

「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29年度成果報告

平成30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

最終報告の構成

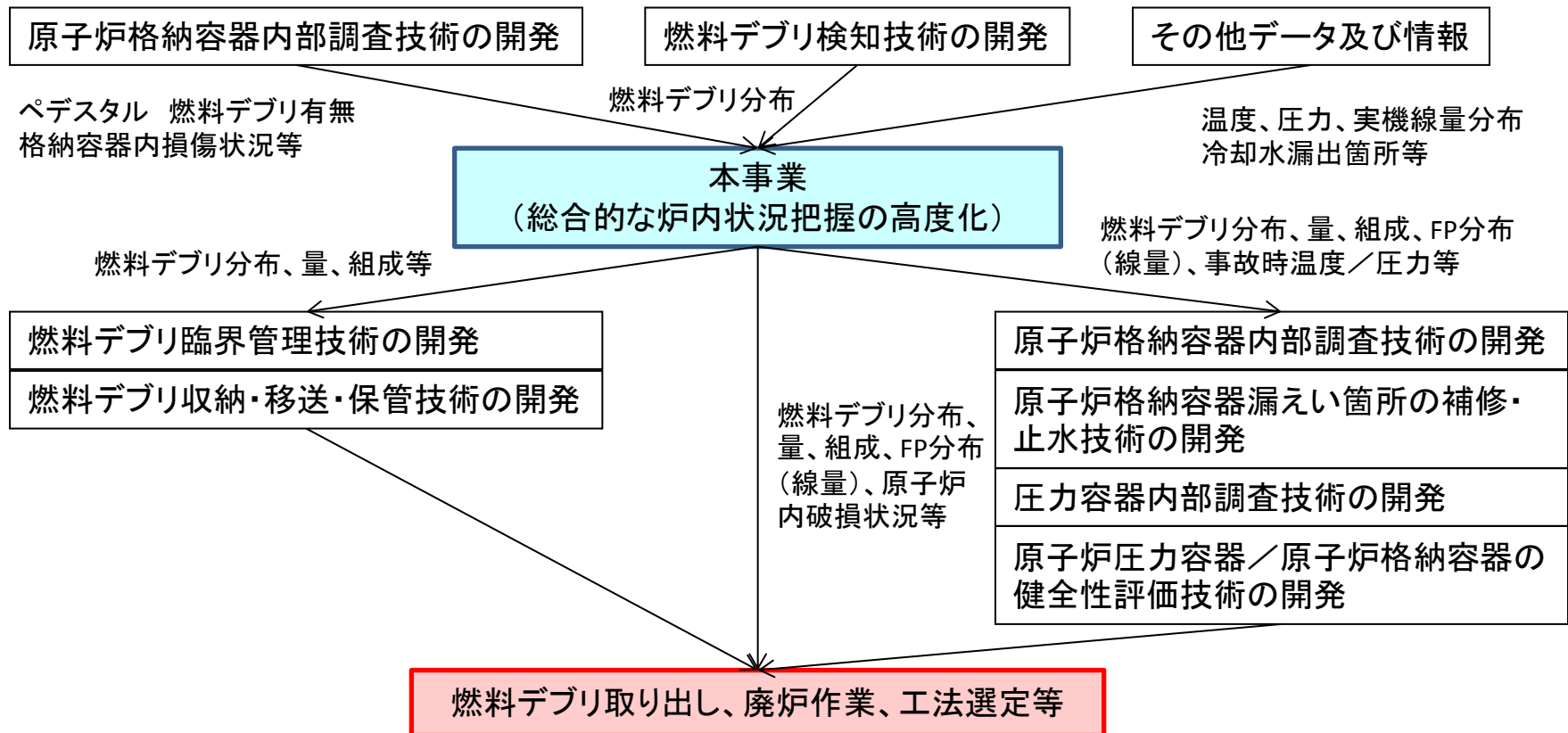
1. 炉内状況把握PJの計画、検討体制について
2. 平成29年度の事業成果
3. 平成29年度の実施内容及び成果のまとめ

1-1 本事業の必要性

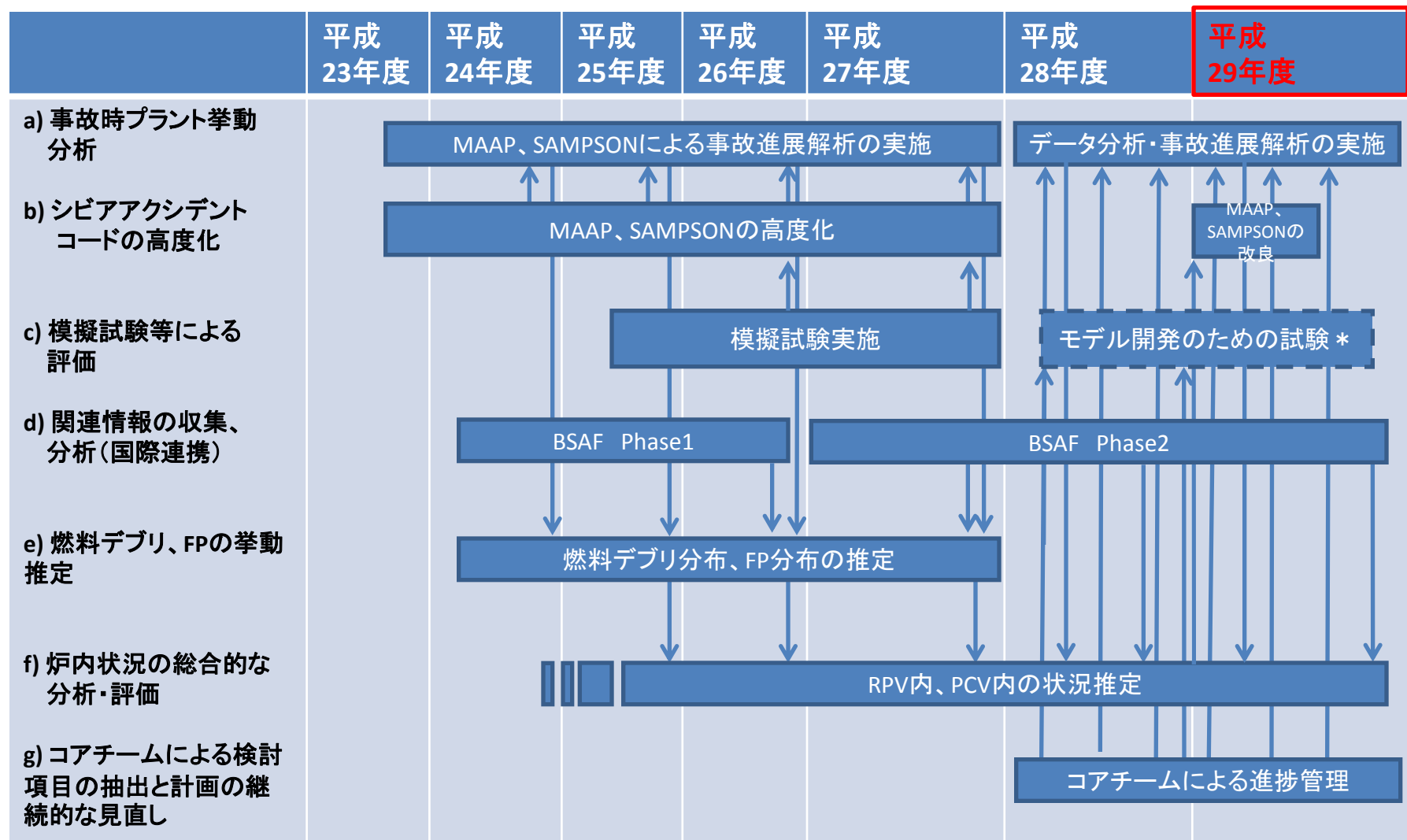
- 福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉圧力容器(以下、RPV)内の燃料デブリや核分裂生成物(以下、FP)等の状況を推定・把握することは不可欠であるが、高線量下にあるRPV内を直接観察することは、現時点でも困難な状態である。
- 代替として、事故進展解析、現場等で得られる様々な測定データ・情報等の評価により、総合的にRPV内・格納容器(以下、PCV)内の状態推定のための分析・評価を進めることが現実的な手段であり、そこから得られた知見を廃炉作業に活用することが期待される。そのため、平成23年度より、国のプロジェクトとして過酷事故解析コード(MAAP/SAMPSON)の改良を中心とした、炉内状況把握のための取り組みが進められてきた。
- 平成28年度からは特に、事故進展解析コードによる解析の結果のみならず、事故時に取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や、最近の研究により拡充した材料科学的な知見も活用し、総合的にRPV内・PCV内の状態把握を進める活動を実施してきた。
- このような状況のもと、平成29年度において本事業では、以下の技術開発を実施する。
 - ・平成28年度は、解析コードの改良は行わず、解析コードの能力と限界を把握した上で検討を進めたところ、解析結果の信頼性向上のため解析コードを改良する必要性が生じた。したがって、平成29年度は解析コードの改良を一部実施することとした。
 - ・平成28年度までに得られた成果を活用し、RPV内・PCV内の状態の推定に対する不確かさを減少させるため設定した検討課題に関する分析・評価を実施し、RPV内・PCV内の状態の推定を進める。

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RPV内・PCV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分布の推定図が当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、燃料デブリ取り出しや、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

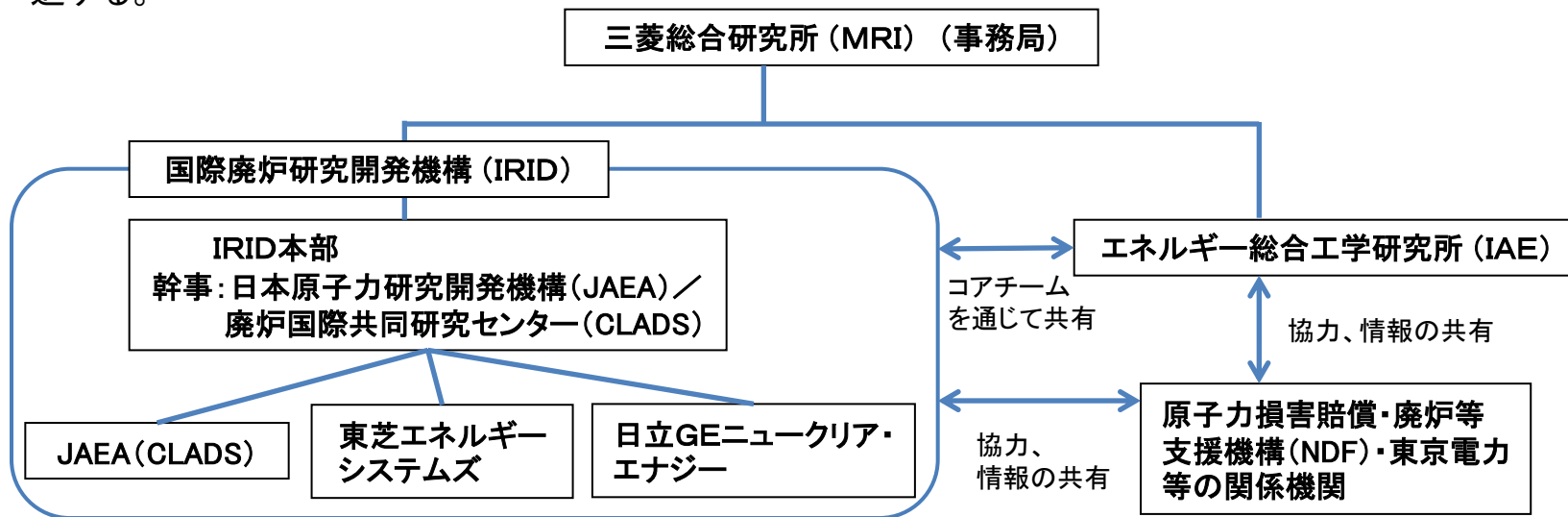
1-4 平成29年度の実施概要と実施体制

○ 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、RPV内、PCV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)、東芝エネルギーシステムズ及び日立GEニュークリア・エナジー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RPV・PCVの状態推定結果に責任を持つ。

1-5 平成29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

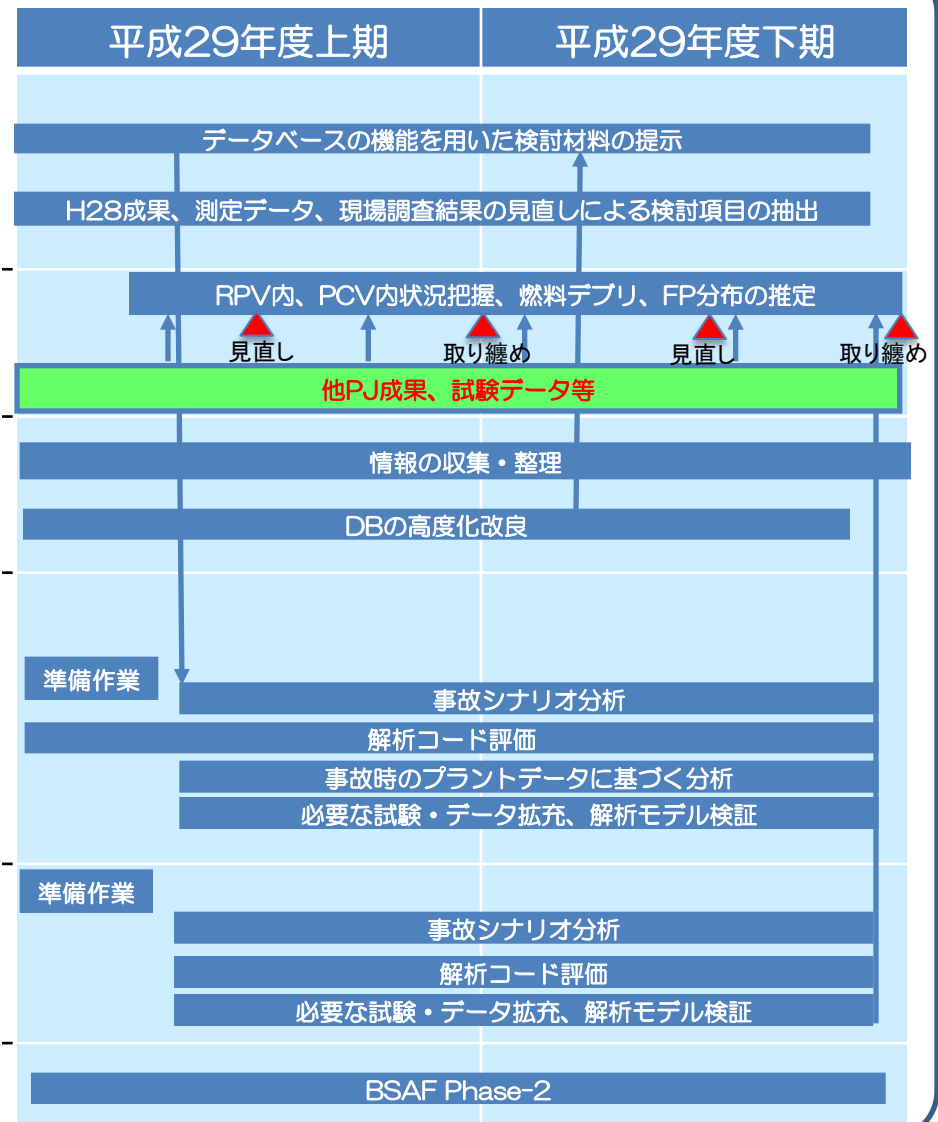
②総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築

(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



2 平成29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 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
- 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) 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 ペDESTAL空間の障害物に留まっている燃料デブリ量の推定(IAE)
- 3-(a)-2 下部ヘッド内および下部ヘッド破損後のデブリ挙動の詳細評価(IAE)
- 3-(a)-3 水素を含んだ水蒸気のS/P内における凝縮挙動の評価(IAE)
- 3-(a)-4 炉心物質スランピング時の事象推移解析(JAEA)
- 3-(a)-5 MCCI挙動の三次元評価(IAE)
- 3-(a)-6 デブリ分布に与える影響因子の確認(IAE)
- 3-(a)-7 事故後3週間にわたる各号機の解析(IAE)
- 3-(a)-8 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細解析(東芝エネルギーシステムズ)
- 6 模擬燃料集合体破損試験(JAEA)

2-1 炉内状況把握PJの全体構成

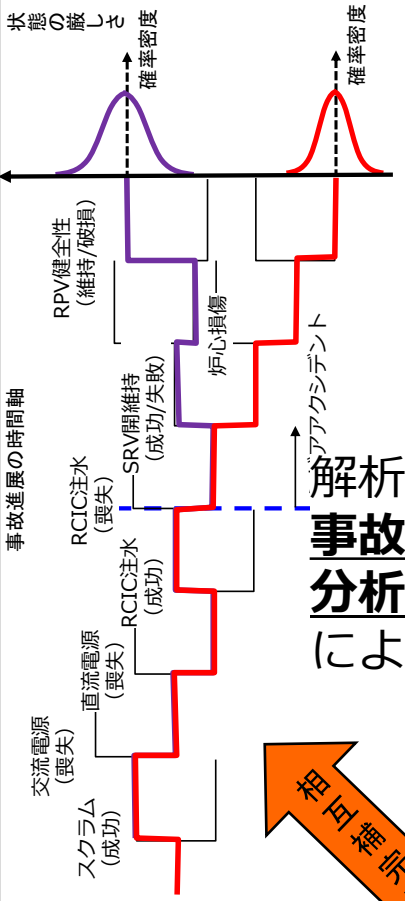
(2) 総合的な分析評価に資する燃料デブリの挙動や核分裂生成物の挙動及び特性の推定・評価

②FPの化学特性の評価(JAEA・IAE)

- 1 セシウムと鋼材との反応・再蒸発
- 2 粒子状セシウム化合物の評価
- 3 セシウム化合物評価モデルの最適化
- 4 高度化されたモデルによる福島実機解析および評価
- 5 福島第一原子力発電所で取得されたサンプルの分析

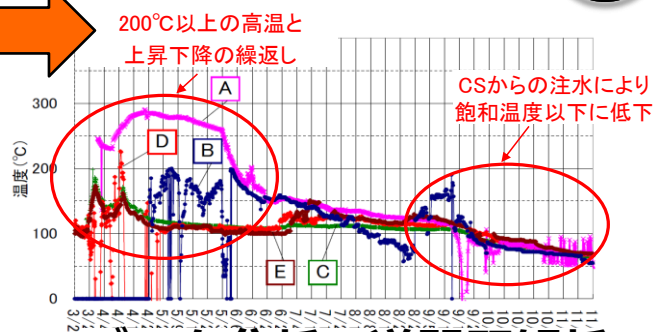
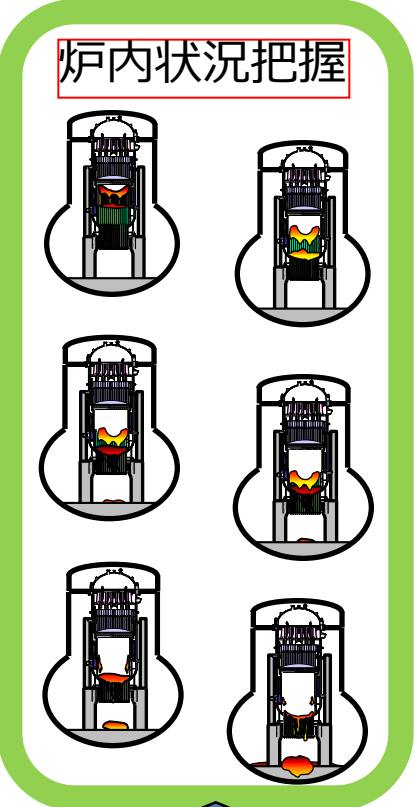
③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用(IAE)

2-2 検討を進める際の3つのアプローチ

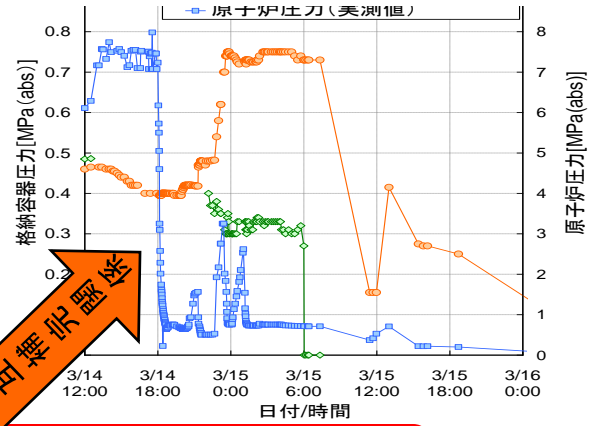


解析コード評価と
事故進展シナリオ分析の信頼性向上
によるアプローチ

相互補完関係



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

PCV water level O.P. 11800

Opening of Pedestal

Platform

X-6 penetration flange (After steel plate removal)

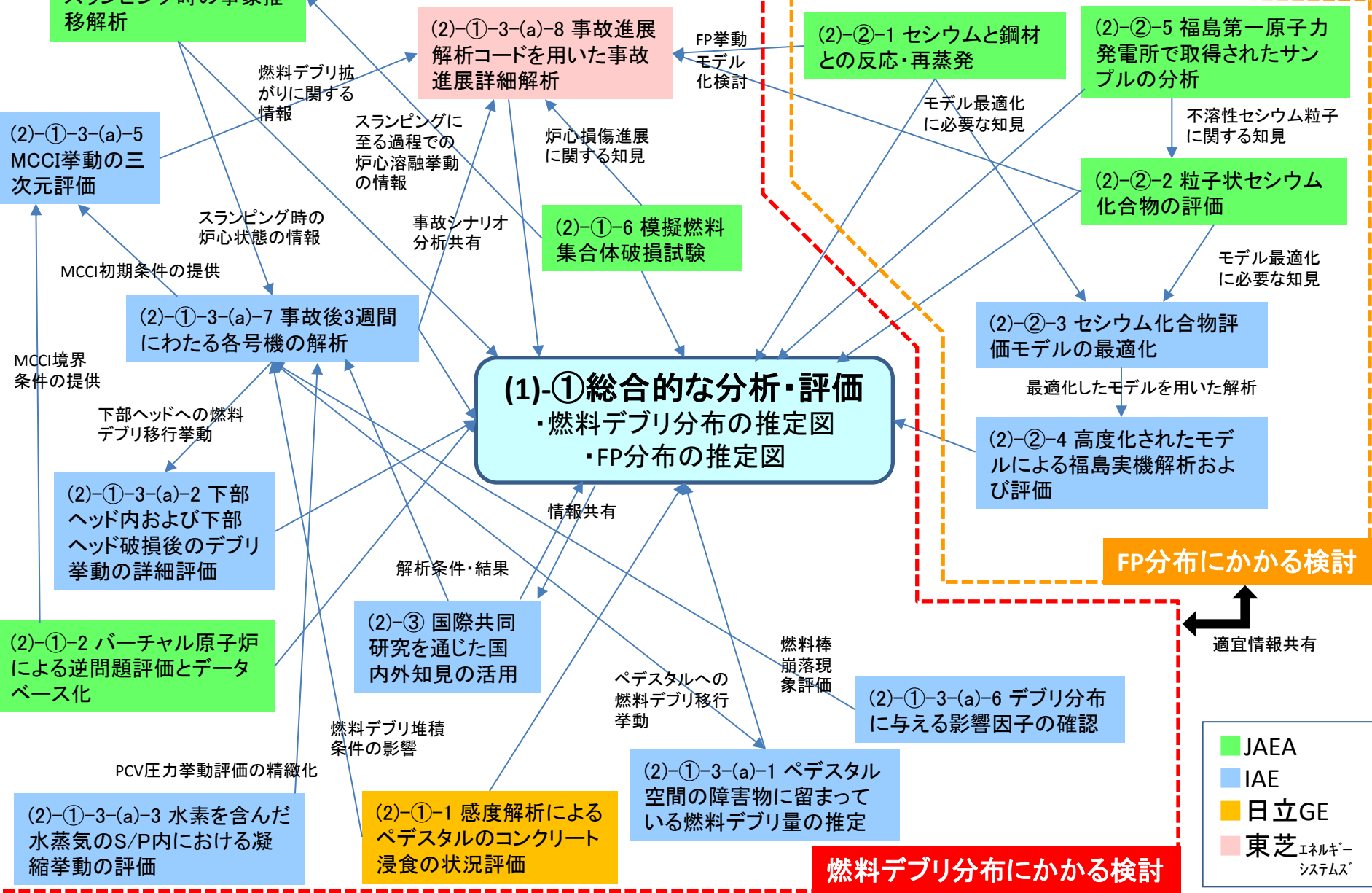
約50mm

PCV Wall

Red: surface of the flange
Blue: roof, wall
Green: Floor and melted stuff

missioning

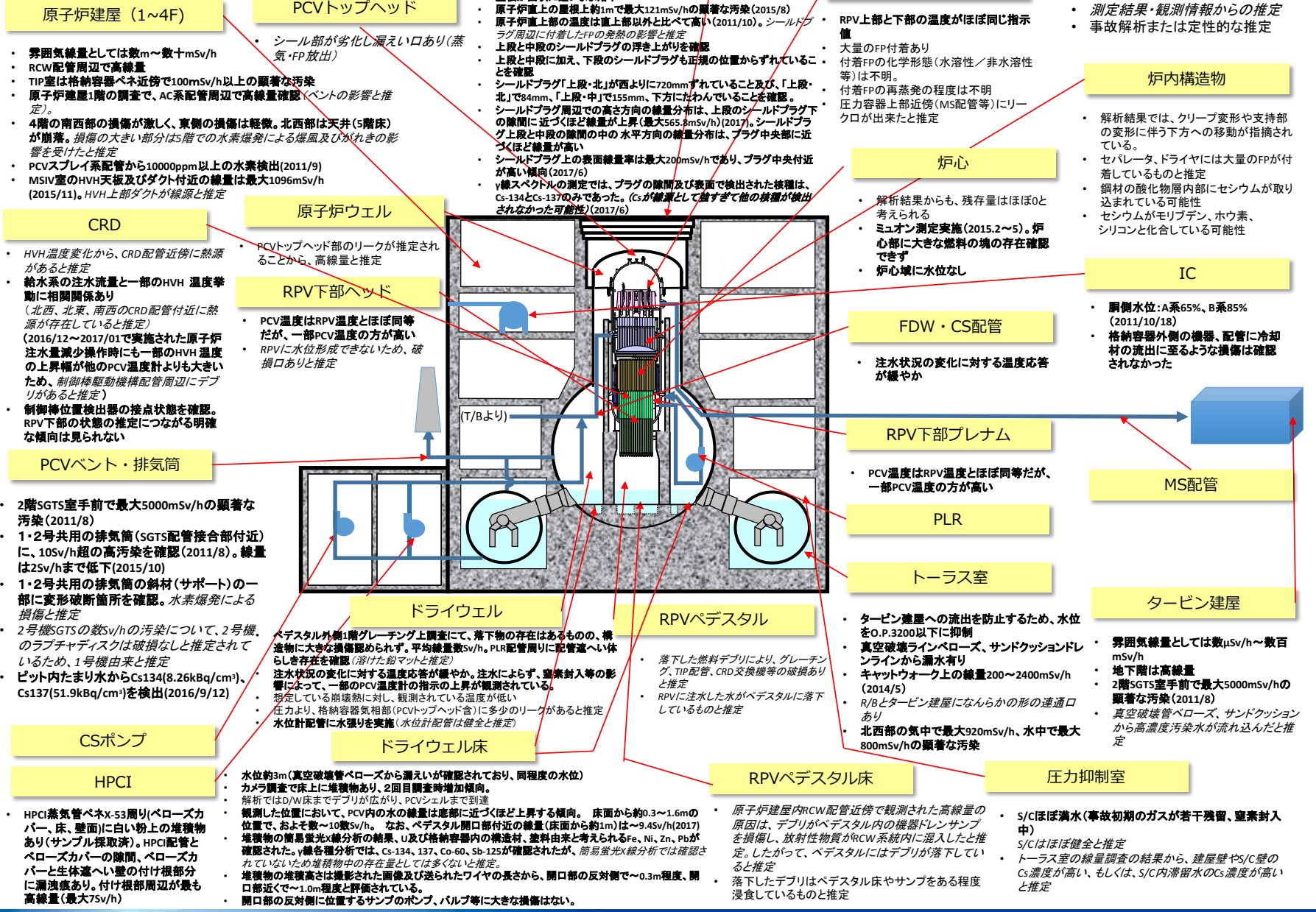
2-3 各実施項目の関係性



- JAEA
- IAE
- 日立GE
- 東芝 エネルギーシステムズ

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5階での水素爆発による爆風及び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

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)

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
- ・ 上段と中段のシールドプラグの浮き上がりを確認
- ・ 上段と中段に加え、下段のシールドプラグも正規の位置からずれていることを確認
- ・ シールドプラグ「上段・北」が西よりに720mmずれていること及び、「上段・北」で84mm、「上段・中」で115mm、下方にねわんでいることを確認
- ・ シールドプラグ周辺での高さ方向の線量分布は、上段のシールドプラグ下の隙間に近づくほど線量が上昇(最大565.8mSv/h)(2017)。シールドプラグ上段と中段の隙間の中の水平方向の線量分布は、プラグ中央部に近づくほど線量が高い
- ・ シールドプラグ上の表面線量率は最大200mSv/hであり、プラグ中央付近が高い傾向(2017/6)
- ・ γ線スペクトルの測定では、プラグの隙間及び表面で検出された核種は、Cs-134とCs-137のみであった。(Csが線源として疑わずに他の核種が検出されなかった可能性)(2017/6)

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の再蒸発の程度は不明
- ・ 圧力容器上部近傍(MS配管等)にリークログが出来たと推定

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

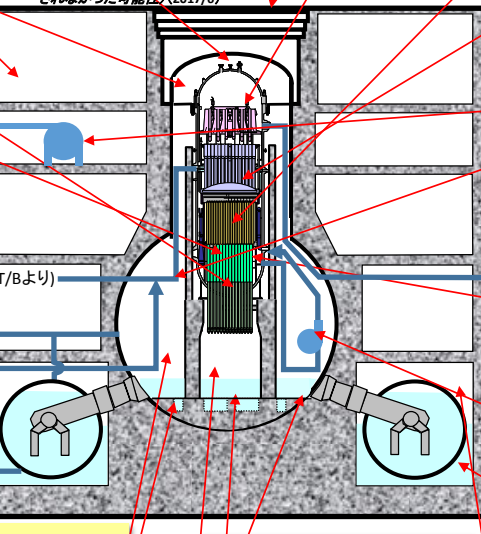
- ・ 解析結果では、クリープ変形や支持部の変形に伴う下方への移動が指摘されている
- ・ セパレータ、ドライヤには大量のFPが付着しているものと推定
- ・ 鋼材の酸化物層内部にセシウムが取り込まれている可能性
- ・ セシウムがモリブデン、ホウ素、シリコンと化合している可能性

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)
- ・ (2016/12~2017/01で実施された原子炉注水量減少操作時にも一部のHVH温度の上昇幅が他のPCV温度計よりも大きい。制御棒駆動機構配管周辺にデブリがあると推定)
- ・ 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

原子炉ウェル

- ・ 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



炉心

- ・ 解析結果からも、残存量はほぼと考えると推定
- ・ 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

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、破損口ありと推定

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
- ・ ピット内たまり水からCs134(8.26kBq/cm²)、Cs137(51.9kBq/cm²)を検出(2016/9/12)

ドライウェル

- ・ 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配管周りに配管漏へい体しき存在を確認(溶けた鉛マトと推定)
- ・ 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、格納容器気相部(PCVトップヘッド)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)

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

CSポンプ

ドライウェル床

RPV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に注した水がベDESTALに落下しているものと推定

PLR

タービン建屋

- ・ 雰囲気線量としては数μSv/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)
- ・ 真空破壊管ペロース、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

HPCI

- ・ HPCI蒸気管ベネX-53周り(ペロースカバー、壁面)に白い粉上の堆積物あり(サンプル採取あり)。HPCI配管とペロースカバーの隙間、ペロースカバーと生体凍へい壁の付け根部分に漏液あり。付け根部周辺が最も高線量(最大7Sv/h)

ドライウェル床

- ・ 水位約3m(真空破壊管ペロースから漏えいが確認されており、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
- ・ 解析ではD/W床までデブリが広がり、PCVシェルまで到達
- ・ 観測した位置において、PCV内の水の線量は底部に近づくほど上昇する傾向。床面から約0.3~1.6mの位置で、およそ数~10数Sv/h。なお、ベDESTAL開口部付近の線量(床面から約1m)は~9.4Sv/h(2017)
- ・ 堆積物の簡易蛍光X線分析の結果、U及び格納容器内の構造材、塗料由来と考えられるFe、Ni、Zn、Pbが確認された。γ線各種分析では、Cs-134、137、Co-60、Sb-125が確認されたが、簡易蛍光X線分析では確認されていないため堆積物中の存在量としては少ないと推定
- ・ 堆積物の堆積高さは撮影された画像及び送られたワイヤの長さから、開口部の反対側で~0.3m程度、開口部近くで~1.0m程度と評価されている
- ・ 開口部の反対側に位置するサンプのポンプ、バルブ等に大きな損傷はない

RPVペDESTAL床

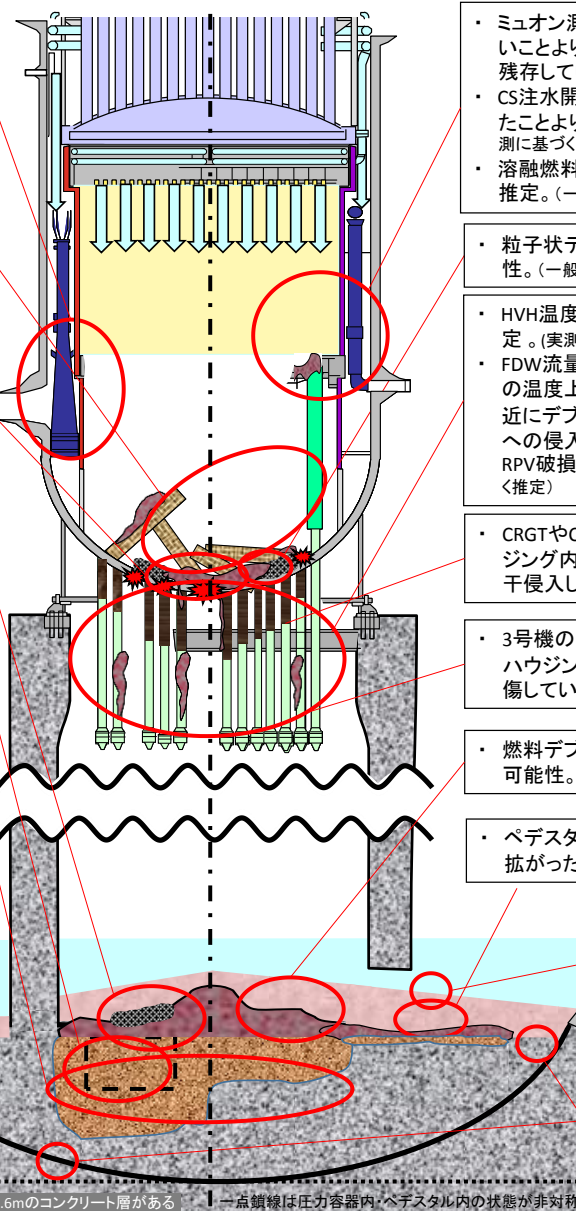
- ・ 原子炉建屋内RCW配管近傍で観測された高線量の原因は、デブリがベDESTAL内の機器ドレンサンプを損傷し、放射性物質がRCW系統内に混入したと推定。したがって、ベDESTALにはデブリが落下していると推定
- ・ 落下したデブリはベDESTAL床やサンプをある程度浸食しているものと推定

圧力抑制室

- ・ S/C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

- ・ 事故中に炉内で溶融プールを形成した可能性。(一般的な推定)
 - ・ シュラウドが変形または破損または座屈している可能性がある。(一般的な推定・解析)
 - ・ シュラウドが破損した場合、ダウンコマ部に溶融燃料が侵入し、ジェットポンプ破損の可能性。(一般的な推定)
- ・ 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。(一般的な推定)
- ・ 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。(実測に基づく推定)
 - ・ 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。(一般的な推定)
 - ・ 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。(一般的な推定)
- ・ 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。(一般的な推定)
- ・ サンプ近傍のペDESTAL壁及びその下部のコンクリートが、他の領域よりも浸食が大きくなっている可能性。(解析)
- ・ 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。(一般的な推定・解析)
 - ・ 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。(実測に基づく推定)



- ・ 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。(実測・解析)
 - ・ 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。(実測に基づく推定)
 - ・ 溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定。(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。(一般的な推定)
- ・ HVH温度からデブリがCRD付近に存在すると推定。(実測・解析に基づく推定)
 - ・ 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)し、その直上にRPV破損口が存在している可能性。(実測に基づく推定)
- ・ CRGTやCRDハウジングの破損に伴いCRDハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性。(一般的な推定・試験)
- ・ 3号機のPCV内部調査結果を踏まえると、CRDハウジング、プラットフォーム、RPV底部は損傷している可能性。(実測に基づく推定)
- ・ 燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能性。(一般的な推定)
- ・ ペDESTAL開口部を通じて、D/W床へデブリが拡がった可能性。(一般的な推定・解析)
- ・ D/W床の上には堆積物が存在し、堆積高さは、ペDESTAL開口部に近いほうが高い傾向。(実測)
- ・ サンドクッションドレン管から漏水しているため、PCVの損傷が生じたと推定。(実測・解析)

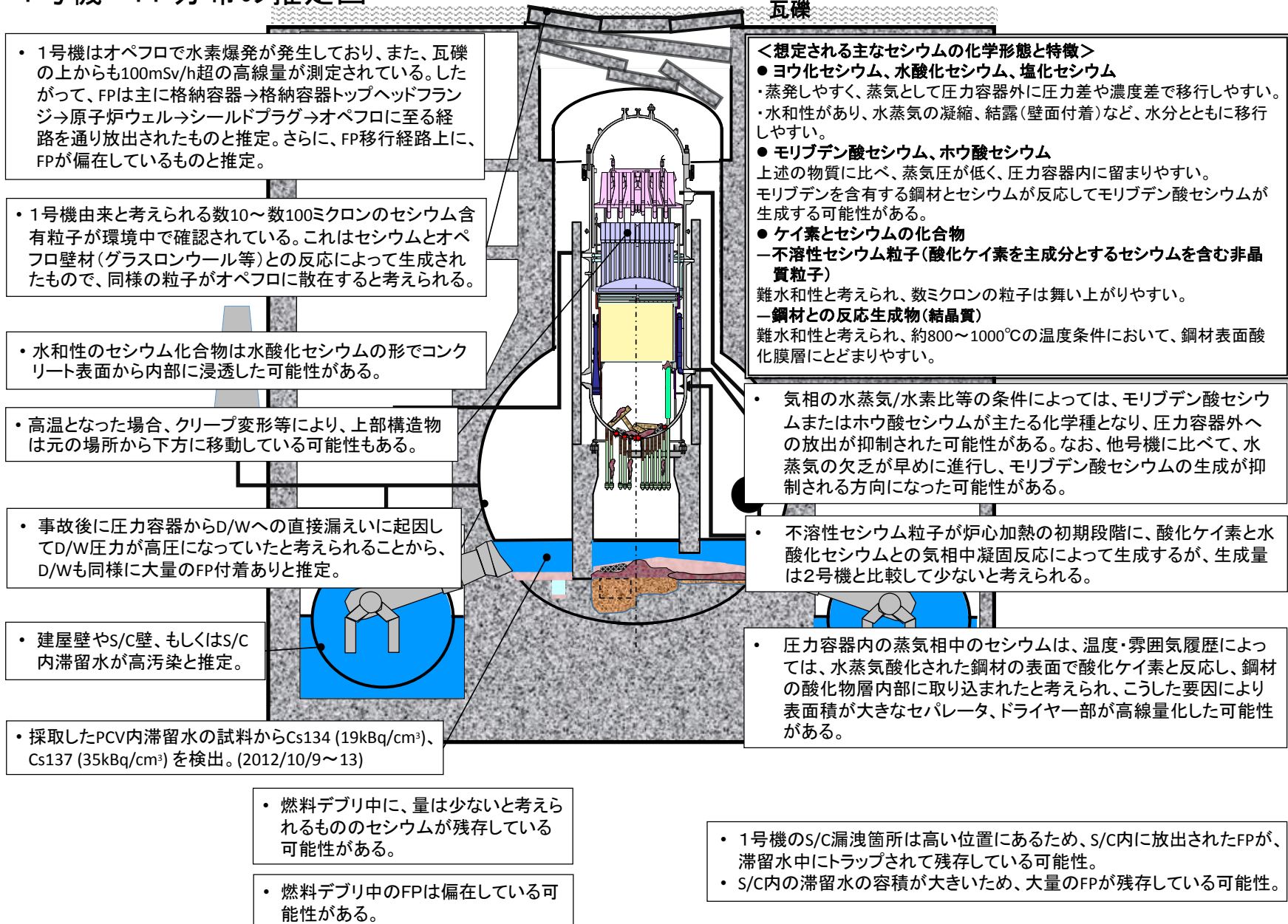
凡例

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

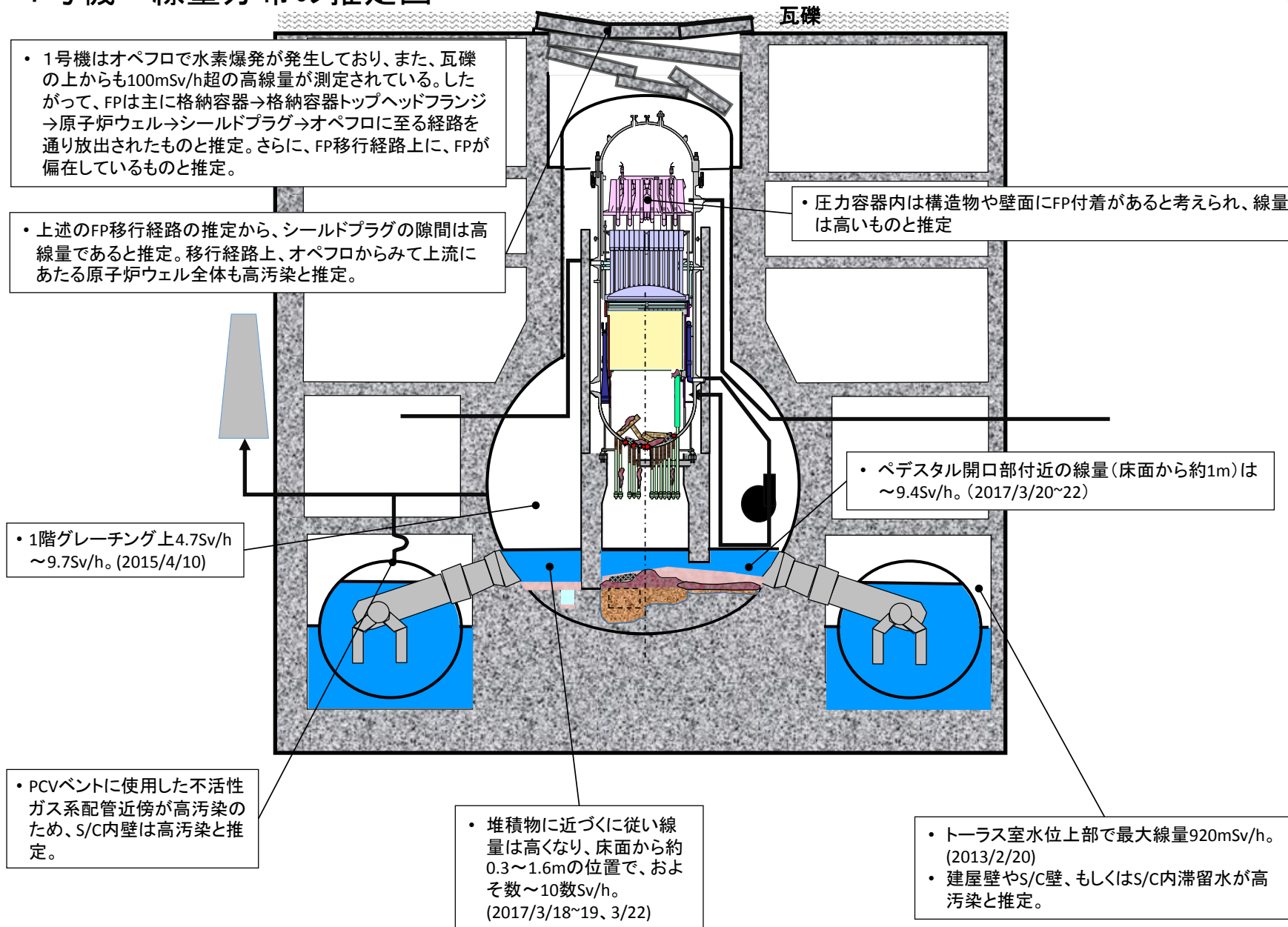
※1号機の推定図中では使用していない

1号機 FP分布の推定図

※ 推定は、主な線源核種であるセシウムに着目



1号機 線量分布の推定図



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ブラッ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。

オペフロ

- 最大線量は約880mSv/h(2012.6.30)。
- ウェル→フローアウトパネル方向に線量分布。

圧力容器上部

- 一部の温度がRPV下部よりも高い。
- 大量のFP附着ありと推定。
- 附着FPの化学形態(水溶性/非水溶性等)は不明。
- 附着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℃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が附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。

原子炉建屋 (1~4F)

- 雰囲気線量としては数m~数十mSv/h(2011.4~2014.2)。
- ベネ部に局所的な高線量。
- TIP室は数mSv/hで顕著な汚染なし(2012.3.21)。

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および周辺部と推定。
- 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。
- 2017年3~4月の注水量低減操作に対するRPVとPCVの温度応答から、RPV底部に燃料デブリが存在する可能性。
- 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。
- FDW系単独注水に伴い、圧力容器底部の一部で数℃の温度上昇傾向がみられた。

炉心

- TIP配管内に閉塞物あり。
- TIP配管閉塞物中をSEM分析した結果、Fe、Cr、Ni、Mn等の鉄鋼材料の構成元素に加え、炉内構造物や燃料被覆物の構成要素であるZrを検出。
- 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。

CRD

- 下部ヘッドの外周部はCRD、ケーブルが残存。
- CRD交換レール上に堆積物を確認。
- CRDハウジングサポートに大きな損傷なし。

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、酸濃度から、気相部のリークは比較的少ないと推定。
- D/WCAMSの最大値は2011.3.15 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。
- CRDレール付近で約10Gy/h以下~約80Gy/hの高線量を確認(2017.1.26~2.9)。
- CRD交換レールおよびベデスタル開口部近傍で約24Sv/h~約36Sv/hの線量を確認(2013.8.12)。

RPVベデスタル

- 下部ヘッドの外周部はCRD、ケーブルが残存。既設構造物(CRD交換機)に大きな損傷無し。
- RPVに注水した水がベデスタルに落下している。
- ベデスタル内プラットフォームでのグレーティング欠損の状況(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。
- ベデスタル内壁付近で約10Gy/h以下の線量を確認(2017.1.30)。
- ベデスタル内壁面に大きな損傷なし。
- ベデスタル内壁付近(CRDレール側)のプラットフォーム高さから約2m下まで、線量率7~8Gy/h程度、温度21℃程度で大きな変化なし。

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圧と大気圧の差分分。
- 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、気中線量は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。10⁴Bq/cm³のオーダー(2013.4.12)。
- 調査の結果、ベント管近傍で漏水は確認できない。

MS配管

タービン建屋

- 雰囲気線量としては数十μSv/h(2011.4~2014.2)。
- 地下階は高線量(2011.4~2014.2)。
- 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。

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。

RPVベデスタル床

- 燃料集合体の一部がベデスタル底部に落下していることを確認、その周辺に確認された堆積物は燃料デブリと推定。
- ベデスタル床全体に堆積物が確認されている。燃料デブリが含まれている可能性。

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。

CSポンプ

RCIC/HPCI

2号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図

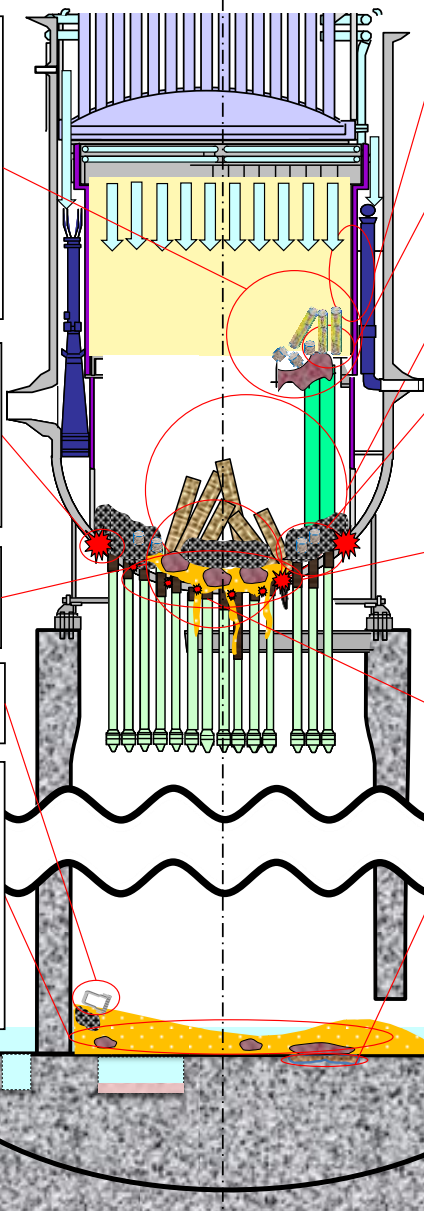
- 水素発生によるPCV圧力上昇からエネルギー量を想定し、大部分の燃料が損傷・崩落したと推定。(実測・解析)
- CS注水時に温度低下が確認されたことから、低流量のCS注水で水がかかる炉心外周位置に燃料有と推定(燃料支持金具、CRGTに溶融燃料が落ち込み固化した場合でも熱源として同等な挙動を示すため、詳細なデブリ位置は推定不可能)。(実測)
- ミュオン測定の結果から、炉心外周部に燃料が存在している可能性。(実測)
- 燃料棒があるとしても外周部に一部。(一般的な推定)
- 溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定。(一般的な推定)

- 上部タイプレートがベDESTAL外周部に落下していることを踏まえ外周部に圧力容器の破損口がある可能性。(実測に基づく推定)
- 少なくとも、上部タイプレートが落下する程度の大きさの穴が開いたものと推定。(実測)
- 外周部のCRGT及びCRDの一部は圧力容器底部に堆積した燃料デブリにより溶融・倒壊している可能性。(実測に基づく推定)

- 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。(実測)

- 上部タイプレートがベDESTAL床に落下しており、同じRPVの穴を通して落下したと考えられるその周辺にある堆積物は燃料デブリと推定。(実測)

- ベDESTAL床からプラットフォームにかけて、線量及び温度状態の変化が認められず、またベDESTAL下部構造物に目立った損傷が見られないことから、ベDESTAL床上の燃料デブリは線量や崩壊熱が比較的小さいと考えられ、金属を多く含む可能性。(実測に基づく推定)
- ベDESTAL底部全体に燃料デブリを含む堆積物が広がっているものと推定。(実測)
- PCV床に水が溜まった場合、粒子状デブリが形成される。(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。(一般的な推定)



- 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。(実測)
- 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。(実測)

- 外周部における燃料の温度上昇はそれほど高くはない可能性があることから、燃料棒残骸およびペレットが外周部に残っている可能性。(一般的な推定・試験・解析)

- 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。(一般的な推定)

- 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。(一般的な推定)

- 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(大きい)。(実測に基づく推定)
- 場所によって強弱はあるもののベDESTAL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、圧力容器底部のCRDハウジング付近には小さい破損口が複数ある可能性。(実測に基づく推定)
- 穴から落ちたデブリの一部はCRDハウジングなどにへばり付くと推定。(一般的な推定)

- CRGTやCRDハウジングの破損に伴いCRDハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性。(一般的な推定・試験)

- 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。(実測)
- ベDESTAL壁、ケーブルトレイ、CRD交換機の柱など溶融することなく存在しており、MCCIは限定的であった可能性。(実測・一般的な推定)
- 燃料デブリはほとんどMCCIを起こさず固化した可能性。(実測に基づく推定・解析)
- 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。(一般的な推定)

一点鎖線は圧力容器内・ベDESTAL内の状態が非対称であることを表現

凡例

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

※2号機の推定図中では使用していない

2号機 FP分布の推定図

※ 推定は、主な線源核種であるセシウムに着目

・ 2号機はD/W、S/Cの線量測定データの関係から、事故進展の中で圧力容器からD/Wへの気体の漏えいが起こっており、FPはD/W側に直接移行しやすい状況であったと考えられる。

・ 2号機のおべフロではシールドプラグ位置で高線量を確認。加えて、事故時の写真からブローアウトパネルから大量の蒸気が放出される様子が確認されている。したがって、FPは圧力容器→格納容器→格納容器トップヘッドフランジ→原子炉ウエル→シールドプラグ→おべフロに至る経路を通り放出されたものと推定。さらに、FP移行経路上に、FPが偏在しているものと推定。

・ 2号機由来と考えられる不溶性セシウム粒子が環境中で確認されている(粒子径は数 μm 程度)。シールドプラグ直上の養生シート試料分析において不溶性セシウム粒子と同類と考えられる粒子が見つかったことから、原子炉ウエルは不溶性セシウム粒子の放出経路の一つとなった可能性が考えられる。なお、養生シートには複数のタイプのウラン含有粒子が検出されている。

・ 水和性のセシウム化合物は水酸化セシウムの形でコンクリート表面から内部に浸透した可能性がある。

・ 燃料溶融に伴い圧力容器内は高温になったが、2号機ではミュオンの測定結果もふまえ、セパレータ、ドライヤは形状を維持しているものと考えられる。

・ PCV内部調査において、局所的な高線量が確認されており、FPが集中するメカニズムがある可能性。

・ 採取したトラス室滞留水から、Cs134、Cs137を検出(2013.4.12)
Cs134: $1.3\text{E}+04 \text{ Bq/cm}^3$
Cs137: $2.4\text{E}+04 \text{ Bq/cm}^3$

・ 2号機の事故進展から、大量のFPがSRVを経由してS/Cに移行したと推定。ただし、プール水に捕捉されたFPの大部分は、S/C下部から格納容器外へ移行し、現在S/C水中にはほとんど存在しないものと推定。

・ 燃料デブリ中に、量は少ないと考えられるもののセシウムが残存している可能性がある。

・ 燃料デブリ中のFPは偏在している可能性がある。

<想定される主なセシウムの化学形態と特徴>

● ヨウ化セシウム、水酸化セシウム、塩化セシウム

・ 蒸発しやすく、蒸気として圧力容器外に圧力差や濃度差で移行しやすい。
・ 水和性があり、水蒸気の凝縮、結露(壁面付着)など、水分とともに移行しやすい。

● モリブデン酸セシウム、ホウ酸セシウム

上述の物質に比べ、蒸気圧が低く、圧力容器内に留まりやすい。モリブデンを含有する鋼材とセシウムが反応してモリブデン酸セシウムが生成する可能性がある。

● ケイ素とセシウムの化合物

不溶性セシウム粒子(酸化ケイ素を主成分とするセシウムを含む非晶質粒子)

難水和性と考えられ、数ミクロンの粒子は舞い上がりやすい。

一鋼材との反応生成物(結晶質)

難水和性と考えられ、約 $800\sim 1000^\circ\text{C}$ の温度条件において、鋼材表面酸化膜層にとどまりやすい。

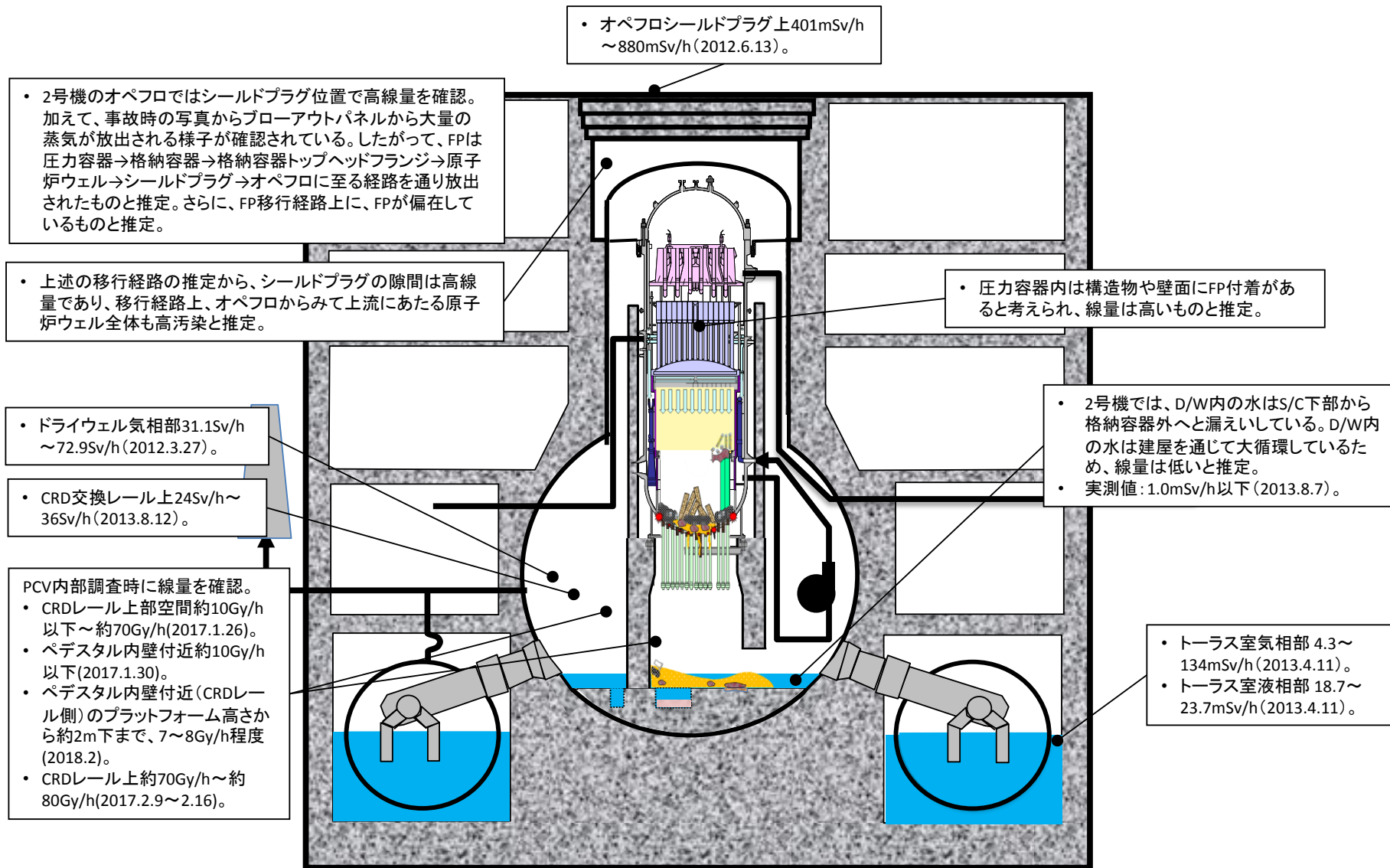
- ・ 燃料の温度上昇に伴い、制御材中のホウ素は鋼材との共晶反応によって鋼材溶融物に取り込まれ、ホウ酸の生成が抑制された可能性がある。
- ・ 一般には、その後燃料温度がさらに高くなりモリブデンの蒸発が顕著になることで、モリブデン酸セシウムが生成され、原子炉圧力容器内に留まるセシウムの割合が増えるものと考えられる。ただし、2号機では海水注水によって、より安定な塩化セシウムが生成され、圧力容器外に移行しやすくなった可能性があり、これが現在格納容器で観測されている高い線量の一因となった可能性がある。

- ・ 不溶性セシウム粒子が炉心加熱の初期に、酸化ケイ素と水酸化セシウムとの気相中凝固反応によって生成。生成量は限定的で10 kgのオーダーと推定。
- ・ 不溶性セシウム粒子の一部は、格納容器内、原子炉建屋内に残存している可能性がある。

- ・ 圧力容器内の蒸気相中のセシウムは、温度・雰囲気履歴によっては、水蒸気酸化された鋼材の表面で酸化ケイ素と反応し、鋼材の酸化層内部に取り込まれたと考えられ、こうした要因により表面積が大きなセパレータ、ドライヤ部が高線量化した可能性がある。

- ・ 2号機では、D/W内の水はS/C下部から格納容器外へと漏えいしている。D/W内の水は循環しているため、Cs濃度は低いと推定。
- ・ 実測値(2013.8.7)
Cs134: $2.14\text{E}+03 \text{ Bq/cm}^3$
Cs137: $4.38\text{E}+03 \text{ Bq/cm}^3$

2号機 線量分布の推定図



3号機 情報集約図

原子炉ウェル

- 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十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)

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
- ミュオン測定の結果(中間報告)、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、圧力容器底部に大きな高密度物質の存在は確認できていない(2017年7月)
- ミュオン測定の結果、原子炉圧力容器の底部には、不確かさはあるものの、一部の燃料デブリが残っている可能性
- ベDESTAL内で水面の揺らぎがRPV中央部および外周部で確認されたことから、RPV中央部および外周部に破損口が存在する可能性

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
- CRDハウジング支持金具に溶融物が凝固した付着物を確認
- CRGTと推定される構造物を確認

PCVベント・排気筒

- SGTSフィルタレイン線量は数mSv/h(2011/12)。汚染は低く、またフィルタレインを逆流していないと推定
- 3号機ベントの影響で、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]

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がしきものを確認。周辺より10℃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/FD/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
- ダストフィルタ調査より、Cs含有粒子の存在を確認。元素組成分析結果より、2号機由来と推定。

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)

圧力容器上部

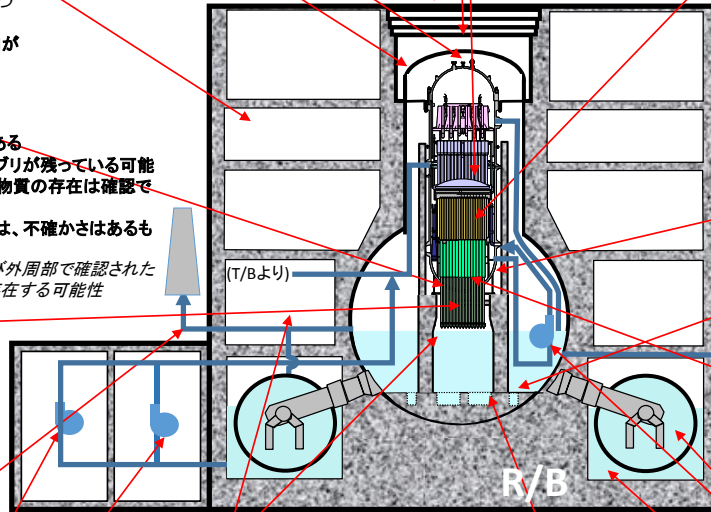
- 大量のFP付着ありと推定
- 付着FPの化学形態(水溶性/非水溶性等)は不明
- 付着FPの再蒸発の程度は不明

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)
- ミュオン測定の結果(中間報告)、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、炉心部に大きな高密度物質の存在は確認できていない(2017年7月)
- ミュオン測定の結果、もとの炉心域には燃料デブリの大きな塊は存在していない可能性



ドライウェル床

- D/W床から、水位約6.5m(MSIV室から漏えいあり)
- D/W水位挙動から下部からの漏えいは、ほとんどないと推定

FDW・CS配管

- CS注水開始(2011年9月)
- CS系からの注水を15日間停止(2013年12月)
- 注水量低減(2017年2-3月)

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

MS配管

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

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

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

ドライウェル

- 内部調査の結果、X-53ベネ周縁で構造物に損傷認められず
- D/W空間線量は比較的良かった(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えいの程度は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℃、水中で約33~35℃であった
- Cs134濃度[Bq/cm³]: (水面付近) $4.0E+2$ 、(水面した約0.7m) $2.3E+2$
- Cs137濃度[Bq/cm³]: (水面付近) $1.6E+3$ 、(水面した約0.7m) $9.4E+2$

RPV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に注水した水がベDESTALに落下しているものと推定
- ベDESTAL内で複数の構造物の損傷を確認、溶融物が固化したと思われる物質などを確認(2017年7月)
- 特定はできていないが、速度リミッタや上部タイプレートと予想される構造物を確認
- 一部のベDESTAL内壁面で荒れを確認
- ベDESTAL壁際に溶融物が固化したと思われる物体を確認
- 一部のRPV底部温度計のケーブルが欠損していることを確認。それらの温度計はPCV温度を測定していると推定

RPVペDESTAL床

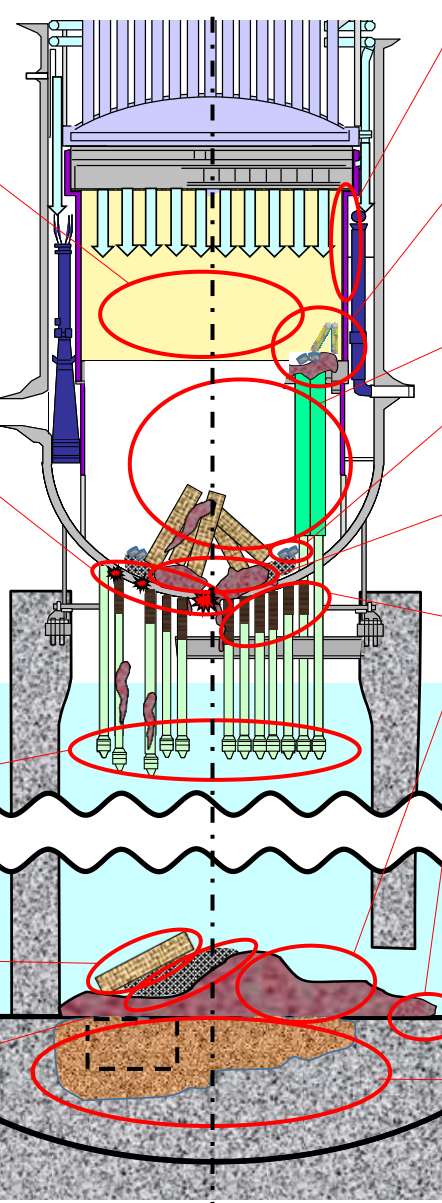
- 3号機の水素爆発にMCCIで発生した水素が寄与した可能性があり、燃料デブリがベDESTAL床に落下している可能性
- 1号機と異なりRCW系統での汚染は確認されていない
- ベDESTAL下部に複数の落下物や小石状や砂状の堆積物を確認
- ベDESTAL内の作業員アクセス開口部近傍に堆積物を確認

圧力抑制室

- S/C水位未確認(ほぼ満水と推定)

3号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図

- 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。(実測・解析)
- 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)。(実測)
- 上述の話とあわせ、CS系からの注水開始により総注水量が増加した時(平成23年9月1日)にRPV下部温度が低下したため、燃料デブリが下部プレナムにあると推定。(実測)
- ミュオン測定の結果、もともとの炉心域には燃料デブリの大きな塊は存在していない可能性。(実測)
- CRGTと推定される構造物が圧力容器外へ落下していることから、少なくともCRGTが落下する程度の大きさの破損口が開いたものと推定。(実測)
- ペDESTAL内で水面の揺らぎがRPV中央部および外周部で確認されたことから、RPV中央部および外周部に破損口が存在する可能性。(実測)
- CRDハウジング下部においてフランジ面が段違いになっていることから、CRDハウジングと圧力容器底部の一部の溶接部が固着されていないと推定。(実測に基づく推定)
- PCV内部調査の結果、2号機と比較してペDESTAL内の損傷が進んでいる様子が確認できており、PCVに落下した燃料デブリの量も2号機と比較して多いものと推定。(実測)
- プラットフォームが損傷している様子が確認されており、高温のデブリが落下した影響と推定。(実測)
- CRDハウジング支持金具の損傷および溶融物が固化したとおもわれるものの付着が確認されており、当該部を含め、その上下位置あるいは周辺には燃料デブリが存在する可能性。(実測)
- ペDESTAL下部において溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の落下物、堆積物を確認。(実測)
- 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。(一般的な推定)



- 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。(一般的な推定・解析)
- 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、燃料棒残骸およびペレットが外周部に残っている可能性。(一般的な推定・試験・解析)
- 燃料棒があるとしても外周部に一部。(一般的な推定)
- 溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定。(一般的な推定)
- 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。(一般的な推定)
- 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。(一般的な推定)
- ミュオン測定の結果、原子炉圧力容器の底部には、不確かさはあるものの、一部の燃料デブリが残っている可能性。(実測)
- CRGTやCRDハウジングの破損に伴いCRDハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性。(一般的な推定・試験)
- 燃料デブリの一部はMCCIを起こさず固化した可能性。(一般的な推定)
- 事故対応の中で3月13日7:39から1時間強D/Wスプレイを実施しており、圧力容器破損時にD/W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。(実測・一般的な推定)
- 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。(実測・解析)
- 4号機に加えて、3号機でも爆発が起こっており、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。(実測)

凡例

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

一点鎖線は圧力容器内・ペDESTAL内の状態が非対称であることを表現 ※3号機の推定図中では使用していない

3号機 FP分布の推定図

※ 推定は、主な線源核種であるセシウムに着目

- 3号機のおペフロで実施された γ 線スペクトル測定の結果から、シールドプラグ隙間部や継ぎ目部の線量が高い傾向が確認されている。加えて、事故時の写真から壊れた建屋から大量の蒸気が放出される様子が確認されている。
- したがって、FPは圧力容器→格納容器→格納容器トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→おペフロに至る経路を通り放出されたものと推定。さらに、FP移行経路上に、FPが偏在しているものと推定。

- 水和性のセシウム化合物は水酸化セシウムの形でコンクリート表面から内部に浸透した可能性がある。

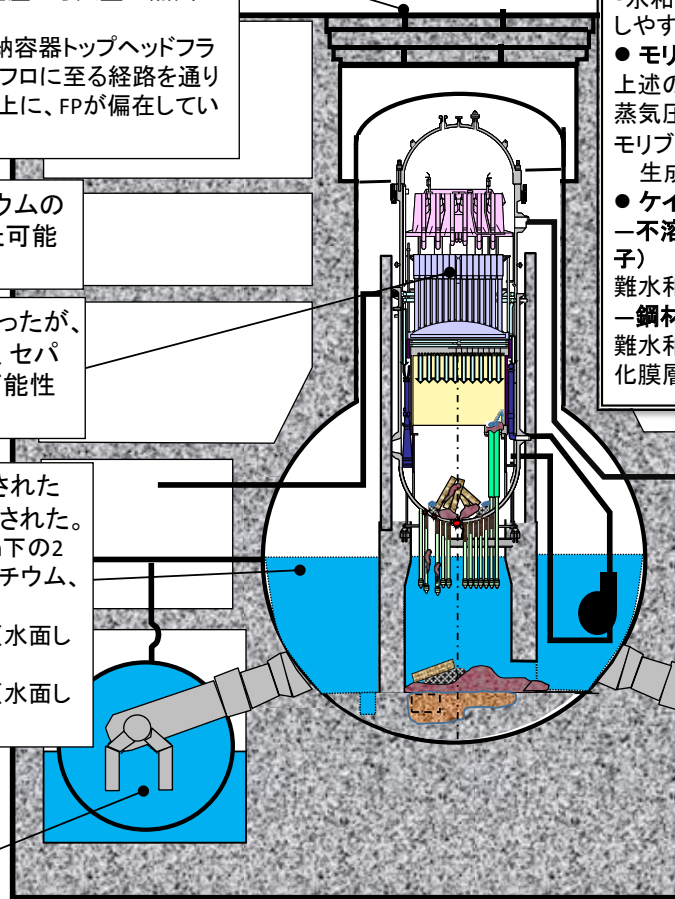
- 燃料溶融に伴い圧力容器内は高温になったが、3号機ではミュオンの測定結果もふまえ、セパレータ、ドライヤは形状を維持している可能性が高い。

- PCV内滞留水の水面から0.7m下で検出された放射能は、水面近傍より低いことが確認された。PCV内滞留水の水面近傍と水面から約0.7m下の2箇所にて採取した試料からCs134、Cs137、トリチウム、Sr90を確認。(2015/10/30)
- Cs134濃度[Bq/cm³]: (水面付近) 4.0E+2、(水面した約0.7m) 2.3E+2 [7]
- Cs137濃度[Bq/cm³]: (水面付近) 1.6E+3、(水面した約0.7m) 9.4E+2 [7]

- S/Cに移行してプール水に捕捉されたFPは、現在も滞留水中に残存していると推定。
- S/C内の滞留水の容積が大きいので、大量のFPが残存している可能性。

- 燃料デブリ中に、量は少ないと考えられるもののセシウムが残存している可能性がある。

- 燃料デブリ中のFPは偏在している可能性がある。



<想定される主なセシウムの化学形態と特徴>

● ヨウ化セシウム、水酸化セシウム、塩化セシウム

- ・蒸発しやすく、蒸気として圧力容器外に圧力差や濃度差で移行しやすい。
- ・水和性があり、水蒸気の凝縮、結露(壁面付着)など、水分とともに移行しやすい。

● モリブデン酸セシウム、ホウ酸セシウム

- 上述の物質に比べ、蒸気圧が低く、圧力容器内に留まりやすい。
- モリブデンを含有する鋼材とセシウムが反応してモリブデン酸セシウムが生成する可能性がある。

● ケイ素とセシウムの化合物

- 不溶性セシウム粒子(酸化ケイ素を主成分とするセシウムを含む非晶質粒子)

難水和性と考えられ、数ミクロンの粒子は舞い上がりやすい。

—鋼材との反応生成物(結晶質)

難水和性と考えられ、約800~1000℃の温度条件において、鋼材表面酸化膜層にとどまりやすい。

- ・気相の水蒸気/水素比等の条件によっては、モリブデン酸セシウムまたはホウ酸セシウムが主たる化学種となり、圧力容器外への放出が抑制された可能性がある。

- ・不溶性セシウム粒子が炉心加熱の初期段階に、酸化ケイ素と水酸化セシウムとの気相中凝固反応によって生成するが、生成量は2号機と比較して少ないと考えられる。

- ・圧力容器内の蒸気相中のセシウムは、温度・雰囲気履歴によっては、水蒸気酸化された鋼材の表面で酸化ケイ素と反応し、鋼材の酸化層内部に取り込まれたと考えられ、こうした要因により表面積が大きなセパレータ、ドライヤ部が高線量化した可能性がある。

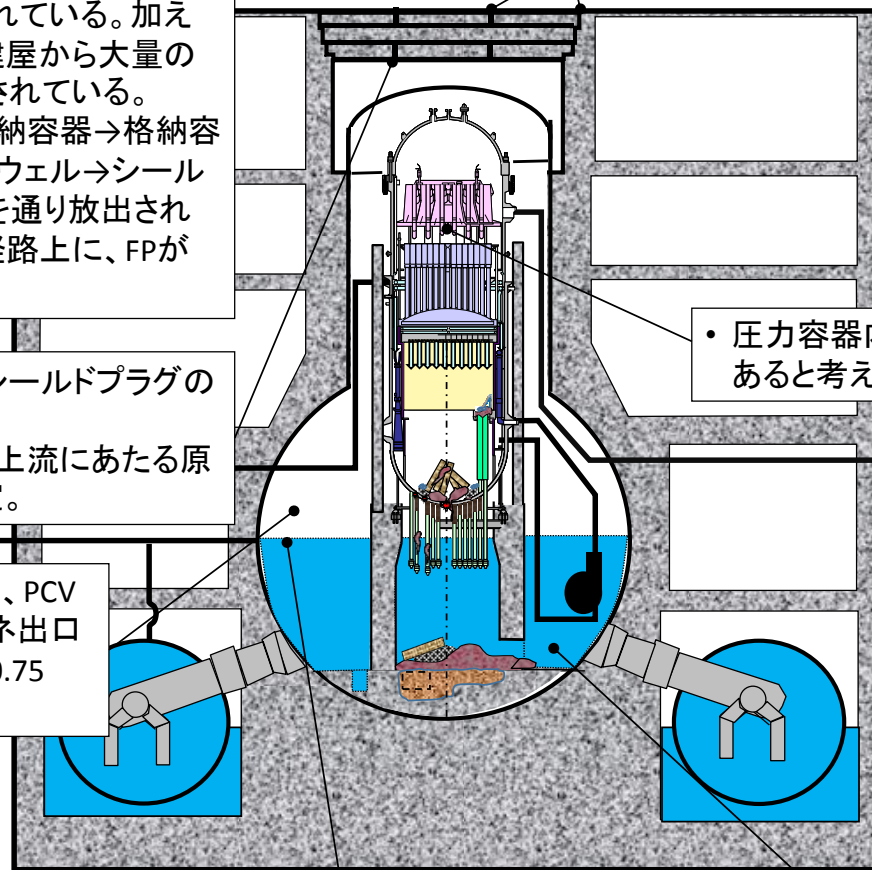
3号機 線量分布の推定図

- 3号機のおペフロで実施された γ 線スペクトル測定の結果から、シールドプラグ隙間部や継ぎ目部の線量が高い傾向が確認されている。加えて、事故時の写真から壊れた建屋から大量の蒸気が放出される様子が確認されている。
- したがって、FPは圧力容器→格納容器→格納容器トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→おペフロに至る経路を通り放出されたものと推定。さらに、FP移行経路上に、FPが偏在しているものと推定。

- 上述の移行経路の推定から、シールドプラグの隙間は高線量であると推定。
- 移行経路上、おペフロからみて上流にあたる原子炉ウェル全体も高汚染と推定。

- PCV内気相部の線量について、PCV壁面近傍で約1Sv/h、X-53ペネ出口から約550mmのところ、約0.75 Sv/h。(2015/10/30)

- お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。



- 圧力容器内は構造物や壁面にFP付着があると考えられ、線量が高いものと推定。

- D/W壁面に付着したFPが、壁を伝ってPCV滞留水に流下したことで、水面近傍の線量が高い可能性がある。

- 3号機のPCV漏えい箇所は主蒸気配管Dの伸縮継手周辺と位置が高いことから、PCV滞留水の下部は水面部より線量が高い可能性がある。

(1)-② 総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築

【概要と目的】

- ・データベースの保守・管理を継続するとともに、新たに得られる計測データや研究成果を本データベース上で閲覧・分析・ダウンロードできるよう、コンテンツの逐次更新を行い、データベースの充実を図る。また、分析結果をより分かり易く表示できるよう、表示機能を高度化する。
- ・OECD/NEA BSAFプロジェクト用のWEBサイト(英語サイト)を運営・管理してきたが、両者に共通する情報は多いため一元的な管理を行う。それにより英語による情報発信を強化する。

【平成29年度実施内容】

- ・グラフ表示機能の操作性向上(ズーム機能等)
- ・データベース(日本語/英語)の一元管理
- ・コンテンツの逐次更新・管理

【最終報告】

- ・グラフ表示機能において表示範囲詳細指定機能を実装。また、事故後三週間の実測データを見易く表示できる表示選択機能を実装。
- ・資料検索機能における英語版を構築し、PCV内部調査等の英語版資料を検索可能とした。
- ・データベース内のコンテンツの逐次更新・管理を実施。
- ・上記項目の実施により、(1)-①に記載した総合的な分析・評価の効率的な実施に貢献した。

【データベースURL】

https://fdada.info/

「資料検索」日本語版同様、データ種別、場所等による絞り込み検索が可能

The screenshot shows a search interface with several filter sections:

- Unit:** 1, 2, 3, 4, 5, 6
- Data type:** Temperature, Photo, Accumulated water, Water level, Estimation by analysis, Gamma camera, TMI-2, Dose rate, Video, FP concentration (checked), Muon measurement, Robot investigation, Core sampling
- Location:** Inside PCV, Torus room, Operating floor, MSIV room, Inside RPV, TIP room, Exhaust stack
- Release year:** 2011, 2012, 2013, 2014, 2015, 2016, 2017 (checked), 2018 (checked)

Below the filters is a search bar labeled "Free word" with a "Search" button and a "Clear" button. Below the search bar is a table with the following columns: Title, JP, Website, Date.

Title	JP	Website	Date
Contains...	Contains...	Contains...	Contains...
Videos to show the interior of the Unit 5 Primary Containment Vessel (PCV) (Reference videos for Unit 1 PCV investigation)	link	TEPCO	2017/02/27

英語/日本語資料所在の有無とリンク先を表示

図 「資料検索」英語版構築

(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

【概要と目的】

1号機内部調査結果を踏まえ、ペDESTAL内の燃料デブリの状態推定に資するMCCI感度解析を実施。

【平成29年度実施内容】

- ・PCV内部調査にて確認されたペDESTAL壁が自立している状況を踏まえ、MAAPコードを用いて、コンクリート侵食に及ぼす主要パラメータを検討。
- ・消防車注水がない条件では、コンクリート融点の影響が大きいことを確認し、長期侵食解析条件に反映。
- ・燃料デブリ落下挙動の違いを考慮した堆積状態を想定し、3次元コードでの長期侵食解析を実施。

【最終成果】

- ・燃料デブリの落下位置・堆積状況毎のペDESTAL侵食傾向を把握。特に、消防車注水のない条件でも、コンクリート物性の想定次第では、大規模なペDESTAL侵食に至らない可能性を示唆。
- ・昨年度までの感度解析結果も合わせて整理し、ペDESTAL侵食の傾向を燃料デブリ分布図に反映

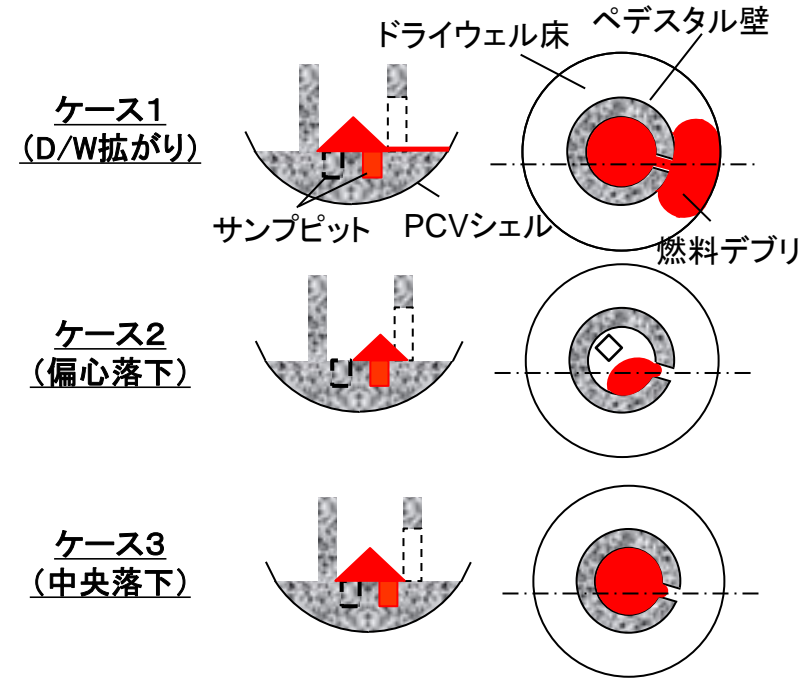


図1 想定した燃料デブリの堆積状態

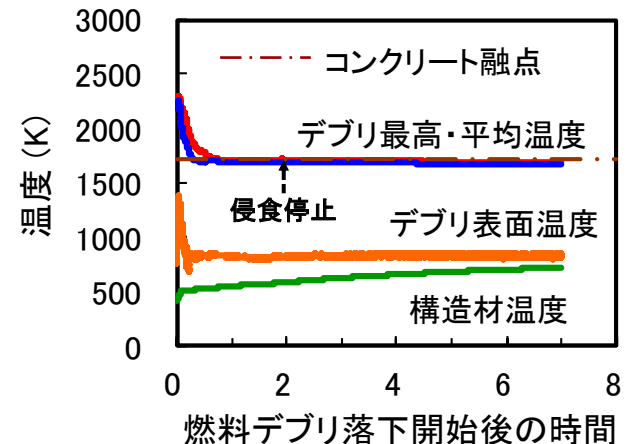


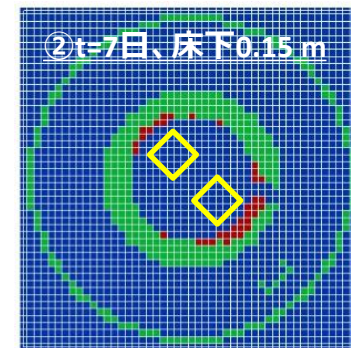
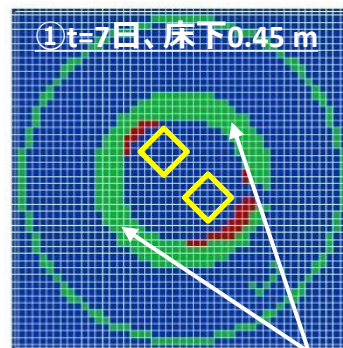
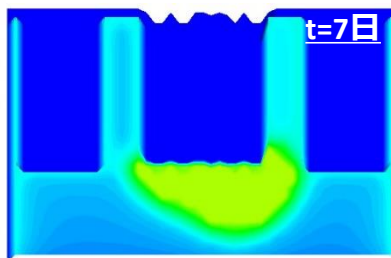
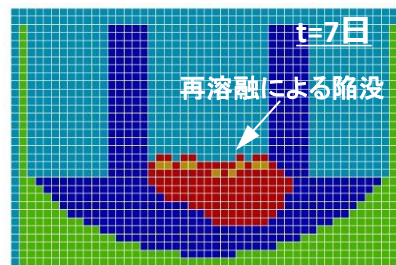
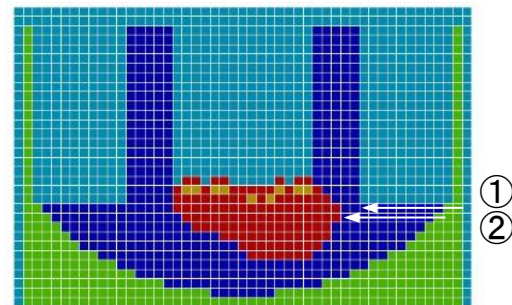
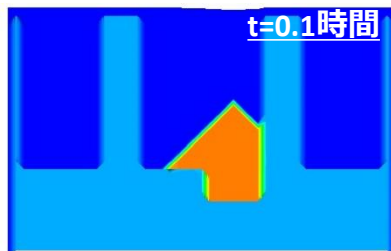
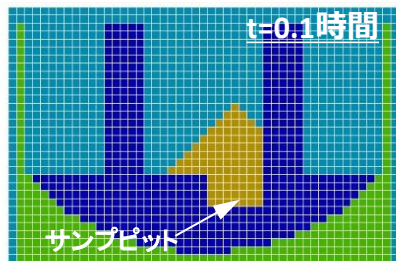
図2 燃料デブリの温度と構造材温度の時間変化(ケース2)

(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

【燃料デブリ分布推定図への反映】 燃料デブリ形状とコンクリート侵食挙動

【固液分布】

【温度分布】



- 燃料デブリが固体状で堆積しても、崩壊熱により再熔融し、平坦化する可能性
- 消防車注水のない条件でも、コンクリート融点の設定次第では、大規模なペDESTAL侵食に至らない可能性を示唆（ケース1、ケース3も同様の傾向）

- サンプピットから離れた領域ではペDESTAL壁の侵食小

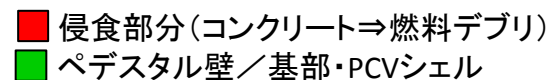
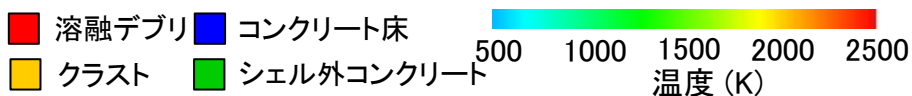


図3 偏心落下・堆積ケース(ケース2)

図4 ペDESTAL基部と壁の損傷状況の検討(ケース2)

(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

【概要と目的】

事故直後から現在に至るまで、PCV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公開されており、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29年度実施内容】

3次元CFDコード(StarCCM+)を応用し、バーチャル原子炉をコンピュータ上に構築した。RPVモデルを追加するとともに、これまでの成果をベースに、順問題解析によって、事故後1カ月後から半年後程度の温度分布を評価する事で、プラント内燃料デブリ位置を推定した。

【最終成果】

【1号機】

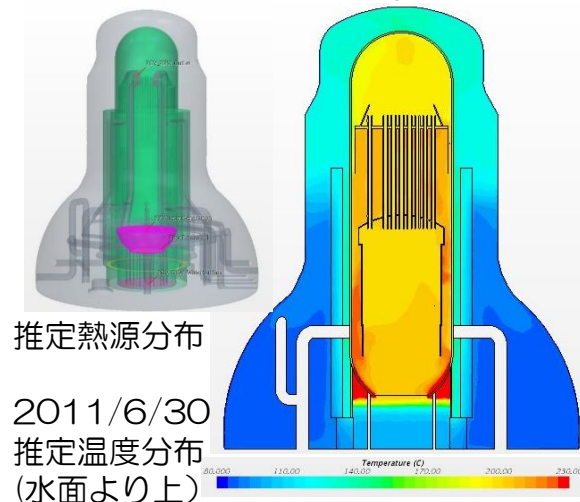
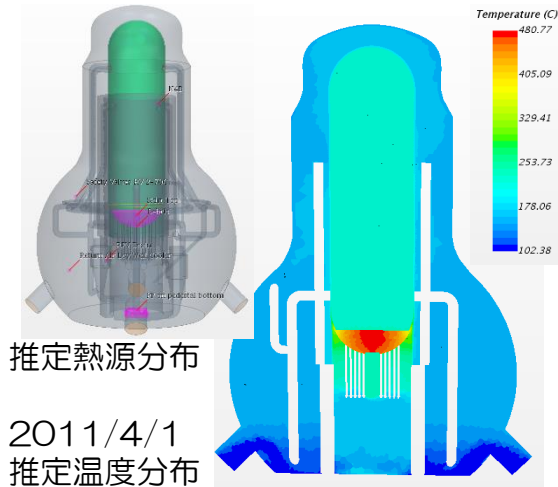
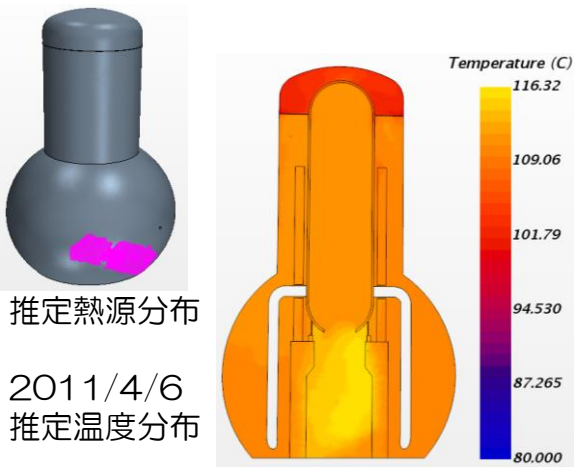
RPV内部には熱源がほとんどないと推定される。一方で、安全弁近傍において、RPVからの過熱蒸気漏洩があり、RPVにある程度の熱源を想定する必要がある。

【2号機】

熱源はほぼRPV内部にあり、0.8MW程度(想定される全発熱の約25%)がペDESTALに存在すると仮定すると、定常状態及び過渡状態の温度分布を再現する事が出来た。

【3号機】

温度分布からは0.25~0.3MW程度の熱源が、RPV下部に存在している可能性が示唆された(想定される全発熱の25~30%)。計算では給水による除熱量が大きく、0.8MW(想定される全発熱の81%)以上と推定された。



(2)-①-3-(a)-1 ペDESTAL空間の障害物に留まっている燃料デブリ量の推定

【概要と目的】

ペDESTAL空間内のグレーチングや貫通管等の構造物に燃料デブリが付着している可能性がある。2号機のPCV内部調査や熱バランス等から、これらの障害物に留まっている燃料デブリ量を推定する。

【平成29年度実施内容】

温度分布や注水操作変更時の温度挙動を網羅的に分析し、ペDESTAL空間の燃料デブリの有無を評価した。合わせて2017年1～2月に実施したPCV内部調査結果や事故シナリオを考慮して熱伝導解析を実施し、CRDハウジング近傍の構造部にどの程度の燃料デブリが留まる可能性があるか評価した。

【最終報告】

CRDハウジング下部の温度はD/Wとほぼ等しいことから(図1)、当該部の近傍に大量の燃料デブリがないと推定した。燃料デブリが構造物上に留まる可能性のある部位を抽出し(図2)、熱伝導解析を実施した(図3)。その結果、構造物は熔融せずに、少量の燃料デブリが留まっている可能性がある。

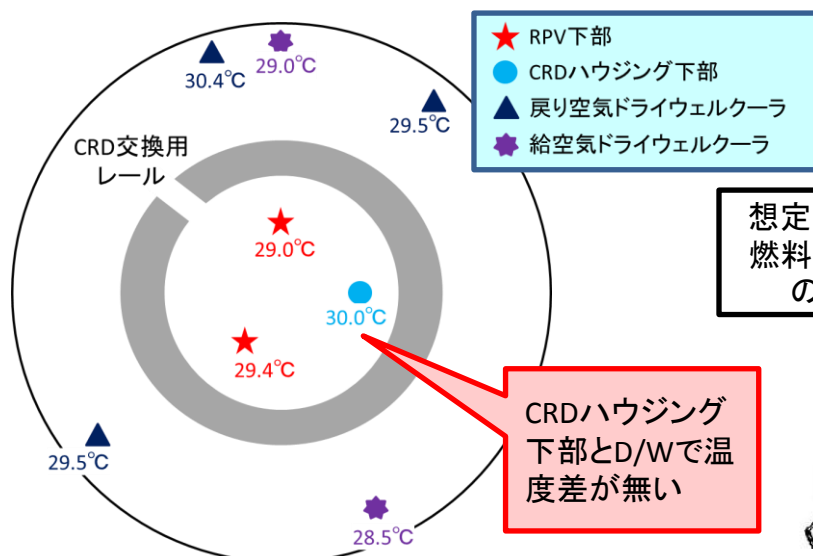


図1 ペDESTAL近傍の温度分布 (2015年6月1日)

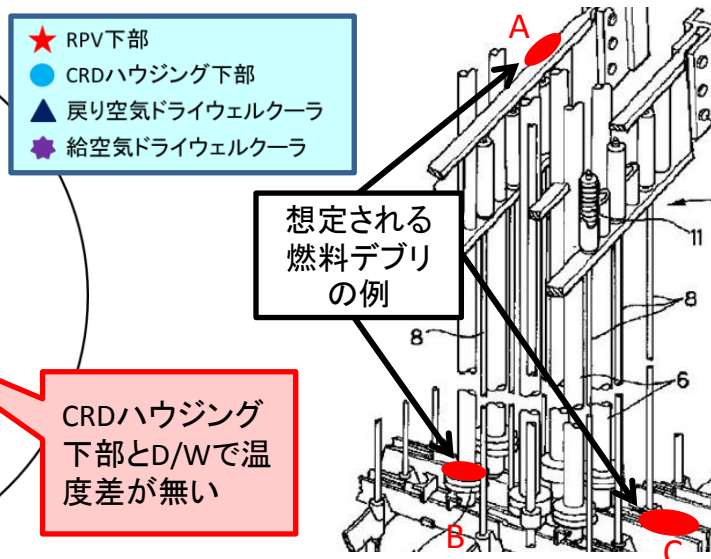


図2 CRDハウジング近傍の構造

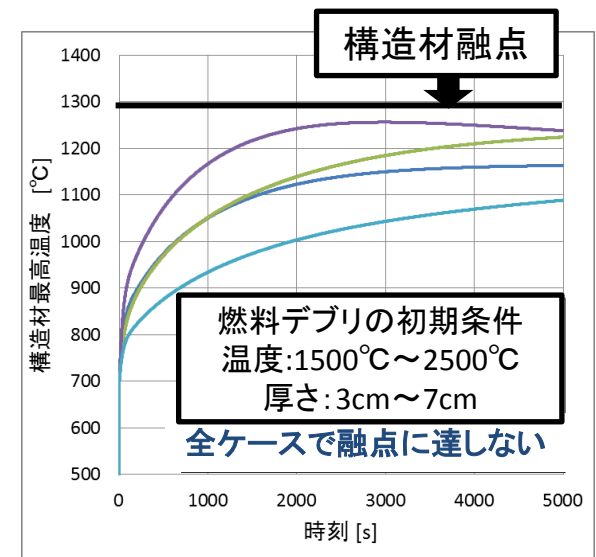


図3 熱伝導解析例 (図2のAに燃料デブリを仮定)

(2)-①-3-(a)-2 下部ヘッド内および下部ヘッド破損後のデブリ挙動の詳細評価

【概要と目的】

RPV下部のCRDハウジング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29年度実施内容】

CRDハウジング溶融試験の試験体切断検査を基に、モデルパラメータの最適化を実施し、下部ヘッドの燃料デブリ挙動解析を実施した(図1)。CRD近傍の燃料デブリ評価ために、KAERI試験解析を基にして、燃料デブリ温度、下部ヘッド内の水の有無、崩壊熱等について詳細なメッシュで感度解析を行った(図2、3)

【最終報告】

CRDハウジング内の燃料デブリの侵入量は、CRDハウジング上部の溶融時の燃料デブリ温度に大きく依存し、不確かさが大きい。詳細解析結果では、下部ヘッド内に水がある場合でも、溶接部付近が高温化しており、RPVとCRDハウジングの溶接部下の隙間から燃料デブリが流出した可能性がある。

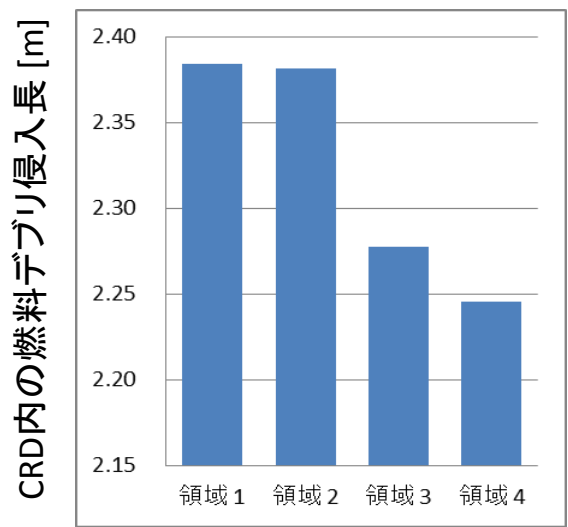


図1 3号機の下部ヘッド内の燃料デブリ挙動解析

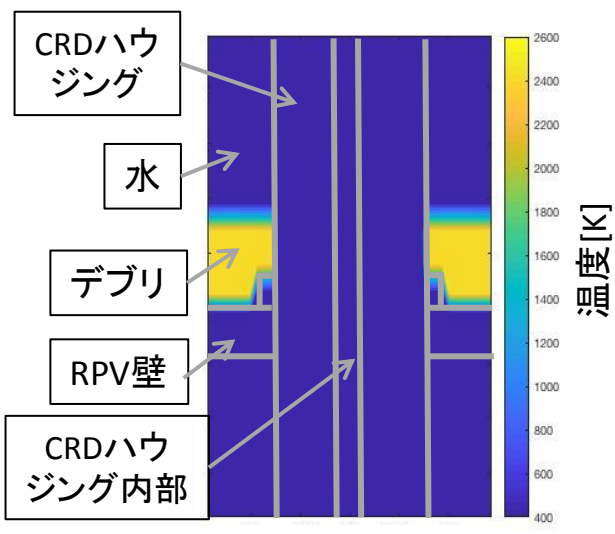


図2 詳細解析の初期の燃料デブリ分布

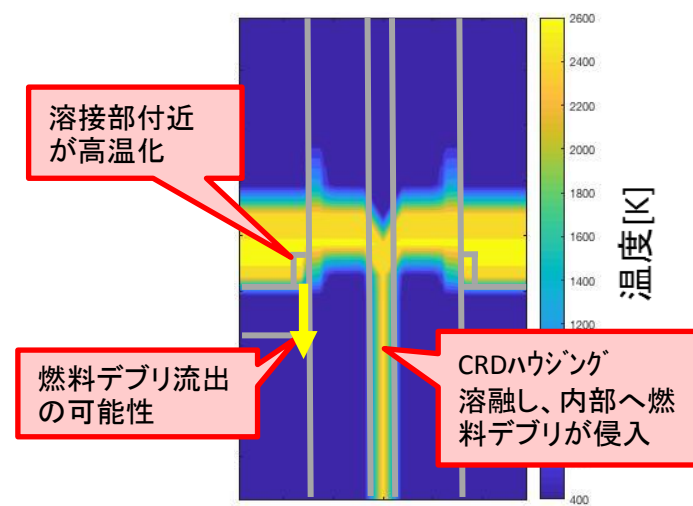


図3 CRDハウジング溶融後の燃料デブリ分布

(2)-①-3-(a)-3 水素を含んだ水蒸気のS/P内における凝縮挙動の評価

【概要と目的】

S/Cでの蒸気凝縮挙動(不完全凝縮現象)は事故進展把握上、重要である。特に、水素と蒸気の混合気体がS/Cに吹き出した場合の挙動がPCV/RPV圧力評価上重要であり、この評価を通じて水素発生量予測等から燃料デブリ移行挙動の不確かさを低減を図る。

【平成29年度実施内容】

温度分布及び非凝縮性ガスを含んだ蒸気の凝縮実験(LINX)に対し、SAMPSONおよびCFDツールPOOL3Dを結合させて水素を含んだ水蒸気のS/C内における凝縮挙動を検討する。本検討結果を基に凝縮挙動に関する主要パラメータであるS/C水温分布を3週間解析「(2)-①-3-(a)-7」に提示する。

【最終報告】

SRVから蒸気・水素が排出される期間におけるS/C内部の3次元温度分布を評価した。2号機においては、RCICが停止する時間(スクラム後70時間)までに約30°C差が存在していることを確認した。その後、強制減圧後(スクラム後75時間)においてS/C内部の温度は均一化するが、SRVから噴出する蒸気・水素により再度温度成層化することを確認した。3号機においては、RCICの動作期間に温度成層化が発生し、HPCIが起動している期間も存在し続けていることを確認した。さらに、HPCI停止後、炉心溶融が進展する期間に発生する大量の水素により温度成層化が解消されることを確認した。

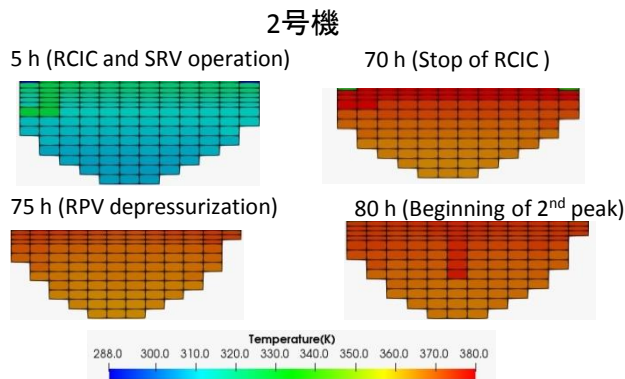


図1 Unit 2 temperature stratification at indicative event

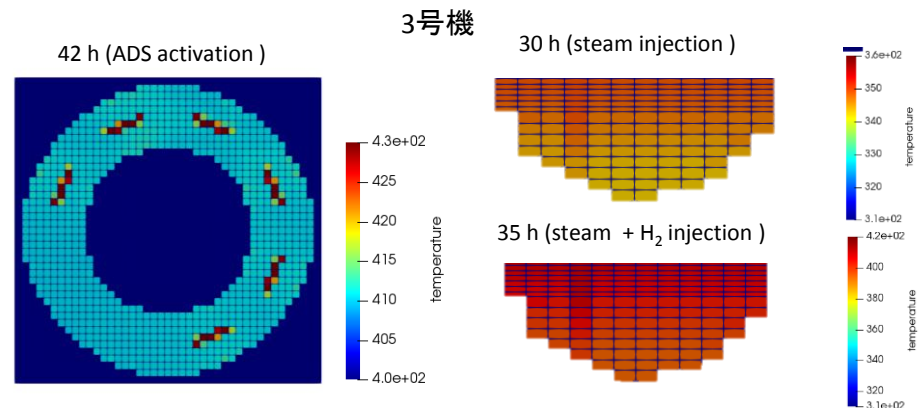


図2 Unit 3 temperature stratification at indicative event

(2)-①-3-(a)-4 炉心物質スランピング時の事象推移解析

【概要と目的】

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)及びペDESTALへの移行が生じていると考えられるが、スランピング時の炉心状態はRPV破損モードなどを左右し、最終的な物質分布とその特性に大きな影響を与える。そこで、プラントデータ(圧力など)を手掛かりとして、これに整合する事故進展をSAコード解析を活用して見極め、最終的な物質分布と性状の評価精度を向上する。

【平成29年度の実施内容】

2、3号機の事故進展について、プラントデータとの整合性に重点を置き、MELCORコード解析(早大)による詳細分析を行うとともに、炉心エネルギーに着目してMAAP(EPRI)、SAMPSON(IAE)、SCDAPSIM(JAEA)の結果と比較することで、最確推移と不確かさを評価した。

【最終成果】

以下の知見を得て燃料デブリ分布推定図に反映した

➤ 炉心エネルギー評価により、2号機スランピング時には炉心燃料の多くは未溶融状態であった(最確予測)との理解を得た。他方、炉心損傷開始からスランピングまで時間の長い3号機では、エネルギーの蓄積によって相当量の燃料が溶融状態にあった(最確予測)との理解を得た(図1)。

➤ 上記のエネルギー状態をもとに下部プレナムでの燃料デブリ・構造材伝熱挙動への影響を検討し(図2)、内部調査結果と整合する理解を得た。

燃料デブリ分布推定図への反映

「模擬燃料集合体破損試験」の知見と総合することで、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相当含まれる可能性を示した。3号機については比較的大きな塊状の固化燃料がペDESTALおよびCRD領域に存在する可能性を示した。3号機データ分析からPCV内部の水によるMCCI緩和の可能性を示した。

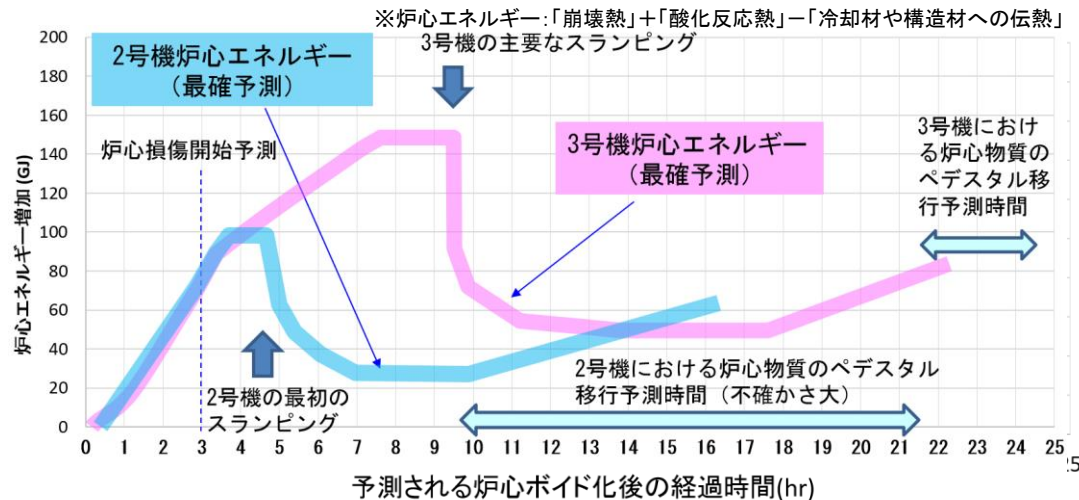


図1 2号機、3号機における炉心の蓄積エネルギー(最確評価)の比較と炉心物質の下部プレナムやペDESTALへの移行のタイミング

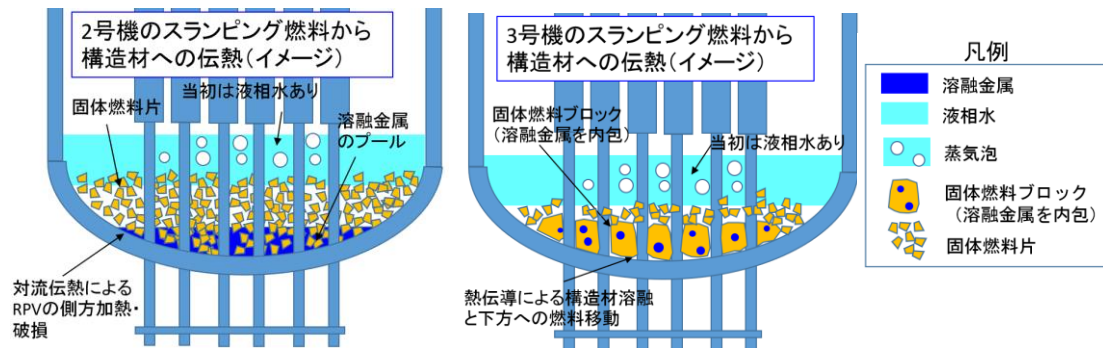


図2 スランピング時のエネルギーに依存して想定される燃料デブリ・構造材伝熱挙動への影響

(2)-①-3-(a)-5 MCCI挙動の三次元評価

【概要と目的】

ペDESTALにおいて発生したと推定されるMCCIによるコンクリート浸食状況を定量的に評価する。

【平成29年度実施内容】

昨年度は1号機を対象とした感度解析を実施し、落下燃料デブリ量・温度が燃料デブリ拡がりに影響を与える主なパラメータであることを確認した。今年度は2、3号機を対象として、ペDESTAL床上に水が残存している条件下でのMCCI挙動三次元評価と、水の残存量などをパラメータとした感度解析を実施する。

【最終報告】

- 2号機は落下デブリ20トン(燃料デブリ12.8トン)・40トン(燃料デブリ25.6トン)の条件において、全ての燃料デブリがペDESTAL内部に留まり、コンクリート浸食は10時間以内に停止することを確認した。
- 3号機は140トン(燃料デブリ89.4トン)の燃料デブリが落下した条件において、初期水位、燃料デブリ落下速度を感度パラメータとした解析を実施し、SAMPSON/DSAを用いた解析では初期水位が燃料デブリ拡がりに与える影響は限定的であり、デブリ落下速度が燃料デブリ拡がり面積に大きな影響を及ぼす結果となった。

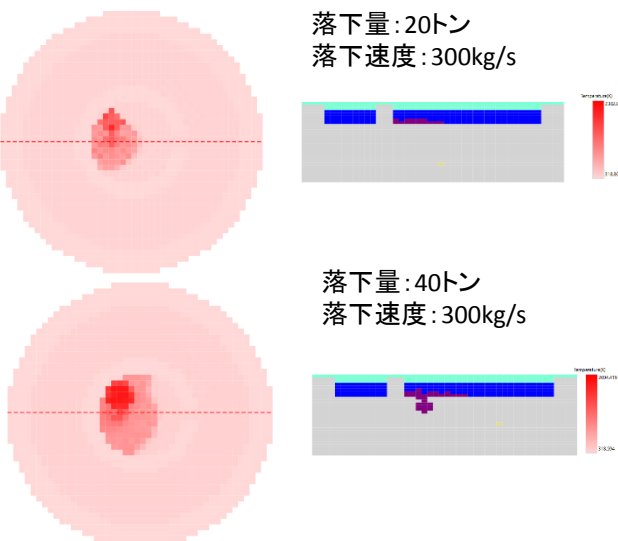


図1 落下燃料デブリ量の感度評価(2号機)

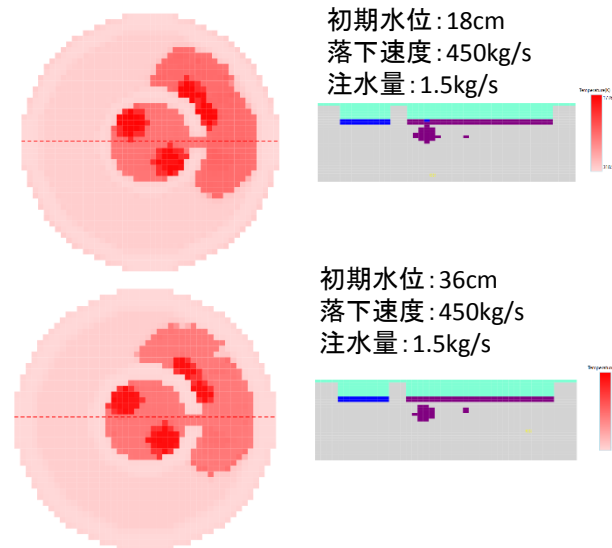


図2 初期水位の感度評価(3号機)

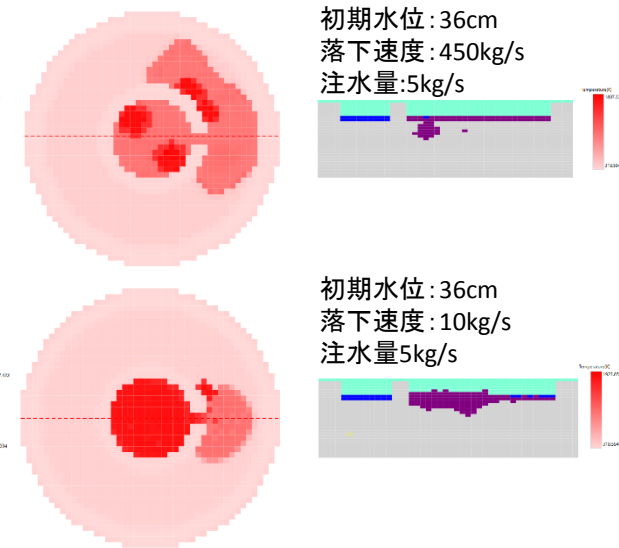


図3 落下速度の感度評価(3号機)

(2)-①-3-(a)-6 デブリ分布に与える影響因子の確認

【概要と目的】

燃料棒が溶融前に崩落すると想定した場合の燃料デブリ分布に与える影響を定量的に評価し、事故進展解析によって得られる、燃料デブリ分布の信頼性を確保し、その不確かさを低減する。

【平成29年度実施内容】

燃料棒が溶融前に崩落するモデルを導入し、この現象が燃料デブリ分布に与える影響を定量的に評価した。燃料集合体毎の出力を考慮した2次元温度分布評価も踏まえて燃料デブリ分布を総合的に評価した。

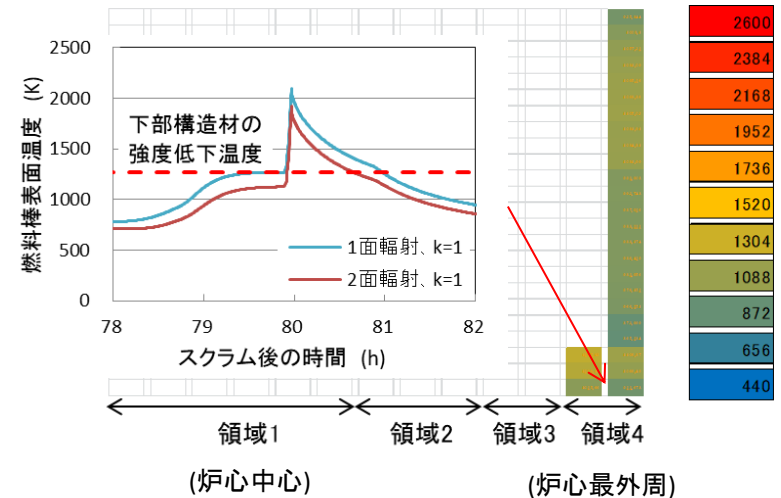
【最終報告】

- ・VERCORS試験では約2600Kで燃料棒が崩落しており、Larson-Millerパラメータモデルでモデル化すると燃料棒温度が2300K程度では崩落に100時間程度かかる。そこで、溶融及び酸化に伴う金属被覆管の喪失、急激な蒸気発生に伴う燃料棒の振動等を考慮し、2300Kでも数時間程度で燃料棒が崩落する、燃料棒温度-時間履歴を用いたモデルをSAMPSONコードに導入した。
- ・SAMPSON解析では評価できない局所的な燃料棒崩落の可能性評価のため、2号機を対象に輻射、Zr-水蒸気反応等を考慮した炉心部水平断面温度分布評価を実施、以下の結論を得た。

SAMPSON3週間解析をベースとした2次元温度分布評価より

1. 図に示す通り、燃料棒温度も上昇するが、燃料破損前に燃料棒下部の支持強度が失われている可能性が高い
2. 放射率、水素発生量を過去の知見・実測値と整合する範囲で変更した場合、最外周リングの燃料が一部崩落する結果も得られた。

燃料棒下部の支持構造物強度低下が燃料棒自身の崩落より早く起こると推定され、燃料が中心部へ倒れた場合は燃料棒は下部へ落下し、シュラウド側に倒れた場合はシュラウドに倒れ掛かっていると推定される。



2次元温度分布評価結果(82h時点)

(2)-①-3-(a)-7 事故後3週間にわたる各号機の解析

【概要と目的】

MCCIが完全に定常状態に達したと予想される3週間まで解析を実施し、不確かさを考慮しながら最終燃料デブリ分布を評価する。

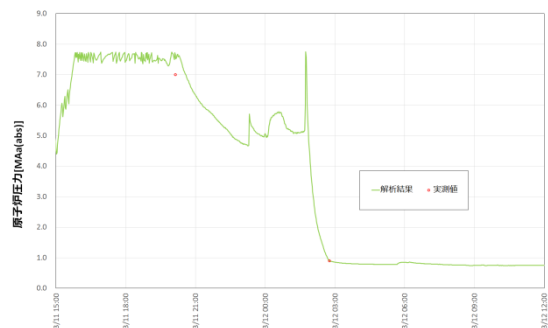
【平成29年度実施内容】

燃料デブリ分布・組成・性状に影響を与える感度パラメータを抽出して感度解析を実施する。実機の実測値・PCV内部調査などの現場調査結果と合致する各感度パラメータ群について3週間解析を実施する。

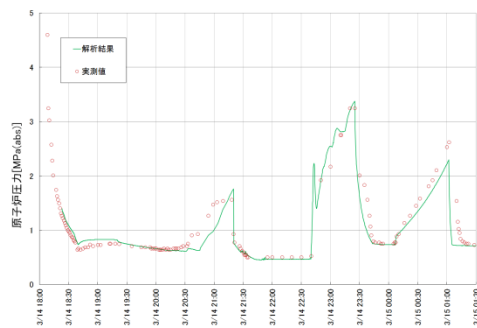
【最終報告】

- 燃料デブリ移行挙動および最終燃料デブリ分布評価の前提とする事故進展シナリオの不確かさを低減するため、ミュオンやロボットを用いた内部調査、圧力や炉内水位などの実測値、過去の知見・科学的考察、BSAFなど国内外の検討結果を総合的に評価しながら、最も確からしい事故進展シナリオの絞り込みを実施した。
- 本取り組みは本検討項目の実施主体であるIAEIに加え、当プロジェクトに携わる関係機関(JAEA、日立GE、東芝、東電HD)と協働し、検討会(実績:6回)などでの議論を通じて実施された。
- 本事故進展シナリオに基づくSAMPSON解析結果は実測値と良く整合しており、最終燃料デブリ分布評価における不確かさ低減に大きく寄与した。

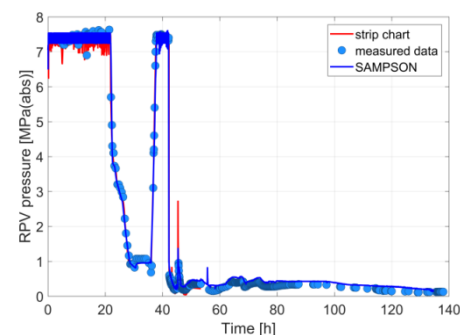
RPV圧力挙動(1号機)



RPV圧力挙動(2号機)



RPV圧力挙動(3号機)

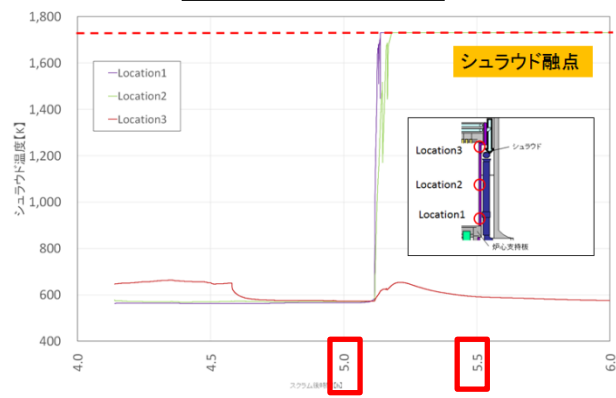


(2)-①-3-(a)-7 事故後3週間にわたる各号機の解析

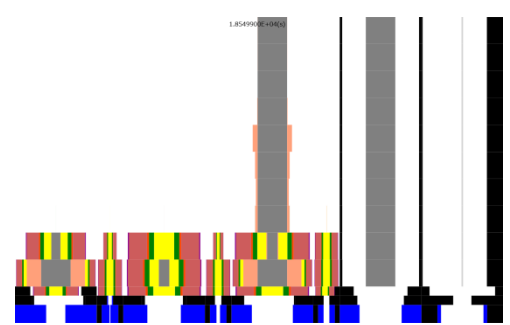
【最終報告(1号機評価結果)】

- 事故シナリオ検討会の議論およびSAMPSON解析結果より、スクラム後約4時間程度で燃料棒が損傷し始め、約5時間後には溶融開始、約11時間後には下部プレナムへ燃料デブリが落下、約15時間後にペDESTALへ落下したと推定した。よって、燃料棒・燃料デブリ(燃料・構造材)が、崩壊熱および酸化反応により高温化した状態で約5時間程度炉心に留まっていたと評価した。
- VERCORS試験、CMMR試験によれば、燃料棒は約2600K程度まで柱状の形状を保つ可能性が示されており、燃料棒を覆うチャンネルボックスの融点が2100K(共晶により1500K以下で溶融する可能性有り)を考慮すれば、シュラウドは融点である1700Kを大幅に超える温度に達した燃料棒から、輻射を直接浴びると考えられる。1号機は炉心損傷が進展している時間帯において注水が実施されておらず、ダウンカマの水はスクラム後5~7時間でBAF以下に達し得ると評価している。
- SAMPSON解析においても同様の結論が得られており、シュラウドは大きく損傷・溶融するという結果が得られた。実現象としては溶融する前に1000K前後で構造強度を失うことを考慮し、上部構造物(セパレータなど)の重量を受けて、シュラウドが変形・破損・座屈している可能性があるかと推定した。
- その他、下部プレナム構造物(CRGTなど)は2、3号機と比較して損傷・溶融が進んでいる可能性があるかと推定した。また、MCCIによるコンクリート浸食は最大でもPCVシェル近傍で止まると推定した。

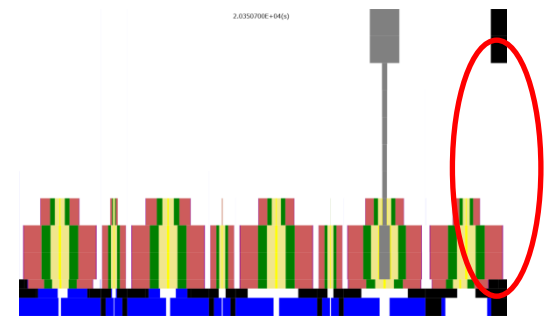
シュラウド温度履歴



スクラム後5時間 (チャンネルボックス破損前)



スクラム後5.5時間 (チャンネルボックス破損後)



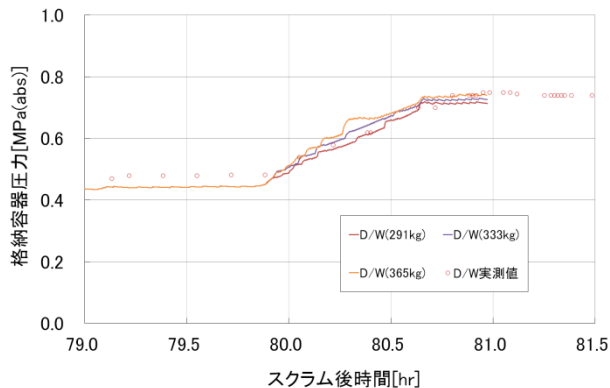
シュラウド損傷を確認

(2)-①-3-(a)-7 事故後3週間にわたる各号機の解析

【最終報告(2号機評価結果)】

- 事故シナリオ検討会の議論およびSAMPSON解析結果より、スクラム後77時間程度で燃料棒が損傷し始め、78時間後には溶融開始、80時間後には下部プレナムへ約100トン程度の燃料デブリ(燃料・構造材)が落下、92時間後に一部の燃料デブリがペDESTALへ落下したと推定した。
- 80から81時間頃のPCV圧力上昇より、この時間帯で水素が発生し、燃料棒の損傷・溶融が促進したと考えられる。また、LINX試験によれば、水素のような非凝縮性ガスは水蒸気の凝縮を阻害する可能性がある。この時間帯においてはS/C水温も高温化していることが実測値より明らかになっており、水素発生量評価において不完全凝縮も考慮する必要がある。
- これらの実測値・現象を考慮したSAMPSON解析を実施し、少なくとも300kg近い水素発生があったと評価した。本解析結果によれば、条件次第で周辺部燃料棒が完全に溶融しない結果を得た。
- SAMPSON解析結果から得られた水素発生に伴う酸化反応熱、注水、蒸気温度などを考慮した2次元炉心内温度分布評価((2)-①-3-(a)-6 で実施)を実施し、詳細に燃料棒温度を評価した結果、周辺部燃料棒も支持構造物が融点近くまで上昇し、結果としてほぼ全ての燃料棒が崩落していると推定した。但し、一部の燃料棒がシュラウド側に倒れかかって残っている可能性がある。

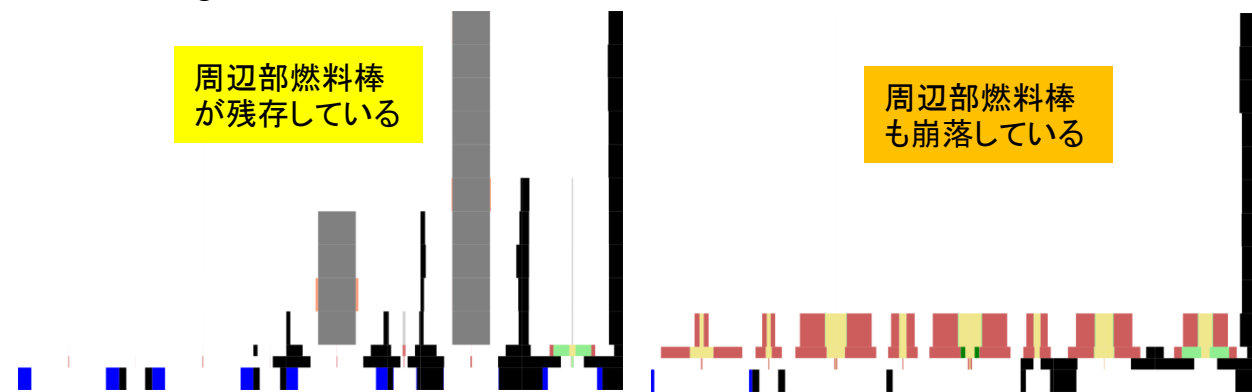
2nd ピーク期間のPCV圧力感度解析

第2RPVピーク期間中
291kgの水素発生ケース

周辺部燃料棒
が残存している

第2RPVピーク期間中
365kgの水素発生ケース

周辺部燃料棒
も崩落している

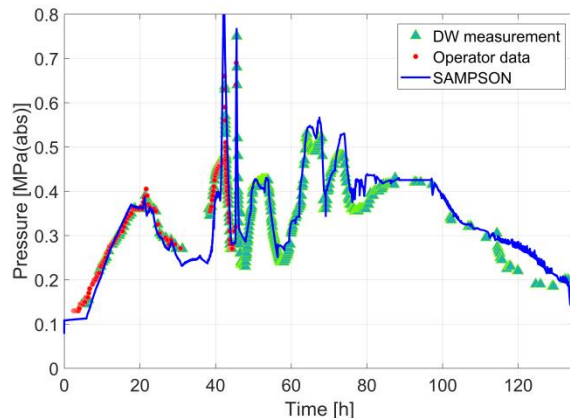


(2)-①-3-(a)-7 事故後3週間にわたる各号機の解析

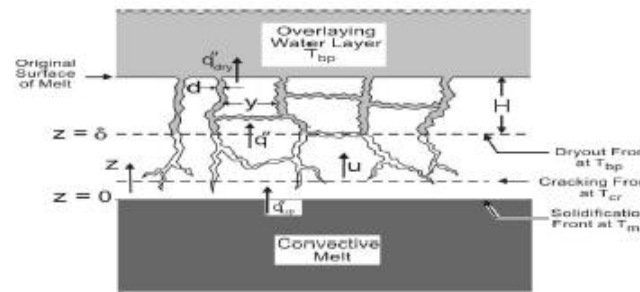
【最終報告(3号機評価結果)】

- 事故シナリオ検討会の議論およびSAMPSON解析結果より、スクラム後43時間および45時間に燃料デブリ(燃料・構造材)のスランピングが発生したと推定した。PCVベントが閉じた後、PCV圧力は上昇を続けるが、D/Wからの漏洩とバランスすることで圧力上昇は停止したと推定した。消防車からの注水は限定的であり、RPV内部がドライアウトし、最終的にPCV圧力は低下傾向を示し始めると推定した。この期間においてS/CからD/Wへの水の移行が生じ、D/Wスプレイによる蓄水もあわせて、D/W床には一定程度の水が溜まっていたと推定した。
- スクラム後50時間で下部ヘッドが破損し、燃料デブリがペDESTALへ落下したと推定した。本解析結果では炉心にはほぼ燃料デブリは残っておらず、下部プレナムに約30トン程度のクラスト状の燃料デブリ、ペDESTALに約120トン程度の燃料デブリが存在していると推定した。
- ペDESTALへ燃料デブリが移行した期間、比較的大量の水が存在しており、表面のクラストにひび割れが生じ、水が浸入する効果も考慮すれば、燃料デブリはすぐに冷却されコンクリート浸食はほとんど起こらなかったと推定した。

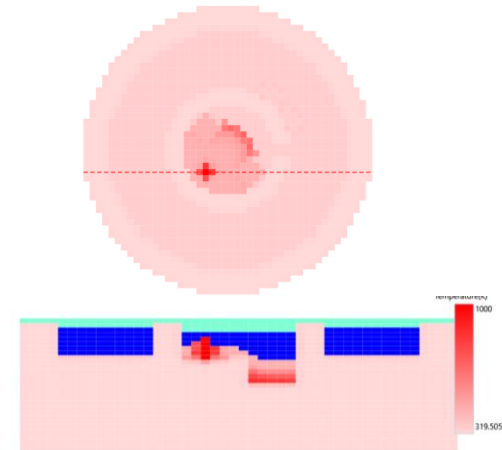
PCV圧力挙動



クラスト破損の模式図



MCCI進展状況



(2)-①-3-(a)-8 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細解析

【概要と目的】

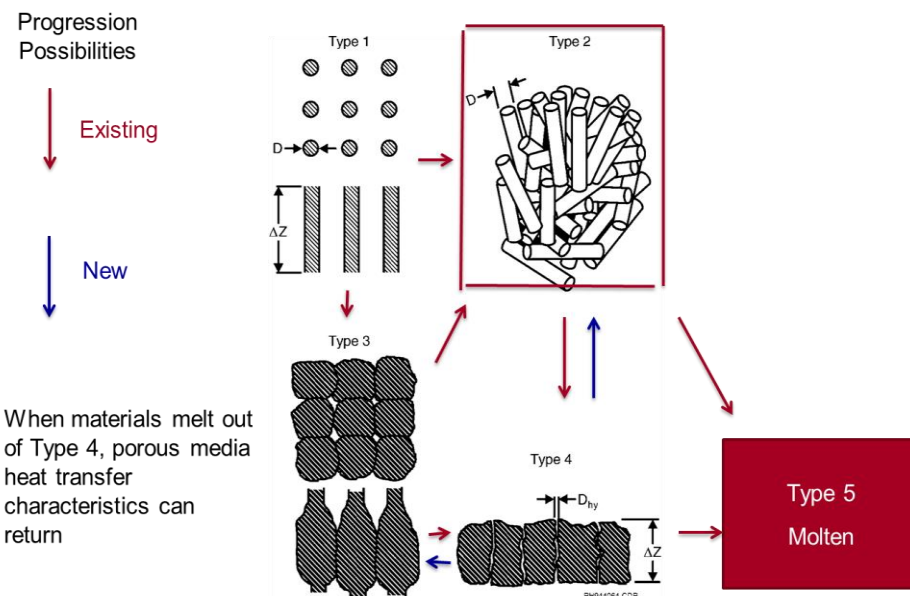
- 平成28年度のMAAPコードを用いた事故進展詳細解析において、当コードの物理現象モデルの限界や保守性を確認した上で、事故進展シナリオ並びに燃料デブリ分布を推定するとともに、燃料デブリ分布の不確かさを低減・定量化に向けた課題を明らかにした。
- 平成29年度には、当コードの一部の物理現象モデルを改良して事故進展解析に適用し、事故進展シナリオや燃料デブリ分布の推定の不確かさを低減する。

【平成29年度実施内容】

- MAAP物理現象モデル改良
 - RPV破損時燃料デブリ流出モデル
 - BWR制御棒 B_4C 酸化モデル
 - 炉心閉塞及び炉心溶融物移行モデル
 - CRDハウジング内燃料デブリ流入モデル
- MAAP境界条件検討を目的とした燃料デブリ拡がり挙動詳細評価
- 改良コードによる2、3号機事故進展解析に基づいた事故シナリオ推定及び燃料デブリ分布の定量化

【最終成果】

- MAAP物理現象モデル改良と動作・妥当性確認完了
- 改良コードを用いた2、3号機の事故進展詳細解析
- 事故進展シナリオ及び燃料デブリ分布推定の更新



モデル改良の例(炉心閉塞及び炉心溶融物移行モデル)

従来、一旦閉塞ノード(Type 4)となるとType 2、3へ回帰できないモデルだったが、これを許容した炉心損傷進展をモデル化することにより、1Fで発生したと推定される事故の再現を試みた。特に炉心損傷過程における水素発生量への影響が大きく、PCV圧力挙動の再現性が向上した。

(2)-①-3-(a)-8 事故進展解析コードを用いた事故進展詳細解析

2号機

領域	改良MAAP解析結果	解析結果を踏まえた燃料デブリ分布推定
炉心部	初期 UO_2 質量の14.5%が炉心部に残存する。	炉心部の大半は下部プレナムに落下している。 低出力の炉心部最外周領域は、長期的な消防注水の実施により、炉心支持板上に残存している可能性がある。
下部プレナム	初期 UO_2 質量の65%が下部プレナムに粒子状の燃料デブリとして残存する。	計装管溶接部の局所的な破損や、RPV下部構造物表面における固化などにより、溶融炉心は緩やかにPCV下部に落下した可能性がある。 RPV底部中心よりも側部よりの位置に破損口が存在している可能性があり、溶融炉心の落下についても、RPV破損口高さ以上に位置していた溶融炉心に限定された可能性がある。
PCV下部	初期炉心部質量の20%がペDESTALに落下する。	3/15 14:00頃に溶融炉心がPCV下部に落下した可能性があり、その割合は下部プレナムに存在していた溶融炉心の一部であると推定される。また、コンクリート侵食は極めて限定された可能性がある。

3号機

領域	改良MAAP解析結果	解析結果を踏まえた燃料デブリ分布推定
炉心部	炉心部に燃料は残存しない。	大半の溶融炉心が炉心部から下部プレナムに大規模に落下し、炉心部に残存している燃料は限定的である可能性がある。
下部プレナム	初期炉心部質量の20%が下部プレナムに残存する。	RPV底部の大規模な破損により、下部プレナムに残存している溶融炉心は少量である可能性がある。
PCV下部	初期炉心部質量の80%がペDESTALに落下し、さらに一部はドライウェルに流出する。	溶融炉心の大規模なPCV下部への落下により、ペDESTALからドライウェルに溶融炉心が流出した可能性があるが、その程度は抑制された可能性がある。また、コンクリート侵食は床方向に大きい可能性がある。

(2)-①-6 模擬燃料集合体破損試験

【概要と目的】

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燃料デブリ分布・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する。

【平成29年度実施内容】

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、結果を評価した。

【最終成果】

以下の知見を得て燃料デブリ分布推定図に反映した。

- ① 高温化した炉心燃料は、部分的な閉塞を形成するが、残留燃料柱は互いに融着しない傾向が強く、崩壊した場合を含めて気相(及び液相)に対するマクロな透過性を持つと推定される(TMI-2のLoose Core Debrisに類似)。
- ② 高温化燃料は溶融温度近くまで柱状の形状を保ち、ペレット単位で移動し難く、実機において荷重等により崩壊する場合、崩壊した高温燃料は炉心に留まり(軸方向位置関係は変わらず)、燃料溶融に至る過程で支持構造部へ侵入する高温燃料は一部のみと推定。

燃料デブリ分布推定図への反映

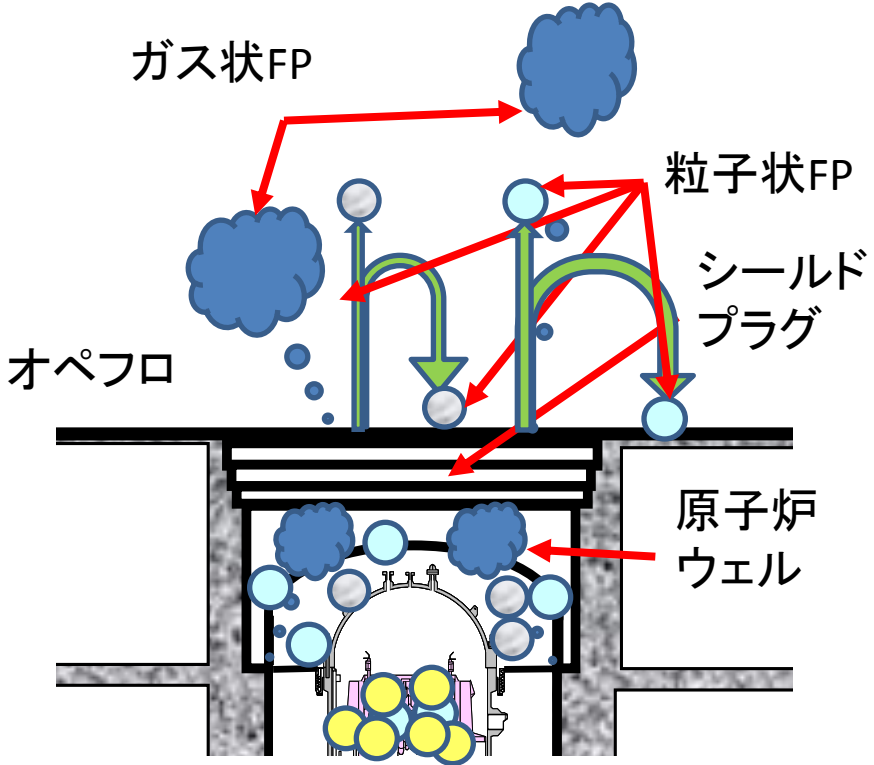
- 「炉心物質スランピング時の事象推移解析」の知見と総合することで、2号機炉心下部支構造破損モード推定、下部プレナム残留燃料性状(固体が主体)推定に反映
- RPV破損メカニズムと破損モード、RPV破損時の燃料デブリ特性、流出特性を精度よく評価するための知見を提供



(2)-② FPの化学特性の評価

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:ヨウ化セシウム、CsOH:水酸化セシウム)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、ボロン酸化合物等)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、不溶性セシウム粒子・粉塵等の生成メカニズム、生成量、移行経路について検討する。



2号機オペレーティングフロア

(2)-②-1 セシウムと鋼材との反応・再蒸発

【概要と目的】

概要: 温度、雰囲気等をパラメータとしたCsの鋼材への吸着・再蒸発試験を行ってCs化学吸着挙動に関する知見を拡充し、吸着により生成する主な化合物等を考慮したCsの吸着モデルを構築

目的: Cs吸着再現実験による既存のモデルの検証と、再蒸発やCs濃度変化等各種化学条件を考慮可能なモデル構築に向けた関連化合物の化学・熱力学特性評価

【平成29年度実施内容】

(i) 吸着・再蒸発挙動評価試験

温度・雰囲気等をパラメータとしてCs吸着実験を実施し、各種化学条件の影響を評価。

(ii) 吸着・再蒸発モデルの構築

物質移動理論やCs吸着生成物の熱力学データを用いてCs吸着実験結果を解析し、気相中CsOH濃度等の化学条件の影響を考慮できるようなモデル化を実施。

【最終成果】

- ✓ 気相中CsOH濃度、雰囲気、鋼材中のSi濃度等、温度などの化学条件がCs吸着量に与える影響を実験的に明らかにした。実験値に基づいて化学吸着モデルを構築した。
- ✓ モデル式を用いて、気相中CsOH濃度等の化学条件変化によるドライヤ・セパレータへのCs吸着量の感度(変動幅)を示した。

本検討で構築した化学吸着モデル

$$v_d \cong 7.027 \frac{\sqrt{C_B}}{C_g^{0.5225}} \exp\left(-\frac{109000}{2RT}\right)$$

(※)吸着量は $\frac{1}{A} \frac{dM_d}{dt} = C_g v_d$ により算出

v_d : 反応速度定数 [cm/s] A: 吸着表面積 [cm²]
 C_g : 気相中CsOH濃度 [μg/cc] M_d : 吸着量 [μg]
 C_B : 鋼材中Si濃度 [wt.%) t: 吸着時間 [s]

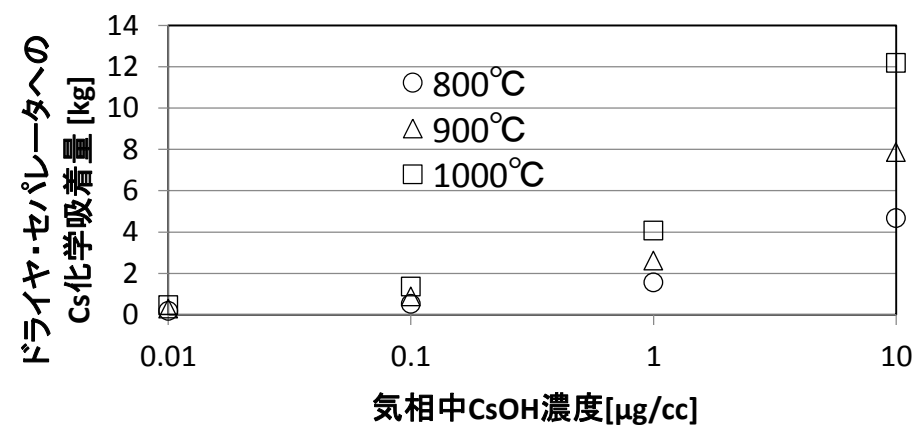


図1. 構造材温度・気相中CsOH濃度が3時間一定としたときの1F2ドライヤ・セパレータへのCs吸着量(目安)

(2)-②-2 粒子状セシウム化合物の評価(その1 気相中反応凝固試験)

【概要と目的】

不溶性セシウム粒子の生成メカニズムを解明するため、平成28度を実施したCs-Si-Oの標準模擬条件に加え、平成29年度には、①Mo、②Zn塗膜、③Caの蒸発源を追加した気相中反応凝固試験を実施した。

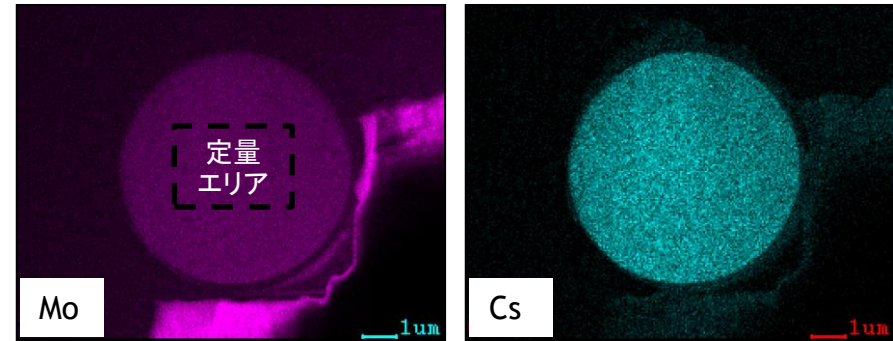
【平成29年度実施内容】

以下の可能性を検証するため追加試験を実施

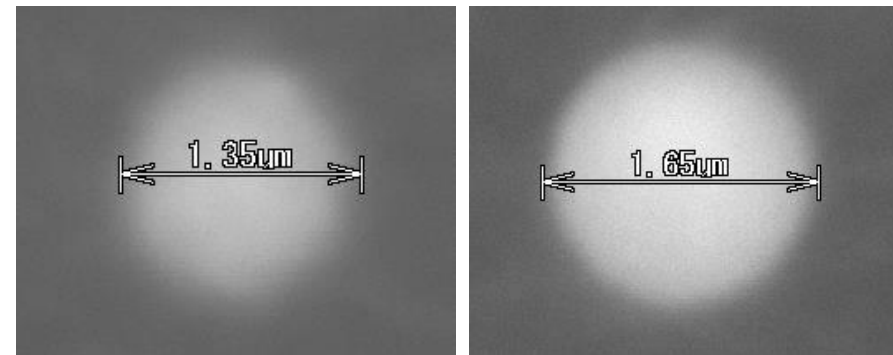
- ① モリブデン酸共存環境における不溶性Cs粒子生成の可能性
- ② S/C内壁のZn塗膜成分が不溶性Cs粒子へ混入する可能性
- ③ 断熱材やコンクリートが不溶性Cs粒子の材料起源になった可能性

【最終成果】

- ① 模擬試験条件にMo蒸発源を加えると、不溶性セシウム粒子は生成せず、水溶性Mo-Cs-O粒子が生成した(右図a)。モリブデン酸環境では、不溶性Cs粒子は生成しないと考えられる。不溶性Cs粒子は、炉心損傷初期段階(FP構成:Cs>>Moの条件)において生成したと考えられる。
- ② S/C内壁の塗膜片を蒸発源として加えると、塗膜片の装荷量に応じて、不溶性セシウム粒子はZnを含有した(右図b)。
- ③ Ca含有材を蒸発源として加えると、Ca含有材の蒸発特性に応じて、不溶性セシウム粒子はCaを含有した(右図c)。不溶性Cs粒子の生成にコンクリートや断熱材は関与しなかったと考えられる。



(a) 生成したMo-Cs-O粒子断面
(Mo:46%、Cs:53%、Si:1%-金属元素、(金属元素中at%))



(b) Zn含有セシウム粒子 (Si:56%、Cs:17%、Zn:22%-金属元素)
(c) Ca含有セシウム粒子 (Si:69%、Cs:29%、Ca:1%-金属元素)

(2)-②-2 粒子状セシウム化合物の評価(その2 微細構造の検討)

【概要と目的】

不溶性Cs粒子の一部にナノサイズのネットワーク状結晶質 ZnFe_2O_4 を有する組織が報告がされている。不溶性Cs粒子の微細構造を模擬的に作製、評価することで、粒子の生成メカニズムを検討した。

【平成29年度実施内容】以下の二種類の方法で模擬試料を作製し、微細構造を観察した。

- ① 不溶性Cs粒子と同じ組成に調整した試料をろつぽに充填し、大気中1500℃で熔融後、水で急冷した。
- ② $\text{SiO}_2\text{-Fe}_2\text{O}_3\text{-ZnO}$ を不溶性Cs粒子の組成に近く、スピノーダル分解が起こる可能性がある組成に調整し、ガス浮遊・レーザー加熱を用いて熔融後、凝固させた。

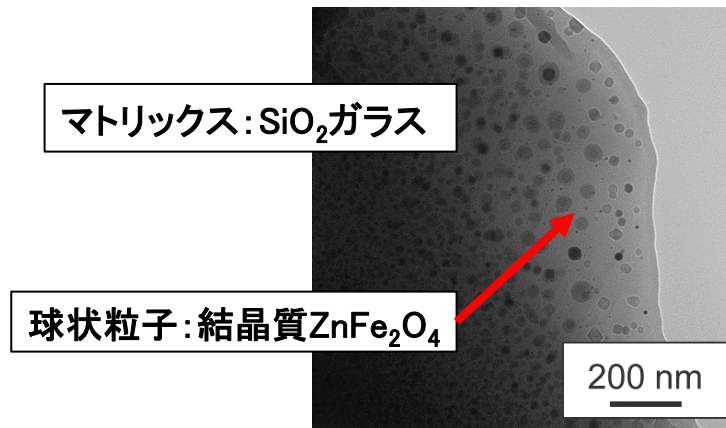


図1 試料①のTEM画像
(電子回折結果より相同定)

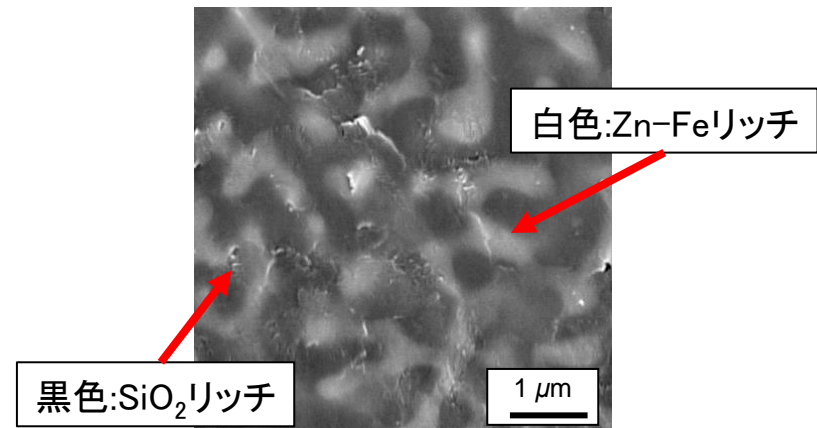


図2 試料②のSEM画像
(EDSにて元素分析)

【最終成果】

- ✓ 試料①の SiO_2 ガラスマトリックス内にナノサイズの結晶質 ZnFe_2O_4 が生成していることを確認した(図1)。Yamaguchiら^{※1}が観測した粒子(ZnFe_2O_4 が動的に溶解した組織)は高温生成からの急冷を必要とする。このタイプの組織は、RPVの高温で生成し、S/Cで急冷されたことを示唆する。
- ✓ 試料②に見られたZn-Feリッチ相がネットワーク状の構造(図2)はスピノーダル分解によって生じたと考えられる。Furukiら^{※2}が観測した微細構造(ZnFe_2O_4 のネットワーク状結晶組織)はナノサイズで、②の条件で模擬した液相からのスピノーダル分解構造とは寸法が異なる。ナノ構造の成因は不明である。

※1 N. Yamaguchi et al., Sci. Rep. DOI: 10.1038/srep20548, 2016

※2 G. Furuki et al., Sci. Rep. DOI: 10.1038/srep42731, 2017

(2)-②-2 粒子状セシウム化合物の評価 (その3 無機Zn塗料の評価)

【概要と目的】

不溶性Cs粒子構成元素(Zn、Si)の材料起源として、S/C内壁の無機Zn塗膜の可能性について検討した。工事仕様を参照して模擬塗膜試料を作成し、事故時を模擬した試験条件(精製水140°C、30時間)で塗膜からの成分溶出挙動を調べた。

表1 試験前後の塗料の化学分析結果

No.		ICP						IC	Balance
		Zn	Si	K	Mg	Ti	Al	Cl	
		mass%							
①	試験前	79	4.3	0.13	0.03	0.06	1.4	0.17	14.91
	試験後	74	3.8	0.11	0.01	0.05	1.4	0.012	20.62
②	試験前	78	4.0	0.16	0.03	0.07	1.6	0.13	16.01
	試験後	74	3.7	0.12	0.01	0.05	1.4	0.010	20.71

【平成29年度の実施内容】

- ICPおよびICを用いて、溶出試験前後の塗膜成分を測定した(表1)。Zn、Siの他に、少量のK、Clを確認した。

【結果】

- ✓ 無機Zn塗料成分が関与しうるのはRCIC水源がCSTからS/Cに切り替えられた2号機のみ。環境で観測された不溶性Cs粒子の発生場所は2号機RPVと特定できる。
- ✓ 塗膜からのK₂O供給量(100gオーダー)と不溶性粒子中のK₂O濃度(約1wt%)から、不溶性Cs粒子生成量は10数kgのオーダーと推算される(表2)。
- ✓ 塗膜から供給されるSiO₂/K₂Oの比ではSiO₂が不足することから、鋼材からのシリカ蒸発が寄与した可能性が考えられる。

表2 不溶性Cs粒子生成量の推定(カリウム量ベース)

項目	評価値	評価方法
1. 亜鉛塗膜重量	2600kg	塗装面積(8566m ²)x平滑部割合(0.8)x膜厚(100μm)x塗膜密度(3.8g/cm ²)
2. K含有量	3.12kgK (3.76kgK ₂ O)	2600kgx0.0012(表1平均)
3. K ₂ Oの溶解量	0.752kgK ₂ O	3.76kgK ₂ Ox0.2(溶解率、表1平均)
4. RPV持ち込み	0.125kgK ₂ O	溶解量x蒸発水量/全水量 (500m ³ /3000m ³)
5. Cs粒子生成量	12.5kg	0.125kgK ₂ O/0.01(KogureらK ₂ O含有率)

【概要と目的】

1F事故時に想定される温度域、水素や水蒸気を含む霧困気におけるステンレス鋼の酸化挙動とその際の酸化物中におけるシリコンの賦存状態の検討を行う。セシウム化合物の基本系として、Cs-Si-(Fe)-Oの熱力学的性質を明らかにする。

【H29年度実施内容】

- Si含有量を変えたSUS304系のステンレス鋼を水蒸気霧困気下で加熱して得た金属相中付近の相中のSiの分布状態を図1、2のように解析した。
- 上記粒子のシリコン源として水酸化物、亜酸化物の可能性を熱力学DBより図3のように試算・検討した。
- 黒鉛坩堝中で基本系としてCs₂O-SiO₂融体と銅をCO共存下平衡させ、SiO₂活量を得た。

【最終成果】

- Si酸化物の賦存状態は、Fe₂SiO₄とSiO₂の2通りに大別され、鋼材の酸化相の状態に強く依存する。
- 酸化速度が速い条件下では、酸化相が2層に分離し、Siは内部酸化相中にFe₂SiO₄として存在するが、長時間の加熱により酸化相の剥離とともにSiO₂へ変化する。
- 不溶性セシウム粒子のケイ素源の霧困気依存性およびセシウムシリケート系融体中SiO₂活量のラウール法則依存性を明らかにした。

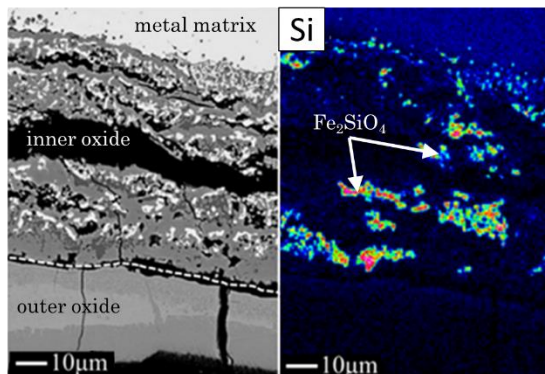


図1 1200°C、H₂O/Ar霧困気下で60分酸化した1%Siステンレス鋼中Siの分布

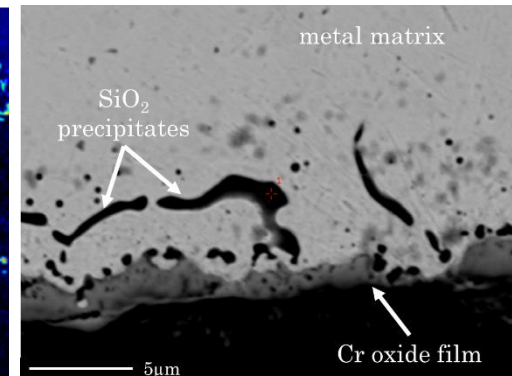


図2 1200°C、H₂/H₂O/Ar霧困気下で60分酸化した1%Siステンレス鋼中Siの分布

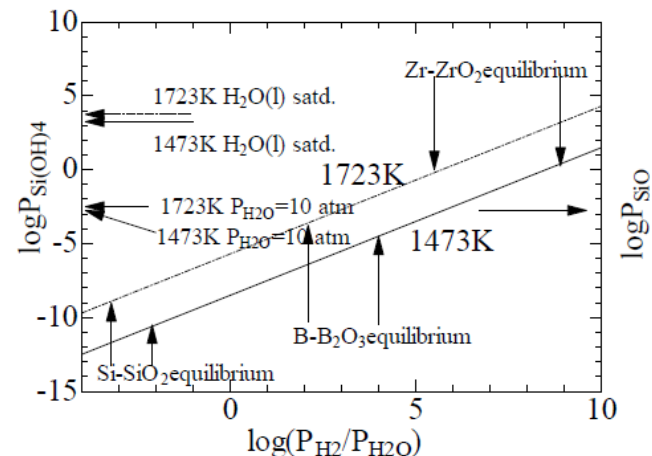


図.3 SiOおよびSi(OH)₄ 蒸気圧のH₂/H₂O比依存性

(2)-②-2 粒子状セシウム化合物の評価 (その5 事故進展時系列との関係)

時系列	生成プロセス
通常運転時	<ul style="list-style-type: none"> • Csの大半はペレットに残留、一部は結晶粒界に析出した状態 • Moは主に結晶粒内に金属間化合物として析出
地震(3/11 14:46)、津波、交流電源喪失(3/11 15:40-15:41)、RCIC水源切り替え(GST→S/C)	
RCIC 運転時	<ul style="list-style-type: none"> • S/C 水温上昇 → 塗膜耐熱温度超過 → 塗膜成分溶出 → RCIC水流による塗膜成分の移行 → RPV内沸騰表面への蒸発乾固 (Si、Zn、K)
RCIC 停止 (3/14 9時頃)、RPV 強制減圧 (3/14 18:00)、水位低下、炉心加熱開始	
炉心加熱	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料棒被覆管破損 • 燃料被覆管表面に付着したFeクラッド、塗膜成分(Zn、Si、K)の蒸発 • ジルカロイ合金成分(Sn)蒸発 • 制御棒溶融落下 (Fe-B共晶を形成して溶融落下、B関与せず) • 上部タイプレート溶融落下時の燃料による加熱、Siの酸化・蒸発 • ペレット粒界連結に伴うCs放出 (>1500°C) • Cs₂SiO₄-SiO₂系の液相→凝縮相の緻密化、球形化
RPVから放出	<ul style="list-style-type: none"> • 逃がし安全弁開 (3/14 21:20) に伴い、大量の水蒸気や非凝縮性ガスとともに球状Cs粒子がRPVから急放出 → 急冷 → ZnFe₂O₄の核生成・球状析出の抑制 → 不溶性Cs粒子生成 • 大半の粒子はS/Cの水中に捕獲。一部が環境に放出。
つくば気象研など、首都圏の環境モニタリング施設で観測 (3/15 7:00-16:00)	

(2)-②-2 粒子状セシウム化合物の評価(その6 材料メカニズムの現象論)

制御棒 (CR)の溶融落下

- Fe-B共晶反応(約1200°C)による溶融落下(ケイ素の蒸発は抑制)
- HBO₂蒸発、CsBO₂生成の抑制



上部タイプレートの溶融落下

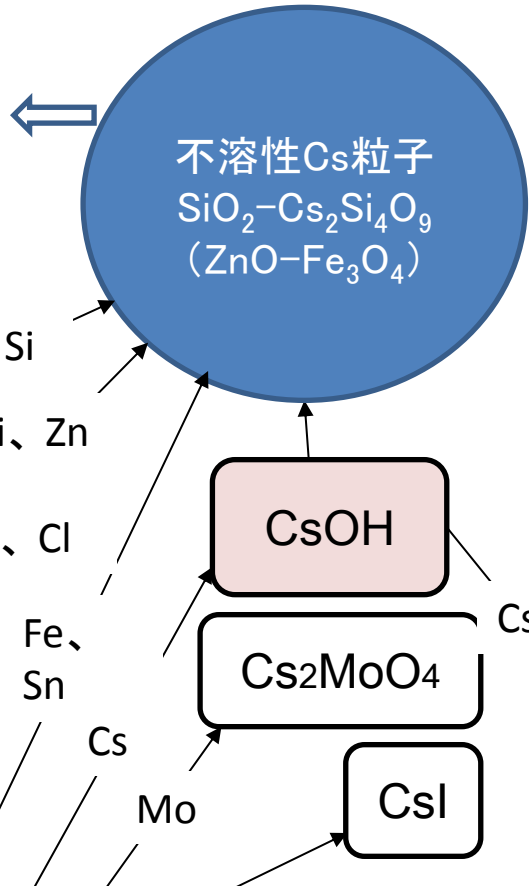
- 鋳鋼は約1.5wt%Siを含有
- 落下時に燃料で加熱されSi供給源になった可能性

S/C塗膜成分関与 (2号機)

- RCIC運転中に無機亜鉛塗膜成分が溶出、RPVに移行
- 沸騰表面(燃料)に蒸発乾固
- 炉心発熱により蒸発

炉心燃料の発熱

- 鉄クラッドの蒸発
- 被覆管成分 (Sn) の蒸発
- Cs、Iの放出 > 1500°C
- Moの放出は限定的 < 2300°C



不溶性Cs粒子の相安定性

- 不混和二液相と溶解度ギャップ
- ZnFe₂O₄の核形成-球状析出を抑制する急冷
- スピノーダル分解の感受性

Cs化学形態

- Cs₂MoO₄、CsBO₂の生成が抑制された環境 (CsOH環境) において、非晶質の不溶性Cs粒子や結晶質のCs₂Si₄O₉、CsFeSiO₄が生成

鋼材表面のケイ酸セシウム
Cs₂Si₄O₉、CsFeSiO₄

上部構造材の水蒸気酸化

- SUS表面でFe₂SiO₄、SiO₂の形成
- Csとの反応でケイ酸セシウム生成
- 高温 (>1000°C) でケイ酸セシウムが再蒸発する可能性

(2)-②-3 セシウム化合物評価モデルの最適化

【概要と目的】

概要: 酸化/還元雰囲気下におけるCsOHとSUS304鋼との反応生成物に関する吸着モデルのJAEAの実験結果に基づいた最適化と、粒子状セシウムの生成モデルの開発

目的: 吸着モデルとケイ素生成モデルのSAMPSONへの組み込みと、ケイ素発生量の解析結果を用いた化学特性評価用ツールの作成

【平成29年度実施内容】

(i) 吸着モデルの最適化

既存データに基づいた還元雰囲気での温度依存の吸着速度相関式を採用し、CsOH濃度の影響は本事業(2)-②-1の検討結果に基づく補正式で評価可能とした。

(ii) 粒子状セシウムの生成モデルの開発

Siの放出源を制御棒ブレードや炉心支持板などのSUS製炉心構造材中のSi成分蒸発と、S/C内壁の塗膜中に含まれるSi成分の溶出とし、Si放出モデルと粒子状セシウム生成モデルを開発した。

【最終成果】

- ✓ 最適化した吸着モデルと、粒子状Cs生成モデルをSAMPSONに組込んだ。
- ✓ 本事業(2)-②-2の検討結果に基づく分岐割合fの妥当性を評価可能なツールを作成した。

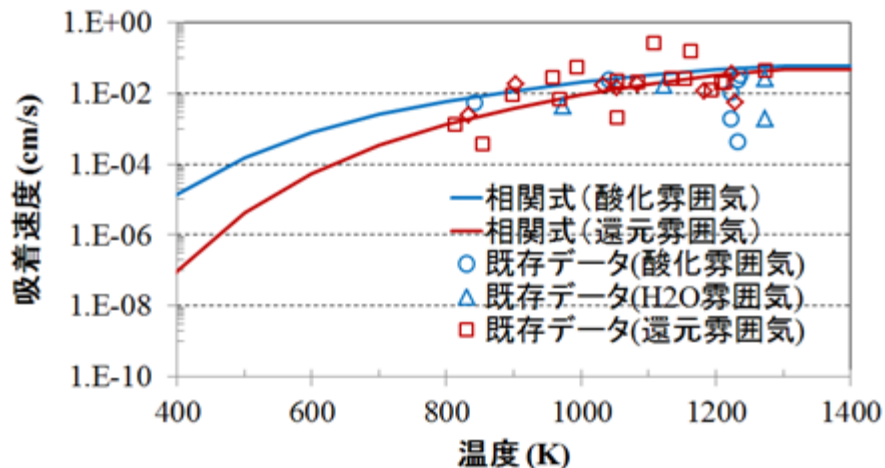


図1 吸着速度の温度依存性

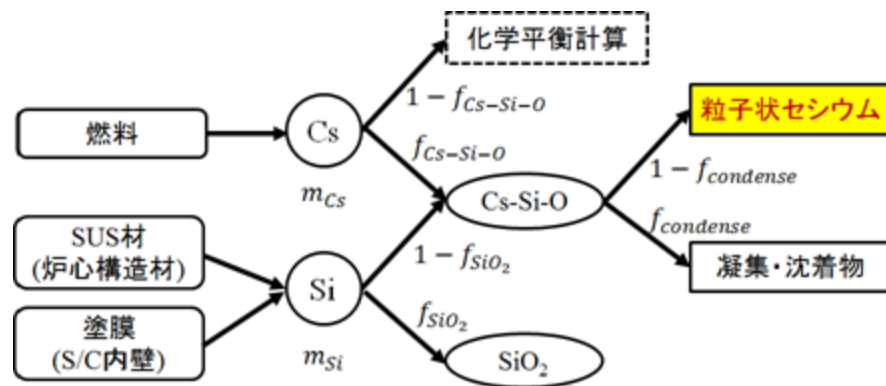


図2 粒子状セシウム生成モデル

(2)-②-4 高度化されたモデルによる福島実機解析および評価

【概要と目的】

概要：SAMPSONを用いた1～3号機解析を実施し、雰囲気に影響を与える実測データ等との整合性を検討し、解析結果の信頼性を評価

目的：SAMPSONの解析結果に基づきRPV内・PCV内のセシウム分布の評価

【平成29年度実施内容】

(i) 1Fプラント条件における解析

改良したCs挙動モデルを組み込んだSAMPSONを用い1～3号機の解析を行った。

(ii) Cs挙動に影響を与える因子の検討

- ・ Cs吸着は酸化雰囲気ですら主に起こり、還元雰囲気($P(H_2) > P(H_2O)$)での吸着は短時間であった。
- ・ 粒子状Cs生成は、Si量が炉心構造材だけでは足りずS/C内の塗膜からの発生も必要のため、S/Cを水源としてRCICを運転した1F2に限定した。

【最終成果】

- ✓ 解析により、RPV内・PCV内のCs分布を算出した。
- ✓ 実機において、1F1～3号機のD/W内の汚染を比較すると、2号機が一番汚染している状況にある。一方、2号機の解析結果ではD/W内壁およびペDESTAL内や床に沈着したセシウムがほぼない結果が得られるなど、1F各号機の現状のセシウム分布を再現するに至っていない。
- ✓ 現象理解および現象の解析コード上での取り扱いが十分でないと考えている。

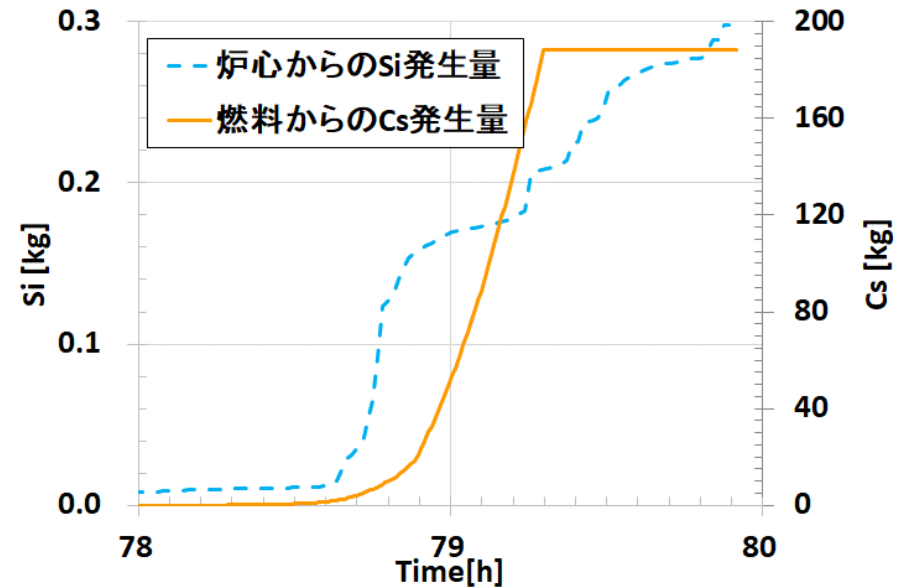


図1 1F2におけるCsとSiの発生量の時間依存性

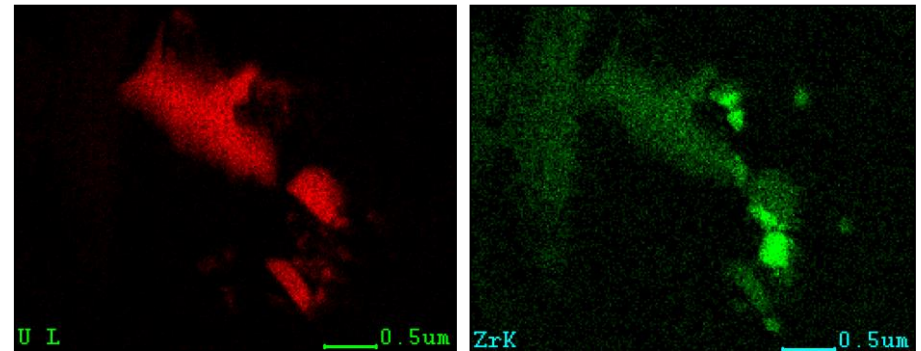
(2)-②-5 福島第一原子力発電所で取得されたサンプルの分析

【概要】福島第一原子力発電所において取得された1号機PCV内汚染水中堆積物及び2号機TIP配管内閉塞物が付着した汚染物、また、2号機オペフロ養生シート片の表面分析等を行うとともに、U含有粒子に着目してFE-TEMにより詳細観察を行い、試料に含まれるミクロな特徴を整理した。

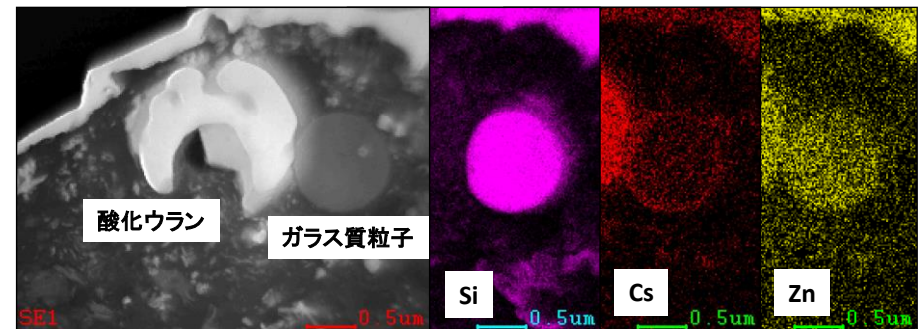
【平成29年度の実施内容と結果】

②1F汚染サンプルの詳細分析

- 1号機PCV内汚染水中堆積物には、Fe及びZnのさび、C含有物、構造材成分、ガラス物質、Cu、Pb、Zrの他、Cuを含むU含有粒子が見られた(右図a)。
- 2号機TIP配管内閉塞物には、構造材成分、Moの他、Zrを含んだ領域があった。
- 2号機オペフロ養生シート上にZrを含まない酸化ウランU粒子、ZnとCs等を含むガラス質粒子を確認した(右図b)。



(a) 1号機PCV内汚染水堆積物中のU含有領域
(左：U元素、右：Zr元素のTEM-EDSマッピング)



(b) 2号機オペフロ養生シート上の
ガラス質粒子及び酸化ウラン

(2)-③国際共同研究を通じた国内外の知見の活用

【概要と目的】

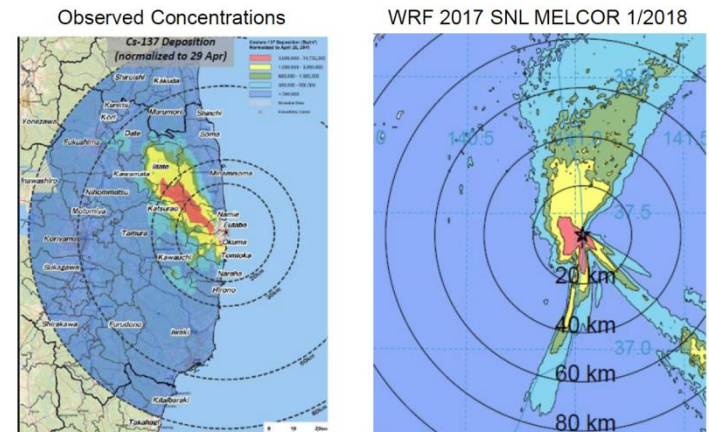
OECD/NEA BSAF Phase2プロジェクトの運営、ホストを実施し、本情報を踏まえ、炉内状況把握に活用する。

【平成29年度実施内容】

平成29年度はBSAF Phase-2の最終年度にあたり、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、採用した主要物理モデルとともに比較検討し、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BSAF参加機関で共有する

【最終報告】

- 平成29年7月に東京 航空会館でPRG(プログラムレビューグループ)会議、MB(マネジメントボード)会議および福島廃炉に関係する他プロジェクトとのジョイントセッションを開催。既存・新規内部調査結果、これまで得られた知見に基づく事故シナリオの日本側の視点について報告すると共に、各参加機関の専門家達と意見を交換した。スクラム後3週間の事故進展・燃料デブリ分布・FP分布に関する予備解析結果と実測値・現場調査等との比較検討結果、最終報告書の構成について議論した。
- 平成30年1月にパリ OECD/NEA本部でPRG、MBおよびジョイントセッションを開催。参加機関による事故後3週間の事故進展評価結果を実測値・現場調査結果と比較し、FP放出量の評価結果が環境に放出された量と概ね整合するなど、Phase-1と比べて事故進展の理解が格段に深化していることを確認した。海外機関との議論を通じて得た知見を総合的な分析・評価に活用し、燃料デブリ分布の推定精度の向上に貢献した。



Cs-137 depositionについて観測結果と解析結果の比較例

3 平成29年度の実施内容及び成果のまとめ

3 平成29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、RPV内・PCV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

海外機関の知見活用を加速するため、データベースの英語検索機能を追加し、事故後3週間を中心に計測データ等のグラフ表示機能を改良した。加えて、本事業で構築したデータベースへの検索タグ付き資料・情報の追加を継続し、総合的な分析・評価の効率的な実施に貢献した。

3 平成29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等を行い、総合的な分析・評価に資する知見を得た。

② FP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、環境で確認された不溶性Cs粒子の生成量、RPV上部構造物との反応に伴う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分析し、炉内状況把握の観点からウランやFPの組成、空間分布など検討を実施した。

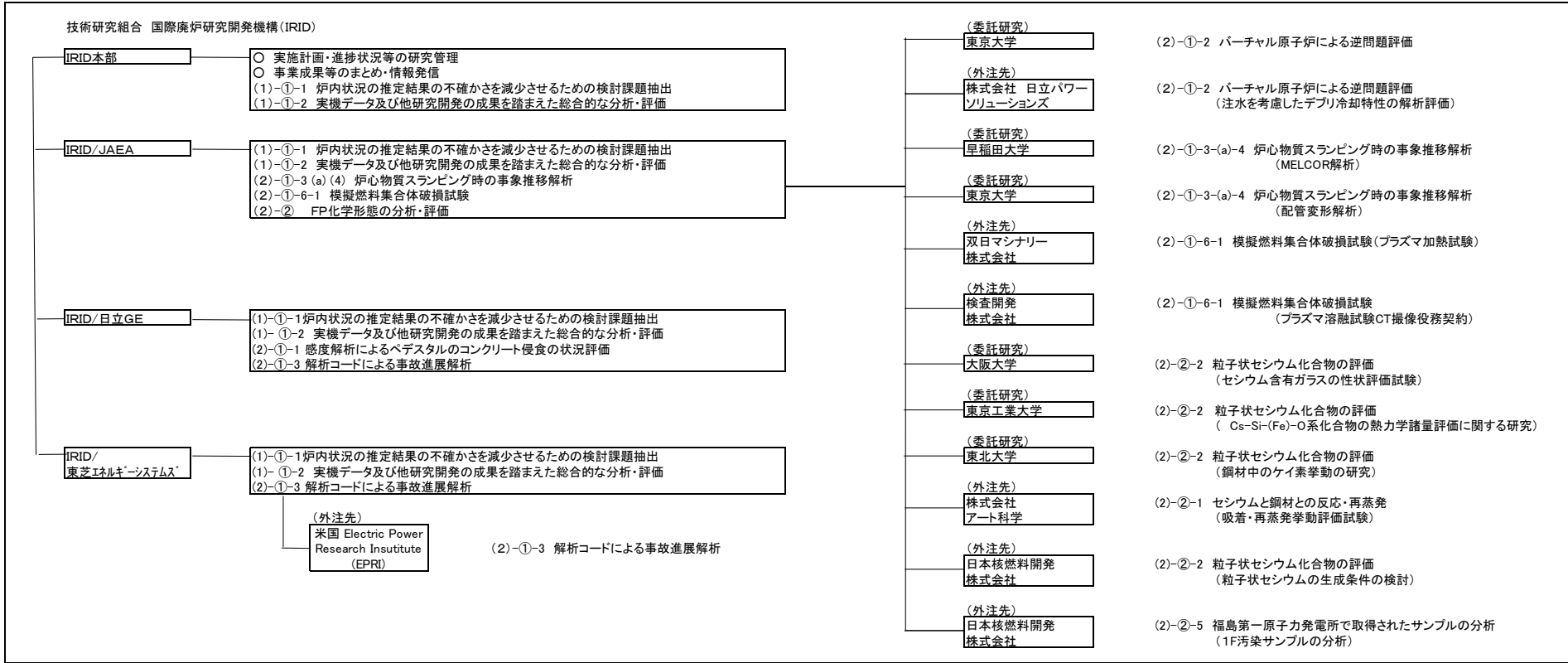
③ 国際共同研究を通じた国内外の知見の活用

国際共同研究(OECD/NEA BSAF Phase2)プロジェクトを運営する中で、構築したデータベースを活用して海外機関と事故進展シナリオやプラント関連情報を共有し、参加機関による事故後3週間の事故進展・燃料デブリ分布・FP分布の評価結果を実測値・現場調査結果と比較した。その結果、Phase1と比べて、事故進展、プラント状況に関する共通理解が深まり各機関の解析結果のばらつきも大きく低減し、FP放出量の評価結果も環境に放出された量と概ね整合する結果となることを確認した。事故進展の理解の深化を通じて、燃料デブリ分布の推定精度の向上に貢献した。海外機関との議論を通じて得た知見を、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)



一般財団法人 エネルギー総合研究所 (IAE)

- IAE (1)-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)-② 総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築
- (2)-①-3 解析コードによる事故進展解析
- (2)-② FP化学形態の分析・評価
- (2)-③ 国際共同研究を通じた国内外の知見の活用

- (外注先) **みずほ情報総研株式会社**
 - (1)-② DB サイト運営保守と表示機能高度化
 - (2)-② FPモデル導入に伴うコーディング作業
 - (2)-③ NEA BSAFプロジェクト WEB PORTAL運営・保守
- (外注先) **アドバンスソフト株式会社**
 - (2)-② FPモデル導入に伴うコーディング作業

- (連携機関)
- 東京電力
 - NDF