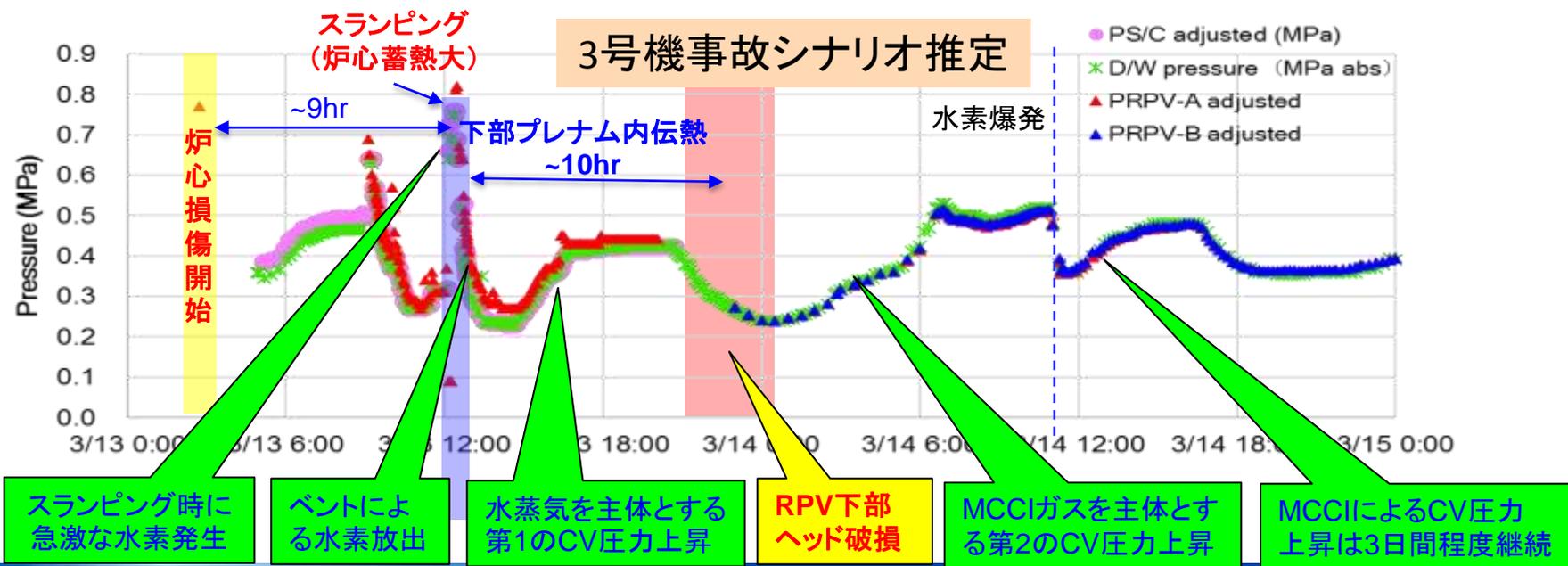
2号機スランピング時の炉心状態予測

(2)-①-3-(a)-(4) 炉心物質スランピング時の事象推移解析

2号機事故シナリオ推定



3号機事故シナリオ推定



(2)-①-3-(a)-(5) MCCIによるコンクリート浸食領域と浸食部の構成成分割合の評価

【目的】

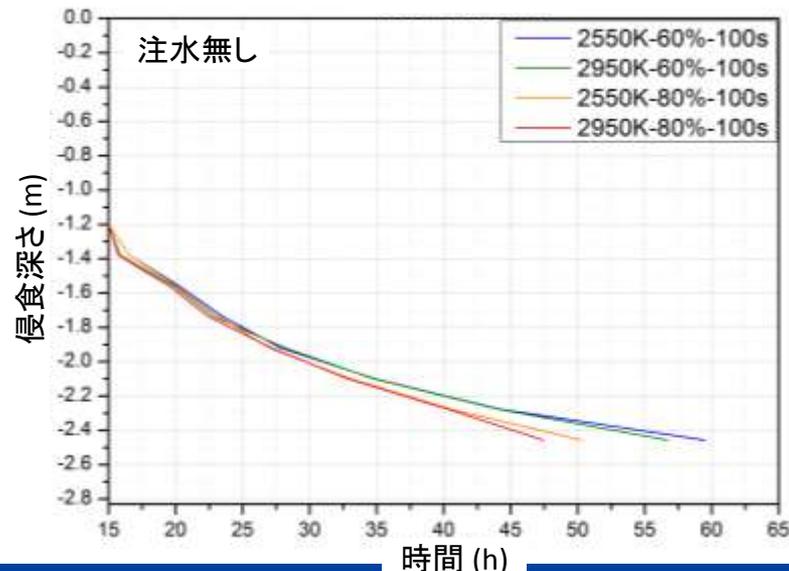
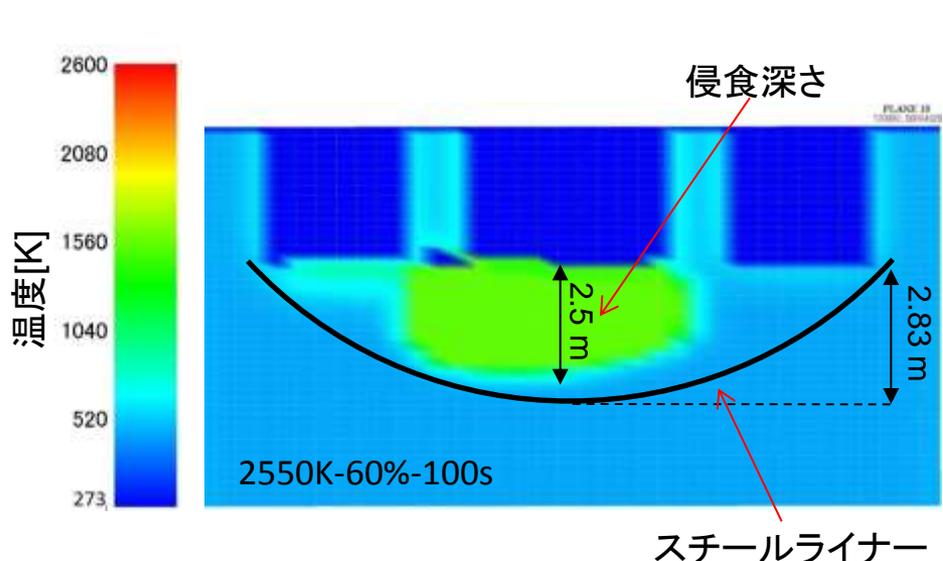
デブリ取り出しの重要な情報となるコンクリート浸食領域と浸食部の構成成分割合を解析評価する。

【平成28年度実施内容】

MCCIの三次元解析モジュールをSAMPSONに組み込み、MCCIによるガス発生量を再評価してプラント実測データと整合性のある事故シナリオを特定するとともに、MCCI進展に伴う成分の分布も評価してコンクリート成分と燃料デブリの混合状態を解析評価した。

【成果と今後の予定】

- ・デブリ量、デブリ温度、注水有無をパラメータとし、格納容器内熱水力挙動解析モジュールと連携させた1号機解析を実施。格納容器圧力の再現性の観点からは注水はなかったと推定される。
- ・解析の結果として、落下したデブリによりサンプルから侵食が拡大するが、燃料デブリの量が60%の場合、50時間程度で侵食率は低下し始め、侵食はスチールライナーまで到達しない。
- ・MCCIは長時間の現象であり、溶融プールに取り込まれたコンクリート成分はほぼ均一に分布した。
- ・今後、2、3号機を対象としたMCCI挙動を定量的に評価する予定。



## (2)-①-3-(a)-(6) CORA試験の再現計算による溶融炉心移動挙動解析モジュールの模擬性評価

### 【目的】

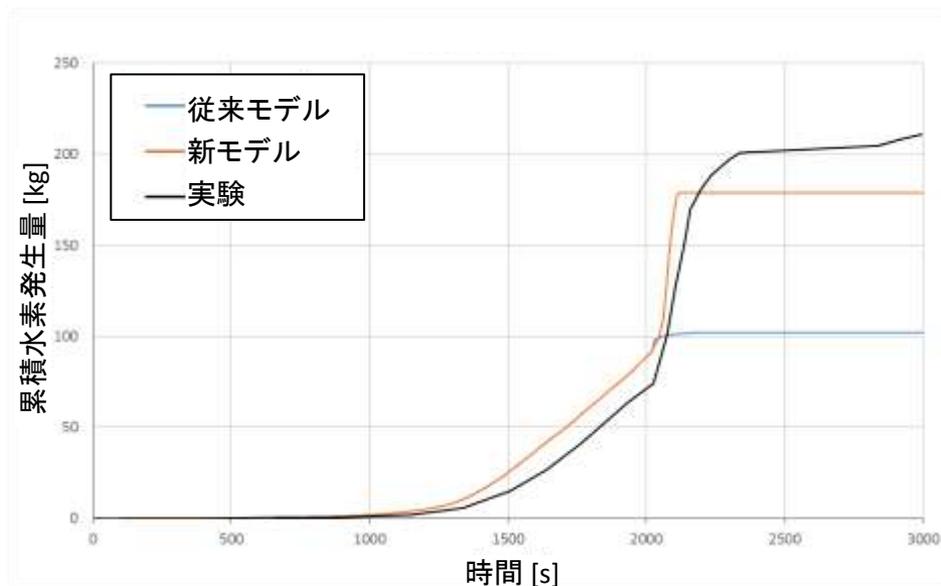
2号機の強制減圧後の複数回の圧力上昇に着目し、水素発生量(発生エネルギー)を定量評価して燃料溶融量の不確かさを低減する。

### 【平成28年度実施内容】

Zr-水反応に関連する物理モデルを含む解析の条件、特にZrと蒸気との境界面積、熱伝達率等を見直し再解析を実施した(CORA-17検証解析)。この結果を踏まえて、2号機のRPV圧力時間変化の再現解析を実施した。炉心支持板溶融損傷、RPV下部ヘッド損傷のタイミングを特定し、実測値および調査結果等との整合性を考慮してデブリ量とその分布を総合的に再評価した。

### 【成果と今後の予定】

- ・従来モデルによるCORA-17解析ではZr-水反応が急激に発生し、実験結果を全く再現できなかった。そこで、最新のモデルでは大きい溶融プールが生成されると推定し、Zrと蒸気との境界面積を再評価した。加えて、溶融プール固化後はクラストに徐々に亀裂が生じると想定するモデルとした。
- ・新たなモデルを用いたSAMPSON解析の水素発生量は実測と良い一致を示した。
- ・このモデルを用いた2号機解析を実施し、提案したシナリオによって、RPV圧力、PCV圧力の傾向を再現できることを示した。このシナリオに基づくデブリ量は下部プレナム100t(内燃料77.5t)、格納容器床上50t(内燃料5.6t)となった。
- ・今後、新モデルを1、3号機の解析に適用していく予定。



## (2)-①-3-(a)-(7) 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細解析

### 【目的】

- 燃料デブリ分布およびFP分布の不確かさの低減

### 【方法】

- 平成27年度までに改良された過酷事故解析コードMAAPを活用し、主に炉心損傷進展、RPV破損挙動及びPCV内デブリ挙動に着目して、2号機・3号機の事故進展を詳細に評価
- 解析結果をふまえ、MAAPの限界や保守性を把握した上で、事故進展シナリオを推定するとともに、燃料デブリ分布を推定

### 【結果】

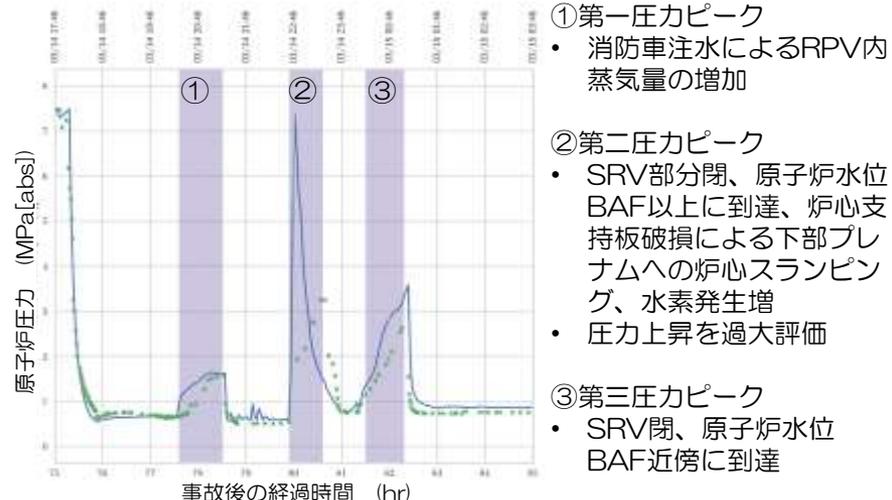
- MAAPコードによる事故進展解析を実施し、実測値及び現場情報との対比に基づき、詳細な分析を行うことによって、物理現象モデルに起因する解析結果の課題や不確かさを分析・特定
- この分析に基づいて2号機・3号機の事故進展シナリオを推定
- 物理現象に関わるパラメータ及び消防車注水量等の境界条件に関するサンプリング解析（不確かさ解析）を実施し、観測された特徴的な現象（RPV圧カスパイク、PCV圧力上昇率等）に対する支配的要因を推定するとともに、相関性を確認
  - 例：2号機の急激なPCV圧力上昇は水素発生に起因すると推定されるものの、MAAPでは過小評価している可能性があり、炉心損傷の進展モデルに課題がある。



- MAAPコードの特徴を踏まえた事故進展シナリオを分析し、その結果に基づいて燃料デブリ分布を推定（次葉以降）
- 燃料デブリ分布推定図を概ね支持するが、3号機では、ドライウェル床に一部のデブリが拡がっている可能性あり。

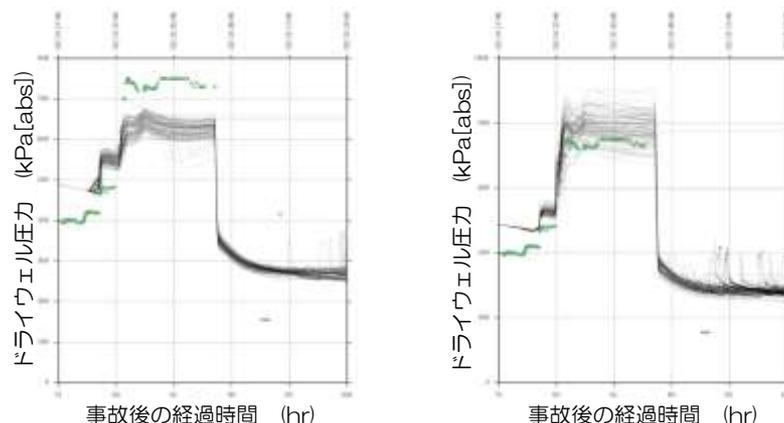
### 【今後の予定】

- 平成28年度に課題として挙げられた物理現象を対象として、MAAPのモデル高度化を行った上で、事故進展解析を実施し、燃料デブリ分布の定量化を図る。



【2号機事故進展詳細解析例（RPV圧力変化）】

- ①第一圧カピーク
  - 消防車注水によるRPV内蒸気量の増加
- ②第二圧カピーク
  - SRV部分閉、原子炉水位BAF以上に到達、炉心支持板破損による下部プレナムへの炉心スランピング、水素発生増
  - 圧力上昇を過大評価
- ③第三圧カピーク
  - SRV閉、原子炉水位BAF近傍に到達



【2号機不確かさ解析例（PCV圧力変化）】

- 2号機PCV圧力に対して不確かさ解析を実施
- MAAPは炉心損傷に伴う水素発生量を過小評価している可能性を示唆
- 水素発生に係るパラメータを調整して実測値を再現

## (2)-①-3-(a)-(7) 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細解析

### 【2号機デブリ分布推定】

デブリ分布	MAAP 解析結果	不確かさ 解析結果	解析結果及び現場調査結果等に基づく燃料デブリ分布の推定
炉心部	炉心部にデブリなし	2パターンに分岐 ・炉心部にデブリなし ・炉心部に全デブリが残存する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心部にはほぼデブリなし（ただし、外周部には少量のデブリ残存の可能性あり）</li> <li>・ダウンカマ領域にはデブリなし（溶融炉心によるシュラウド貫通なし）</li> </ul> <p>【推定理由】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心部にデブリが残らない場合（MAAP解析結果）には水素発生量を過小評価。このため、実現象としては、中央近傍で炉心支持板が破損し、外周部低出力燃料は残存して、下部プレナムで発生する蒸気による酸化で水素発生源になったと推定。</li> <li>・MAAP解析結果及び現場情報に基づき、シュラウドの大規模破損はなしと推定。</li> </ul>
炉底部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムにデブリほぼなし</li> <li>・RPV下部構造物の表面または内部にデブリなし</li> </ul>	2パターンに分岐 ・下部プレナムにデブリなし ・下部プレナムに全デブリが残存する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムに大部分のデブリが存在</li> <li>・CRDハウジング内部およびRPV下部構造物表面に少量のデブリが存在</li> </ul> <p>【推定理由】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MAAPではRPV破損時にほぼ全量が落下するが、破損位置より上方のデブリを固相・液相の区別なく落下させるモデルを用いていることが理由。</li> <li>・実現象としては、注水により下部プレナム内に大規模な溶融プールは形成されず、RPVの破損は下部ヘッド貫通管の局所破損となり、破損時の流出は液相のみと推定。</li> <li>・固相デブリは下部プレナムに保持されたと推定。</li> <li>・下部ヘッド貫通管内部に流入したデブリの一部は途中で固化し、RPV下部構造物表面においても一部が固化したと推定。</li> </ul>
格納容器床面	格納容器床面に全デブリが一様分布する	2パターンに分岐 ・格納容器にデブリなし ・格納容器床面に全デブリが一様分布する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ペDESTAL床面に少量のデブリが存在</li> <li>・ドライウェルへの流出は限定的（存在したとしてもペDESTAL開口部近傍）</li> </ul> <p>【推定理由】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MAAPでは、RPV破損時に大規模なデブリの落下を前提として、格納容器床面にデブリの一様拡がりを仮定したモデル</li> <li>・実現象としては、大規模なデブリ落下は発生せず、液相が小口径の貫通管を介して緩やかに落下し、一部は貫通管内部やRPV下部構造物の表面で固化したと推定</li> <li>・このため、格納容器床面に到達したデブリの温度は十分に低く、拡がりは限定されたと推定。</li> </ul>

## (2)-①-3-(a)-(7) 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細解析

### 【3号機デブリ分布推定】

デブリ分布	MAAP 解析結果	不確かさ 解析結果	解析結果及び現場調査結果等に基づく燃料デブリ分布の推定
炉心部	炉心部にデブリなし	2パターンに分岐 ・炉心部にデブリなし ・炉心部にわずかな量のデブリが残存する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心部にはほぼデブリなし（ただし、外周部には少量のデブリ残存の可能性あり）</li> <li>・ダウンカマ領域にはデブリなし（熔融炉心によるシュラウド貫通なし）</li> </ul> <p>【推定理由】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心部にデブリが残らない場合（MAAP解析結果）には水素発生量を過小評価。このため、実現象としては、中央近傍で炉心支持板が破損し、外周部低出力燃料は残存して、下部プレナムで発生する蒸気による酸化で水素発生源になったと推定。</li> <li>・下部プレナムへのスランピングを示唆するRPV圧力挙動より、MAAPよりも下方向の熔融炉心の移行が発生しやすい状況であったと推定されること及び下方向の熔融進展が起これにくいMAAPにおいてもシュラウドは熔融温度まで到達していないことに基づく推定。</li> </ul>
炉底部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムにデブリほぼなし</li> <li>・RPV下部構造物の表面または内部にデブリなし</li> </ul>	2パターンに分岐 ・下部プレナムにデブリなし ・下部プレナムに全デブリが残存する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムに大部分のデブリが存在</li> <li>・CRDハウジング内部およびRPV下部構造物表面に少量のデブリが存在</li> </ul> <p>【推定理由】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2号機と同様であるが、RPV破損後も注水が中断（建屋爆発起因によるものなど）しており、下部プレナム内デブリ再溶融により、流出量は2号機に比して多くなると推定。</li> <li>・下部ヘッド貫通管内部に流入して固化したデブリ量も2号機に比して多くなると推定。</li> </ul>
格納容器床面	格納容器床面に全デブリが一様分布	2パターンに分岐 ・格納容器にデブリなし ・格納容器床面に全デブリが一様分布	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ペDESTAL床面に少量のデブリが存在</li> <li>・ドライウェル床面にも少量のデブリが存在</li> </ul> <p>【推定理由】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2号機と同様であるが、注水中断による下部プレナム内デブリ再溶融によってRPV破損後の液相流出が大きくなったと推定。</li> <li>・ドライウェルスプレイによるPCV床上の蓄水によって、拡がりは抑制されたものと推定されるが、デブリ冷却不全によるMCCI起因の水素によって3号機、4号機の建屋爆発に至ったと考えられ、デブリの一部は熔融状態にあり、ペDESTAL開口部を介して一部はドライウェル床まで拡がったと推定（ただし、シェルアタックは発生していないと推定）</li> </ul>

(2)-①-3-(b)-(1) 解析から得られたFP質量を実測場所における線量率に換算する手法の整備

【目的】

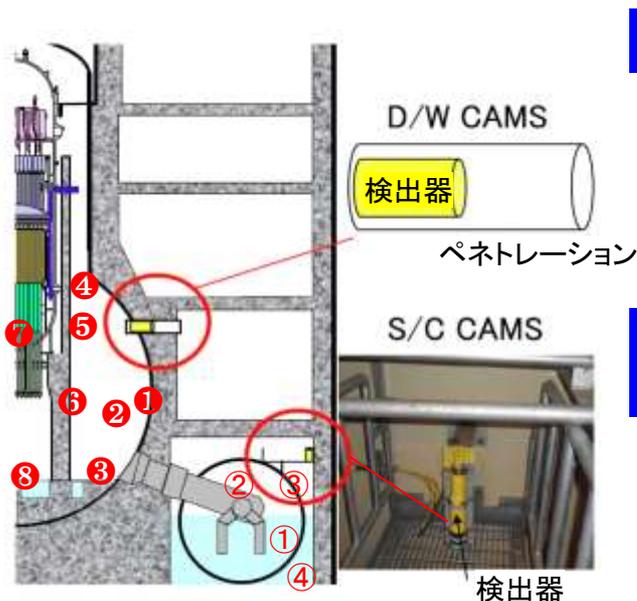
解析値(FP質量)と実測値(線量率)との比較検討を可能とする。(BSAFからの要請)

【平成28年度実施内容】

解析で得られたFP核種の質量を、核種の半減期や実測場所までの距離等を考慮して、実測場所における線量率に換算する手法を整備した。

【成果と今後の予定】

- ・FP元素の質量(kg)分布から、炉停止時の比放射能(Bq/kg)と計測までの時間(t)を用いて、計測時の放射能(Bq)分布に変換する手法を整備した。
- ・点減衰核積分法(QADコード)を採用し、放射能分布からS/C およびD/WのCAMS位置での線量率への変換係数を算出し、上記放射能分布変換と併せ、FP質量から線量率への換算手法を整備した。
- ・今後、整備した換算手法を解析値(FP質量)と実測値(線量率)との比較に活用する。



S/C のCAMS位置

液位変動に対しては簡単な補正で対応

D/W のCAMS位置

換算係数:各領域に1PBqの核種が存在した場合の線量率

780MWe	核種	線量率換算係数 (Sv/h/(PBq領域))			
	(代表エネルギー)	①プール水	②気相	③壁面	④トラス水
	<sup>131</sup> I(0.36MeV)	3.57E-03	1.44E-01	1.09E-01	9.96E-04
	<sup>132</sup> I(0.72MeV)	2.03E-02	6.79E-01	5.33E-01	4.97E-03
	<sup>133</sup> I(0.53MeV)	6.10E-03	2.22E-01	1.72E-01	1.58E-03
	<sup>134</sup> Cs(0.80MeV)	1.71E-02	5.53E-01	4.35E-01	4.09E-03
	<sup>136</sup> Cs(0.82MeV)	2.13E-02	6.84E-01	5.40E-01	5.07E-03
	<sup>137</sup> Cs(0.66MeV)	5.96E-03	2.04E-01	1.59E-01	1.48E-03
	<sup>88</sup> Kr(2.39MeV)	1.13E-02	3.67E-01	2.90E-01	2.72E-03
	<sup>133</sup> Xe(0.081MeV)	9.15E-04	3.06E-02	2.40E-02	2.24E-04
					水面中央位置

780MWe	核種	線量率換算係数 (Sv/h/(PBq領域))							
	(代表エネルギー)	①PCV壁面	②PCVガス相	③PCV床面	④PCV床面	⑤生体遮蔽表面	⑥RPV支持表面	⑦RPV底面	⑧ヘッスタール底面
	<sup>131</sup> I(0.36MeV)	1.04E-02	2.62E-02	1.06E-02	7.30E-04	7.30E-02	2.44E-02	5.62E-27	2.88E-09
	<sup>133</sup> I(0.53MeV)	3.26E-02	7.10E-02	2.61E-02	5.95E-03	1.84E-01	5.76E-02	2.34E-22	1.19E-07
	<sup>137</sup> Cs(0.66MeV)	3.98E-02	8.13E-02	2.86E-02	1.10E-02	2.07E-01	6.22E-02	2.83E-20	5.01E-07
	<sup>132</sup> I(0.72MeV)	1.46E-01	2.92E-01	1.01E-01	4.70E-02	7.39E-01	2.18E-01	6.03E-19	2.95E-06
	<sup>134</sup> Cs(0.80MeV)	1.33E-01	2.58E-01	8.75E-02	5.10E-02	6.51E-01	1.88E-01	4.22E-18	4.61E-06
	<sup>136</sup> Cs(0.82MeV)	1.69E-01	3.25E-01	1.10E-01	6.74E-02	8.20E-01	2.36E-01	8.52E-18	6.62E-06
	<sup>88</sup> Kr(2.39MeV)	2.02E-01	3.50E-01	1.11E-01	1.50E-01	8.87E-01	2.33E-01	1.81E-14	5.60E-05
	<sup>133</sup> Xe(0.081MeV)	4.66E-04	1.18E-03	4.79E-04	3.29E-05	3.29E-03	1.10E-03	2.53E-28	1.29E-10
	<sup>95</sup> Zr(0.72MeV)	5.62E-02	1.12E-01	3.87E-02	1.84E-02	2.84E-01	8.38E-02	8.79E-19	1.30E-06
	<sup>95</sup> Nb(0.77MeV)	6.16E-02	1.20E-01	4.11E-02	2.24E-02	3.04E-01	8.88E-02	1.61E-18	1.89E-06
	<sup>99</sup> Mo(0.74MeV)	1.28E-02	2.52E-02	8.69E-03	4.38E-03	6.40E-02	1.88E-02	2.56E-19	3.37E-07

原子炉機器のサイズの差異の影響を考慮して、換算係数は、1号機(460MWe)と2、3号機(780MWe)用に、それぞれ準備した。

(2)-①-3-(b)-(2) FP分布の解析と実測値との比較検討

【目的】

解析値(FP質量)と実測値(線量率)とを比較検討する。(BSAFからの要請)

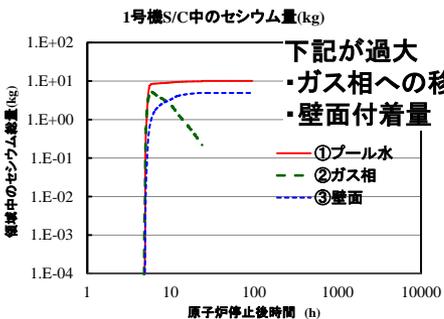
【平成28年度実施内容】

(2)-①-3-(b)-(1)で求めた線量率換算係数を適用して、SAMPSONコードで求めたFP (kg)分布からCAMS位置での線量率を算出した。

【成果と今後の予定】

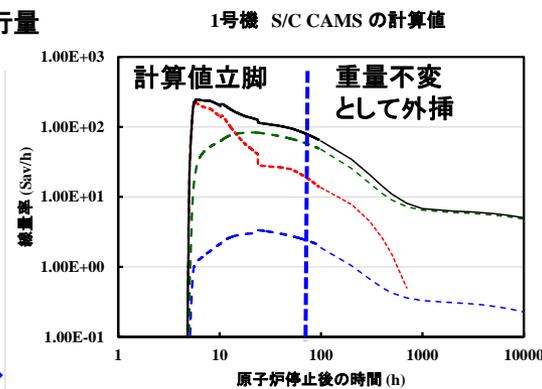
- ・算出したS/CのCAMS位置での線量率(1号機)は、事故後100時間では見かけ上、比較の実測値に近い値を示すが、セシウム、ヨウ素の壁面付着量が大きく、長期的には両者の乖離が大きくなった。
- ・CAMSでの測定値と計算値の比較検討は、モデル改良、精度向上に対し重要な寄与が期待できる。今後、FP移行のシナリオと対比させ、計算値と測定値が乖離した場合には、その要因の特定化に資する。

SAMPSONで得られたFP重量(kg)分布



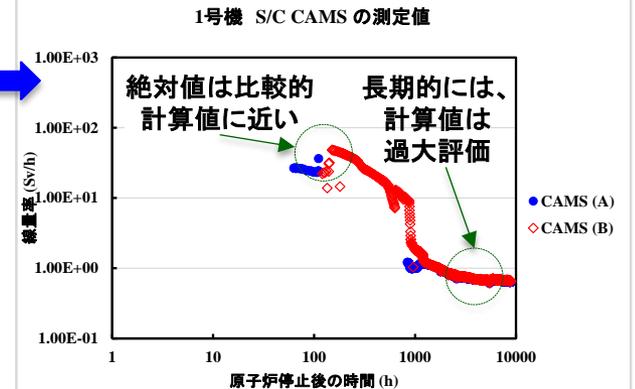
↓  
FP放射能(Bq)分布  
137Cs、134Cs、131I その他の核種

線量率変換係数を用いて  
CAMS位置での線量率を計算



計算値と実測値の比較

・約100時間: 値は比較的良好一致するが、減衰傾向が合わない。初期の壁面付着過大が影響



- ✓ (2)-①-3-(b)-3 Phebus試験の再現計算による「FP挙動に関する物理モデル」の検証
- ✓ (2)-①-3-(b)-4 FPの壁付着モデルの感度解析

上述の2課題については、(2)-② FPの化学特性の評価の中で実施することとした。

## (2)-①-3-(b)-5 圧力抑制プール(S/P)におけるスクラビング効果の感度解析

本検討課題では、プール水が高温になることや非凝縮性ガスの存在により、プールにおけるFPのトラップ効率が悪くなることの条件を検討する予定であった。

しかし、(2)-②FPの化学特性の評価の検討を通じて、これまで主体と考えていたFP化合物(ヨウ化セシウム、水酸化セシウム、モリブデン酸セシウム)に加えて、シリコン化合物、塩素化合物を新たに考慮する必要がでてきた。

現時点ではプールにトラップされる化学種を特定できておらず、期待する成果が得られないと判断し、今年度本検討課題を実施しないこととした。

## (2)-①-4 圧力計高温化時応答特性試験

### 【目的】

2号機、3号機のS/C圧力データには高温化などの影響で圧力指示値が正しい値からシフトしていると考えられるものがある。このようなシフトの要因を把握することで、測定対象部位の圧力をより正確に把握できる可能性があり、またシフトをもたらす状況そのものが事故進展を理解する手がかりとなる。そこで、このような圧力データのシフトの要因を解明し、プラントデータをより有効に活用するための検討を行う。

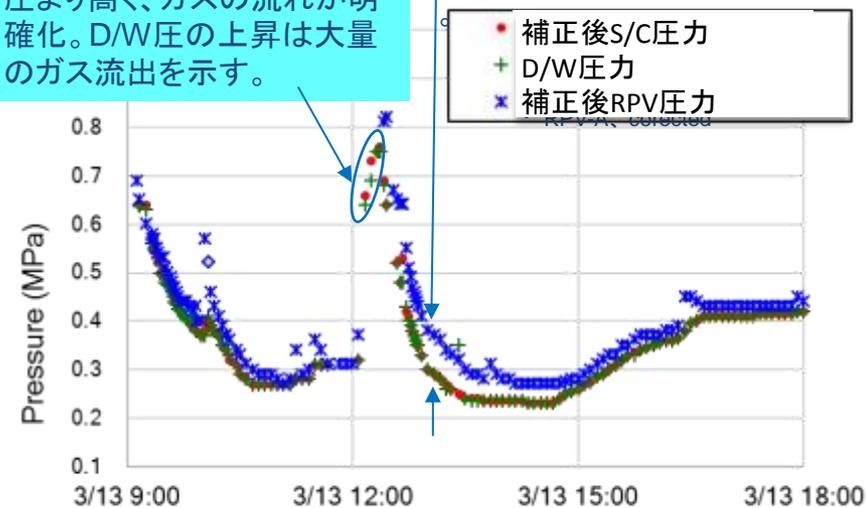
### 【平成28年度の成果】

- ・ コアチームにて討議の結果、1Fプラントデータ全般の信頼性低下にかかわる要因分析が十分でないことから、試験は実施せず、プラントデータの詳細な分析を実施することとした。
- ・ プラントデータの詳細分析から以下の結論を得た。

- ①RPVとS/Cの圧力計システムは水位計測のための基準面器配管に接続されており、急速減圧時に導管内の水を喪失し圧力を過小評価することがある。3号機の圧力測定値を補正して挙動を分析した結果、3号機スランピング時の急激なガス生成(右図参照)とRPV破損時間(3/13 20:40以降の数時間以内)に関する知見を得た。
- ②S/C圧力データには、圧力計ダイヤフラム変形を電気信号に変換・伝送する回路が使用されているため、これらの回路が熱や蒸気・水の侵入等により測定値に影響を受けている可能性を確認した。測定値への影響の程度を確認することで、トラス室内の環境変化を把握できる可能性を示した。
- ③1号機の温度計データから3月20日前後のPCV内温度が400℃程度であった可能性を確認した。

圧力上昇時にSC圧がD/W圧より高く、ガスの流れが明確化。D/W圧の上昇は大量のガス流出を示す。

RPV圧とCV圧の差からRPVからS/Cへのガスの流れが明確化



水柱喪失補正を施した3号機圧力データ

### 【炉内状況推定図の精度向上、反映先】

本課題にてプラントデータの信頼性を検討したことが、(2)-①-3-(a)-(4)における事故シナリオの検討に寄与しており、間接的ではあるが、燃料デブリ分布推定図の検討に貢献した。

### 【今後の予定】

上記①～③について、総合的な分析・評価の一環として検討を継続

## (2)-①-5 事故過程初期の燃料溶融物の挙動解析

### 【目的および平成28年度の実施事項】

2号機では、SR弁開操作による減圧で水位がBAF以下に下がり、水蒸気枯渇状態で炉心溶融が発生した可能性が指摘されている。別事業で整備した事故時のジルカロイ酸化・水素吸蔵詳細解析モデルを用い、2号機条件でのジルカロイ酸化進展(3/14 18:00から21:00頃)を詳細評価し、実施項目(2)-①-6-1に対して試験条件やデータ解析に必要な知見を提供した。併せて、水蒸気枯渇条件で想定される、事故初期のジルコニウムによる水素吸蔵が、3号機のRPV圧力漸減イベント(3/13 5:50から8:50頃、約2.4気圧漸減)に影響した可能性があるかどうかを概略評価した。

### 【平成28年度の成果】

- ・MELCOR解析((2)-①-3-(a)-(4))を参考に、2号機条件でのジルカロイ酸化度の詳細評価を行い、水蒸気枯渇条件では、制御棒ブレードとチャンネルボックスの共晶反応が発生する可能性が高いことを示した。その場合、制御棒周辺部の溶融物主成分がFe-Zr合金(共晶温度約930℃)、Fe<sub>2</sub>Zr化合物(溶融温度約1670℃)に分離することを示し、(2)-①-6-1の条件設定とデータ解析に知見を提供した。
- ・1200～1300℃のジルカロイによる水素吸蔵量を評価した結果、炉心温度分布及び水素分布の状況に依存して圧力漸減イベントの原因として考えることを示した。



水蒸気枯渇条件でのジルカロイ管酸化試験の例

### 【炉内状況推定図の精度向上、反映先】

- ・2号機で想定される、水蒸気枯渇条件(3/14 18:00～21:00頃)でのジルカロイ酸化度の評価精度向上((2)-①-6-1に知見提供し、RPV内の破損進展・残留状態に対する、評価精度向上)
- ・未説明問題の一つである、3号機のRPV圧力漸減イベント(3/13 6:00～9:00頃)に対し、原因の可能性を提案  
(本課題において、ジルカロイの酸化・水素吸蔵に関し予定した知見は取得。)

### 【今後の予定】

次年度は、得られた知見を総合的な分析・評価において活用する。(検討は平成28年度まで)

## (2)-①-6-1 模擬燃料集合体破損試験

## 【目的およびH28実施事項】

1F事故時の炉心溶融・移行挙動においては、BWR体系であることによりTMI型とは異なる事故進展となっている可能性が指摘されており、①高温化炉心のガス透過性と、②崩壊燃料の下部支持構造領域への侵入などが、炉心での燃料溶融プール形成の有無を左右し、その後の事故進展とデブリ分布・性状の評価における大きな不確かさ要因となっている。そこで、BWR体系の炉心と下部支持構造を模擬した試験体をプラズマトーチによって加熱し、炉心物質の崩壊・溶融・移行挙動を観測してこの不確かさを低減した。

## 【平成28年度の成果】

BWR体系を模擬した試験体を用い、2号機の炉心物質スランピング(下部プレナムへの移行)時に炉心下部で想定される温度条件まで加熱し、以下の知見を得た。

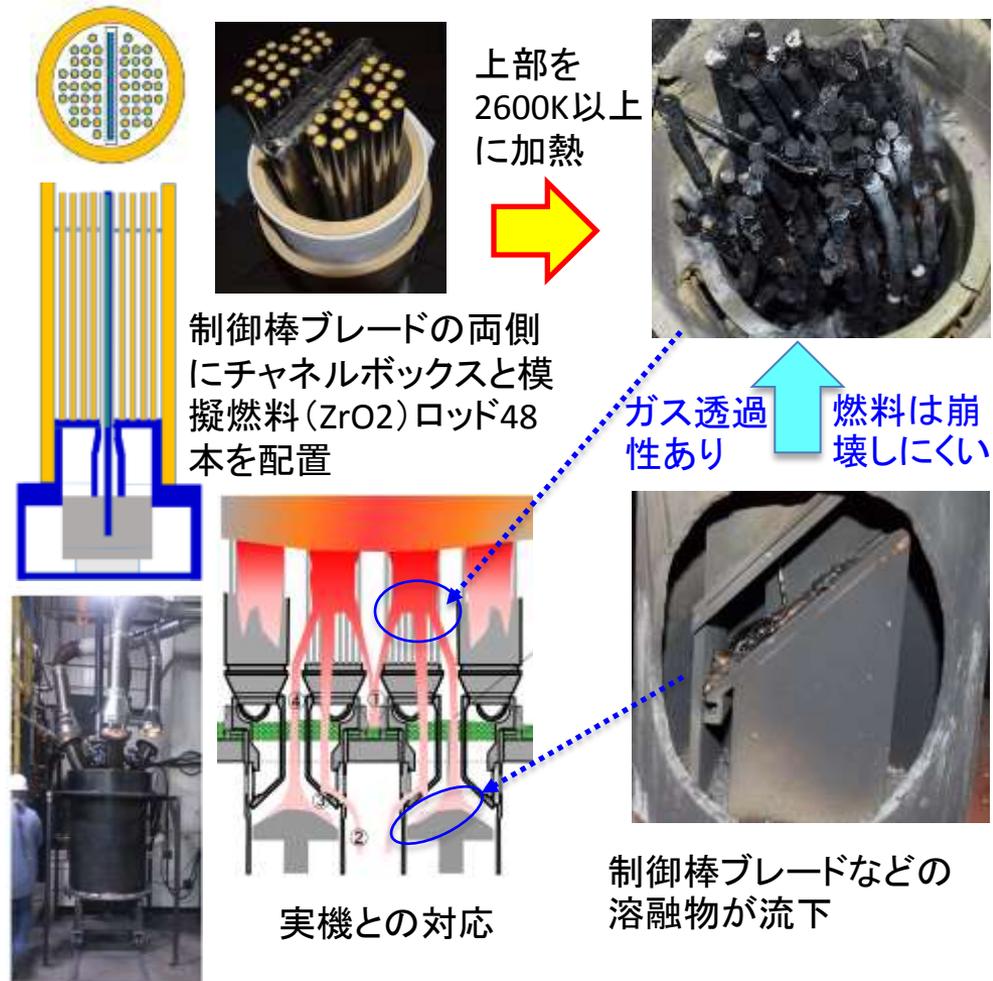
- ① 高温化した炉心燃料は気相に対する透過性を持ち、蒸気流が存在する場合は溶融プール形成が遅れるとの概略見通しを得た。(詳細検査により確認要)
- ② 高温化燃料は崩壊し難く、実機において上部の高温燃料が崩壊した場合、支持構造部に入り込むのは困難な印象(詳細検査により確認要)。

## 【デブリ分布推定図への反映】

- 「炉心物質スランピング時の事象推移解析」の知見と総合することで、2号機炉心下部支構造破損モード推定、下部プレナム残留燃料性状(固体が主体)の推定に反映
- RPV破損メカニズムと破損モード、RPV破損時のデブリ特性、流出特性を精度よく評価するための知見を提供

## 【今後の予定】

- H28実施試験体の詳細検査(X線CTなど)
- 1・3号機の条件を模擬した加熱試験の実施



試験容器

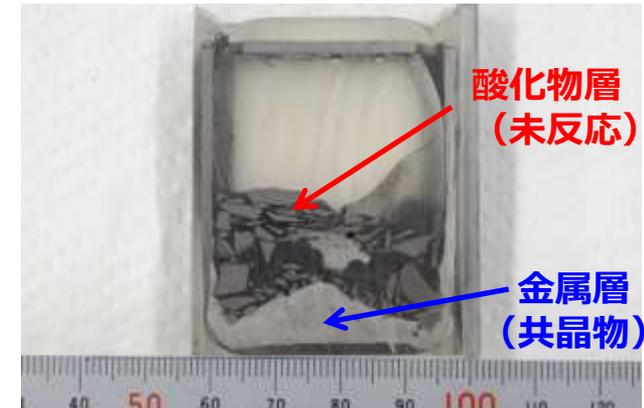
## (2)-①-6-2 事故進展を考慮した溶融燃料プールの凝固試験

### 【目的および平成28年度実施事項】

従来の過酷事故解析コードでは、金属層と酸化層への成層化を前提として压力容器下部ヘッド破損をモデル化している。しかし、BWRの1Fでは压力容器内の金属成分がPWRに比べて多いため、成層化以前に金属溶融物と下部ヘッドの共晶反応により比較的低い温度で破損する可能性がある。1号機のMAAP解析結果(H27)では、デブリ平均温度1900°C(酸化物2100°C、金属1550°C、昇温速度5~6°C/分)で下部ヘッド破損が起こっており、このような条件で形成される可能性がある金属系中間生成物の成層化初期過程の模擬試験を実施し、金属溶融層による早期の下部ヘッド破損の可能性を調査した。

### 【平成28年度の成果】

- ・H27 MAAP解析結果を基に、最高到達温度(1900~2100°C)、昇温速度(8°C/分、50°C/分)で、構造材や中間生成物を考慮した模擬デブリの溶融・成層化進展試験を実施し、酸化物溶融前にステンレス鋼とジルコニウムが主成分の金属溶融層が下部プレナム底部近くに形成されることを確認した。
- ・金属溶融層とRPVとの共晶反応(約1340°C)によるRPVの小破損が従来評価より低い温度で発生する可能性を示した。
- ・RPV破損時点では、酸化物層は固液混合状態であり、酸化物層と金属層の界面領域に少量の金属ウラン、ホウ化ジルコニウム等の化学的に活性な成分が残留すると予想される。



試料断面の例

(最高温度2100°C、昇温速度8°C/分)  
(昇温速度はMAAP解析結果、試験装置の制約を考慮して設定)

### 【炉内状況推定図の精度向上、反映先】

- 1号機RPV下部ヘッド破損位置・温度、破損メカニズムの推定精度を向上させる知見を提供。
- ・1号機RPV下部ヘッドの底部近くに小径の破損孔が形成された可能性が高い。
  - ・ペDESTAL落下物は平均組成よりジルコニウムリッチであると予想される。
  - ・CRD付着物等には、少量の化学的に活性な成分が含有されている可能性が考えられる。

### 【今後の予定】

本課題では、下部ヘッド破損に関し予定した知見は取得。次年度は、得られた知見を総合的な分析・評価において活用する。(次年度は別の枠組みで検討継続)

## (2)-①-6-3 事故進展を考慮したデブリ溶融・凝固時の偏析解析

### 【目的および平成28年度実施事項】

デブリ取り出しにおける再臨界性や取扱い作業性の評価、及び廃棄物取扱いに必要な基礎知見として、破損・溶融燃料の凝固時(特に凝固に時間がかかる場合)の成分偏析評価(燃料、中性子吸収材、FP)が重要である。デブリ内の成分非均質性を概略評価できる手法を、製錬分野で開発されている凝固時偏析解析手法を応用して整備し、1号機のMCCI溶融物を主対象として、解析・評価を行った。

### 【平成28年度の成果】

#### ・注水を考慮したデブリ冷却特性解析

1号機注水時のデブリ上面冷却特性をCFDコードで評価し、事故後数日程度で崩壊熱と上面冷却がバランスする可能性を示した。

#### ・崩壊熱およびMCCI反応熱を考慮した偏析挙動解析

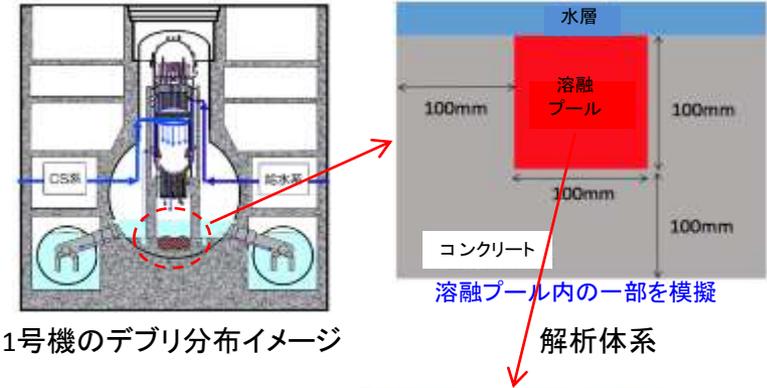
ペDESTALを想定した解析体系において、崩壊熱・MCCI反応熱は凝固殻(デブリ表面)の再溶解や対流の強さに影響して、デブリ上面での $UO_2$ の濃化やデブリ中心部での $ZrO_2$ の濃化を促進し、特に崩壊熱が全体的な偏析傾向を決定することを確認した。また、実機規模のMCCI凝固解析に適用可能とするための精錬用凝固解析ツールの並列化を実施した。

### 【炉内状況推定図の精度向上、反映先】

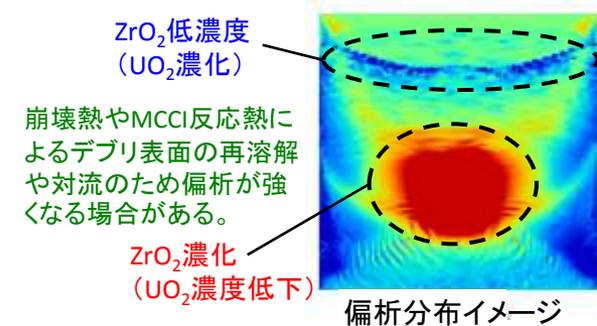
- ・1号機ペDESTAL MCCI堆積物の現実的な徐冷特性に係る知見を提供(不確かさを含む既存MCCI解析から現実的なケースを取り出せる)
- ・1号機のMCCI解析で現状評価されている凝固速度において凝固したデブリ中で予想されるジルコニウムとウランの偏析(濃度及び領域サイズ)に係る知見を提供  
(別途JAEAで実施した凝固模擬試験により、ガドリニウムがウラン側に濃化する可能性が高いことが示された。)

### 【今後の予定】

1号機の現実的な徐冷条件での成分分布や引け巣形成、機械的特性等の評価は次年度別事業で実施予定。



1号機のデブリ分布イメージ



偏析分布イメージ

崩壊熱およびMCCI反応熱を考慮した解析結果例  
(平均組成 $UO_2$ -15% $ZrO_2$ )

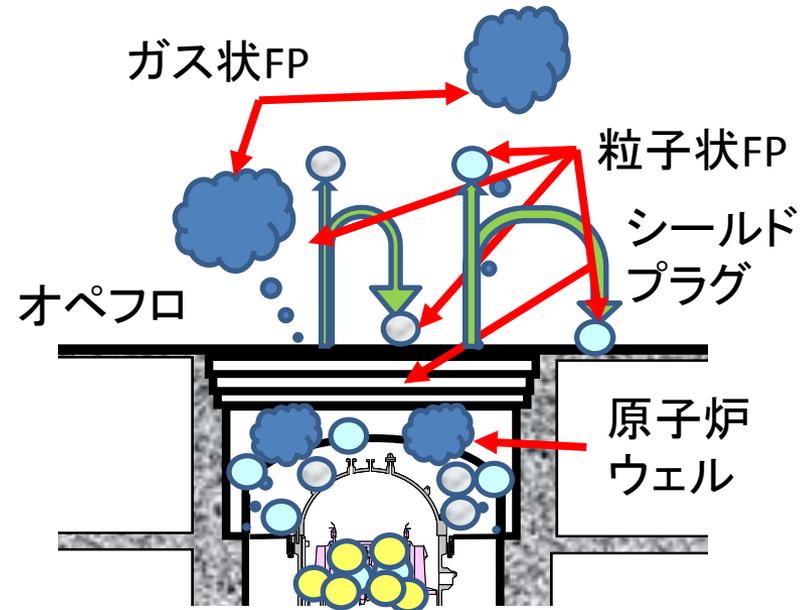
## (2)-② FPの化学特性の評価

### セシウム化学チームのワークスコープ

#### 目的

福島第一1～3号機の廃炉に際して、ガンマ線源の大半を占めるセシウムの分布状況、化学性状の把握が必要である。本プロジェクトでは、セシウムの蒸発・移行・凝縮過程において、標準的な化学種(CsI, CsOH)の他に、福島第一の評価に関係すると考えられるいくつかの化合物(モリブデン酸化合物、ケイ酸化合物、塩化物、ボロン酸化合物)の存在可能性や影響度を評価する。また、上部アクセス工法への影響が懸念される上部構造材(鋼材)との反応に伴う難溶性セシウムの炉心上部への偏在の可能性について評価する。さらに、セシウム含有粒子・粉塵等の生成に伴う浮遊性セシウムの原子炉ウェル内への移行挙動について検討する。

この検討を通して、RPV→PCV→PCVヘッドフランジ→原子炉ウェル→オペフロに到るFP移行経路上のセシウムの分布の偏在についての知見を得ることを目的とする。



## セシウム化学チーム構成と実施する概要

タスク	概要
Task 1 蒸発・移行・凝縮モデルの高度化	<ul style="list-style-type: none"> <li>化学種の拡張 ( <math>\text{Cs}_2\text{MoO}_4</math> 等 ) ( H28 )</li> <li>既往実験によるモデルの感度解析 ( H28 )</li> <li>タスク2、3のサブモデルインテグレーション ( H29 )</li> <li>福島第一への適用 ( H29 )</li> </ul>
Task 2 Csと鋼材との反応、再蒸発	<ul style="list-style-type: none"> <li>吸着・再蒸発挙動評価 ( H28 )</li> <li>モデル化方針の検討 ( H28 )</li> <li>温度、雰囲気等の系統的評価 ( H29 )</li> <li>モデルの定式化 ( H29 )</li> </ul>
Task 3 粒子状セシウム化合物の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>気相中凝固実験方法の検討 ( H28 )</li> <li>セシウム化合物の相関係、相安定性の検討 ( H28 )</li> <li>気相反応試験、固気反応試験等 ( H29 )</li> <li>モデルの定式化 ( H29 )</li> </ul>

複数の実施機関が係わることから、定期的にチーム会合を設定して各タスク間の情報交換と連携を図りつつ、検討、評価を進めた。

## (2)-② FPの化学特性の評価

### タスク1：蒸発・移行・凝縮モデルの高度化 —平成28年度成果 その1—

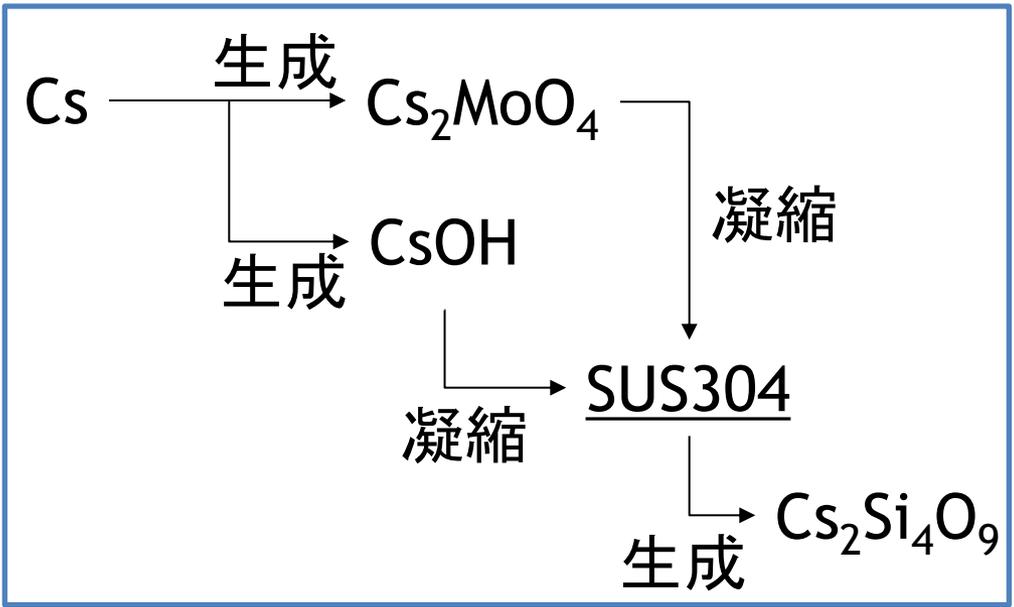
【目的】福島第一原子力発電所事故の特徴および現場調査の結果を反映した、建屋内、特にPCV・RPV内に残存するセシウムと分布について、実機の実情に適した評価モデルを構築し、各号機のセシウム挙動を評価する。

【平成28年度実施内容】セシウム化学種の拡張、既往実験(PHEBUS)によるモデル感度評価

#### 【平成28年度の実施内容と結果】

##### ①セシウム化学種の拡張

- セシウムと化合物を生成するモリブデンについて、放出量評価モデルを見直し、安定化合物Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>の移行挙動を評価できるようにした。
- 水酸化セシウムがステンレス鋼と反応して、不溶性の珪酸化合物を生成するモデルを導入し、構造物に付着するCs<sub>2</sub>Si<sub>4</sub>O<sub>9</sub>の沈着量を評価できるようにした。



##### ②既往実験(PHEBUS)によるモデル感度の評価

- 過酷事故下におけるFP挙動を模擬したPHEBUS実験結果を用いて、セシウム分布評価モデルの感度を評価した。
- モリブデン化合物を考慮することによって、セシウムのRPV内残存量(構造材表面への沈着量)の予測値が従来モデルよりも増加する方向となった。

(2)-② FPの化学特性の評価

タスク1：蒸発・移行・凝縮モデルの高度化 ー平成28年度成果 その2ー  
セシウム化合物に対する検討結果

セシウム化合物	検討結果 (Cs化学チームの横断的な理解)	優先度	モデル取り扱い		
			着手時	現在	次年度
CsOH	従来通りの凝縮・移行モデルを適用。	高	○	○	○
CsI	従来通りの凝縮・移行モデルを適用。	高	○	○	○
Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub>	水蒸気リッチ雰囲気生成する。蒸気圧が低く、構造物表面に凝縮して、圧力容器内にとどまりやすい傾向。	高	×	○	○
CsCl	塩素の混入によってCsClが生成し、Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub> 生成が抑制される可能性。CsIと類似した凝縮・移行特性。	低	×	×	×
CsBO <sub>2</sub>	ホウ素の大半は鋼材との共晶反応によって溶融物に取り込まれ、CsBO <sub>2</sub> の生成は抑制された可能性。	低	×	×	×
珪酸セシウム (鋼材表面)	セシウムが鋼材表面酸化物層内部に取り込まれ、難溶性のセシウム化合物(CsFeSiO <sub>4</sub> 等)を形成する可能性。上部構造物高線量化の観点から定量化が重要。	高	×	△	○
珪酸セシウム (球状粒子)	環境中で確認された難水和性セシウム含有粒子。RPV内の高温によって球状にガラスしたと推定。高線量かつ浮遊性。生成量、原子炉ウエル移行量の定量化が重要。	高	×	×	○

## (2)-② FPの化学特性の評価

## タスク2: セシウムと鋼材との反応と再蒸発挙動の評価 — 平成28年度成果 その1 —

【背景】 上部構造材(鋼材)との吸着反応に伴う難溶性セシウムの炉心上部への偏在可能性検討を検討し、SA解析コードの高度化への反映を通じて、炉内FP分布の評価精度向上に貢献

⇒現状不足しているセシウム吸着メカニズムについての知見拡充・モデル化

【目的】 温度、雰囲気等をパラメータとしてセシウムの鋼材への吸着・再蒸発試験を行って知見を拡充し、吸着により生成する主な化合物等を考慮したセシウムの吸着モデルを構築

【平成28年度実施内容】 セシウム吸着挙動に関する基本的な知見取得、モデル化方針の検討

## 【平成28年度の実施内容と結果】

## ①吸着・再蒸発挙動評価試験

温度(800及び1,000 °C)、雰囲気( $H_2/H_2O > \sim 1$ )、鋼材組成(Mo含有有無)等各種化学条件がセシウムの鋼材への吸着に与える影響を評価するための予備試験を実施し、以下の基本的な知見を得た。

- 鋼材中のシリコンとの化学反応によりCs-Si-Fe-O系化合物を生成して吸着
- 温度、雰囲気及び鋼材中のシリコン濃度の影響大(図1)
- 原因として、吸着により主に表面に生成する化合物の化学特性(蒸発特性等)が影響している可能性(図2)

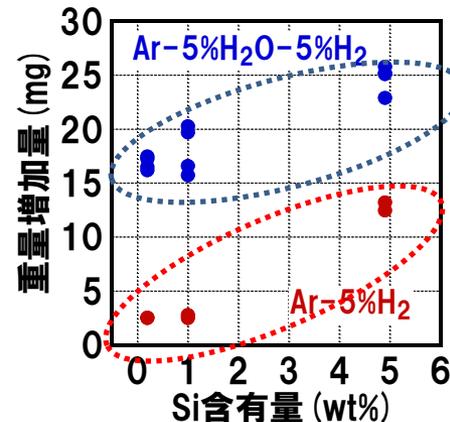
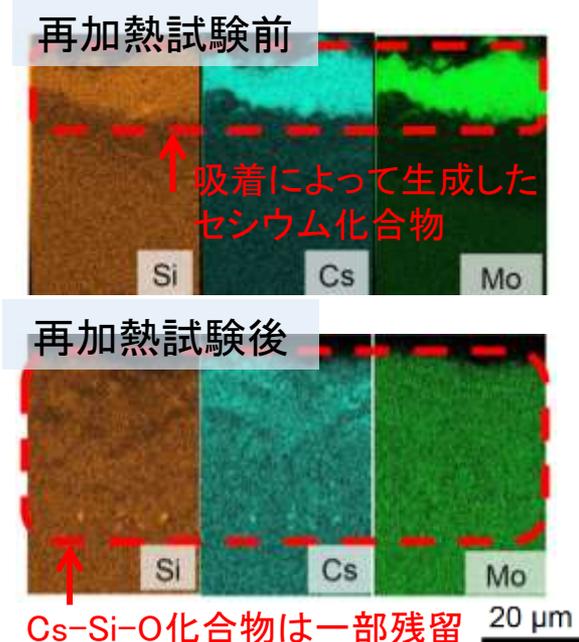


図1 800°Cでの試験前後におけるSS316(\*)試験片重量増加量

(\*) 316ステンレス鋼



Cs-Si-O化合物は一部残留

Cs-Mo-O化合物は全て蒸発

図2 800°CでCs吸着させたSS316(\*)試験片の再加熱試験前後の元素分布

(2)-② FPの化学特性の評価

タスク2: セシウムと鋼材との反応と再蒸発挙動の評価 — 平成28年度成果 その2 —

②モデル化方針の検討

既往モデルの調査を行った結果、セシウム吸着速度が温度依存性のみで表されているなど、本タスクの目指すモデルとしてそのままでは不十分であることが分かった。このため既往モデルをベースとして、代表的なセシウム化合物の化学特性を考慮したモデルを検討していく方針とした。

- 温度依存性のみを考慮したモデルを用いて、雰囲気の影響を別途考慮(例:新たに取得予定のデータにより、図3に示す既往Bowsherモデルを検証する等)
- 化合物の気相中濃度に応じて吸着・再蒸発を考慮できるモデル(図4)をベースとして、代表的なセシウム化合物の特定と、その蒸発挙動等の熱力学特性評価を実施

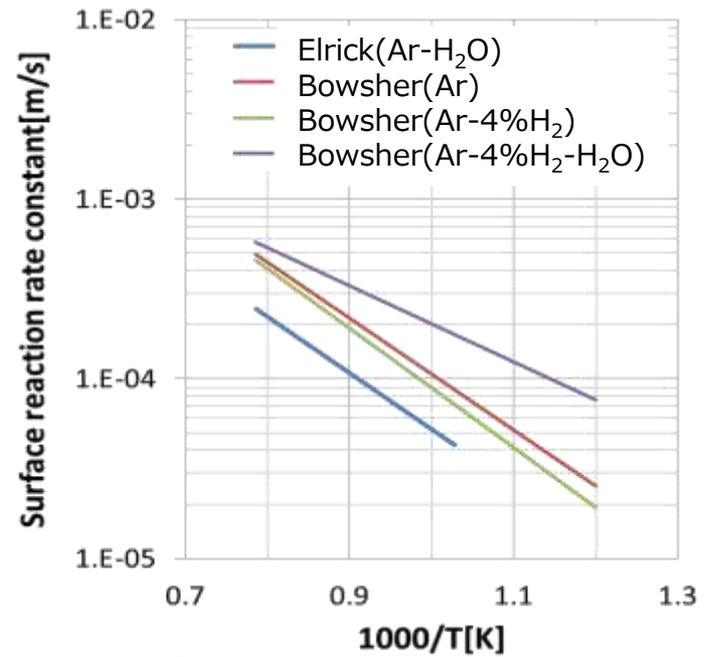


図3 既往モデル[1][2]における不溶性セシウム吸着速度の温度依存性

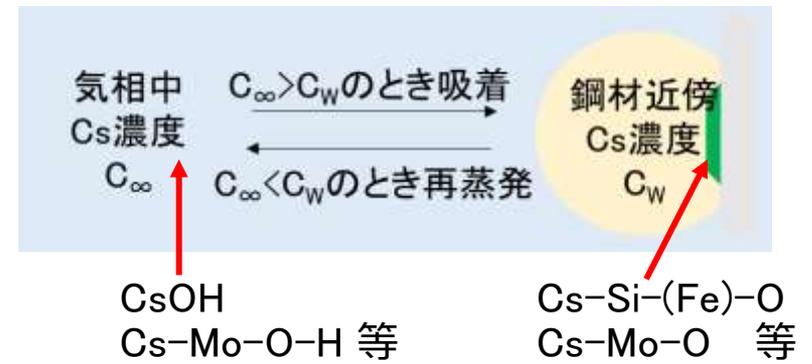


図4 吸着・再蒸発モデル概念図

気相中と鋼材上のセシウム化合物とその蒸気圧等に基づく平衡熱化学モデル

[1] R.M. Elrick, R.A. Sallach, A.L. Ouellette, S.C. Douglas, NUREGCR-3197 Vol.1 1984.  
 [2] B.R. Bowsher, S. Dickinson, A.L. Nichols, AEEW-R 1863, 1990.

## (2)-② FPの化学特性の評価

### タスク3: 粒子状セシウム化合物の評価 — 平成28年度成果 その1 —

【背景】セシウム含有粒子・粉塵等の生成に伴う浮遊性セシウムの原子炉ウェル内への移行挙動について検討することで、RPV→PCV→PCVヘッドフランジ→原子炉ウェル→オペフロに到るFP移行経路上のセシウムの分布の偏在についての知見を得る

【目的】炉内のセシウム含有粒子・粉塵の基礎特性を明らかにし、セシウム粒子の生成過程と移行経路を評価し、セシウム分布評価に資する。

【平成28年度実施内容】不溶性セシウム粒子の生成メカニズムに関する基礎的知見の取得

#### 【平成28年度の実施内容と結果】

##### ①気相中凝固実験方法の検討

- 環境中で発見されたシリカ質のセシウム含有粒子が気相中凝固プロセス(図1)によって生成する可能性を検証した。
- 高温のH<sub>2</sub>O含有雰囲気中で蒸発したSi及びCsにより、Cs含有Si粒子が生成した(図2)。水蒸気雰囲気によって真球に近いものが生成する。
- Csの含有によって軟化温度が低下した可能性が考えられる。

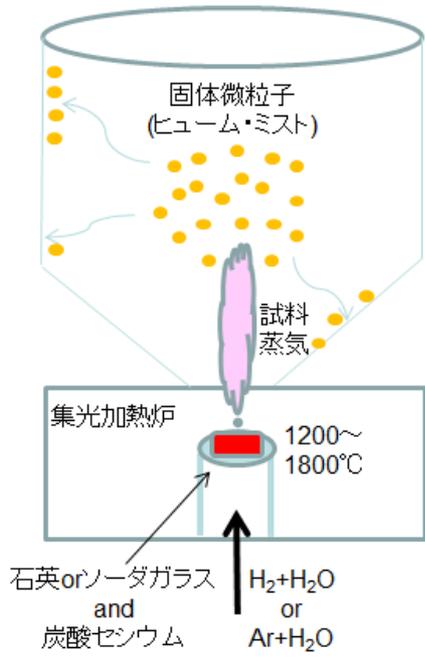
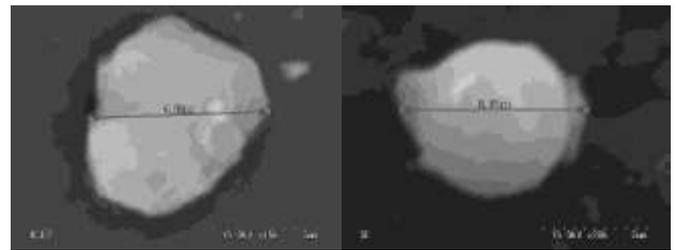
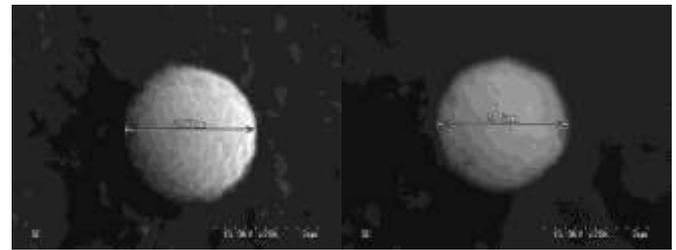


図1 気相中反応凝固試験の概略図



(a)H<sub>2</sub>+H<sub>2</sub>O (露点10°C)、ソーダガラス、1200°C



(b)Ar+H<sub>2</sub>O (露点30°C)、石英、1600°C

図2 気相中反応凝固試行試験によって生成したCs含有シリカ粒子のSEM像

### タスク3 粒子状セシウム化合物の評価 — 平成28年度成果 その2 —

#### ②セシウム化合物の相関係、相安定性の検討

不溶性セシウム粒子と同様の組成の試料(模擬不溶性セシウム粒子試料)を1500 °Cで溶融させた後に急冷する試験を実施し、ガラス相形成の再現を試みた。

- SEM/EDX分析結果によると、Si、Zn、Fe、Csは均一に分布しており、偏析は見られない(図1)。
- X線回折パターンには結晶由来の鋭いピークが見られない(図2)ことから不溶性セシウム粒子と同様の組成の試料を溶融後に急冷すると、ガラス相が形成されることを確認した。
- 環境中で確認された不溶性セシウム粒子はRPV内の高温条件下で生成したと推察される。

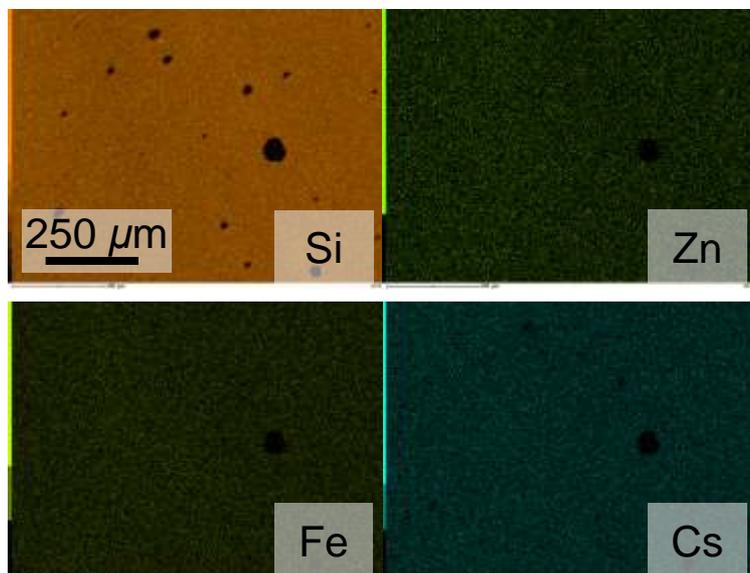


図1 1500 °C溶融した後に急冷した模擬不溶性セシウム粒子試料の元素分布

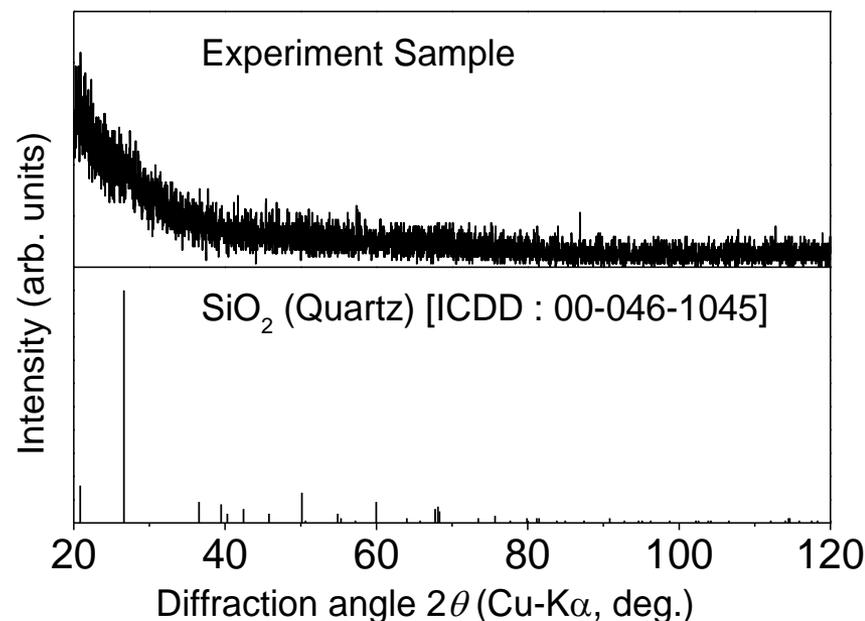


図2 1500 °Cで溶融した後に急冷した模擬不溶性セシウム粒子試料のX線回折パターン

### タスク3: 粒子状セシウム化合物の評価 — 平成28年度成果 その3 —

#### 生成量および原子炉ウエル存在量の推定

- 上記①②の炉外再現試験により、環境で確認されたCs含有粒子(球形ガラス質粒子)は压力容器(RPV)内の高温環境で発生し、PCV放出時に急冷された組織と推定。
- RPVを発生場所としてセシウム含有球状組成に対応する材料起源の説明可能性を考察(表1)。
- 酸化性雰囲気において鋼材からケイ素が蒸発すること確認(図1)。
- RCIC作動に伴う亜鉛混入、捕獲時刻との整合性、同位体比等から発生源は2号機と推定。

表1 球状セシウム粒子の組成と材料起源

分類け	組成	考えられる材料起源
主成分(1)	SiO <sub>2</sub> : 61-73wt%	鋼材添加元素(検討中)
	ZnO: 6.7-12wt%	亜鉛塗料(検討中)
	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> : 6.6-9.1wt%	燃料クラッド(検討中)
	Cs <sub>2</sub> O: 3.4-11.7wt%	FP
少量成分(1)	SnO <sub>2</sub> : 2.0-3.3wt%	検討中
	Rb <sub>2</sub> O: 1.2-1.4wt%	FP
	K <sub>2</sub> O: 0.8-1.2wt%	検討中
	Cl: 0.5-1.1wt%	検討中
微量成分(2)	MoO <sub>3</sub>	SUS 316、FP(検討中)
	UO <sub>3</sub>	燃料

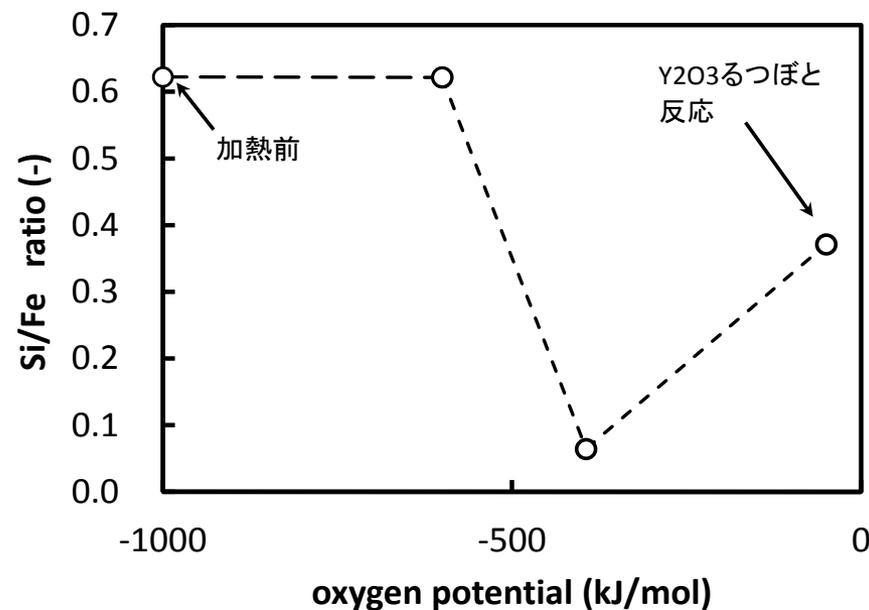


図1 SUS316鋼の溶融に伴うケイ素の蒸発

(1)Kogure et al, Microscopy, 2016, 1-9

(2) Abe et al, Anal. Chem. 2014, 86, 8521-8525

## セシウム化学チーム 平成28年度成果のまとめ

### 1. セシウム化学種の拡張と予測傾向

- $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$ の生成・移行挙動およびステンレス鋼表面で不溶性のケイ酸化合物を生成するモデルをSAMPSONに導入した。 $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$ は $\text{CsOH}$ に比べて蒸気圧が低く、構造物表面に凝縮して、圧力容器内にとどまりやすい予測を与える。MELCORやMAAPも $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$ 効果を取り扱うが構成比を入力として与える形である。本モデルは、平衡熱力学モデルによって、福島第一の号機毎あるいは事故進展(水素/水蒸気比の変化)に応じた評価が可能である点に特徴がある。

### 2. セシウムと鋼材との反応と再蒸発挙動

- 温度(800及び1,000 °C)、雰囲気( $\text{H}_2/\text{H}_2\text{O} > \sim 1$ )、鋼材組成(Mo含有有無)等の影響を評価するための予備試験を実施し、鋼材中に含まれるケイ素との化学反応によるCs-Si-Fe-O系化合物の生成、温度、雰囲気及び鋼材中のシリコン濃度の影響、生成する化合物の蒸発特性等が影響する可能性等を確認した。
- 化合物の気相中濃度に応じて吸着/再蒸発を考慮する形のモデルを採用する方針とし、代表的なセシウム化合物の特定と、その蒸発挙動等の熱力学特性評価に着手した。

### 3. 粒子状セシウム化合物の評価

- 環境中で確認されたシリカ質の球形セシウム粒子(不溶性セシウム粒子)が、気相中凝固プロセスによって生成する可能性を確認した。また、同様の組成の模擬不溶性セシウム粒子試料を1500 °Cで熔融させた後に急冷する試験によりガラス相の形成を確認した。これらから、不溶性セシウム粒子は圧力容器内の高温気相中で生成したと推定される。
- 不溶性セシウム粒子のマトリクスを構成する主要3元素(Si、Zn、Fe)の材料起源は、主として、Siは鋼材、ZnはS/C塗料、Feは炭素鋼で発生したクラッドと考えられ、不溶性セシウム粒子生成量はSi蒸発量を評価するによって推定できると考えられる。
- RCIC作動に伴う亜鉛混入、事故事象の時系列と捕獲時刻との整合性、同位体比から判断して、環境で観察された不溶性セシウム粒子の発生源は2号機RPVと推定される。発生メカニズムから、他号機においても同様の粒子状セシウムが生成しうると考えられる。

## (2)-② FPの化学特性の評価

### R P V内におけるセシウムが存在形態

  : 平成28年度の検討成果  
  : 課題

#### Task 3

粒子状セシウム化合物の生成メカニズム

- ケイ素の蒸発量の定量化が重要。これがセシウム粒子生成量を規定すると考えられる。



鋼材中のケイ素挙動、蒸発挙動の解明  
鋼材と粒子状セシウム化合物でケイ素の奪い合い



#### Task 1

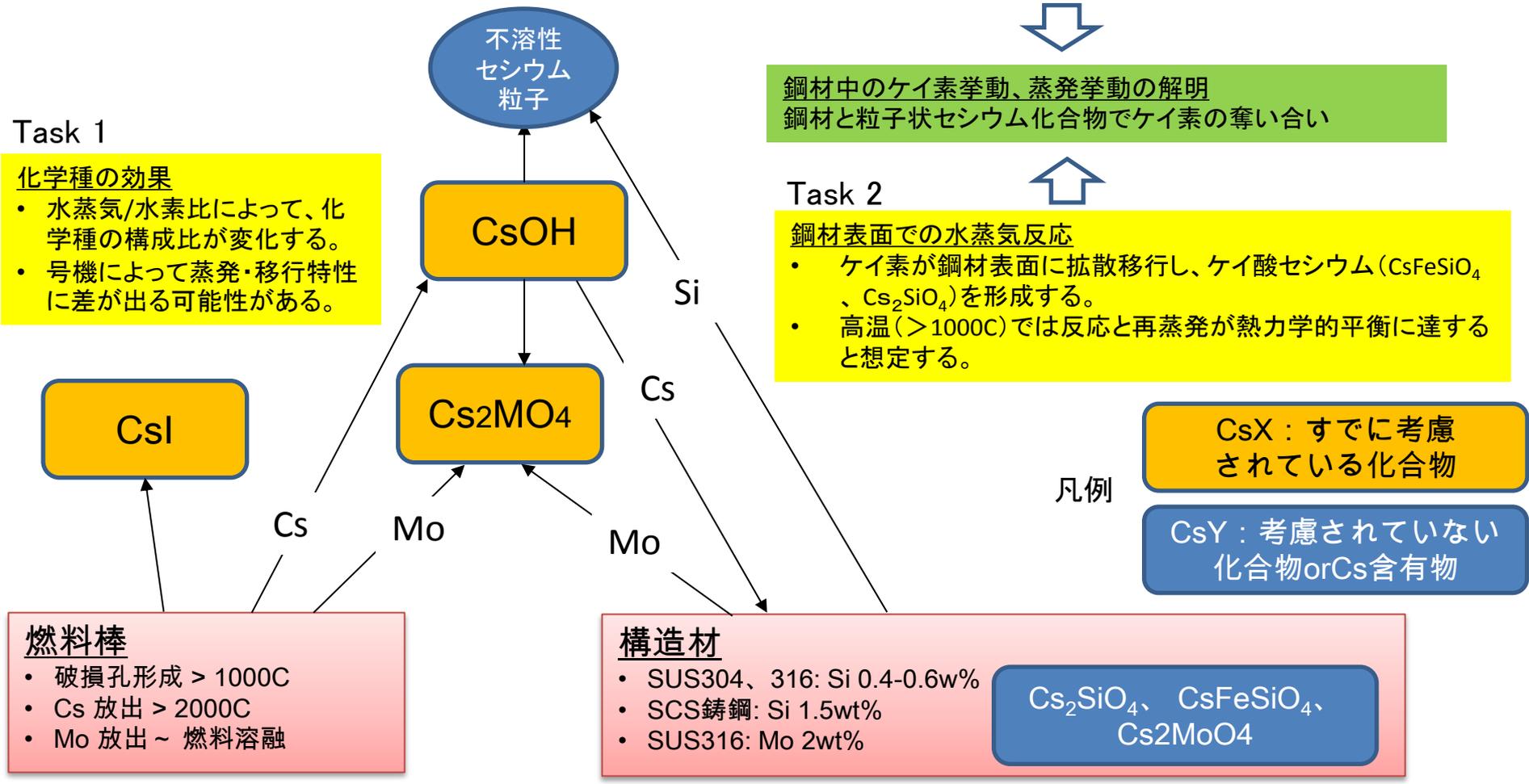
化学種の効果

- 水蒸気/水素比によって、化学種の構成比が変化する。
- 号機によって蒸発・移行特性に差が出る可能性がある。

#### Task 2

鋼材表面での水蒸気反応

- ケイ素が鋼材表面に拡散移行し、ケイ酸セシウム ( $CsFeSiO_4$ 、 $Cs_2SiO_4$ ) を形成する。
- 高温 (>1000C) では反応と再蒸発が熱力学的平衡に達すると想定する。



凡例  
CsX : すでに考慮されている化合物

CsY : 考慮されていない化合物orCs含有物

構造材

- SUS304、316: Si 0.4-0.6wt%
- SCS鋳鋼: Si 1.5wt%
- SUS316: Mo 2wt%

Cs<sub>2</sub>SiO<sub>4</sub>、CsFeSiO<sub>4</sub>、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>

(2)-③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用  
(OECD/NEA BSAF Phase2プロジェクトの運営)

【目的】

OECD/NEA BSAF Phase2プロジェクトの運営、ホストを実施し、本情報を踏まえ、炉内状況把握に活用する。

【平成28年度実施内容】

FPの移行挙動にまでスコープを広げ、廃止措置の進捗に貢献。熱流動に加えてFP、水化学、材料、プラントの設計・運転の分野を含めた広い範囲の専門家が参加するワークショップを開催し、国際的な共通認識を得た。

【成果と今後の予定】

- ・平成28年7月にPRG、MB及びワークショップ(於東京)を開催。日本側から既存・新規調査に基づく号機毎の現状推定を報告するとともに、燃料デブリ分布及びFP分布の解析結果について参加者間で議論した。ワークショップではMCCI解析の現状と課題について報告され、解析モデルや解析条件について議論した。
- ・平成29年1月にPRG、MB及びワークショップ(於パリ)を開催。日本側から既存・新規調査に基づく号機毎のFP分布推定図等を報告するとともに、2号機及び3号機の圧力挙動、各号機の燃料デブリ分布及びFP分布の解析結果について参加者間で議論した。ワークショップではMCCIにおけるデブリの冷却性や成層化などについて、最新情報を共有するとともに今後の課題について議論した。MCCIに関して得られた共通認識としては、1)デブリの形態として粒子状、割れたクラスト、頑丈な酸化物層が存在し得る、2)酸化物層の上部は燃料成分が多く、下部はコンクリート成分が多い可能性が高い、などがある。
- ・今後、スクラム後3週間の事故進展挙動を対象とした各参加機関の解析結果を比較検討し、あわせて実測値や現場調査の結果との整合性を検討する。これらの結果はPhase-2成果として共有する。

## (2)-③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用 (SAMPSON-MELCOR Crosswalk)

### 【目的】

SAMPSONコードとMELCORコードを用いて同一条件下で得られた解析結果を比較することにより、両者の物理モデルの違いによる結果の不確かさを検証する。

### 【平成28年度実施内容】

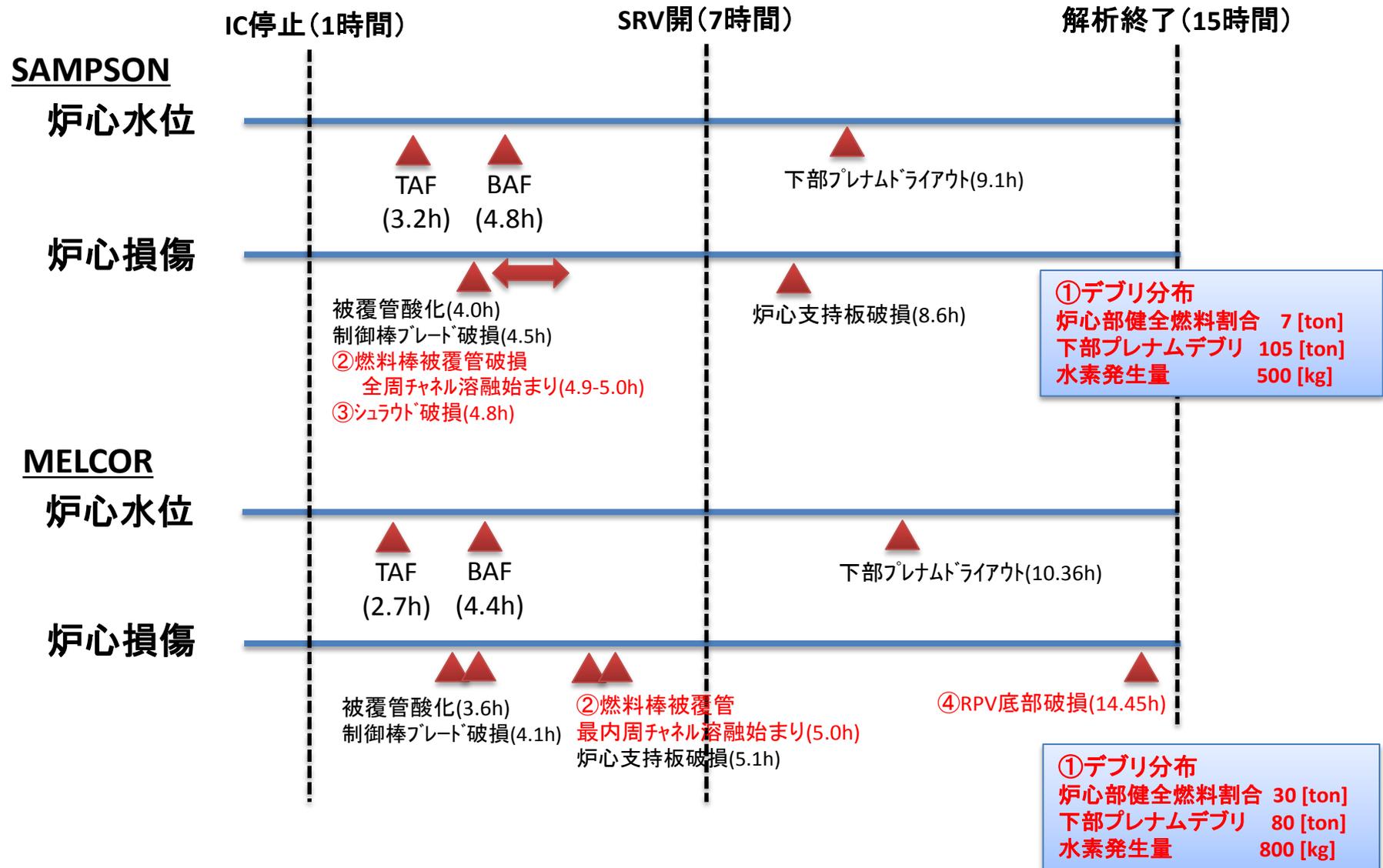
福島第一原発1号機の事故進展事象を対象にした解析結果の比較および検証を実施した。

### 【評価結果】

1. 解析終了時点におけるデブリ分布について(次ページ 図中①)  
SAMPSONは、ほぼ全ての炉心構成物質が溶融してデブリとなり、下部プレナムへ移行した。水素発生量は500 kgであった。一方、MELCORは、健全燃料は30 ton炉心領域に残り、80 tonがデブリを形成して下部プレナムへ移行した。水素発生量は800 kgであった。水素発生量に違いが生じるのは、溶融燃料の再配置過程における、蒸気-ジルコニウムの酸化反応面積評価モデルが異なるためである。
2. 燃料損傷進展について(次ページ 図中②)  
SAMPSONは、全周チャネルでほぼ同時に燃料被覆管の溶融破損が始まり、1時間以内に約50tonが炉心支持板上にデブリ(固化)を形成する。一方、MELCORは、最内周部の燃料被覆管が溶融崩落し、炉心支持板を破損させて下部プレナムへ直ちに移行する。外周部燃料体への損傷は拡がらない。SAMPSONの損傷進展が速いのは、溶融燃料の崩落挙動評価モデルが異なるためである。
3. シュラウド破損の有無について(次ページ 図中③)  
SAMPSONは燃料損傷過程においてシュラウド破損が始まるが、MELCORでは15時間以内にシュラウド破損に至らない。SAMPSONでは、被覆管やチャンネルボックス等の周辺構造物が崩落し、シュラウドが燃料ペレットから直接輻射を受ける状況が生じるが、MELCORではそのような状況は生じない。これは、燃料ペレットの破損評価モデルが異なるためである。
4. RPV破損の有無について(次ページ 図中④)  
SAMPSONは15時間以内にRPV破損に至らないが、MELCORではRPV破損に至る。SAMPSONでは、下部プレナムに落下したデブリから蒸気への熱伝達が大きいためである。これは、下部プレナムにおけるデブリと蒸気、および、RPV壁への伝熱評価モデルが異なるためである。

(2)-③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用  
(SAMPSON-MELCOR Crosswalk)

事故進展事象の違い



### 3 研究開発の運営について

#### (1) 中長期的視点での人材開発

- a. 大学と共同(早稲田大、東京大、東北大、大阪大:公募による)で、今年度事業内容の一部の事象解析、及び試験・評価を実施した。
- b. 本事業で取り組んだ検討課題の成果を日本原子力学会にて発表。
  - ・日本原子力学会 2016年秋の大会(9月7～9日:久留米シティプラザ)で、MAAP関連:4件、SAMPSON関連:6件、その他:5件を発表。
  - ・日本原子力学会2017年春の年会(3月27～29日:東海大学)で、SAMPSON関連:7件、その他:1件を発表。
- c. 人材育成のため、1～3号機の燃料デブリ分布・FP分布をとりまとめとる“号機担当者”に若手を任命。

### 3 研究開発の運営について

#### (2) 国内外の叡智の結集

- a. 第2回 福島第一原子力発電所の廃炉に関する戦略ワークショップ(2016年9月10日: 博多)で、「燃料デブリ分布の推定図について」を発表した。
- b. 海外の専門家に燃料デブリ分布の推定図について説明し、意見交換を行った(TMI-KTWS(10月)、IEG(10月)、DOE Forensics(11月)、原子力WG(ROSATOM)(12月))
- c. 総合的な分析・評価の実施にあたり、プロジェクトの方針決定、及び原子炉・格納容器の状態推定結果に責任を持つコアチームを組織した。コアチーム会議では東京電力ホールディングス(株)や原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)など関係者と連携し、議論を進めた。  
コアチーム会議の開催実績(4/14、5/9、6/3、6/16、7/21、9/2、9/26、10/28、12/2、12/27、1/27、2/27~3/1)
- d. 世界有数のプラズマ装置メーカーである米国フェニクス・ソリューションズ社が開発した廃棄物減容処理等向けプラズマ熱分解システムを利用した模擬燃料集合体の加熱溶融実験を実施して、制御棒ブレードや模擬燃料ピンの溶融移行挙動を評価するためのデータを取得した。
- e. OECD/NEA BSAF Phase2 プロジェクトをホストとして運営、成果を活用。
- f. 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細評価を進める中で、EPRIメンバーと当事業関係者(コアチームメンバー)でワークショップを開催し、日米共通認識のもと検討を進めた。
- g. 炉内状況推定に役立つ知見を収集するため、アルゴンヌ国立研究所において、MCCIの実験設備や模擬MCCI生成物の視察を行うとともにMCCIの発生状況に関する専門家と議論した。(9月26、27日)
- h. PSAM13(2016年10月2~7日: 韓国 Seoul)で、1号機の評価結果を説明した。
- i. 有能力者が本事業に参加できるよう、JAEAの持つクロスアポイント・特定課題推進員制度を活用した。

### 3 研究開発の運営について

#### (3) 試験条件や開発仕様の明確化

- a. 要素試験や装置設計に着手する前に、コアチーム会議等において試験場や開発仕様を議論し、明確化した。

#### (4) 目標達成を判断する指標の設定

- a. 事業の目標達成の判断基準となるべき、わかりやすい指標を数値等及び技術成熟度を事業実施前に定めておき、事業終了時に、その達成の結果を検証する。

#### (5) 廃炉作業や他の研究開発との連携

- a. 各プロジェクト間の関連を考慮し、得られた成果が廃炉作業や他の事業にどのように寄与するのか整理し、関連プロジェクトと共有している。  
(例: 燃料デブリ分布の推定図の共有)
- b. 事業計画や成果の情報管理を共有化するしくみ(アーカイブ)を構築し、本事業でも適用・活用している。

#### (6) 研究の管理

- a. 中長期ロードマップの改訂、廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議、NDFの技術戦略プラン2016及び東京電力の炉心・格納容器の状態の推定(第4回進捗報告)等の上位の情報を注意深く確認しつつ、事業を推進している。

#### (7) 福島第一原子力発電所等の現場作業の反映と現場適用性を考慮した作業管理

- a. 本事業では、福島第一原子力発電所での作業は実施していない。

### 3 研究開発の運営について

#### (8) 事業の報告

- a. 事業の実実施計画、進捗状況、研究成果等について、半期毎に報告した。  
また、事業の進捗状況は、実績工程表として毎月報告した。
- b. 事業完了後には、実績報告書及び公開可能な説明資料を作成し、提出予定。

#### (9) 情報発信の充実化

- a. 研究の実実施内容、成果などをIRID研究開発成果概要として纏め、Webサイトへ掲載し、一般の人を対象に分かりやすく情報発信している。
- b. IRID研究開発成果概要の英語版を作成し、Webサイトへ掲載。海外を含めて、情報の発信を行った。
- c. OECD/NEA BSAFプロジェクトのWebサイトを運営・保守し、デブリの位置・量の把握等に関する調査結果、知見等を情報発信している。2016年7月に開催したBSAF会合では、当事業の成果として、燃料デブリ分布の推定を紹介した。加えて2017年1月のBSAF会合では、FP分布の推定について紹介した。
- d. 第2回 福島第一原子力発電所の廃炉に関する戦略ワークショップ(2016年9月10日：博多)で、「燃料デブリ分布の推定図について」を発表した。

#### (10) 代替案の事前準備

- a. 検討課題の実実施可否判断に基づき2度の変更申請を行い、8月10日付け(NSU外47-353)および12月2日付け(NSU外48-28)で承認された。
- b. 当事業を進める中で、研究が予定通り進むよう、各検討課題の進め方についても議論をした。

## 4 平成28年度の実施内容及び成果のまとめ

### (1) 炉内状況の総合的な分析・評価

#### ① 実機データ及び他研究開発の成果を踏まえた総合的な分析・評価

「現場で取得された情報をもとにした分析・評価」、「事故時／事故後のデータ、逆問題解析に基づく分析・評価」、「解析コードを活用した分析・評価」を実施した結果をふまえ、炉内・格納容器内の状態を総合的に分析・評価し、燃料デブリ分布の推定図およびFP分布の推定図を作成した。

#### ② 総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築

①の取り組みを効果的に進めるため、実機での計測データや、現場調査の結果等の情報を統合的に収集・整理したデータベースを構築した。また、総合的な分析・評価に資する計算評価機能として、解析コードにより算出されたFP質量を実測場所における線量率に換算する機能を整備した。

## 平成28年度の実施内容及び成果のまとめ

### (2)総合的な分析・評価に資する燃料デブリの挙動や核分裂生成物の挙動及び特性の推定・評価

#### ①解析手法を活用した不確かさの低減

事故進展解析コードを用いて、炉内で生じたと推定される事象について境界条件や解析モデルを考慮した感度解析、逆解析等を行い、(1)①に記載した総合的な分析・評価に資する知見を得た。

#### ②FPの化学特性の評価

FPの化学特性の評価にあたっては、廃炉時の線量の寄与が大きいCsに着目し、標準的な化学種であるCsI、CsOHに加えて考慮すべき化学種の特定、あるいは構造材成分との反応に伴う難溶性Csの偏在の可能性など、Csの分布および化学的特性について検討を進めた。

また、現場で取得された試料を炉内状況把握の観点で分析する作業に着手した。

#### ③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用

国際共同研究(OECD/NEA BSAF Phase2)プロジェクトをホストとして運営し、多くの機関の結果を相互比較することで、事故進展シナリオの同定、解析評価の不確かさの範囲の把握などに役立て、その成果を(1)①に示す総合的な分析・評価に活用した。

# 添付資料

- 添付資料1 事業実施体制図(詳細)

# 添付資料1 事業実施体制図(詳細)

