

# 日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会

## 解析・評価等による 燃料デブリ分布の推定について

2022年6月30日

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

出展：技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID) 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE)  
日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会 平成28年10月4日  
「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」

URL：<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf>

# 「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」 説明内容

1. はじめに（背景・目的等）
2. 事故進展解析コードについて
3. MAAP解析結果の概要
4. 1号機の解析・評価結果
5. 3号機の解析・評価結果
6. 2号機の解析・評価結果
7. 評価結果のまとめ

本資料は、資源エネルギー庁 平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」において、国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所（IAE）が、共同補助事業者となり、平成27年度に実施した研究成果を中心に取りまとめたものである。

# 1. はじめに(1/3) (背景・目的)

燃料デブリ取り出しの方針決定や方法確定のため、  
燃料デブリ分布等の炉内状況を把握することは不可欠

## 直接的な調査方法

- RPV内部調査
- PCV内部調査

## 間接的な調査方法

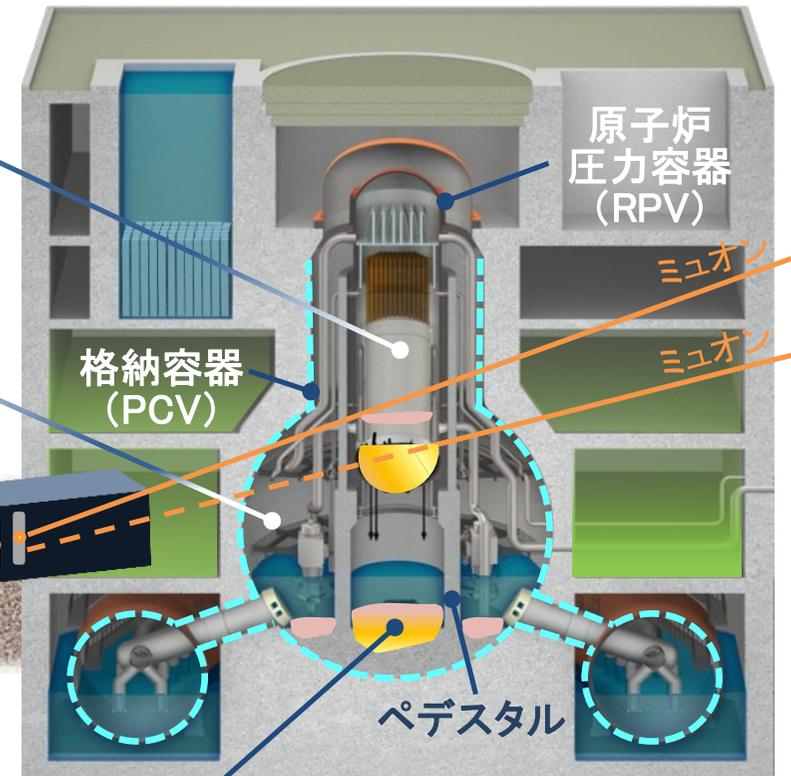
- ミュオンによる透視



時間が掛かる



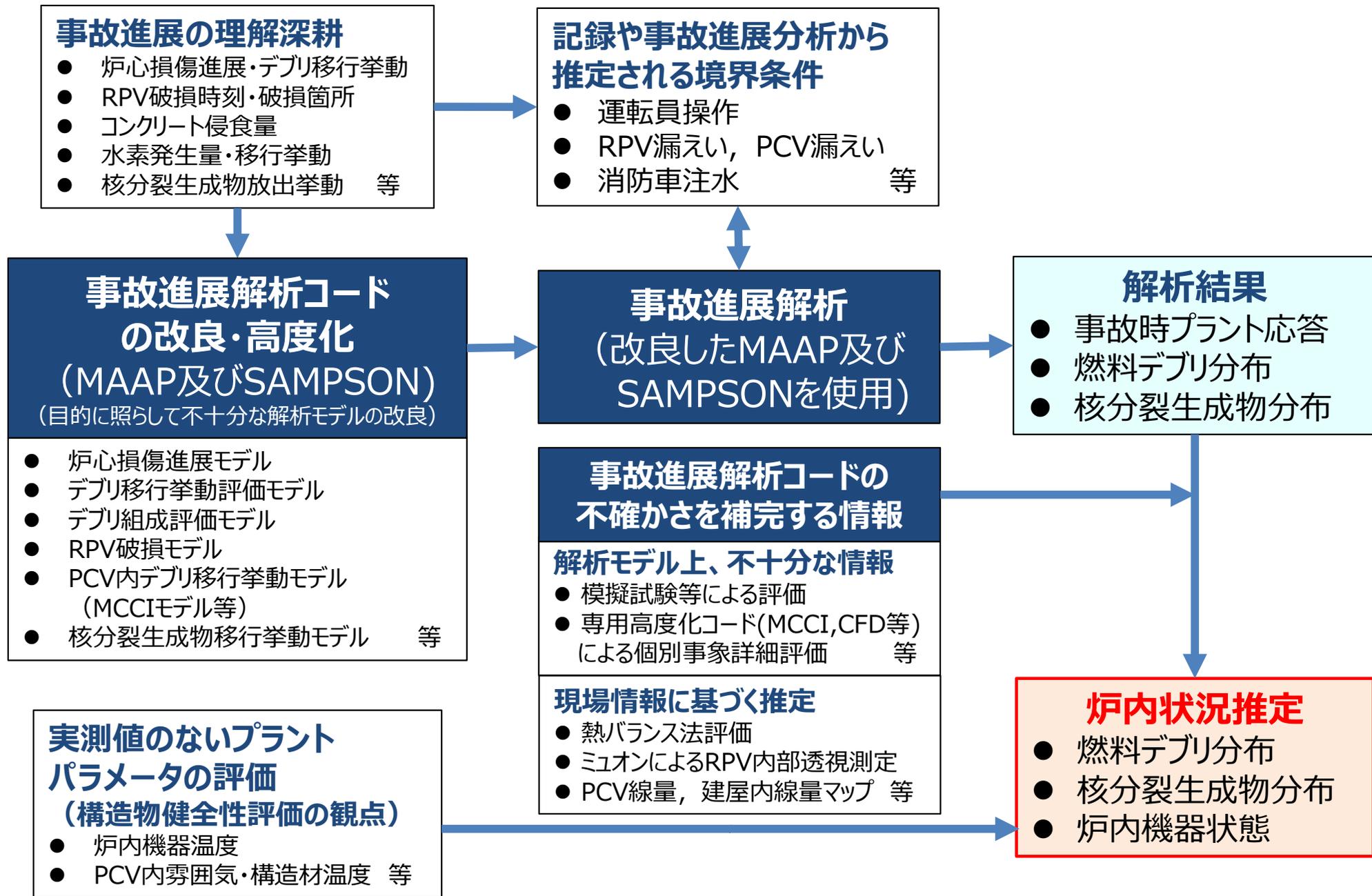
事故進展解析及び  
実機データ等から  
燃料デブリ分布  
(位置・量・組成)  
等を推定・評価



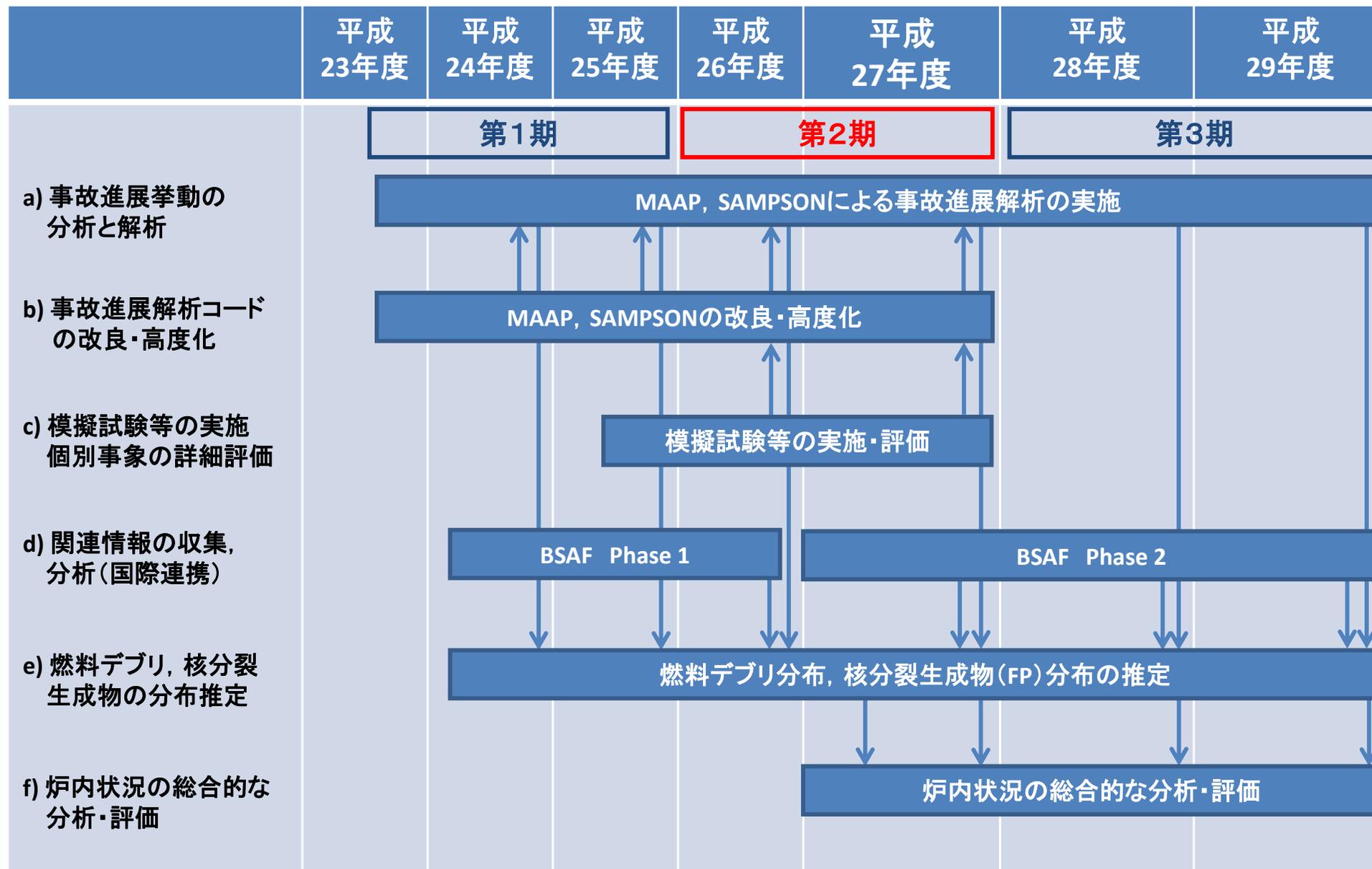
燃料デブリ: 原子炉冷却材の喪失により核燃料が炉内構造物の一部とともに溶融した後に、再度固化した状態

廃炉作業に資する情報を提供

# 1. はじめに(2/3) (評価の流れ)



# 1. はじめに (3/3) (全体工程)



BSAF: OECD/NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

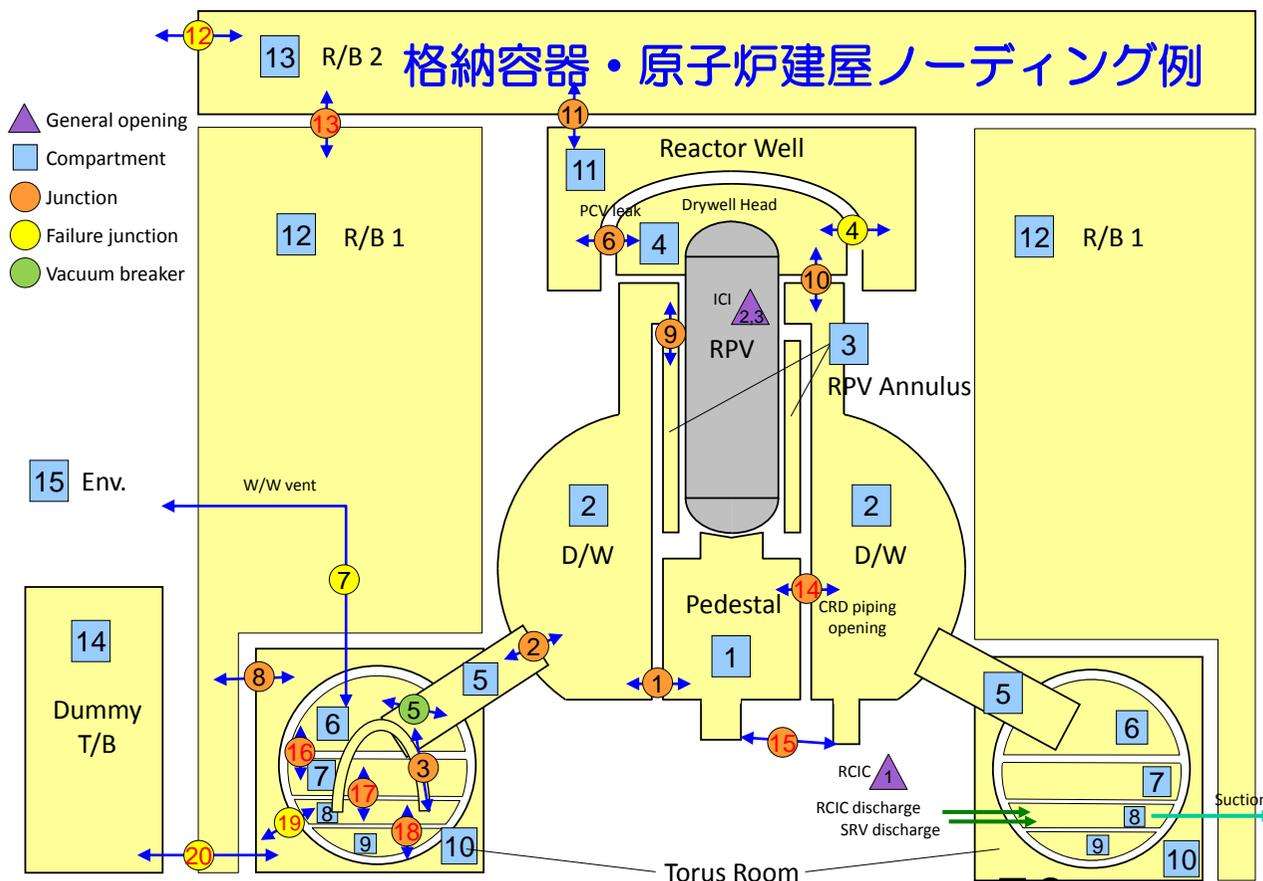
## 2. 事故進展解析コードについて(1/4) (解析コードの比較)

コード名	MAAP	MELCOR (参考)	SAMPSON
開発主体	<b>米国</b> EPRI	<b>米国</b> NRC	<b>日本</b> IAE
一般的な使用用途	安全性評価(事業者) (国内全電力が使用)	安全性評価(規制側)	事象の詳細評価
特徴	一点集中定数型近似モデル (解析結果は, 入力設定・調整係数に依存)		機構論的モデル 多次元解析が可能
計算速度	速い (実時間の1/10程度)	中	遅い(実時間の数倍) (物理現象に依存)
本事業での役割	解析評価の <b>ベース</b> ( <b>パラメータ分析</b> )	本事業では対象外	解析評価の <b>比較</b> (事象の <b>詳細評価</b> )

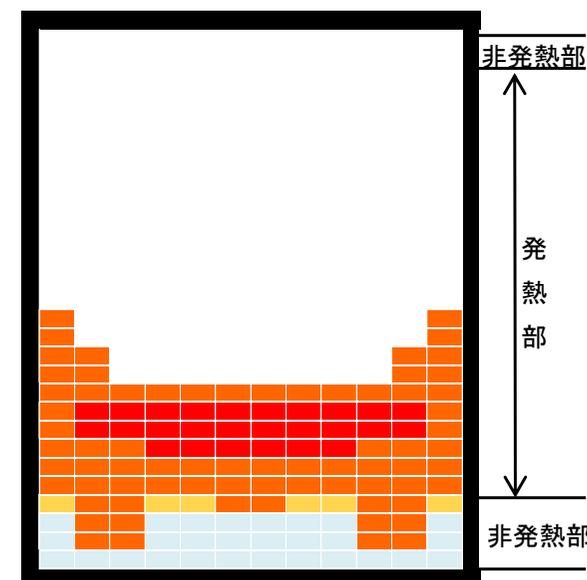
- MAAP : Modular Accident Analysis Program
- MELCOR : Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases
- SAMPSON : Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields
- EPRI : Electric Power Research Institute (米国 電力研究所)
- NRC : Nuclear Regulatory Commission (米国 原子力規制委員会)
- IAE : Institute of Applied Energy (一般財団法人 エネルギー総合工学研究所)

# 2. 事故進展解析コードについて(2/4) (MAAPコードの概要)

- 簡略化した形状や相関式等を使用する解析モデルに基づく「**一点集中定数型近似モデル**」
- 解析対象領域を「ボリューム」(体積要素)に分割し、「ジャンクション」(接合部)で結合
- **質量及びエネルギー保存則**に基づき、領域内の**1次元熱流動**を評価
- 炉心部では、崩壊熱及び化学反応による発熱と冷却材及び構造材への熱伝達とのバランスから燃料温度を評価し、燃料挙動(燃料損傷・溶融・移動)を評価
- 下部プレナムへのデブリ移行後は、RPV破損モードを判定し、PCVへの溶融燃料移行を評価
- PCVでは、デブリによるコンクリート構造材の侵食及び化学反応等の物理化学現象を評価



炉心損傷状態例



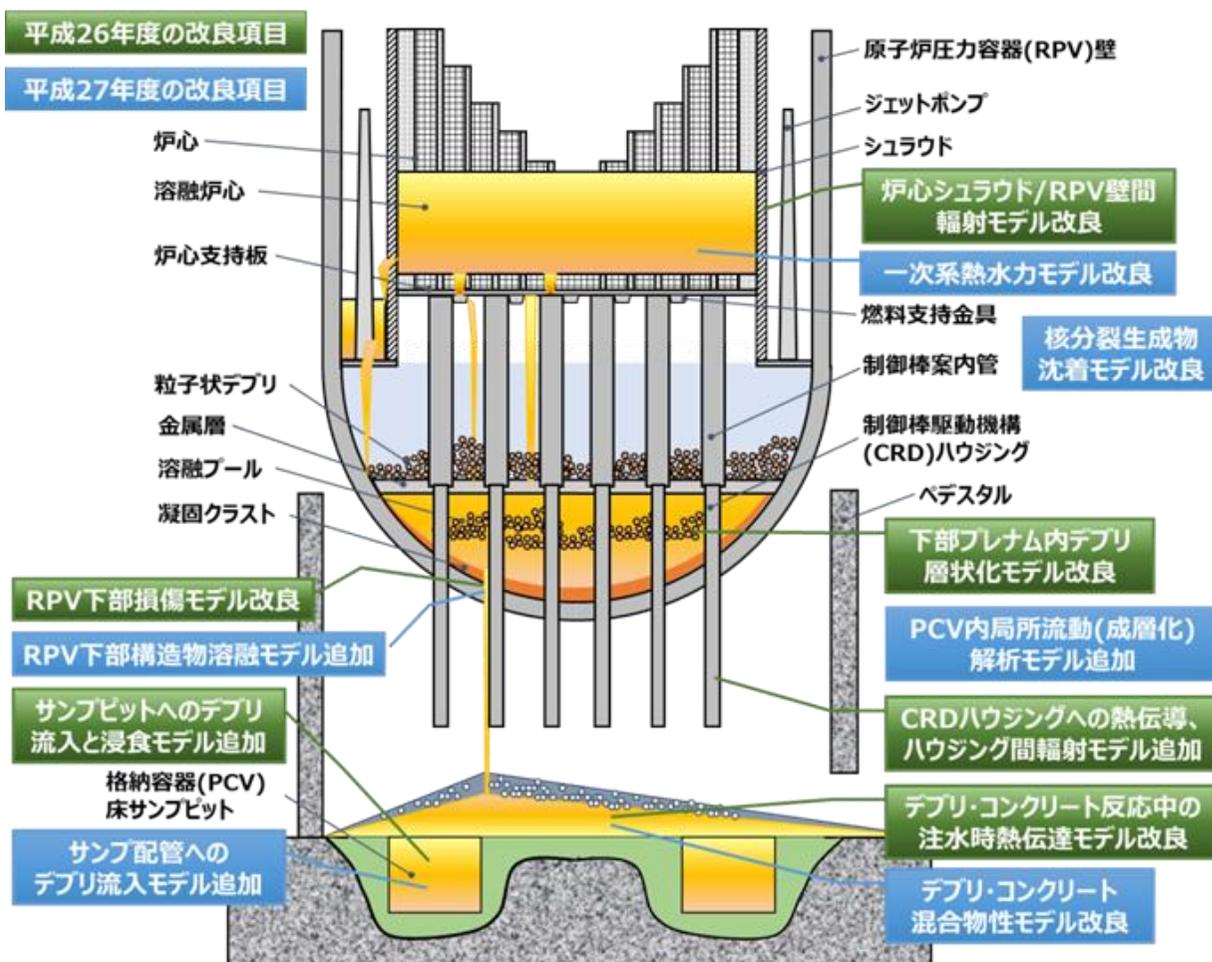
	完全溶融	(溶融)
	閉塞	(破損)
	部分閉塞	(破損)
	崩壊	(破損)
	自立	(健全)

(白色部は  
何もないこと  
を意味する)

## 2. 事故進展解析コードについて(3/4) (MAAPコードの改良・高度化)

平成26年度までに検討した **PIRT**を参考に，高度化するモデルを抽出

PIRT : Phenomena Identification and Ranking Table (現象の同定及びランク表)



### 高度化の主要な目的

- 炉心及びRPV損傷進展評価の高度化
- RPV内デブリ分布・組成評価の高度化
- PCV内デブリ分布・組成評価の高度化
- 核分裂生成物分布評価の高度化 等

### モデル改良例

(RPV下部損傷モデル)

従来モデル

改良モデル



制御棒駆動機構 (CRD) ハウジングの逸出により  
**多量の溶融物が落下**

圧力容器下鏡壁とCRD  
ハウジングの隙間から  
**少量の溶融物が落下**

# 2. 事故進展解析コードについて(4/4) (圧力容器貫通管溶融破損試験による確認)

- 試験目的：  
RPV下部ヘッドを貫通する**制御棒駆動機構(CRD)ハウジング**，**炉内計装管**等が， $UO_2$ と炉内構造物が混在した**コリウム**によって**溶融する挙動**を調べ，解析コードの検証に資する
- 試験実施場所：**韓国原子力研究所 (KAERI)**

試験内容	実コリウム（最大100kg程度）を溶融させて，試験体に落下。試験体の外側から誘導加熱し，崩壊熱を模擬。
測定項目	コリウム落下量，試験体各部の温度等

誘導加熱により溶融させた約100kgの燃料デブリ相当(実コリウム)を，るつぼ内に15秒で注入

計装管は，るつぼ内(実機の下部部プレナム相当)で溶融。コリウムは，計装管内部に流入し，一部(約40kg)は落下したが，計装管自体は抜け落ちなかった。その後，コリウムは固化して流路を閉塞し，約30秒でコリウムの落下は止まった。  
(解析結果とほぼ同様の挙動)

### 炉内計装管の模擬試験

環状流路からのコリウム落下の様子

内管(ドライチューブ)からのコリウム落下の様子

落下コリウム(連続体のように見える)

KAERI 独自試験時の写真

誘導加熱により溶融させた約100kgの燃料デブリ相当(実コリウム)を，るつぼ内に15秒で注入

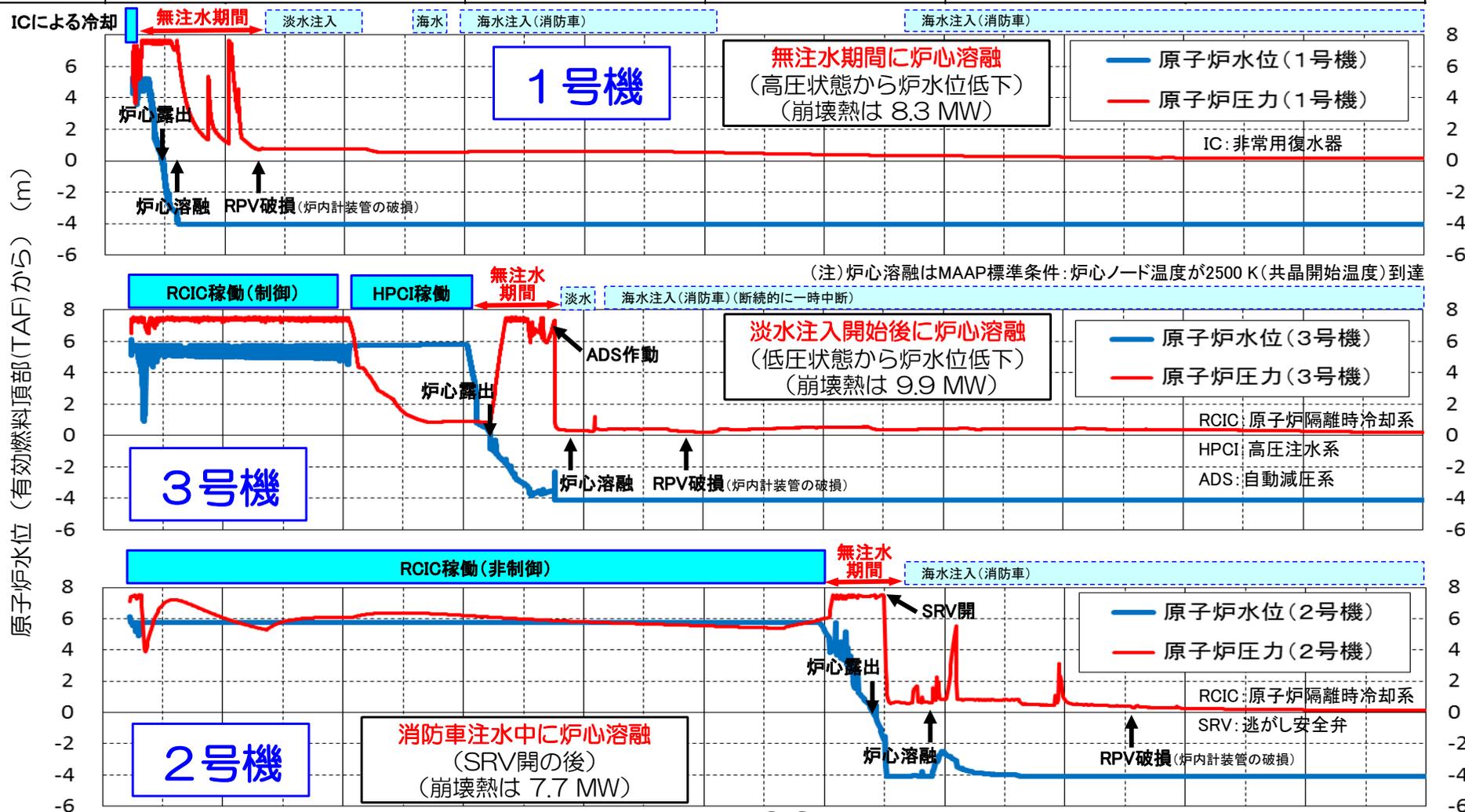
CRDハウジングは，抜け落ちなかった。1時間を経過しても，ペDESTアル部へのコリウム落下は見られず，試験を終了した。  
(解析結果と同様の挙動)

制御棒駆動機構(CRD)ハウジングの模擬試験

# 3. MAAP解析結果の概要(1/2)

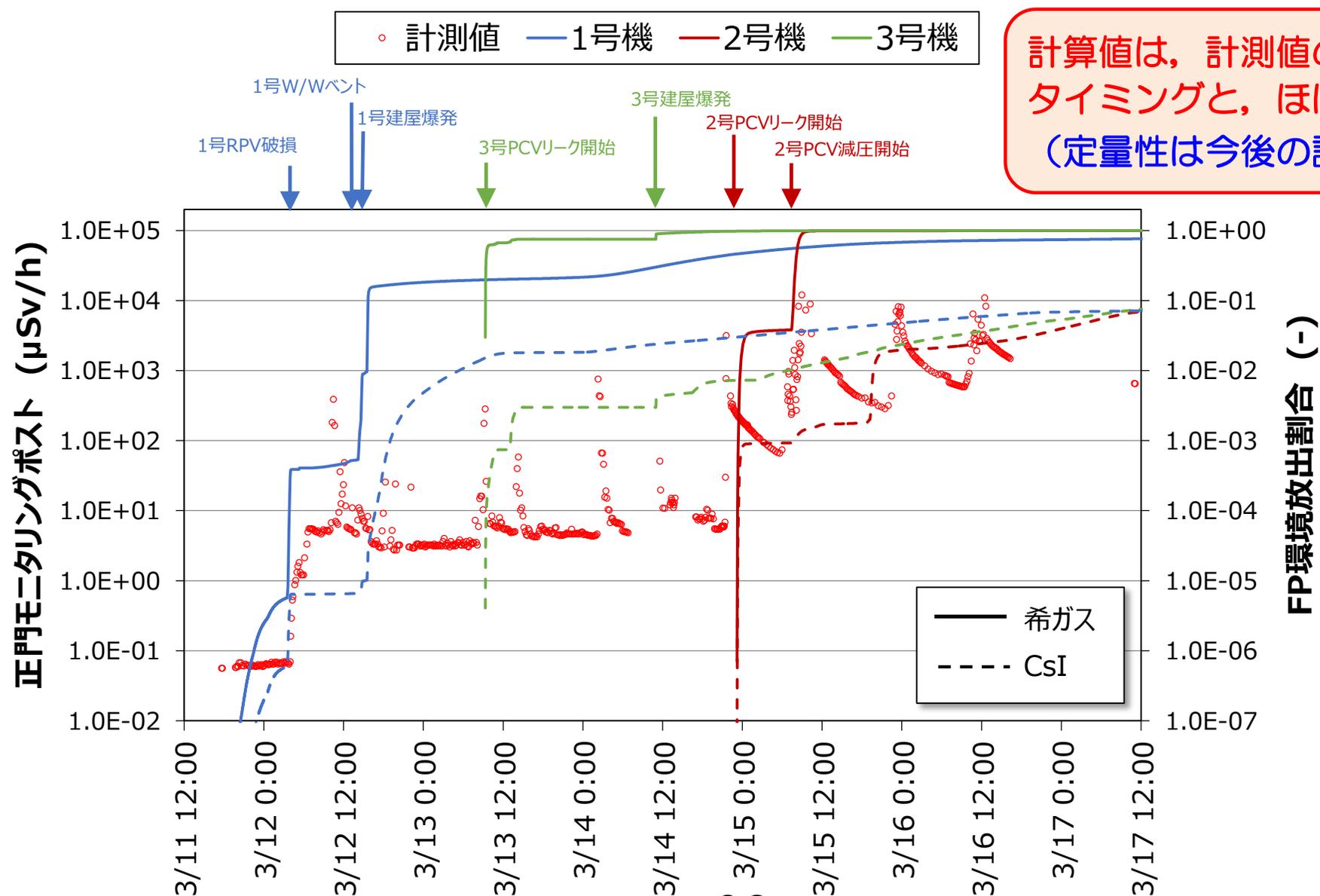
## 事故進展の経過 (解析条件及び解析結果)

地震からの経過時間(h)	0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
日付	3/11		3/12			3/13			3/14			3/15			3/16	
時刻	18	6	12	18	6	12	18	6	12	18	6	12	18	6	12	18
重大事象	▲ 14:46 地震発生		▲ 15:36 1号機建屋水素爆発						▲ 11:01 3号機建屋水素爆発			▲ 06:14 4号機建屋水素爆発				
	▲ 15:37 津波到来(全交流電源喪失)															



# 3. MAAP解析結果の概要(2/2)

## 核分裂生成物(FP)の環境放出と正門モニタポスト計測値との関係

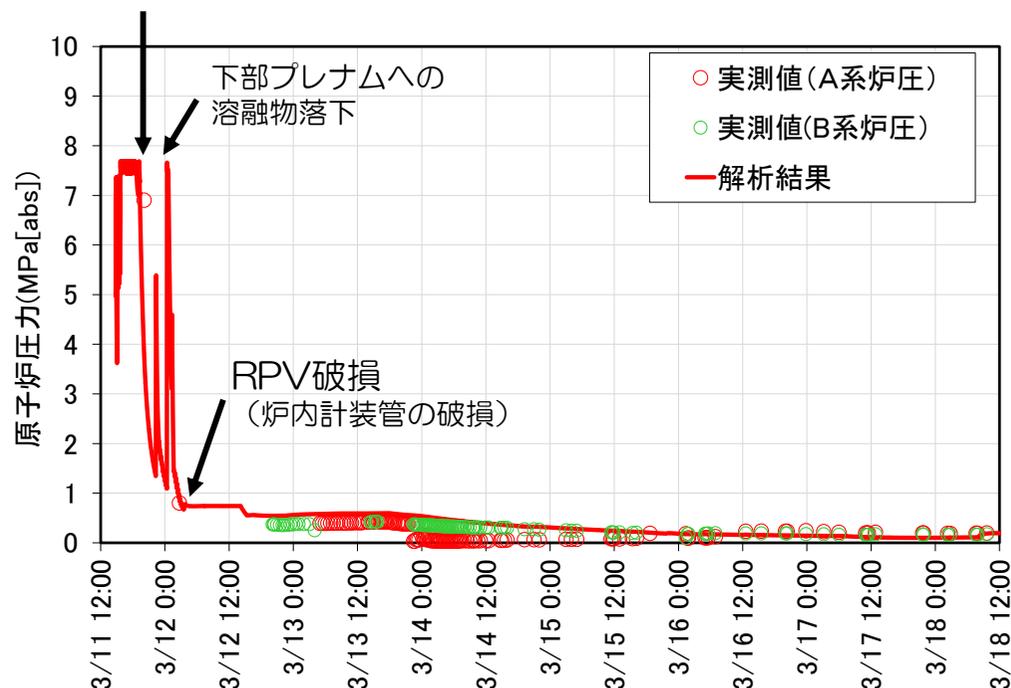


# 4. 1号機の解析・評価結果(1/4)

(MAAPによる解析結果と実測値との比較)

炉内計装管及び  
SRVガスケット  
の損傷

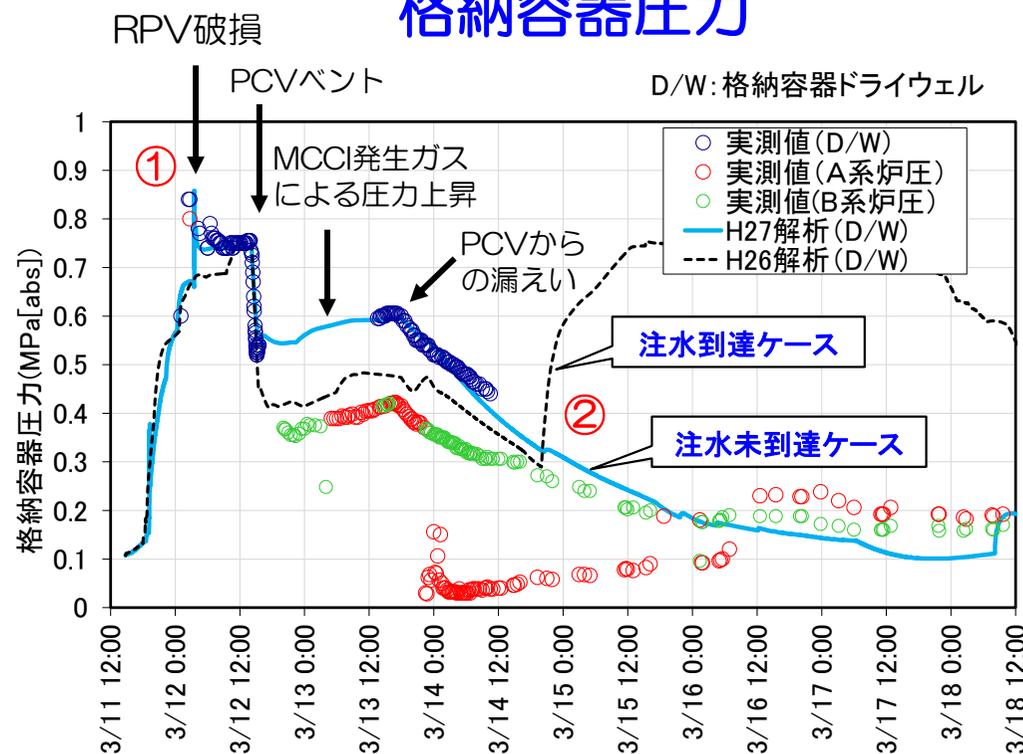
## 原子炉圧力



### RPV破損は、炉内計装管の破損

(計装管内に流入した燃料デブリが一旦固化するが、再発熱して計装管破損に至る)  
(KAERI試験結果と類似の傾向)

## 格納容器圧力



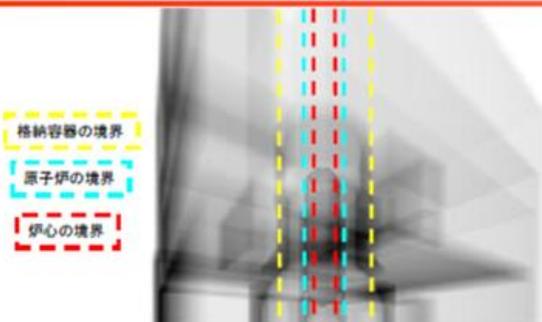
### H26解析からH27解析への改良

- ① 1次系モデル改良  
(水素発生量増大でピーク再現)
- ② 消防車からの注水量を0と設定  
(H26解析のような注水後の蒸気発生による圧力上昇なし)

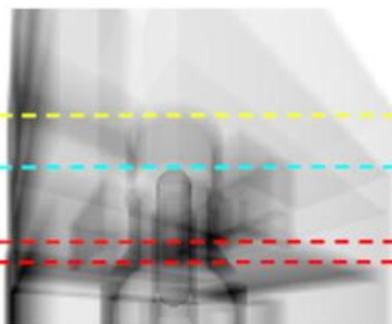
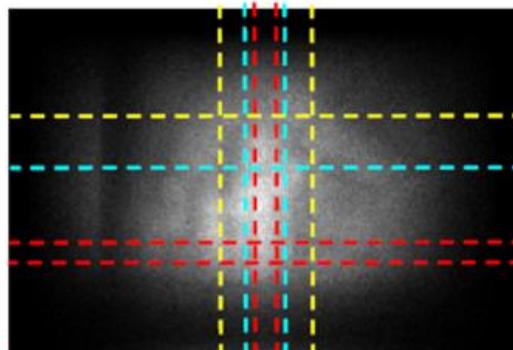
# 4. 1号機の解析・評価結果(2/4)

(ミュオン測定・PCV内部調査による評価結果)

## 6. 設計図面画像と測定値比較によるデブリの位置推定(測定器1)



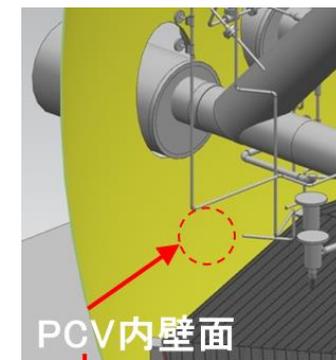
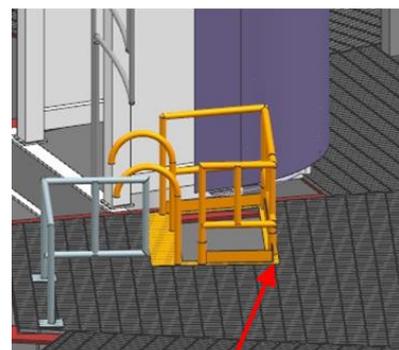
- 鮮明ではないが、測定データでは、図面から予想される、見えるべき位置に機器等が確認できている
- また、格納容器・原子炉の境界も一致
- しかしながら、もともとの炉心位置には高密度物質(燃料)を確認することができない



ミュオンによる測定結果(H27年3月)では、もともとの炉心位置には、高密度物質(燃料)を確認することはなかった



連結プレート固定治具 溶融した鉛



PCV内壁面



昇降梯子の足

PCV内部調査による情報(H27年4月)では、

- PCV壁面やペデスタル壁面の画像では、大きな損傷もなく、傾斜しているような状況もない
- PCV内は、鉛の融点(328°C)を超える温度を経験したと推定

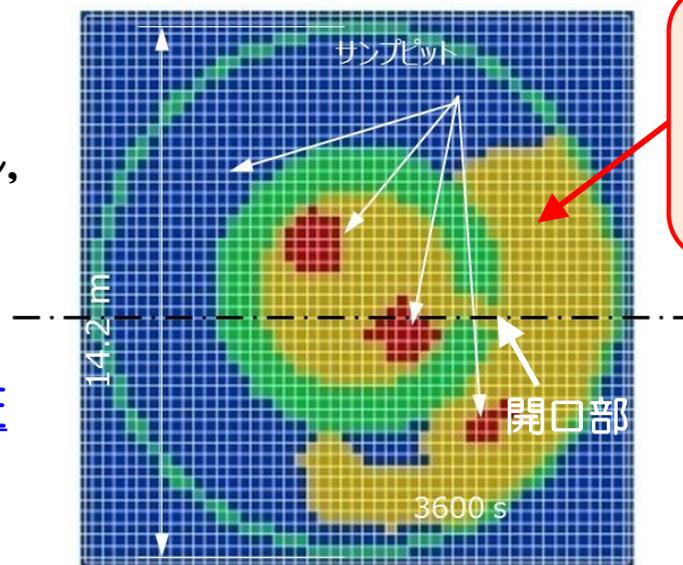
# 4. 1号機の解析・評価結果(3/4)

## (溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) 評価結果)

- SAMPSONコードの中で汎用性の高い DSAモジュールに、**侵食コンクリートの移流・拡散モデルを追加**
- MCCI 試験結果による検証
- 実機サンプ体系で、MCCI評価を実施し、PCV内でのデブリ拡がりを評価 (MAAP解析の不確かを補完)

### PCV内での MCCI・燃料デブリ拡がりを評価

■ 溶融デブリ ■ コンクリート壁  
 ■ 固化デブリ ■ コンクリート床



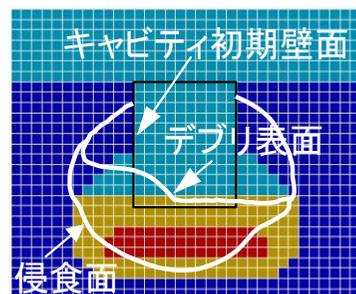
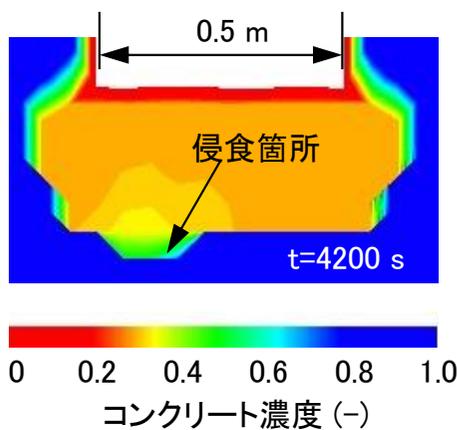
ペDESTアル外側へのデブリ拡がりは約40% (保守的な条件)

条件設定の感度解析等により、更なる精度向上

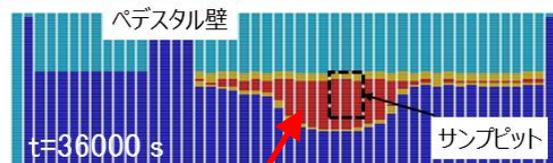
PCV内部調査

### OECD/MCCI CCI-2試験結果による検証

最終的なデブリ表面形状を最大13%の精度で予測



白線: 試験観察データ  
 ■ 溶融デブリ ■ 固化デブリ  
 ■ コンクリート



コンクリート床を侵食

⇒ サンドクッションドレン管からの漏えいが確認されており、ドライウェル側へ燃料デブリが流出している可能性がある。(ただし、事故後のPCV圧力挙動より、大規模なシエルアタックの可能性は小さいと判断される。)

# 4. 1号機の解析・評価結果(4/4)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

解析結果及び実機調査データ（ミュオン測定，PCV内部調査等）を分析・評価

項目	内容
事故進展解析*1	燃料デブリの大部分がPCV側に移行
熱バランス法評価	RPV内に熱源が少ない
ミュオン測定	炉心部には高密度物質(燃料)は殆んど無い
PCV内部調査	確認範囲ではPCV壁等の大規模な損傷なし
総合評価	燃料デブリの大部分がPCV側に移行



場所	燃料デブリ重量(ton)		
	評価値	代表値	信頼性
炉心部	0~3	0	◎
RPV底部	7~20	15	○
ペDESTアル内側	120~209	157	△
ペDESTアル外側	70~153	107	△
合計値	232~357	279	△

- \* 1: MAAP解析結果及びSAMPSON解析結果を含む
- ・RPV底部及びペDESTアル内側の燃料デブリは、主に固体(連続相)の見込み(SAMPSONIによる評価)
  - ・ペDESTアル内側の燃料デブリの内、RPV下部CRDハウジングに、約6ton(そのうち、燃料約2.2ton)の燃料デブリが付着している可能性がある

- ・燃料デブリ: 燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む)
- ・評価値: 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲
- ・代表値: 分析・評価の結果から、現時点における確からしい値
- ・現状では、ペDESTアル外側への拡がり及びコンクリート侵食に関する評価結果の不確かさは大きい

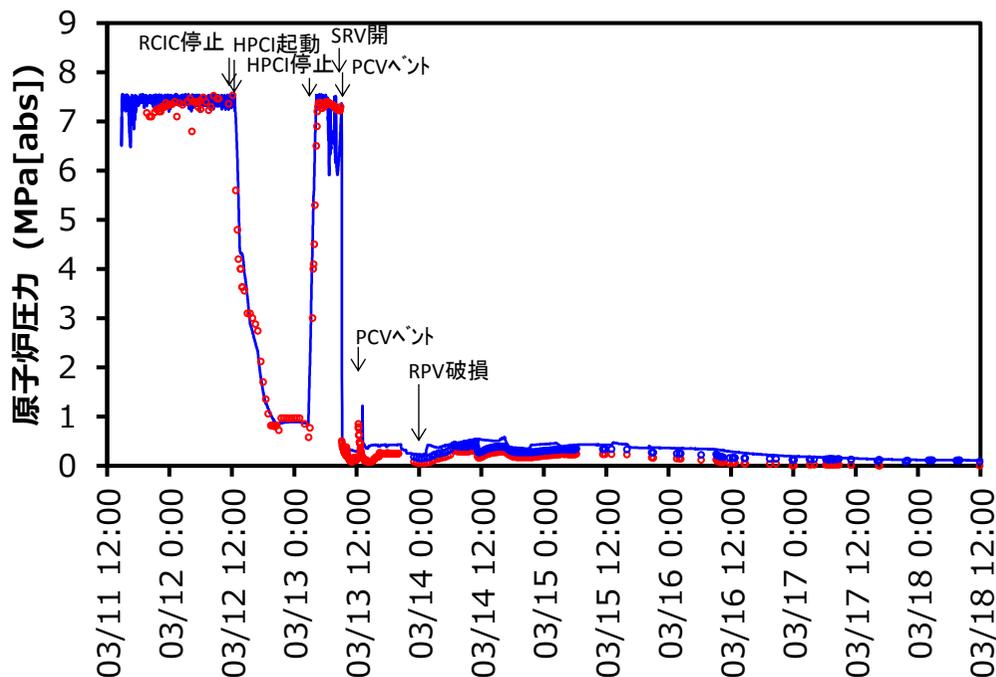
1号機では、燃料デブリの大部分が、RPVから落ち、PCVに移行したと推定

# 5. 3号機の解析・評価結果(1/2)

(MAAPによる解析結果と実測値との比較)

## 原子炉圧力

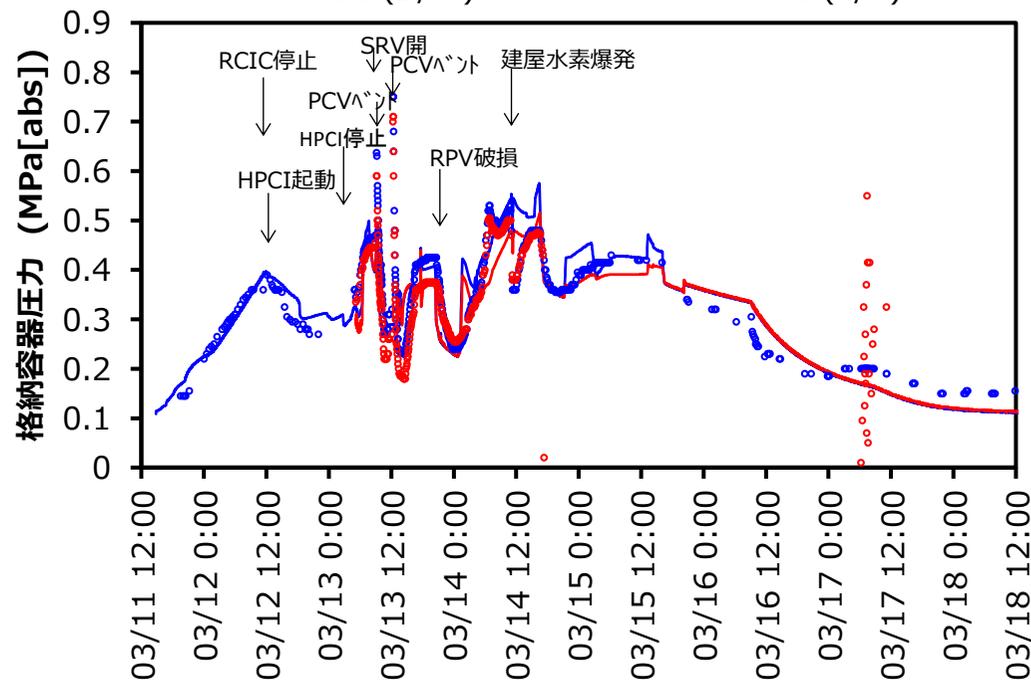
● 実測値(A) ● 実測値(B) — MAAP



## 格納容器圧力

D/W: 格納容器ドライウエル  
S/C: 圧力抑制室

● 実測値(D/W) ● 実測値(S/C)  
— MAAP(D/W) — MAAP(S/C)



原子炉圧力挙動を概ね再現

(HPCI による注水挙動などを調整した結果)

格納容器圧力挙動を概ね再現

(消防車注水量及び格納容器バント漏えい面積を調整した結果)

# 5. 3号機の解析・評価結果(2/2)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

解析結果及び実機調査データ（温度データ，PCV内部調査等）を分析・評価

項目	内容
事故進展解析*1	燃料デブリの大部分がPCV側に移行
熱バランス法評価	一定割合がRPVとPCVの両方に存在
ミュオン測定	—
PCV内部調査	確認範囲ではPCV内構造物の損傷なし
総合評価	燃料デブリの大部分がPCV側に移行



場所	燃料デブリ重量(ton)		
	評価値	代表値	信頼性
炉心部	0～31	0	○
RPV底部	21～79	21	○
ペDESTAL内側	92～227	213	△
ペDESTAL外側	0～146	130	△
合計値	188～394	364	△

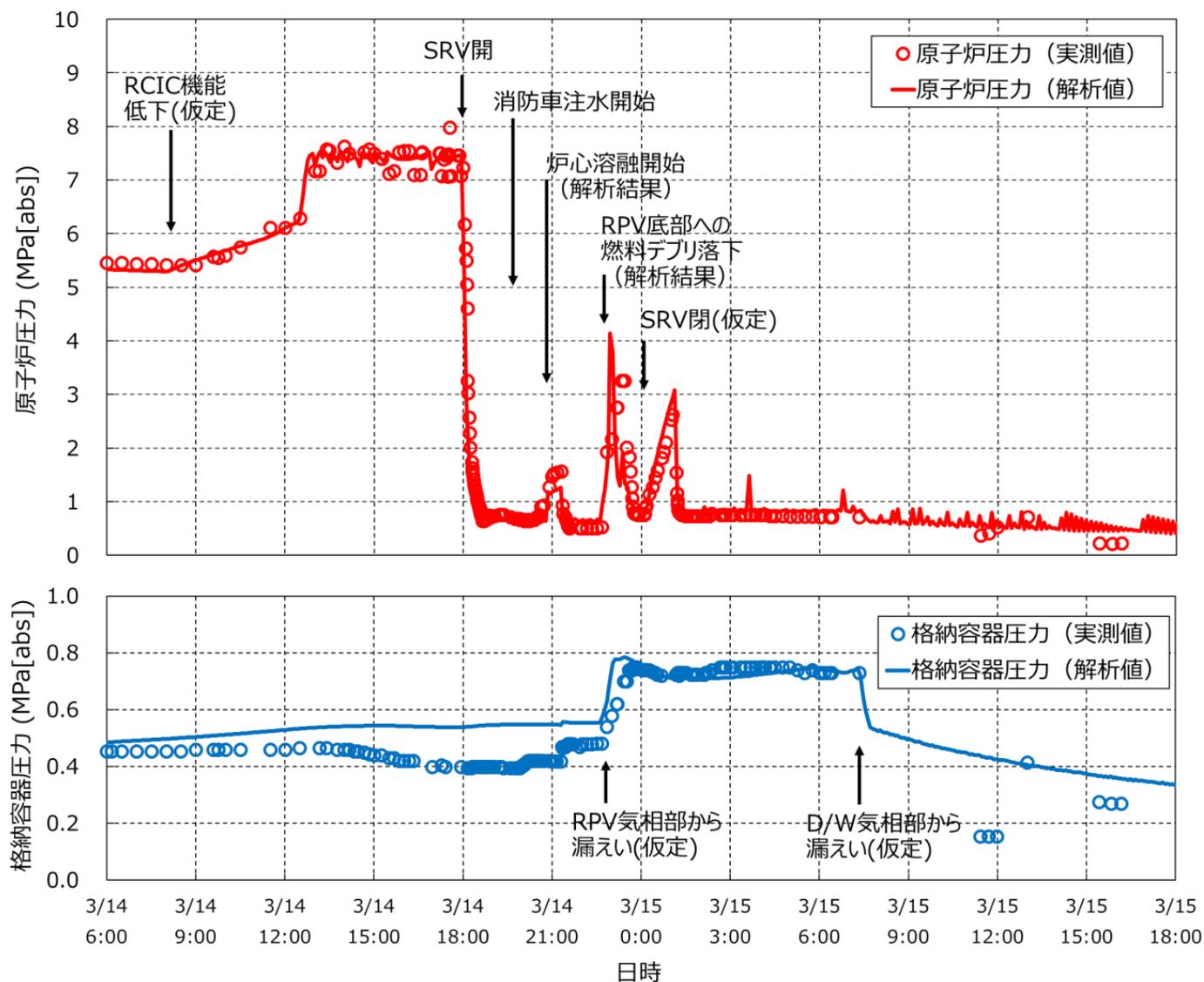
- \* 1: MAAP解析結果及びSAMPSON解析結果を含む
- ・RPV底部の燃料デブリは主に粒子状，ペDESTAL内側は，主に固体（連続相）の見込み（SAMPSONによる評価）
  - ・ペDESTAL内側の燃料デブリの内，RPV下部CRDハウジングに，約 5.5ton（そのうち，燃料約 1.6ton）の燃料デブリが付着している可能性がある

- ・燃料デブリ: 燃料＋溶融・凝固した構造材（コンクリート成分を含む）
- ・評価値: 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲
- ・代表値: 分析・評価の結果から，現時点における確からしい値
- ・3号機のペDESTAL外側への拡がり及びコンクリート侵食評価は，1号機のMCCI詳細解析からの推定結果であり，不確かさは大きい

3号機では，燃料デブリの大部分が，RPVから落ち，PCVに移行したと推定

# 6. 2号機の解析・評価結果(1/6)

(MAAPによる原子炉減圧後の挙動解析結果と実測値との比較)



3回の圧力ピークが発生した非常に複雑な現象

(溶融物の下方方向への移行と消防車注水による冷却とが競合する状況)

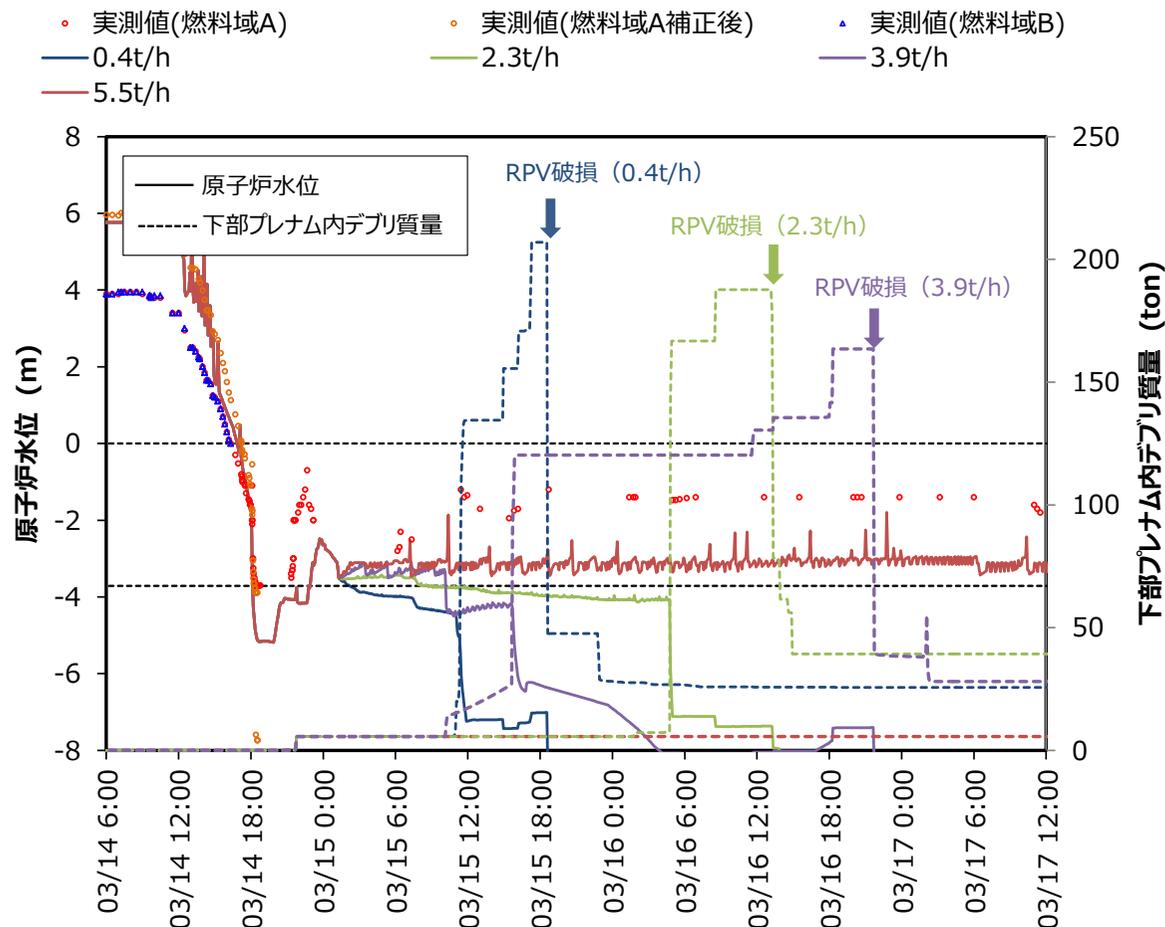
消防車による間欠的な注水(注水量を含む), SR弁開閉等の境界条件や水素発生・RPV気相部からの直接漏えい等の物理現象モデルを調整

原子炉圧力, 格納容器圧力挙動を概ね再現

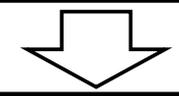
この過程においてRPV破損に至るなど, RPV底部へ溶融物が落下したとの推定は得られていない

# 6. 2号機の解析・評価結果(2/6)

(MAAPによる注水量の感度解析結果)



消防車からの注水が、どの程度、炉心冷却に寄与したかの不確かさが大きい（再循環ポンプシールの漏えいや消防車とRPV間でのバイパス経路が発生した可能性）



冷却に寄与した注水量をパラメータとした感度解析を実施



注水量の僅かな差異により、RPV破損の有無に影響  
(約4t/h未滿の注水量ではRPV破損が発生)

RPV底部に残存するデブリ量の注水量への依存性は小さい

0.4t/hの時のRPV破損時刻は、CAMSデータを用いた東電推定(3/15午後)に近い

冷却に寄与した注水量	0.4 t/h	2.3 t/h	3.9 t/h	5.5 t/h
RPV内デブリ量	約25t	約39t	約28t	約110t
ペDESTAL内側デブリ量*1	約129t	約127t	約140t	なし
RPV破損の有無	破損あり			破損なし

\* 1: コンクリート成分を含む

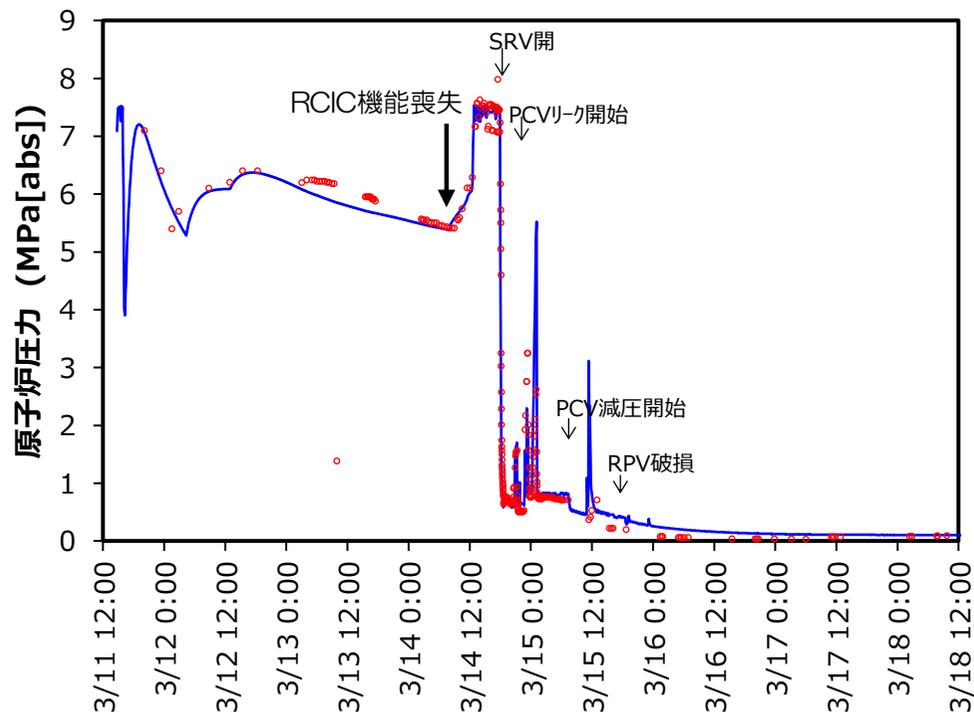
CAMS: 格納容器雰囲気モニタ

# 6. 2号機の解析・評価結果(3/6)

(MAAPによる解析結果と実測値との比較)

## 原子炉圧力

○ 実測値 — MAAP

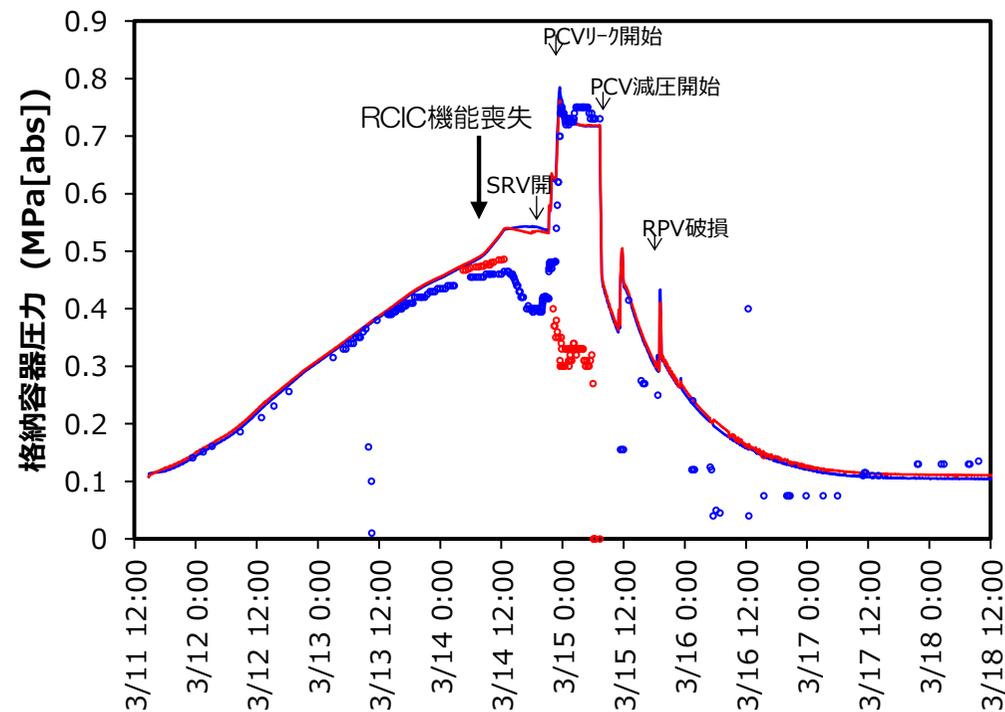


### 原子炉圧力挙動を概ね再現

- RCICタービンポンプモデル導入により、RCIC機能喪失までの再現性が向上
- 境界条件や物理現象モデルを調整し、原子炉減圧後圧カスパイク挙動を再現

## 格納容器圧力

D/W: 格納容器ドライウェル  
S/C: 圧力抑制室  
○ 実測値(D/W) ○ 実測値(S/C) — MAAP(D/W) — MAAP(S/C)

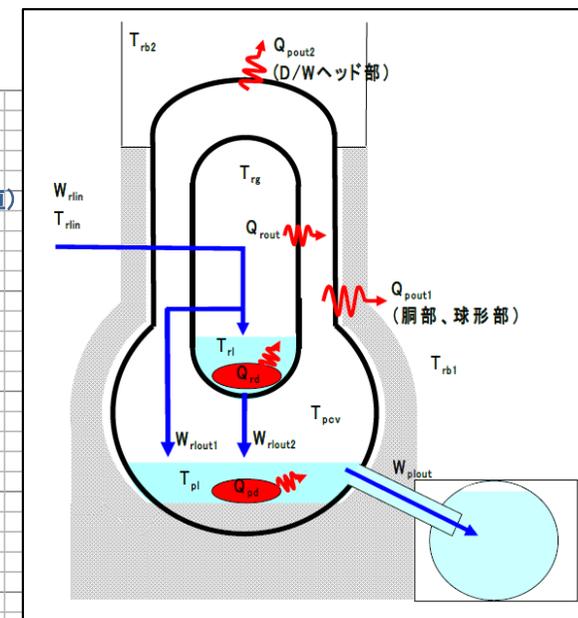
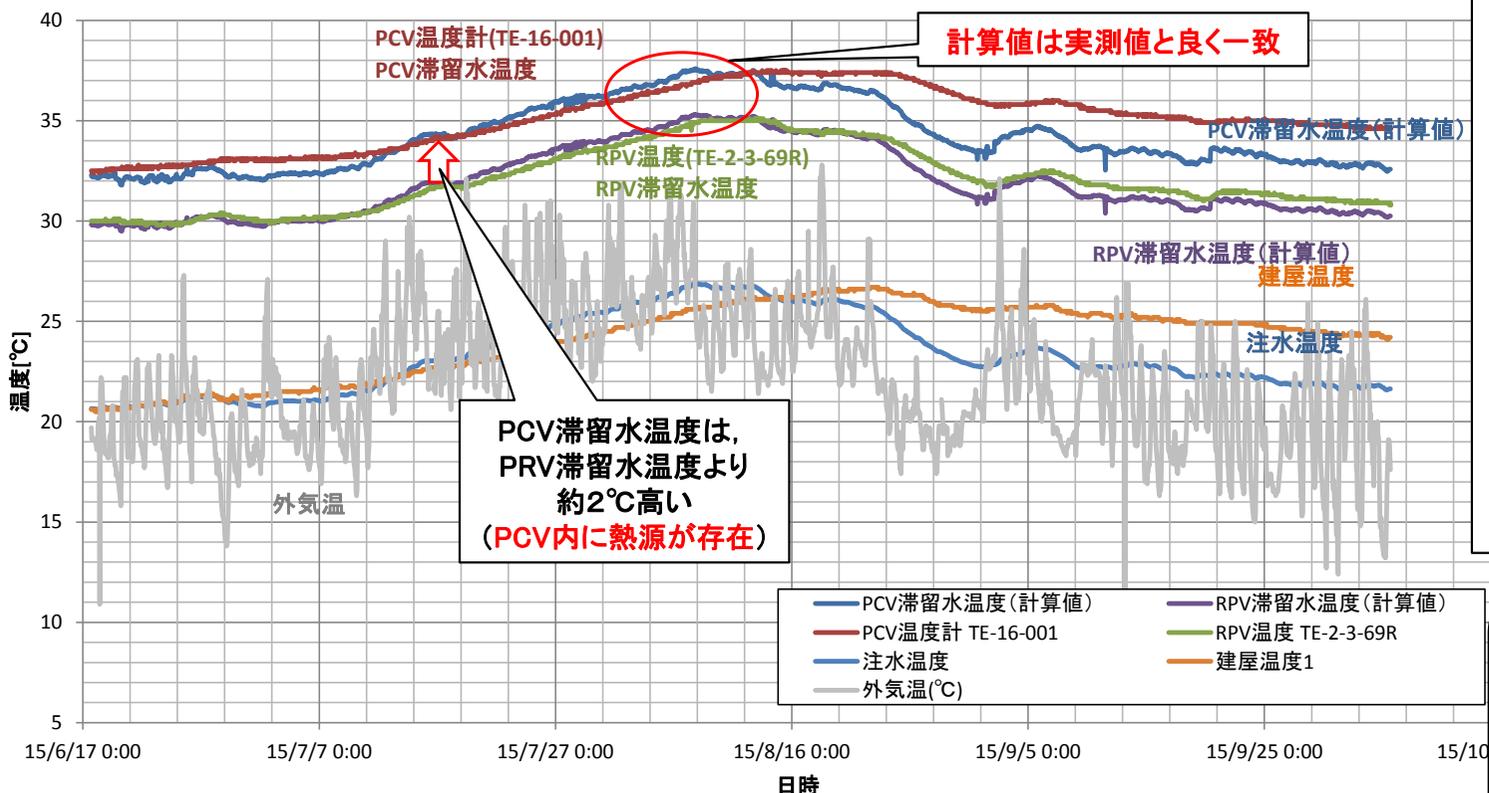


### 格納容器圧力挙動を概ね再現

(RCIC機能喪失後の格納容器減圧挙動の再現性は悪い)

# 6. 2号機の解析・評価結果(4/6)

## (熱バランス法による熱源の推定)



RPVへ注水されている冷却水が、RPV/PCV内の熱源(燃料デブリの崩壊熱起因)によって、滞留水温度まで昇温することを仮定した熱バランス評価

注水全てが、RPV内デブリ冷却に寄与していると仮定すると、RPV内に約6割のデブリが熱源として存在

給水系からの注水が、再循環ポンプ部またはRPV破損部から漏れいして、冷却に寄与しない割合を5割と仮定すると、RPV内に約3割のデブリが熱源として存在

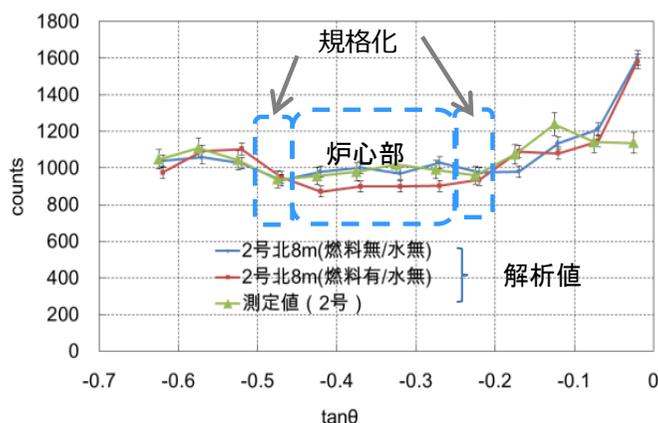
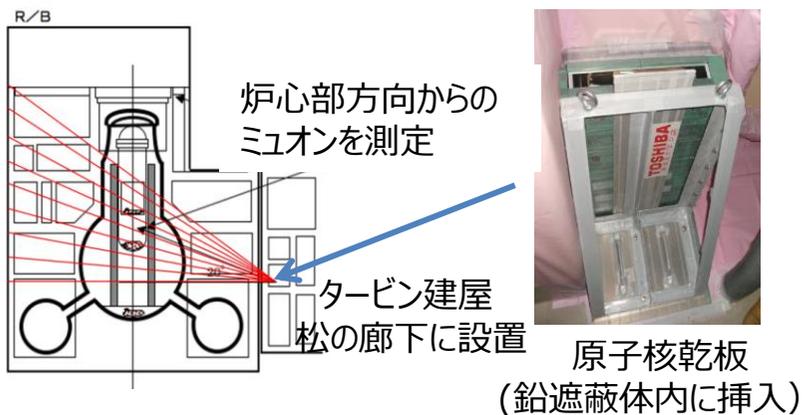
入熱(注水+崩壊熱)とPCV壁面から建屋/大気への放熱及び水温上昇とが熱的にバランス

# 6. 2号機の解析・評価結果(5/6)

(ミュオン測定による評価結果)

## 原子核乾板によるミュオン測定\*1

(炉心部構造体(燃料, 制御棒)の残存率評価)  
 (\*1: 東芝/名古屋大学の共同研究(H27年3月))



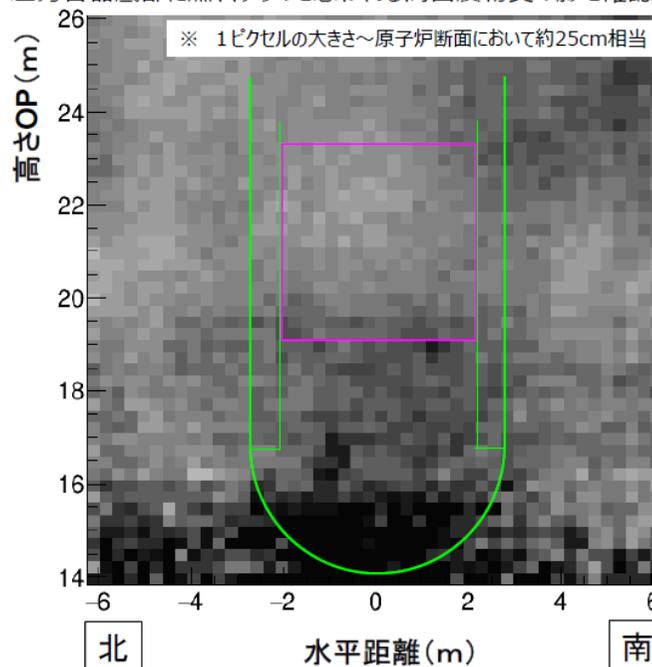
ミュオン計測数の測定値と解析値の比較

炉心部のミュオン計測数の測定値と解析値の比較より、  
**炉心部構造体の残存率 = (9~36) ± 51%**と推定

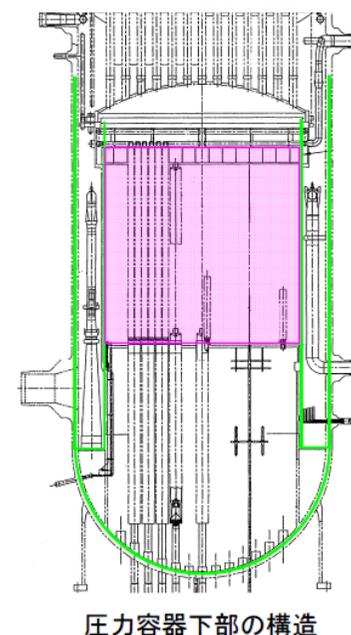
## ミュオン透過法に測定\*2

(炉心や压力容器底部の燃料デブリを透視)  
 (\*2: IRID事業の一環として, 東京電力が実施)

■ 压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。



(測定結果 H28.7.22時点)



**压力容器底部に燃料デブリと考えられる  
 高密度の物質が存在していることを確認**

**下部プレナムに落下した燃料が  
 压力容器底部に残存している  
 (炉心部は少ない)**

# 6. 2号機の解析・評価結果(6/6)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

解析結果及び実機調査データ(熱バランス法評価, ミュオン測定等)を分析・評価

項目	内容
事故進展解析*1	燃料デブリの分布は <b>消防車注水量の設定に大きく依存</b>
熱バランス法評価	<b>一定割合がRPVとPCVの両方に存在</b>
ミュオン測定	炉心部に大きな燃料デブリは殆ど無い*2
PCV内部調査	RPV下部外周部の大規模な損傷なし
総合評価	一定割合がRPVとPCVの両方に存在



場所	燃料デブリ重量(ton)		
	評価値	代表値	信頼性
炉心部	0~51	0*2	△
RPV底部	25~85	42*2	△
ペDESTアル内側	102~223	146	△
ペDESTアル外側	3~142	49	△
合計値	189~390	237	△

- \*1: MAAP解析結果及びSAMPSON解析結果を含む
- RPV底部の燃料デブリは主に粒子状, ペDESTアル内側は, 主に固体(連続相)の見込み, 炉心部外周部は切り株燃料の可能性ある(SAMPSONIによる評価)
  - ペDESTアル内側の燃料デブリの内, RPV下部CRDハウジングに, 約 5.5ton(そのうち, 燃料約 2.4ton)の燃料デブリが付着している可能性がある

- 燃料デブリ: 燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む)
- 評価値: 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲
- 代表値: 分析・評価の結果から, 現時点における確からしい値
- 現状では, **2号機に関する評価結果の不確かさは大きい**

- \*2: 東京電力によるミュオン測定結果(H28.7.22時点)が発表される前の評価結果であり, **炉心部及びRPV底部の燃料デブリ残存量は, もう少し多いと推定される**

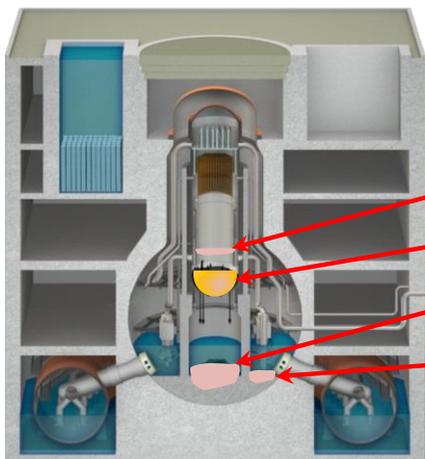
2号機では, 一定割合の燃料デブリが, **RPVとPCVの両方に存在すると推定**

# 7. 評価結果のまとめ(1/3)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

- 解析結果・実機調査データ(温度データ, ミュオン測定, PCV内部調査等)を分析・評価
- 燃料デブリが存在する位置・量と組成等を推定(分析・評価の不確かさを考慮した評価)

燃料デブリ(燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む))の推定重量(ton)



場所	1号機			2号機			3号機		
	評価値	代表値	相対値	評価値	代表値	相対値	評価値	代表値	相対値
炉心部	0~3	0	0%	0~51*1	0*1	0%*1	0~31	0	0%
RPV底部	7~20	15	5%	25~85*1	42*1	18%*1	21~79	21	6%
ペDESTAL内側	120~209	157	56%	102~223	146	61%	92~227	213	58%
ペDESTAL外側	70~153	107	39%	3~142	49	21%	0~146	130	36%
合計値	232~357	279	—	189~390	237	—	188~394	364	—

(注) 評価値は, 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲を示す。

代表値は, 分析・評価の結果から, 現時点における確からしい値を示す。

\*1: 東京電力によるミュオン測定結果(H28.7.22時点)が発表される前の評価結果であり, 2号機の炉心部及びRPV底部の燃料デブリ残存量は, もう少し多いと推定される。

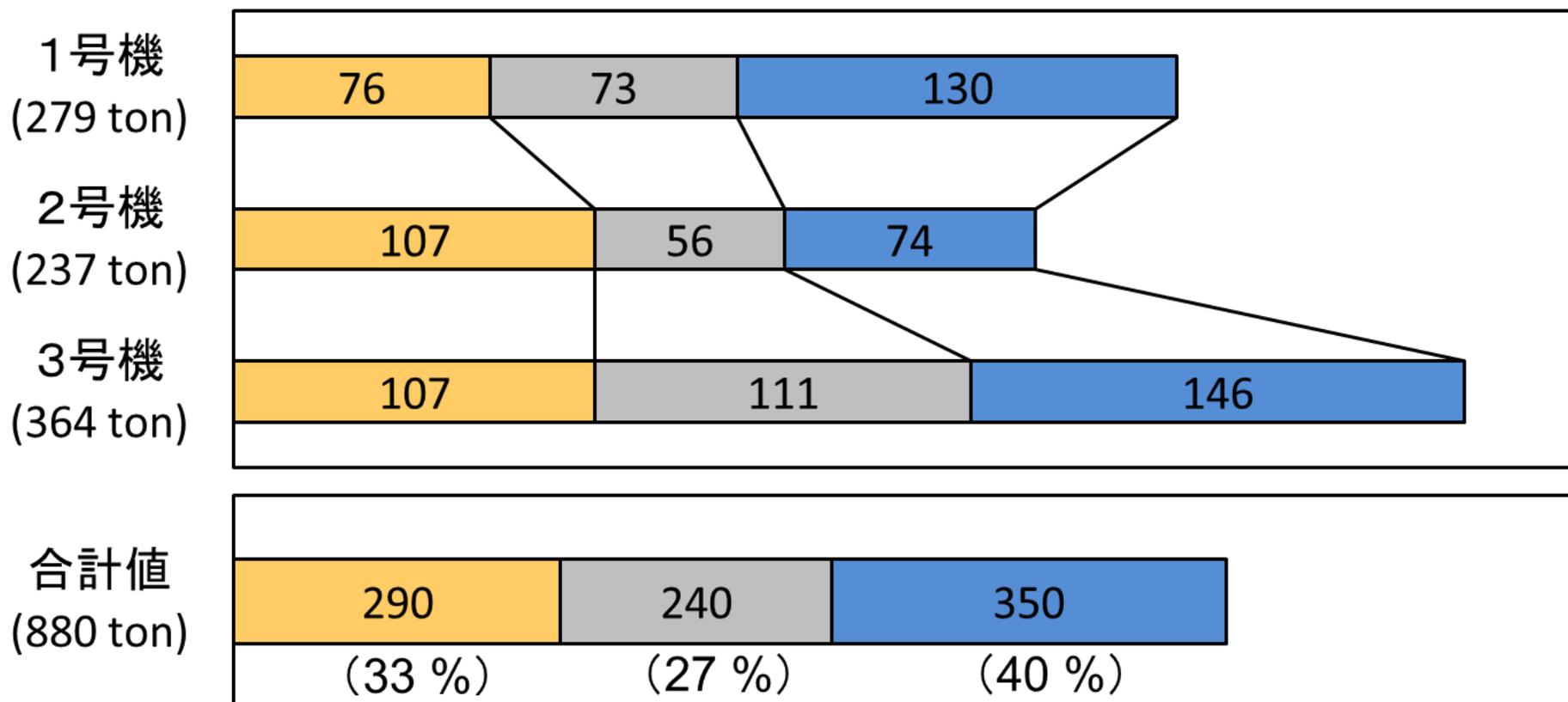
- 1号機/3号機では, 燃料デブリの大部分が, RPVから落ち, PCVに移行したと推定
- 2号機では, 一定割合の燃料デブリが, RPVとPCVの両方に存在すると推定

- 現状では, 2号機に関する評価結果の不確かさは大きい
- ペDESTAL外側への拡がり, コンクリート侵食に関する評価結果の不確かさは大きい

# 7. 評価結果のまとめ(2/3)

(燃料デブリの成分毎重量推定結果 (ton) )

■ 燃料成分(UO<sub>2</sub>等)   ■ 構造材成分(Zr,SUS等)   ■ コンクリート成分



- 燃料デブリの合計重量は、約 880 ton (燃料成分 (UO<sub>2</sub>等) の約3倍)
- 1号機/3号機では、コンクリート成分も多く含まれる。  
(現状のコンクリート成分評価結果の不確かさは大きい。)

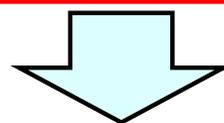
# 7. 評価結果のまとめ(3/3)

(研究開発の成果と今後の課題)

## 研究開発の成果

- ① 事故進展解析コード (MAAP及びSAMPSON) を改良・高度化
  - ・炉心損傷進展/燃料デブリ挙動モデルや核分裂生成物(FP)移行モデル等を改良
- ② 改良したコードによる事故進展解析及び燃料デブリ・FP分布等を評価
  - ・改良コードによる事故進展解析及び感度解析を実施し、実測値との比較等により、事故進展事象の解析精度向上を図り、燃料デブリ・FP分布等を評価
- ③ 詳細解析コード及び模擬試験により、個別事象を詳細に評価
  - ・溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の詳細評価を実施
  - ・韓国原子力研究所(KAERI)において、圧力容器貫通管溶融破損試験を実施
- ④ 炉内状況に関するデータ・情報 (燃料デブリ分布等) を提供
  - ・事故進展解析結果及び実機調査から得られるデータ・情報を活用した分析・評価
  - ・燃料デブリ取り出し方針決定や方法確定に必要な燃料デブリ分布等の情報を提供

## 今後の課題



不確かさの低減

- ① 新しい調査結果 (PCV内部調査等) を踏まえ、評価結果を更新
- ② 事故シナリオ分析及び解析・実験評価、事故時プラントデータ及び現場調査結果に基づく分析等により事故進展推定精度を向上させ、炉内状況の総合的な分析・評価
- ③ 核分裂生成物 (FP) の分布及び化学特性の評価 (実験・測定等を含む)