

# 東京電力福島第一原子力発電所 過酷事故の事故シナリオと 炉内状況の推定

倉田 正輝

日本原子力研究開発機構 廃炉環境国際共同研究センター  
廃炉研究プランナー

Kurata.masaki@jaea.go.jp

第21回 1F廃炉の先研究会資料

令和4年10月27日

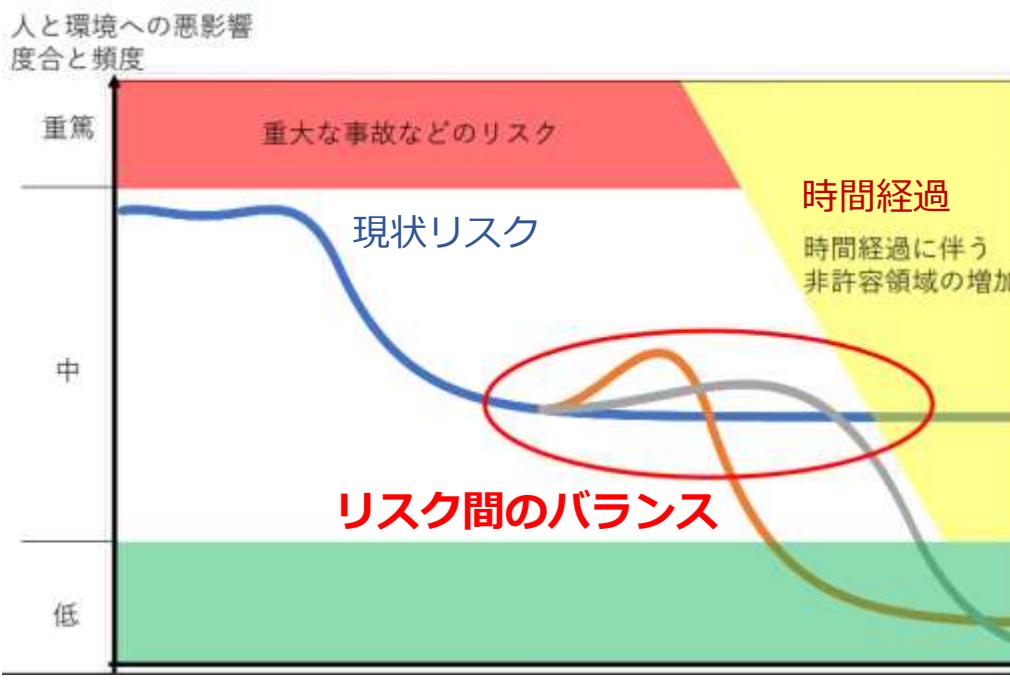
# 本日の概要

## -1F事故シナリオ・炉内状況の推定について-

1. 目的、役割は？
2. 推定の方法、考え方は？
3. 1F炉内調査でわかつってきたこと ⇒観測事実
4. 典型事故シナリオと1F事故シナリオ
  - TMI-2事故解析に基づく専門家の共通認識
  - 1F事故に固有な事象を引き起こすためのシナリオ  
分岐、メカニズム⇒ある前提条件の下での推定
5. 課題、今後の取組み (FABA, debrisWiki)  
⇒廃炉工程を着実に進めるための集合知、  
知見・認識共有データベース

# 1. 目的、役割は？

1. 事故の経緯を解明することで、原子力安全性向上に知見を提供する。
2. 廃炉工程の設計やオペレーションに対し、『段階的に拡充する』現場知見やデータを、効果的、効率的に提供する。



廃炉では、リスクの観点では、現状変更による『短期的なリスク増加』を合理的な範囲に抑制しつつ、『長期的にリスクの大幅な低減』を目指す。

一方、『時間経過』との闘いでもある。

廃炉を安全に実施、という大命題の下で、リスク間のバランス見極めが必要となる。  
(# 最大の課題)

廃炉工程設計やオペレーションには、様々な設計因子を設定するため、燃料デブリや炉内状況のデータベースが必要。 . . . .  
しかし、

# 課題①：現場知見はどこまで拡充できるか？

## これまで様々な調査を実施

- ミューオン調査
- 遠隔ロボットによるPCV内部調査
- オペフロなど、建屋内部立入り調査



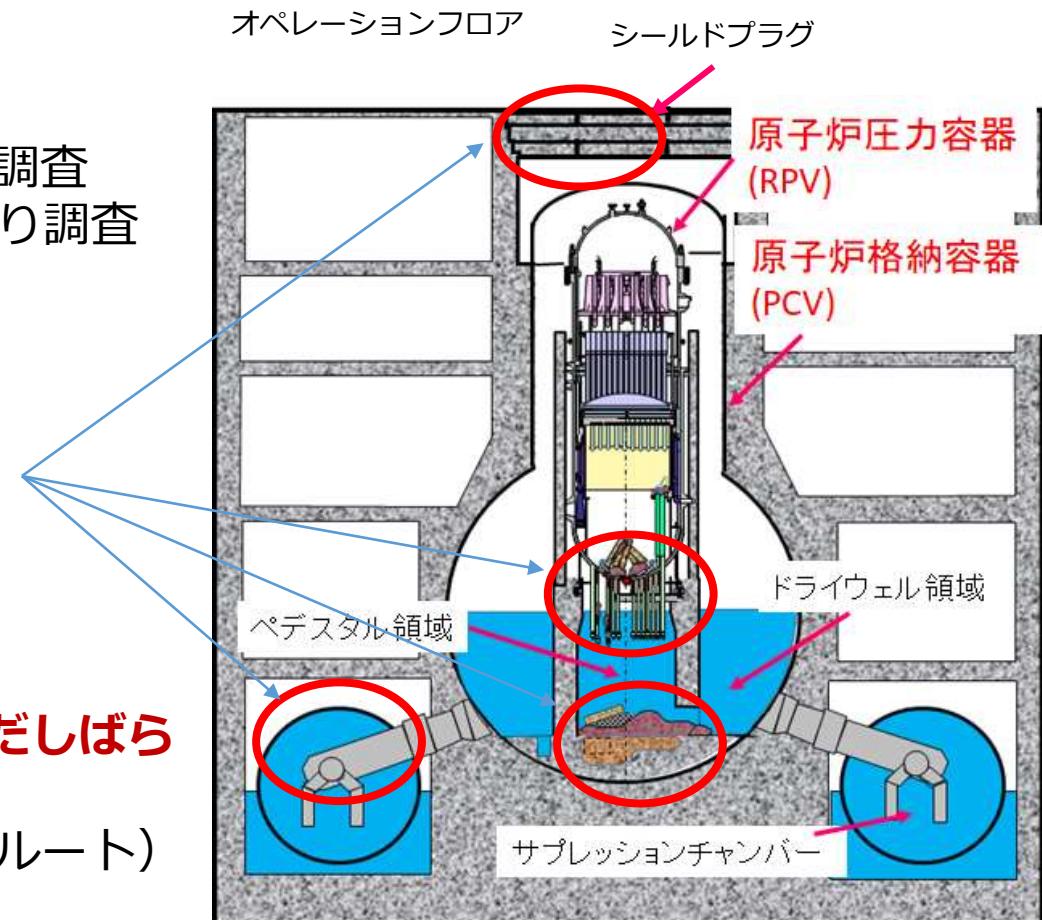
## 得られた主な知見（観測事実）

- 燃料デブリのおよその分布
- 格納容器内の破損状態
- 燃料デブリとみられる堆積物の状態、特性



一方、観測困難な領域の情報は、まだしばらく得ることができない

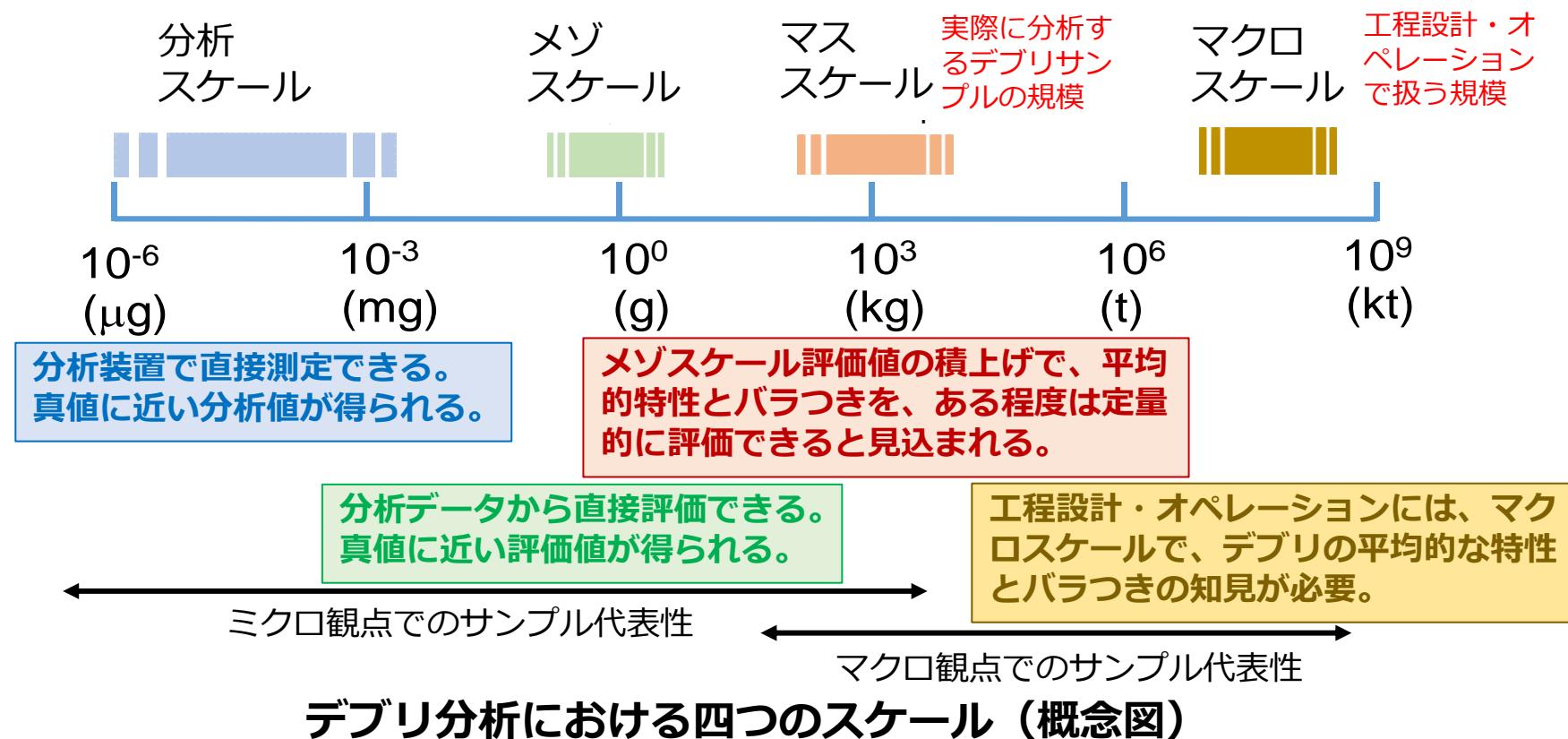
- RPV内部（高線量、アクセスルート）
- 構造物等の隙間、配管の内部など



3号機の建屋断面（現時点での模式図）

# 燃料デブリ取り出しの設計検討は、現状知見を精査しうつ、一般的なプラント設計より、いっそう大きな安全裕度を設定した上で、長期的なリスク低下に有効な領域・部位から進められると考えられる。

# 課題②：実デブリ分析データはどこまで精緻化できるか？



- **ミクロ観点でのサンプル代表性** . . . 使用済み核燃料や、地質学での岩石サンプル分析手法を応用し、技術を習熟することで、定量的なデータベース整備が見込まれる。
- **マクロ観点でのサンプル代表性** . . . マススケールサンプル（数100g～kg規模）には、分析点数、採取部位などに限界があり、「特にデブリ取出し初段階では」、「分析データの積み上げだけで、定量的なデータベースを完備することは、かなり難しい。」

## 2. 推定の方法、考え方は？

1. 観測・測定事実、推論（判断根拠、前提）を明確に区別する。
2. 様々な知見・データを、重層的、網羅的、一元的にデータベース化する。

□ 科学の議論において、事実と推論の区別は当然の手続き。多くの分野の専門家が協働で進める「廃炉」では、分野によって課題アプローチが異なるため、特に、事実と推論の明確な区別が極めて重要。

# *Results and discussion*という論の進め方は適切でない。

# 技術分野ごとの専門家コンセンサス（例えば、デブリ溶融プールの形成）には、前提条件がついていることが多く、現象の本質に立ち返った考察が必要となる。 →後で例示

□ 技術分野ごとに、現象のとらえ方（サイズ感、時間スケール、等）が異なるため、関連知見・データを重層的、網羅的にリンクさせてデータベース化し、他分野での評価結果を参照しやすくすることが重要。  
→debrisWiki（後述） <https://fdada-plus.info/wiki/>

### **3. 1F炉内調査で分かってきたこと -観測事実のまとめ-**

# 1F事故のおよその流れ



- 地震によりプラントスクラム、バックアップシステム稼働
- 津波により、電源をほぼ喪失
- 運転員の操作、緊急冷却系等の作動、消防車注水など緊急時対応
- 冷却系統の能力喪失 ⇒ 炉心水位低下、**崩壊熱を十分に除熱できなくなった**
- 原子炉の破損
  - 原子炉圧力容器（RPV）内で**炉心昇温・破損・溶融**、燃料デブリが下方に崩落
  - 崩落した燃料デブリが、崩壊熱で再昇温・溶融
  - RPV下部が破損し、**燃料デブリが格納容器（PCV）に崩落**
- 炉心破損により、**放射性物質（セシウム、等）放出**、格納容器等に移行、一部は環境放出
- **格納容器の破損**
  - 崩落した燃料デブリにより、格納容器内構造物、コンクリートが破損
  - 格納容器の破損（密閉性を喪失）
- 事故後の安定状態（冷温停止）、燃料デブリやセシウムの大きな変化や環境放出はなく、**事故炉が一定の制御下にある状態**
- 長期変化・・・デブリ・構造材劣化、セシウムやデブリの二次的移動、など

# 1F格納容器の内部調査

## これまで様々な調査を実施

- ミューオン調査
- 遠隔ロボットによる調査
- 建屋内立ち入り調査



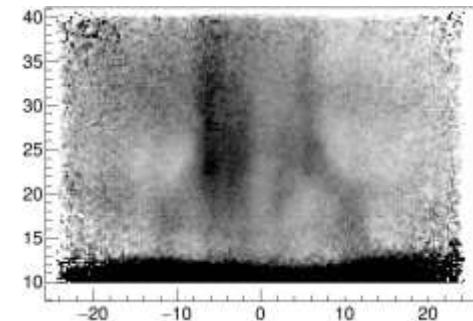
## 得られた主な知見

- 燃料デブリのおよその分布
- 格納容器内の破損状態
- 燃料デブリとみられる堆積物の状態、特性



## 燃料デブリ取り出しに向けて

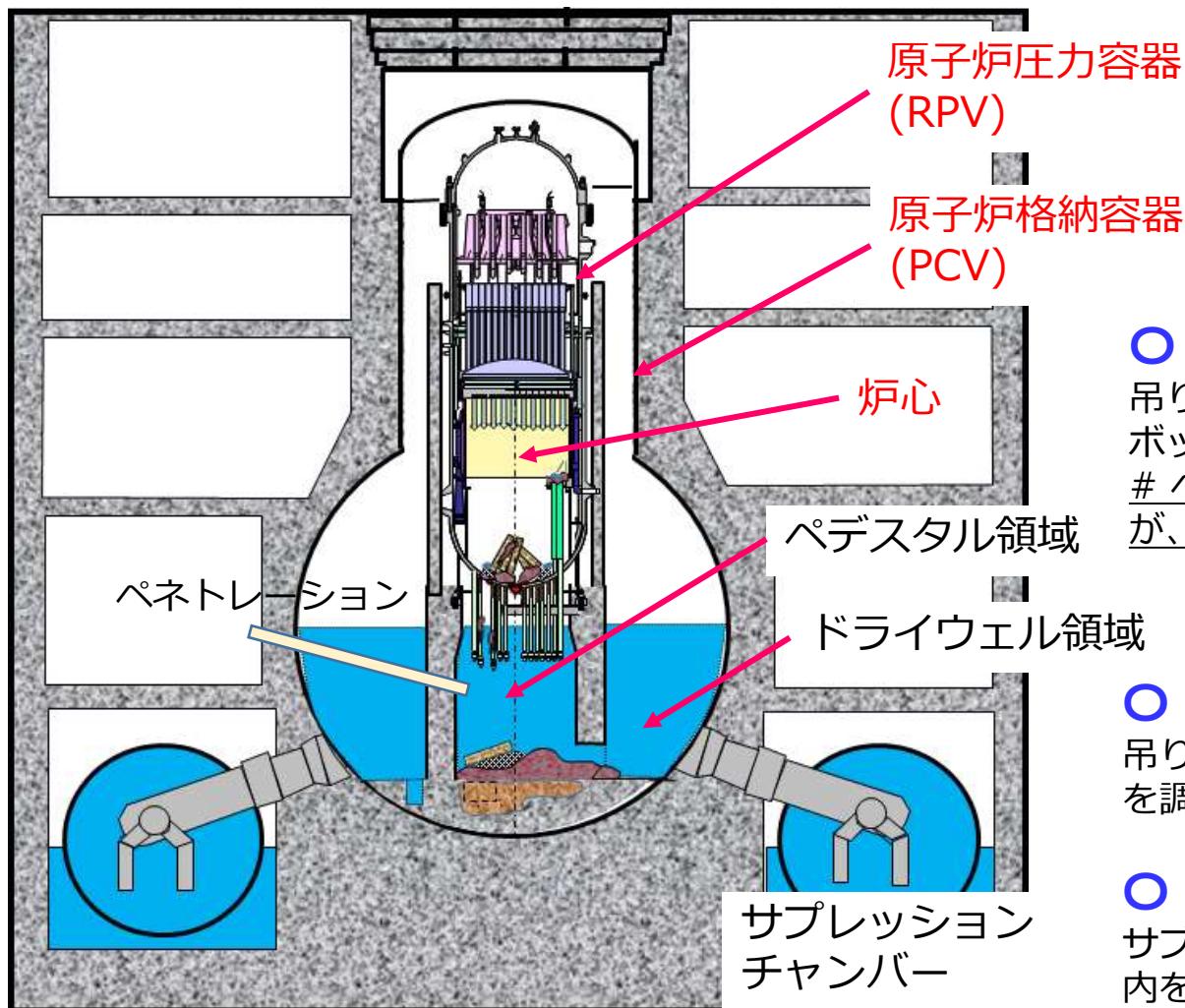
- 事故シナリオの理解
- 炉内状況の推定



# 内部調査で得られた『観測事実』により、事故直後になされた、米国TMI-2事故評価等からの推定と、実際の内部状況はかなり異なっていることが分かってきた。

# 原子炉建屋内の構造、調査領域

オペレーションフロア シールドプラグ



3号機の建屋断面（現時点での模式図）

## ○ 1号機

吊り下げ、および、サブマリンロボットが、ドライウェル内を調査  
# ペデスタル入口までは観測したが、ペデスタル内部には未到達

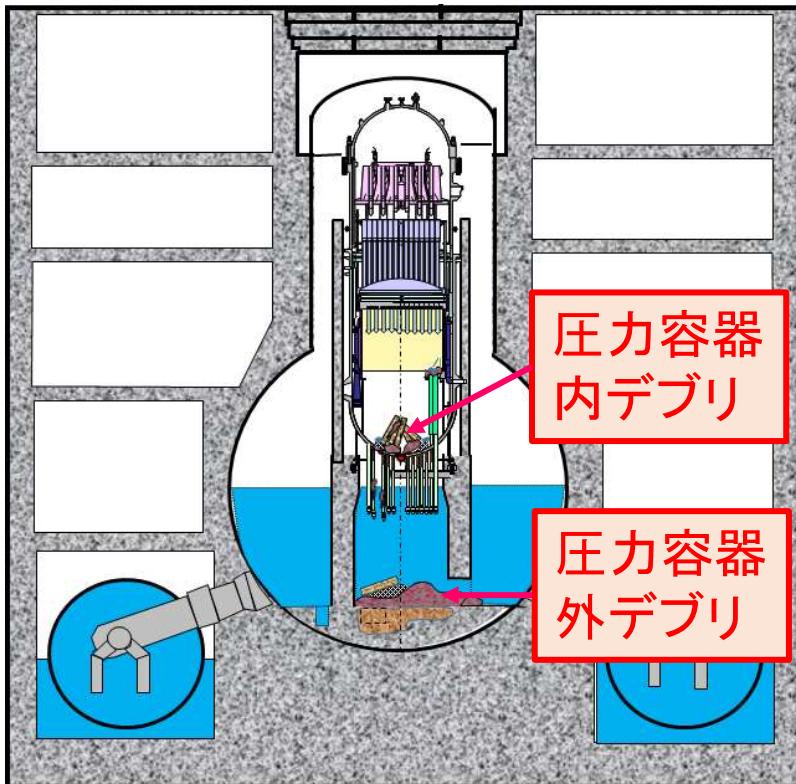
## ○ 2号機

吊り下げロボットが、ペデスタル内を調査、撮影、デブリに接触

## ○ 3号機

サブマリンロボットが、ペデスタル内を調査、撮影、3D画像データ

# 燃料デブリのおよその分布、成分



3号機の建屋断面（現時点での模式図）

# 参考：コリウムとは？  
事故途中過程で、炉心物質（Core Materials）が破損・溶融して形成される物質をコリウム（Corium）と称する。主に欧州の安全研究で、燃料デブリの溶融・移行状態の現象理解やモデル化において用いられる用語である。（#北米ではあまり用いられない）

- 燃料デブリは、本来、炉心（左図の黄色領域）にあった核燃料や構造材が崩落し、圧力容器内と外に形成された。
- それぞれ、**圧力容器内デブリ**、**圧力容器外デブリ**という（形成メカニズムや含有物質が異なる）。
- TMI-2事故評価に基づく「典型事故シナリオ」でも、「1F固有事故シナリオ」でも、炉心で核燃料が溶融・崩落し、圧力容器底部でいったん堆積して、これを破損し、格納容器（ペデスタル領域）に崩落する、という事故のおよその流れは共通する。
- しかし、内部調査や事故解析により、**1F固有条件の要素過程での、燃料デブリふるまい**が、デブリ分布・特性、構造物の破損状態に大きく影響したことが分かってきた。

# 2号機内部調査 -観測結果の概要-

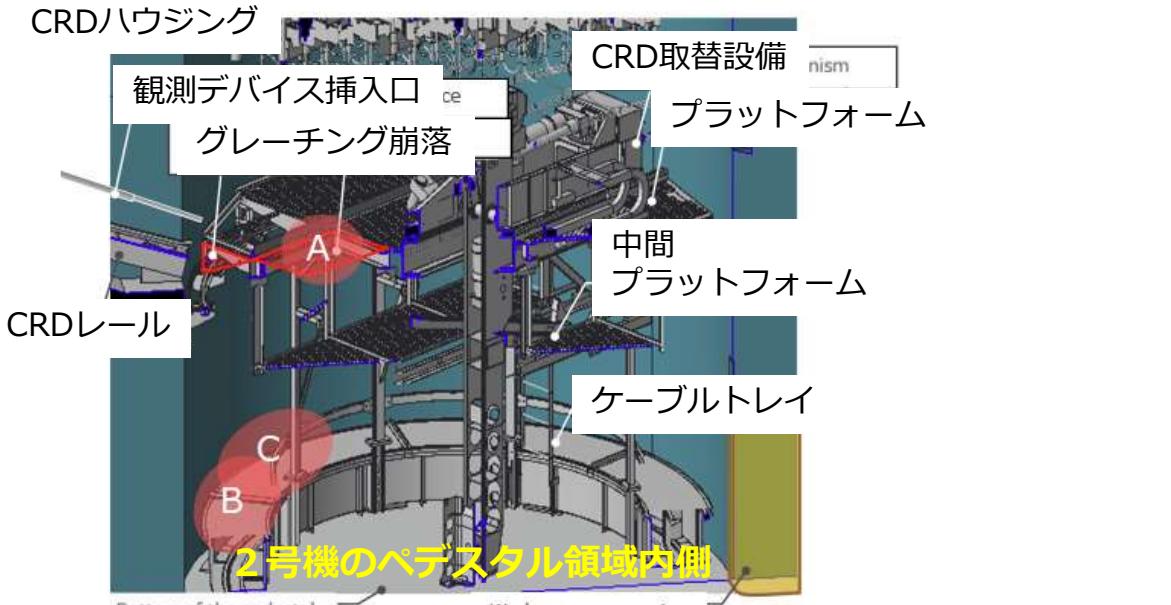
領域 A



領域 B



領域 C



## 観測結果（事実）

- ペデスタル床一面に、石ころ状/砂状の堆積物（数10cm厚）
- 燃料集合体部材（上部タイプレート）の一部が落下
- ケーブルトレイ等の金属製の本来構造物は、ほぼそのまま残留
- グレーチングの一部に大きな孔（ペデスタル中央ではない）、孔の周辺に溶融物が凝固した様子
- CRDハウジングに付着物

## 推論（破損状態、事故シナリオ解析（#後述）から）

- ・ 比較的低温（1000~1300°C）の溶融物（金属リッチ）が、局的にRPV下部ヘッド『側面』を大規模破損し、格納容器に『溶落』
- ・ 下部ヘッド『底面』では、複数箇所で『局所破損』し、デブリ流出
- ・ 燃料デブリの大部分は、圧力容器内に残留
- ・ 典型シナリオでのMCCIはほとんど起きていないのではないか？

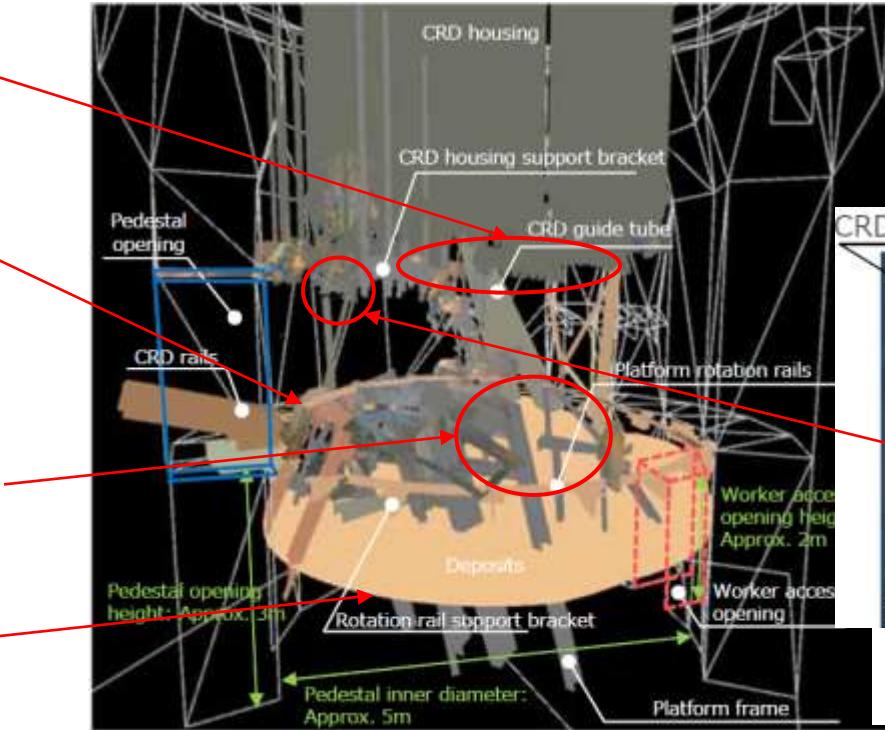
# 3号機内部調査 -観測結果の概要-

CRD支持鋼材が喪失  
(溶融or機械的に崩落)

中空にあったプラット  
フォームが脱離し、堆積  
物中に埋もれている

中央部に山状の堆積物が存在  
(半溶融物が堆積したこと  
を示唆)

堆積物中に未溶融・半溶  
融・凝固の構造物が残し  
ている可能性



## 【参考文献】

原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況～3号機原子炉格納容器内部調査映像からの3次元復元結果～(2018年5月18日)  
<http://www.nsr.go.jp/data/000230857.pdf>



CRD法兰ジ上に付着物  
(溶融・凝固したデブリ?)

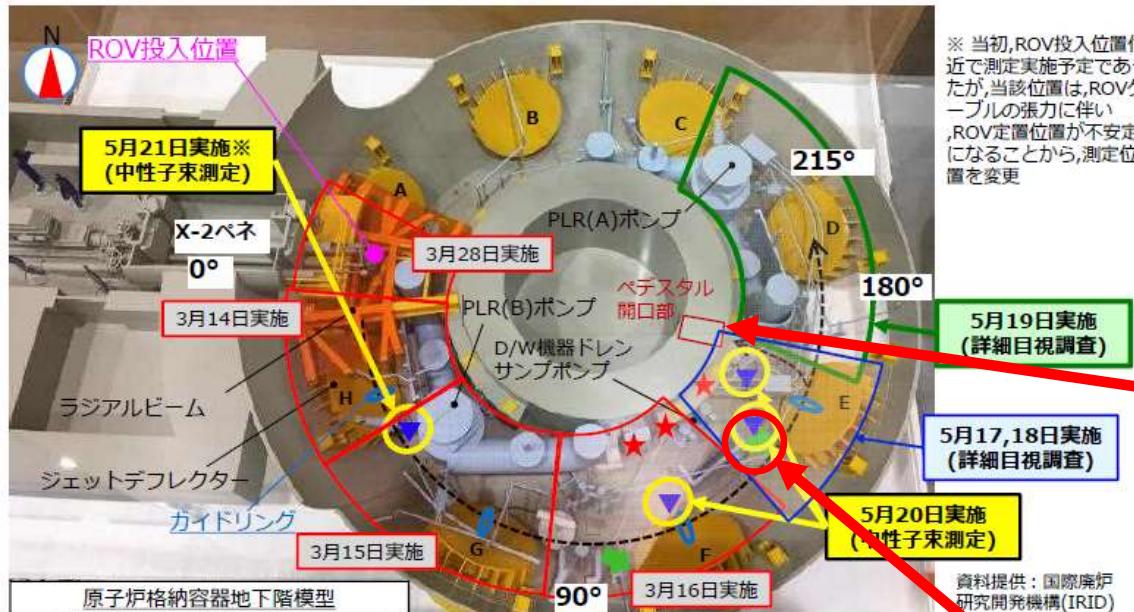
## 観測結果 (事実)

- 本来コンクリート床面『上』に堆積物（約3m厚）、堆積物中央に『小山状』の盛上がり
- RPV下部に取り付けてあった構造物は、大規模に破損・崩落
- ペデスタル内の構造物、機器も大規模に破損
- 堆積物中に、破損した構造材が残留、一方、『大規模に溶融した様子は見られない』

## 推論

- 高粘性の燃料デブリ（2000～2300℃の固液混合状態）が、時間をかけて徐々に崩落、構造物に接触破損させつつ堆積（# 事故直後に推定された、高温溶融デブリ(>2550℃)のメルトスルーとは異なるメカニズム）
- 堆積物内部には空隙が多い（# 全炉心物質が溶落、理論密度で堆積したとすると厚さ約1m）
- 2号機と同様に金属デブリが先行溶落した可能性があるのでは？
- 典型シナリオでのMCCIはほとんど起きていないのではないか？

# 最近の1号機内部調査



## 観測結果（事実）

- 本来のPCV床『上』に、塊状の堆積物
- ペデスタル開口部からD/Wにかけて、『本来床面の数10cmから1m上』にテーブル状の堆積物、テーブル状堆積物はペデスタル開口部から周辺に向けて、滑らかな傾斜（次第に低くなる）
- 塊状とテーブル状の堆積物の間には、『大きな空洞』
- テーブル状堆積物の下の領域では、ペデスタル開口部近辺等で、『コンクリート母材が消失』、一方、『鉄筋やインナースカートが残留』

**典型シナリオからの予想とはかなり異なっている**

### 【参考文献】

1号機PCV内部調査の状況について(2022年5月26日)

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/05/3-3-2.pdf>

堆積物より上部

ペデスタル基底部

テーブル状堆積物

堆積物より下部

堆積物

ペデスタル開口部

インナースカート

鉄筋

PCV底部

堆積物上層

空洞部

2022/05/17 18:16:26 堆積物下層

# 事故シナリオの理解による炉内状況把握



- 事故後数年間は、内部調査が実施できなかった。従って、主にTMI-2事故解析に基づく典型事故シナリオからの推定（事故進展解析、デブリ性状）に頼らざるを得なかった。
  - 格納容器内部調査（2017年以降）で、炉内状況について多くのことがわかつてきた。**（観測事実）**
    - ⇒ 画像データやサンプル分析データを詳細に評価、観測事実を整理
    - ⇒ 事故前のプラント状態に対し、どこがどのように変化しているかの確認
    - ⇒ 併せて、未知試料の分析の品質管理方法を確立、分析事実をデータベース化
  - 今後は、1F号機ごとの現在のプラントやデブリの状態（事実、推定）を参照して、事故シナリオ時系列の理解の精緻化（Forward analysis）、現在の炉内状況・デブリ状態に到ったメカニズムや境界条件の解明（Backward analysis）が重要となる。**（観測事実からの推定、不足知見の拡充）**
    - ⇒ 観測事実は限定的であり、事故シナリオ理解による知見拡充・内外挿が必要
- # まだ、TMI-2や Chernobyl accident を参考した模擬試験等に基づく「1F」デブリの特性評価が、一部で継続しており、知見・方法論のアップデートが必要。（例：高次酸化物デブリの特性評価、1Fではむしろ酸化度が低い側が重要）

## 4. 典型事故シナリオと 1F事故シナリオ

# 事故進展フェーズ（典型事故シナリオ）

## ① 原子炉圧力容器（RPV）内 in-vessel

- i. 初期フェーズ 炉心空焚き、燃料温度上昇、水素発生
  - ii. トランジエント 燃料の大規模溶落、燃料デブリの崩落（メルトダウン）
  - iii. 後期フェーズ 燃料デブリの堆積、凝固・再溶融
- 圧力容器破損により、デブリの格納容器への移行に進展（メルトスルー）

## ② 原子炉圧力容器（RPV）外 ex-vessel

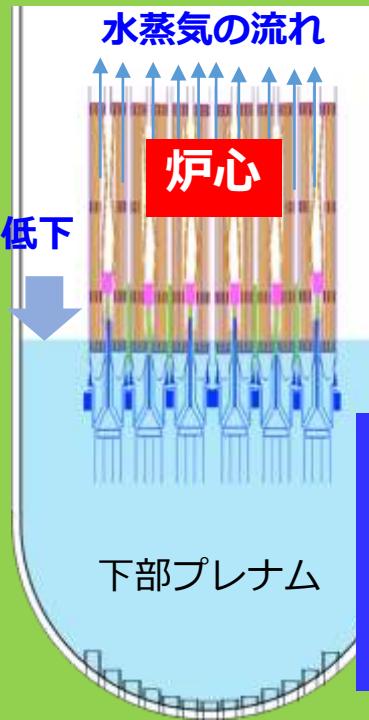
- 燃料デブリの崩落・移行
- 溶融燃料デブリとコンクリートの反応（MCCI: molten core concrete interaction）
- 燃料デブリの凝固

→さらに、長期的な燃料デブリや構造材の腐食、二次的な移行

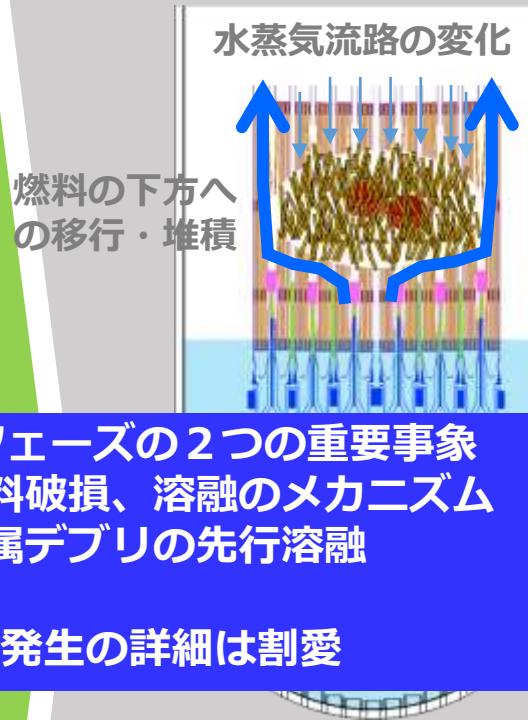
この理解は、①はTMI-2事故の安定状態に、②はそこを起点として専門家が合意した推定に基づいている。1F事故でも、事故の大きな流れは同様だが、1F事故の固有条件により、それぞれの要素事象がかなり異なっていたことが分かつてきた。

# ①圧力容器内事象 (i)初期フェーズ

## 初期フェーズ



## トランジエント



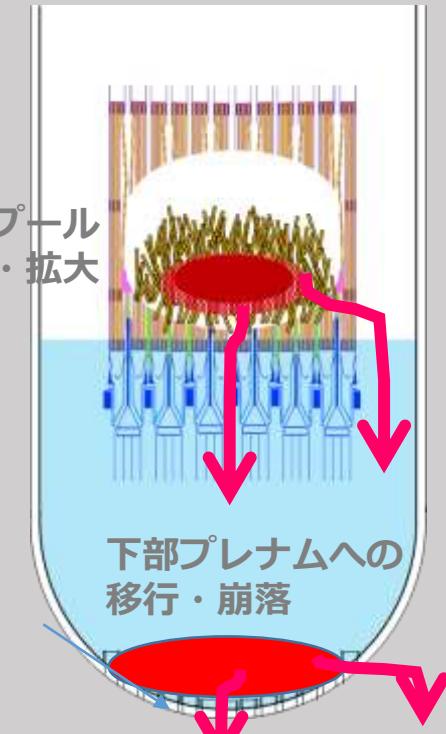
- 初期フェーズの2つの重要な事象**
- 燃料破損、溶融のメカニズム
  - 金属デブリの先行溶融

#水素発生の詳細は割愛

- 冷却水の水位低下
- 制御棒の溶落（およそ1300°C）
- 被覆管（ジルコニア）の急速酸化、発熱、水素発生（およそ1400°C以上）
- 炉心と燃料の形状は、まだ維持されている状態

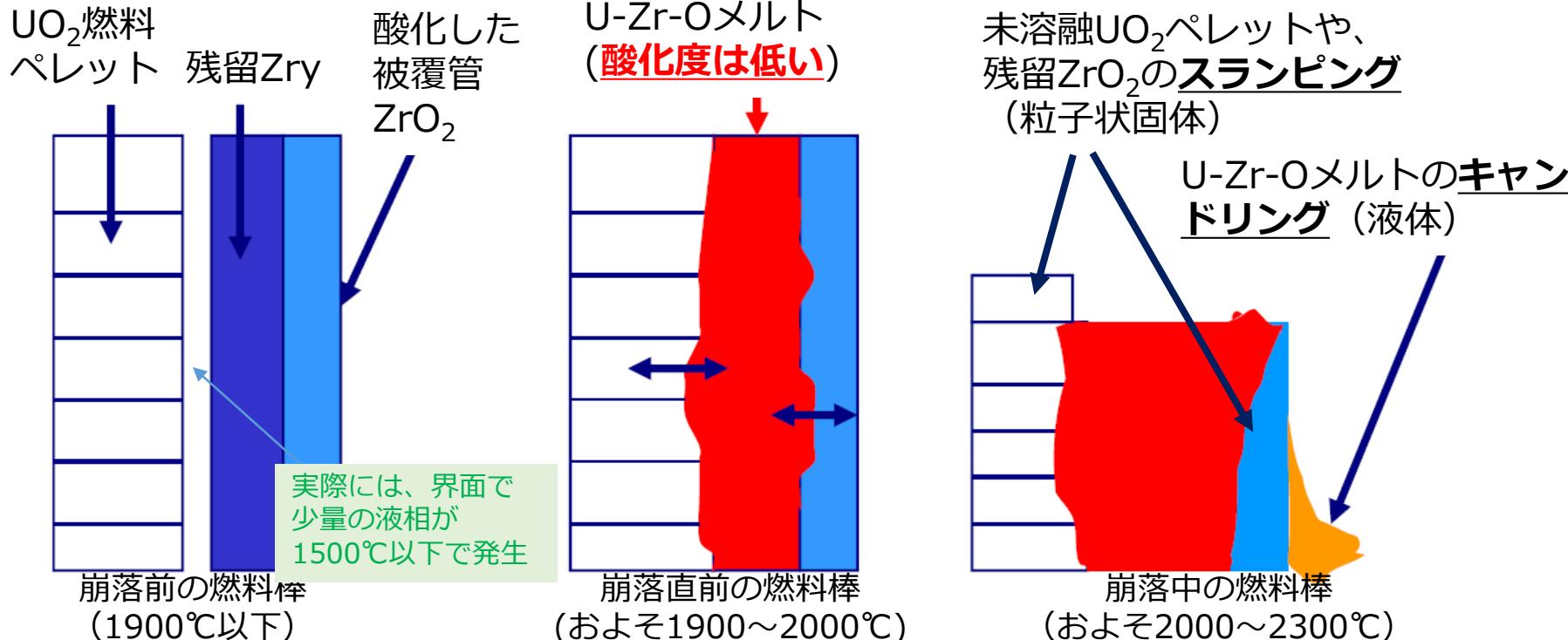
- 燃料の下方への移行開始（およそ2000~2300°C）
- いったん温度低下
- 炉心下部の閉塞
- 炉心形状の喪失、水蒸気流路の変化

## 後期フェーズ



- 崩落・堆積したデブリ中で、温度再上昇・溶融（崩壊熱）
- 溶融プールの形成と拡大（およそ2600°C）
- 下部プレナムに移行・堆積・再溶融・RPV破損

# 燃料溶融・破損現象の理解



## 現象の概要

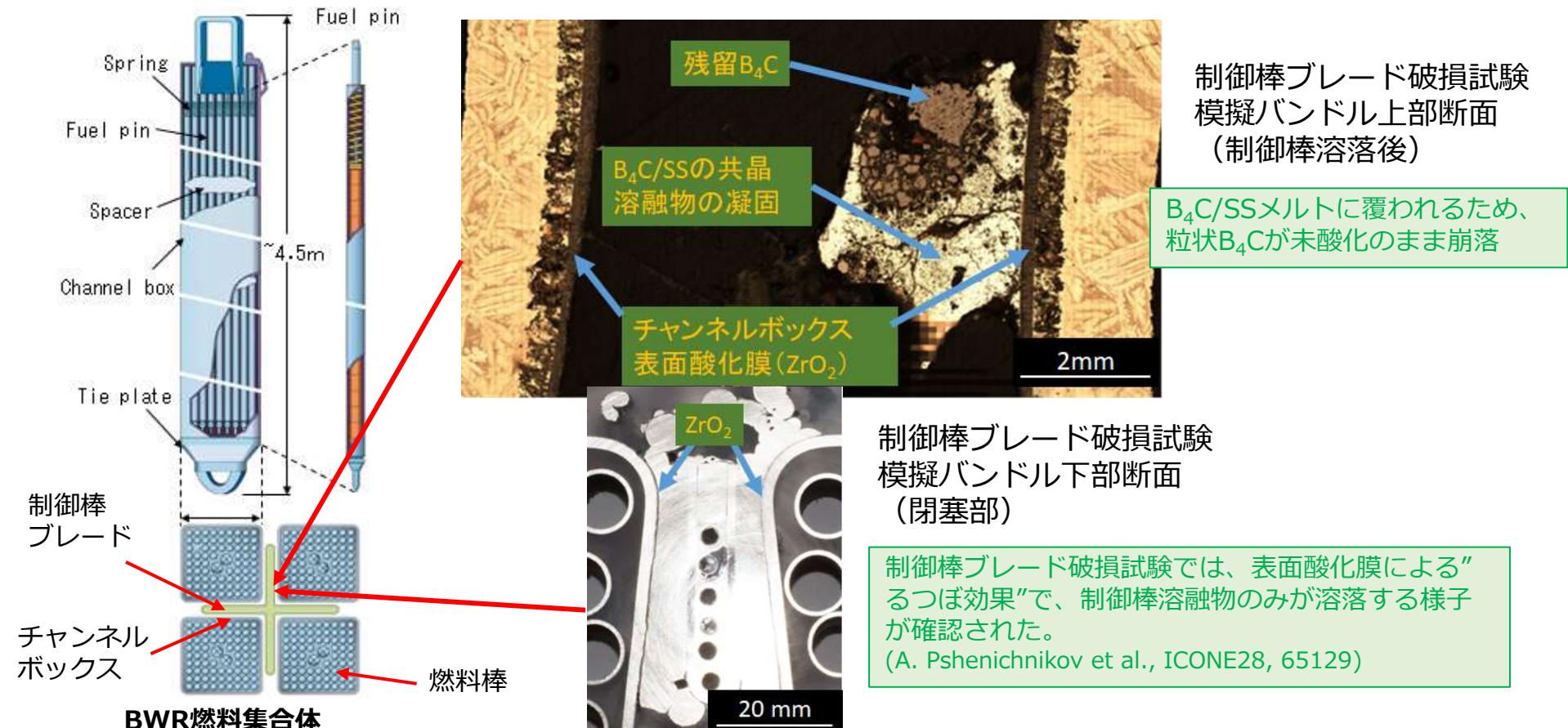
- 燃料溶融・破損は、約1900°C以上で、燃料と被覆管の間で液相化が進み、約2000~2300°Cで、**固体と液体の混合状態**で崩落する現象

## 重要因子

- 燃料崩落は、**溶融物（メルト）のキャンドリング**でなく、粒子状や塊状の固体を多く含む、**固液混合物のスランピング**として理解するのが適切
- 被覆管の酸化度や昇温速度により、崩落開始温度や**崩落デブリの形態（塊状、粒子状）**が変化
- 粒子状なのか、塊状なのかは、**崩落→堆積時の、デブリ酸化度上昇傾向に影響**（後述）
- さらに、デブリ酸化度は、**デブリ再溶融メカニズムに影響**（後述）

# 崩壊熱が小さく、水蒸気枯渇条件で燃料昇温したと推定される「2号機」では、酸化膜の成長が遅く、比較的低い温度で崩落開始、つまり、粒子状デブリが多かったと推定される。逆に、3号機では塊状デブリが多いと推定される。（後述）

# 金属デブリの先行溶落



制御棒ブレード破損試験  
模擬バンドル下部断面  
(閉塞部)

制御棒ブレード破損試験では、表面酸化膜による“つぼ効果”で、制御棒溶融物のみが溶落する様子が確認された。  
(A. Pshenichnikov et al., ICONE28, 65129)

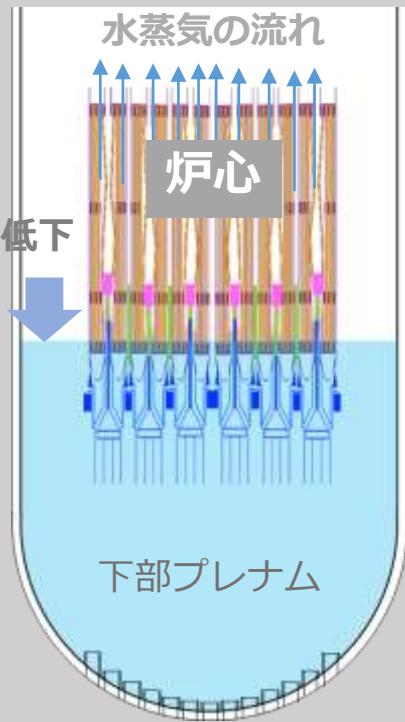
## 模擬試験の観測結果

- 少量のB<sub>4</sub>Cにより（鋼材の5%以下）、制御棒材が共晶溶融（未酸化・未溶融B<sub>4</sub>Cが多く残留）
- 溶融した金属デブリはチャンネルボックスの隙間を非均質に閉塞
- さらに昇温すると、いったん固化・閉塞した金属デブリはさらに下方に移行

- 推定**
- 金属デブリによる、事故初期の炉心下部閉塞は、TMI-2事故条件より非均質だった可能性が高い
  - 閉塞が非均質の場合、炉心透過度（炉心への水蒸気の供給性能）がある程度維持されるため、燃料温度が上がりにくく、燃料デブリの溶融プールが成長・拡大しにくい
  - 金属デブリが、燃料デブリより先に、下部プレナムに到達する可能性がある（伝熱条件が変わる）

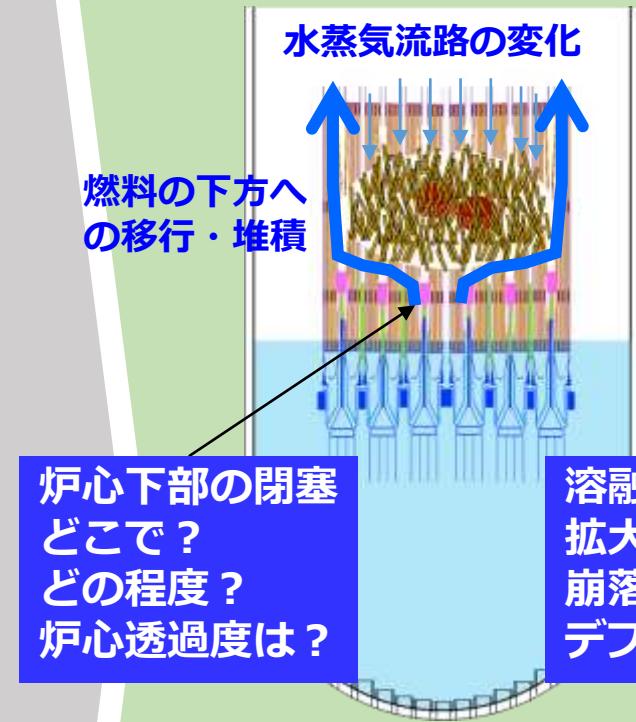
# ①圧力容器内事象 (ii) トランジエント

## 初期フェーズ



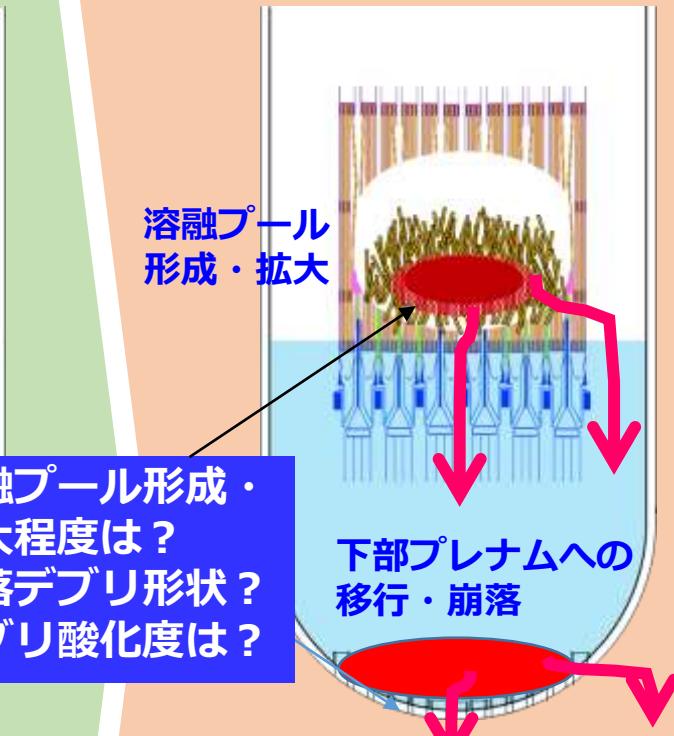
水位低下

## トランジエント



- 冷却水の水位低下
- 制御棒の溶落（およそ1300°C）
- 被覆管（ジルコニウム）の急速酸化、発熱、水素発生（およそ1400°C）
- 炉心と燃料の形状は、まだ維持されている状態

## 後期フェーズ



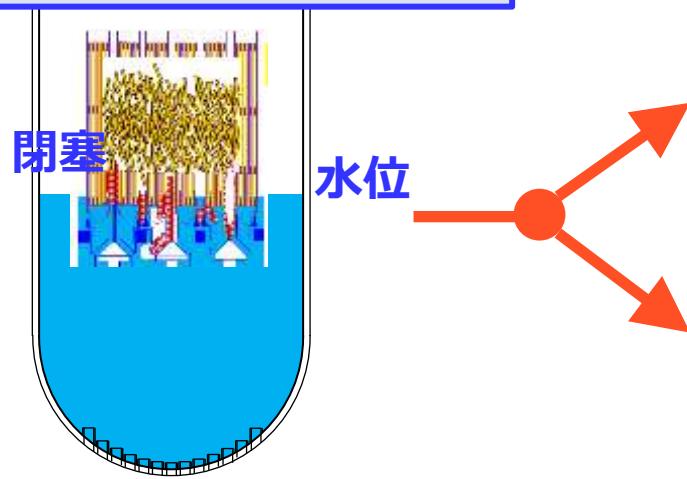
- 燃料デブリの下方への移行開始（およそ2000~2300°C）
- いったん温度低下
- 炉心下部の閉塞
- 炉心形状の喪失、水蒸気流路の変化

- 崩落・堆積したデブリ中で、温度再上昇・溶融（崩壊熱）
- 溶融プールの形成と拡大（およそ2550°C）、溶落
- あるいは、ドレナージ型崩落（およそ2000~2300°C）
- 下部プレナムに移行・堆積・再溶融・RPV破損

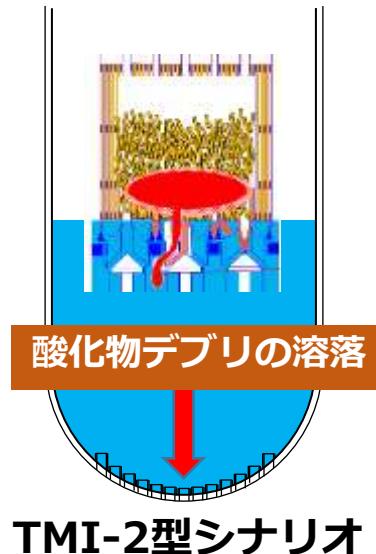
# BWRドレナージシナリオとTMI-2シナリオ

トランジエントでのシナリオ分岐の重要因子

- ・崩落時の冷却水水位
- ・炉心下部の閉塞程度



燃料崩落途中  
(トランジエント)  
の炉心イメージ



- ・ 稠密に閉塞
- ・ デブリ中に水蒸気が供給されず、崩壊熱を除去できない (炉心透過度の喪失)
- ・ 閉塞部の上に、溶融プール形成・拡大
- ・ 高温溶融酸化物デブリが短時間で溶落 ( $>2550^{\circ}\text{C}$ )

- ・ 稠密に閉塞されない
- ・ デブリ中に水蒸気が供給され、崩壊熱をある程度除去 (炉心透過度を維持)
- ・ 溶融プールが拡大しにくい (局所には存在)
- ・ 高粘性 (固液混合状態) デブリが、時間をかけて崩落 (約2000 ~2300°C)

## 【推論】

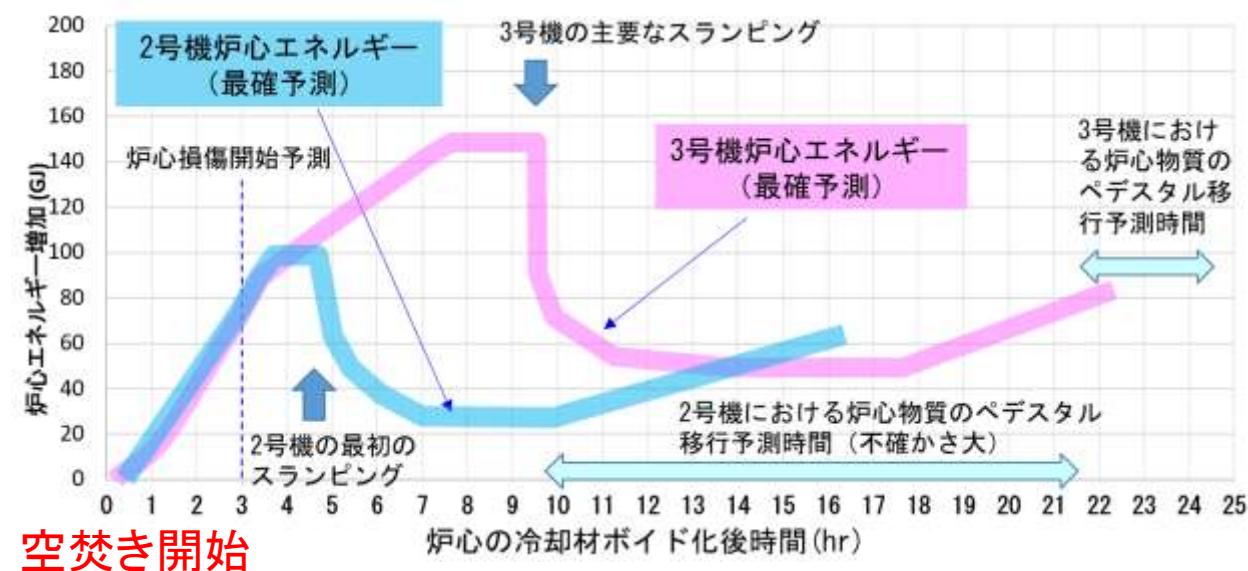
- ・ 1F事故は、両者の中間的なシナリオ (ドレナージ要素が強い順に、2号>3号>1号) と推定
- ・ この現象は燃料デブリの分布や特性に大きく影響

# デブリ崩落の詳細 「炉心エネルギー」

## 事故進展における、炉心エネルギーとは？

冷却水の水位低下により炉心が露出し、空焚き状態になると、崩壊熱やジルコニウムの酸化熱の除熱が十分にできなくなり、炉心温度が次第に上昇する。すなわち、炉心内に熱エネルギーが蓄積される。

これを炉心エネルギーという。



2, 3号機での炉心昇温開始からの炉心エネルギーの変化  
SA解析(MAAP等の解析コード)に基づく最確予測

### 炉心エネルギー変化からの推定

#### 2号機 :

早期に、デブリが下部プレナムに崩落

- 比較的低温で、粒子状デブリとして崩落した可能性
- 崩落前の酸化が進んでおらず、金属デブリが多く溶落した可能性

#### 3号機 :

燃料溶融がかなり進んだ後に、デブリ崩落

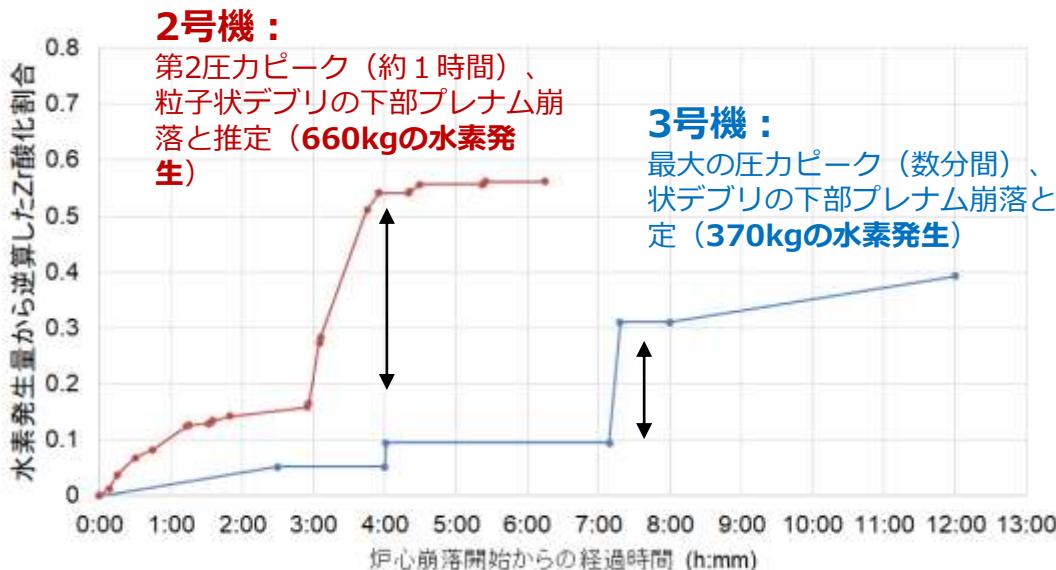
- 比較的高温で、塊状デブリとして崩落した可能性
- 塊状のため、崩落中に低い酸化度が維持された可能性

# デブリ崩落の詳細 「デブリ酸化度」

## 事故進展における、デブリ酸化度とは？

破損・溶融した燃料デブリは、崩落の最初は酸化度があまり高くない（前述：U-Zr-O メルト）。崩落の過程、あるいは、いったん堆積して再溶融する過程で、次第に酸化度が上昇する。

デブリ酸化度の変化は、水素発生と表裏一体の関係（酸化と同時に水素発生）である。粒子状、塊状などのデブリ形状は、崩落時の酸化度の変化に影響する。



### 2号機：

第2圧力ピーク（約1時間）、  
粒子状デブリの下部プレナム崩  
落と推定（660kgの水素発  
生）

### 3号機：

最大の圧力ピーク（数分間）、塊  
状デブリの下部プレナム崩落と推  
定（370kgの水素発生）

## デブリ酸化度の変化からの推定

### 2号機：

粒子状デブリの崩落途中に酸化が  
進んだ可能性

### 3号機：

塊状デブリ内部で低い酸化度が維  
持された可能性

2, 3号機でのジルコニア酸化度の評価  
GOTHIC解析に基づく逆推定

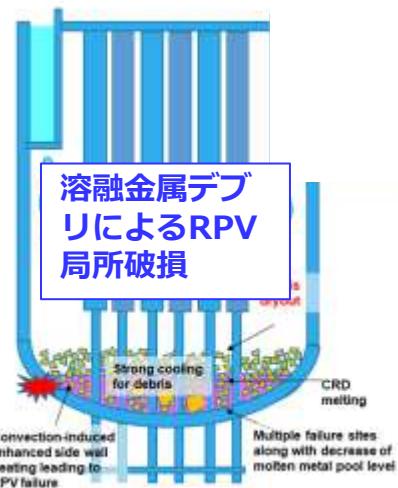
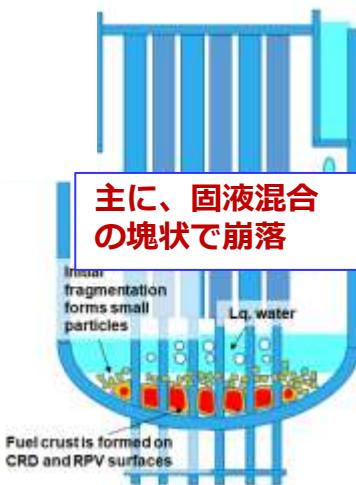
デブリ酸化度は、後期フェーズでの  
デブリ再溶融の進展に大きく影響

# ①圧力容器内事象 (iii)後期フェーズ

2号機



3号機



## □ 燃料デブリの崩落・堆積・固化

**2, 3号機共通** : 冷却水中に崩落、デブリはいったん冷却・固化

**2号機** : 粒子状デブリが多い (酸化・分散しやすい、空冷しやすい)  
金属デブリ先行溶落の可能性

**3号機** : 塊状デブリが多い (酸化・分散しにくい、空冷しにくい)

## □ 燃料デブリのドライアウト・再昇温

**2, 3号機共通** : 崩壊熱で、金属デブリ先行溶融、酸化物デブリ温度上昇

**2号機** : 溶融金属デブリによる局所破損

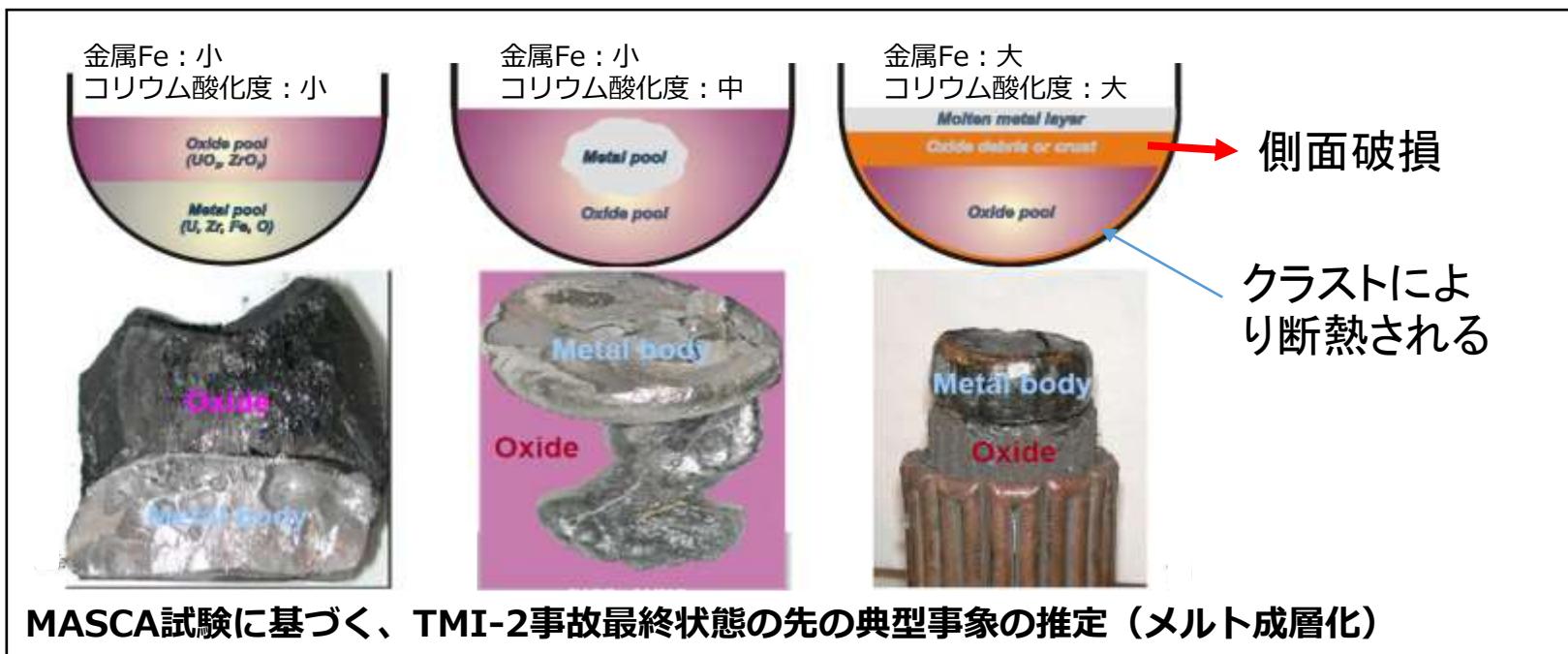
**3号機** : 溶融金属デブリによる局所破損の可能性？

さらに、酸化物燃料デブリが固液混合の高粘性状態になり、大規模破損に至ったと推定 (⇒後述)

# 下部プレナムでのデブリ再溶融（従来知見）

## □ PWR典型シナリオ (TMI-2事故最終形態、MASCA模擬試験)

- ・『前提』 ・・・ 金属と酸化物メルトの完全溶融・成層化 (#TMI-2事故解析では、溶融酸化物デブリの断熱状態が維持されると評価)
- ・『予想される経過』 ・・・ 『酸化物デブリ完全溶融後』に下部ヘッド底部クリープダウン、あるいは、溶融金属デブリによる下部プレナム側面破損、が発生



ところが、『メルト成層化に至る途中過程』は、十分に考慮されていない

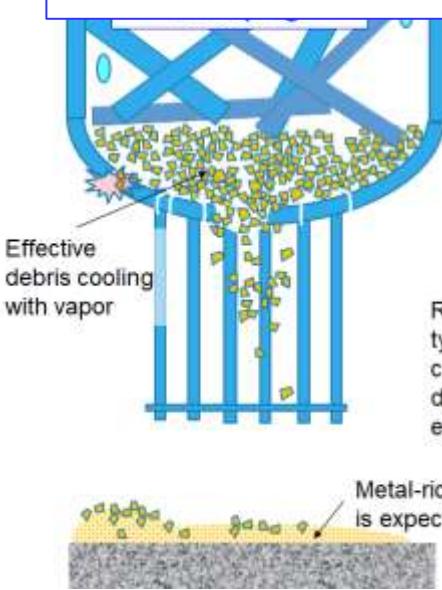
- ・まず、金属デブリの、先行“再”溶融 ( $1000\sim1300^\circ\text{C}$ )
- ・次に、酸化物デブリの、部分的な“再”溶融開始 ( $1500^\circ\text{C}$ 以下)、さらに高粘性状態 ( $2000\sim2300^\circ\text{C}$ 、固液混合) の広がり、おそらく、1Fの2,3号機では酸化物完全溶融 ( $>2550^\circ\text{C}$ ) には至っていない

# 下部プレナムのデブリ再溶融状態（混合性、酸化度、固液相それぞれの組成、等）は、デブリの特性、分布、均質非均質等に、大きく影響する。例：平衡状態では金属デブリ中に1-2%の金属ウランが存在する可能性

# ①圧力容器内～②圧力容器外への事故進展

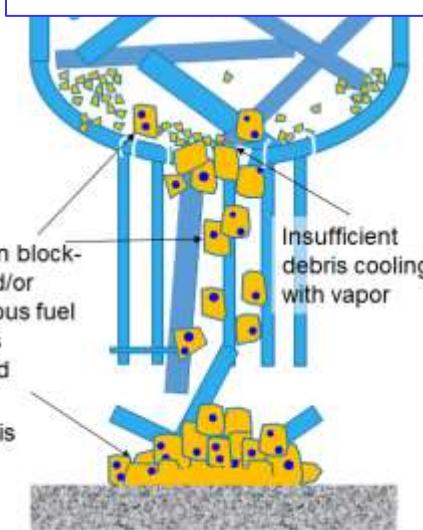
## 2号機

金属デブリによる側面、  
および底面の局所破損  
残留した酸化物燃料デブリは空冷された可能性



## 3号機

金属デブリによる局所破損  
があった可能性?  
酸化物デブリは粘性の高い  
状態で数時間かけて崩落  
(温度は高々 2000-  
2300°C)



### □ 燃料デブリの再溶融

#### 2号機 :

- ・ 金属デブリの炉心からの先行溶落、酸化度が高い粒子状燃料デブリの堆積
- ・ 金属デブリが、先行溶融しやすい
- ・ 粒子状酸化物デブリは、高温まで空隙の多い固体状を維持する可能性

#### 3号機 :

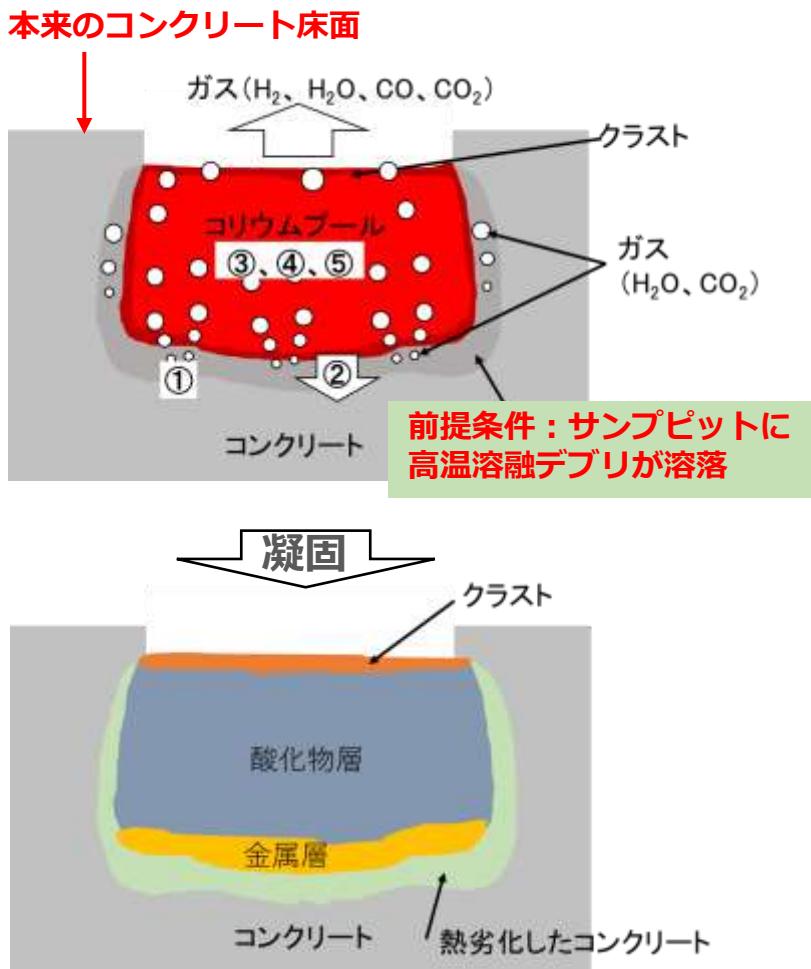
- ・ 酸化度が低い塊状燃料デブリの堆積
- ・ 金属デブリの先行溶融
- ・ 塊状酸化物デブリは、比較的低温から固液混合状態を形成し、2000°C以上で高粘性状態に至ると推定

### □ 再溶融デブリのペデスタル移行・堆積

**2号機** : 溶融金属デブリ (1000~1300°C) による局所破損・移行、燃料デブリ（主に酸化物）は圧力容器底部に残留、構造材（鋼材）は概ね形状を維持

**3号機** : 酸化物燃料デブリが高粘性状態 (2000~2300°C) で数時間かけて移行、構造材は大きく破損しているが、溶融した様子はあまり見られない

## ②圧力容器外の典型的な事故事象 -MCCI（従来理解）-



## 典型シナリオでの MCCIイメージ

## 専門家の従来コンセンサス

# MCCI : Molten Core Concrete Interaction

- ・『前提』・・溶融した燃料デブリ ( $>2550^{\circ}\text{C}$ ) が、短時間で、格納容器底部の『サンプピット内に溶落』し、コンクリートを溶融浸食する現象 (# 除熱が全くない極端なケース ⇒ チャイナシンドローム)
  - ・『予想される経過』・・コンクリート熱分解、ガス発生、溶融浸食・混合、酸化還元、などが、MCCIの界面で複雑に進行し、溶融物が拡大
  - ・さらに、冷却され凝固すると、表面クラスト、酸化物デブリ(燃料デブリ主成分)層、金属デブリ層、劣化コンクリート層等に分離

ところが、

- 1Fでは、いずれの号機でも、本来コンクリート面の『上』に堆積物や反応物が観測されている。
  - 従来MCCIシナリオの描像は、1Fでの観測事実と整合していない。つまり、前提としている境界条件や支配的な反応メカニズムが異なっている。

# まだ、従来MCCIシナリオに基づいて、燃料デブリの特性を評価している例がみられる。

# 1Fでの圧力容器外の観測結果（まとめ）

## □ 1号機

- ・本来の格納容器底部コンクリートの上（およそ1-1.5m）に、テーブル状の堆積物 ⇒ 何らかの表面がいったん形成された？
- ・テーブル状堆積物の下に空洞 ⇒ 溶岩洞のようなメカニズム？
- ・ペデスタル側面コンクリートが喪失、鉄筋は残留 ⇒ 比較的低い温度での破損メカニズムの可能性？二次的な流出？、等



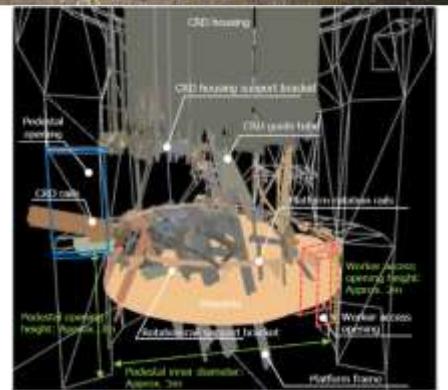
## □ 2号機

- ・本来の格納容器底部コンクリートの上に（数10cm厚）、石ころ状、砂状、板状などの堆積物 ⇒ 金属デブリの可能性？
- ・ペデスタル内の構造材がほとんど破損していない、一部に燃料集合体部材が残留 ⇒ 溶落物質の最高温度が高々1300°C程度だった可能性？、等



## □ 3号機

- ・本来の格納容器底部コンクリートの上に（最大3m厚）、小山状の堆積物 ⇒ 高粘性デブリが崩落した可能性？
- ・ペデスタル内の構造材は大きく破損し、堆積物中に埋まっている（大規模に溶融した様子は見られない） ⇒ 堆積物内部に空隙が多く残される可能性？、等



いずれも従来理解とは相當に異なっている。2, 3号機ではMCCIがほぼ発生しなかつた可能性も。

## 5. 課題、今後の取組

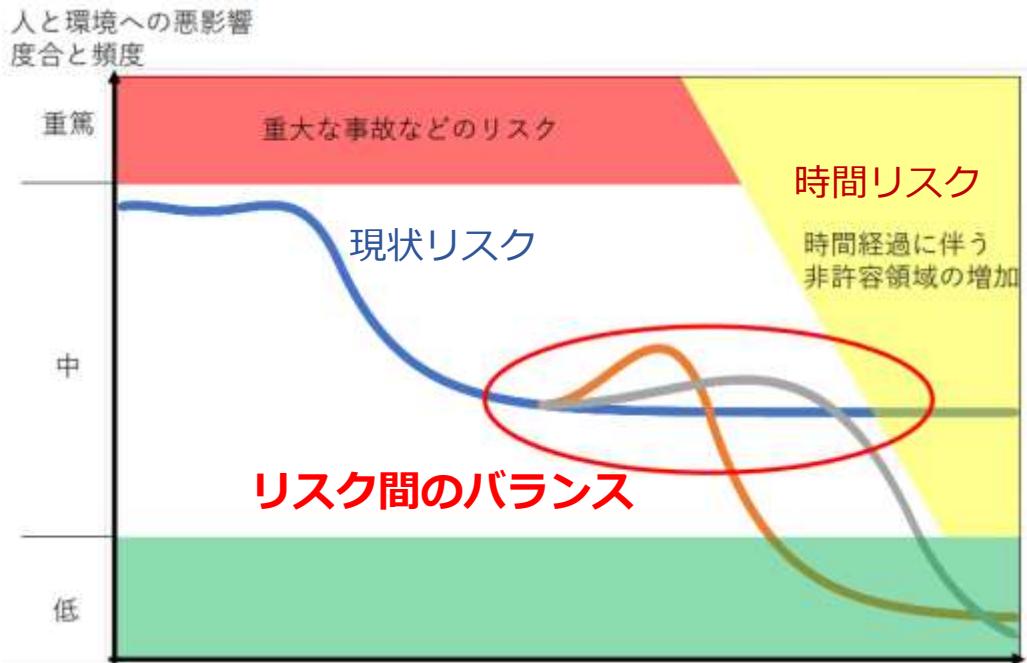
FA（事故シナリオ解析）

BA（観測データからの逆解析）

debrisWiki（デブリデータベース）

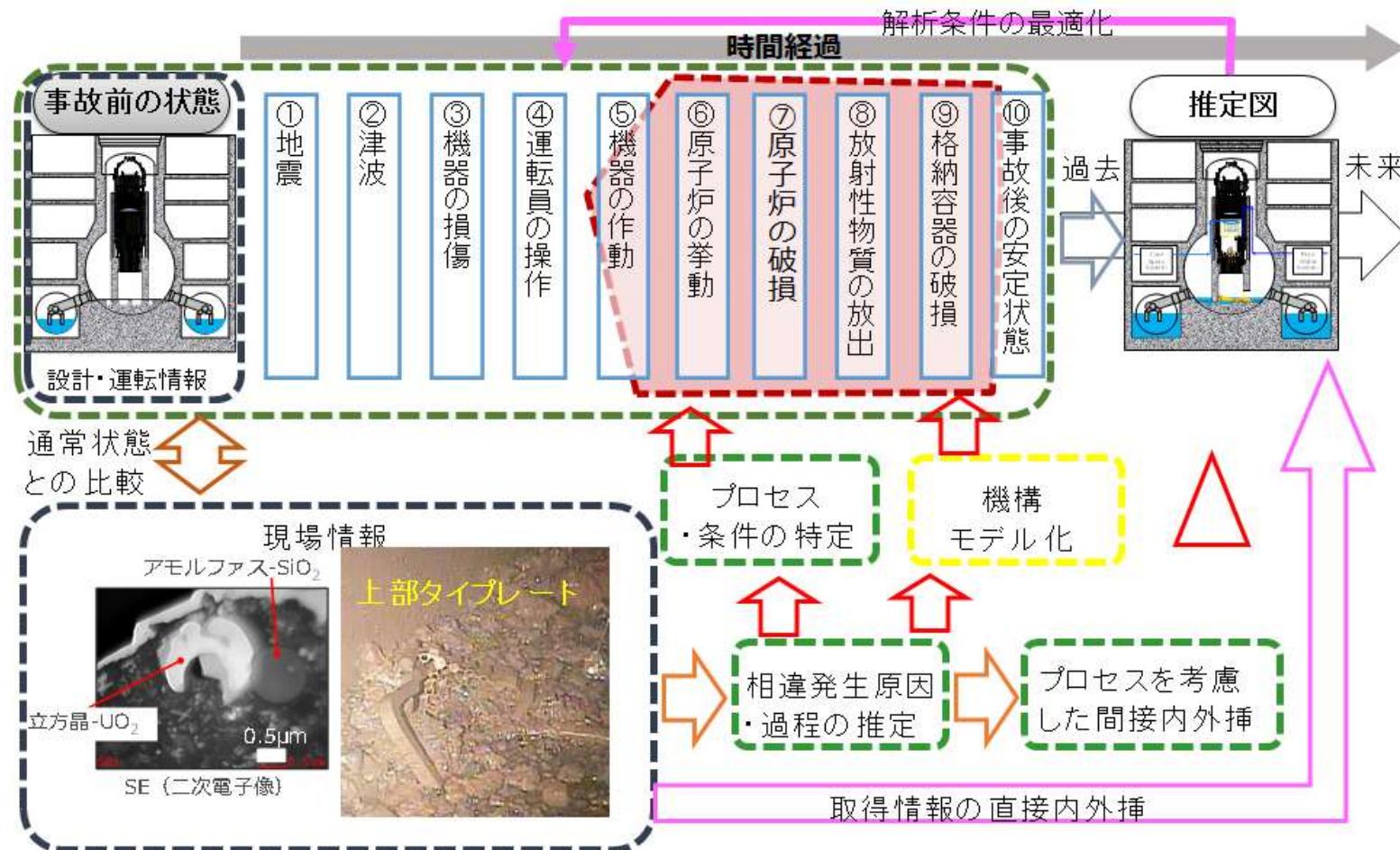
# 廃炉工程の進捗に向けた課題（前提）

- 廃炉工程設計やオペレーションのためには、**燃料デブリや炉内破損状況についてのデータベースが必要**となる。
- 一方、廃炉では、『短期的なリスク』を合理的に抑制し、『時間経過による非許容領域の増大』とバランスを取って、『長期的なリスク』の大幅な低減を目指す。
- 廃炉工程の初段階でのデータベース整備には限界がある。したがって、**廃炉工程は、安全裕度を高く取った工法で着手し、知見拡充により柔軟に合理化していく『逐次的な』アプローチで進むと考えられる。**
  - ・ 現場知見・データの拡充に限界（現場知見・データ取得が困難な部位が多くある）
  - ・ 実デブリデータの拡充に限界（データの量と質に限界がある）



- 炉内状況把握には、以下の役割が期待される。
  - ・ **貴重な現場知見のいっそうの活用（内外挿性の向上）、安全評価の信頼性根拠や不確かさの提示**
  - ・ 次第に拡充する現場知見を、**共通基盤的なデータベースに整備し、様々な分野の専門家が事故炉の現状を理解するための手段**

# 炉内状況理解の精緻化に向けたFA/BA



**FA:** 事故前のプラント状態から、どのような事故進展により、事故後の安定状態、さらには現在の炉内状況にいたったのか？今後どう変化するか？を評価 ⇒ 事故シナリオ解析等による時間経過の評価

**BA:** 事故前のプラント状態と現在の現場情報とを比較し、現状をもたらした原因・過程を推定、さらに、プロセスや条件を特定・モデル化 ⇒ 直接見えない情報を推定・内外挿、炉内状況の知見拡充

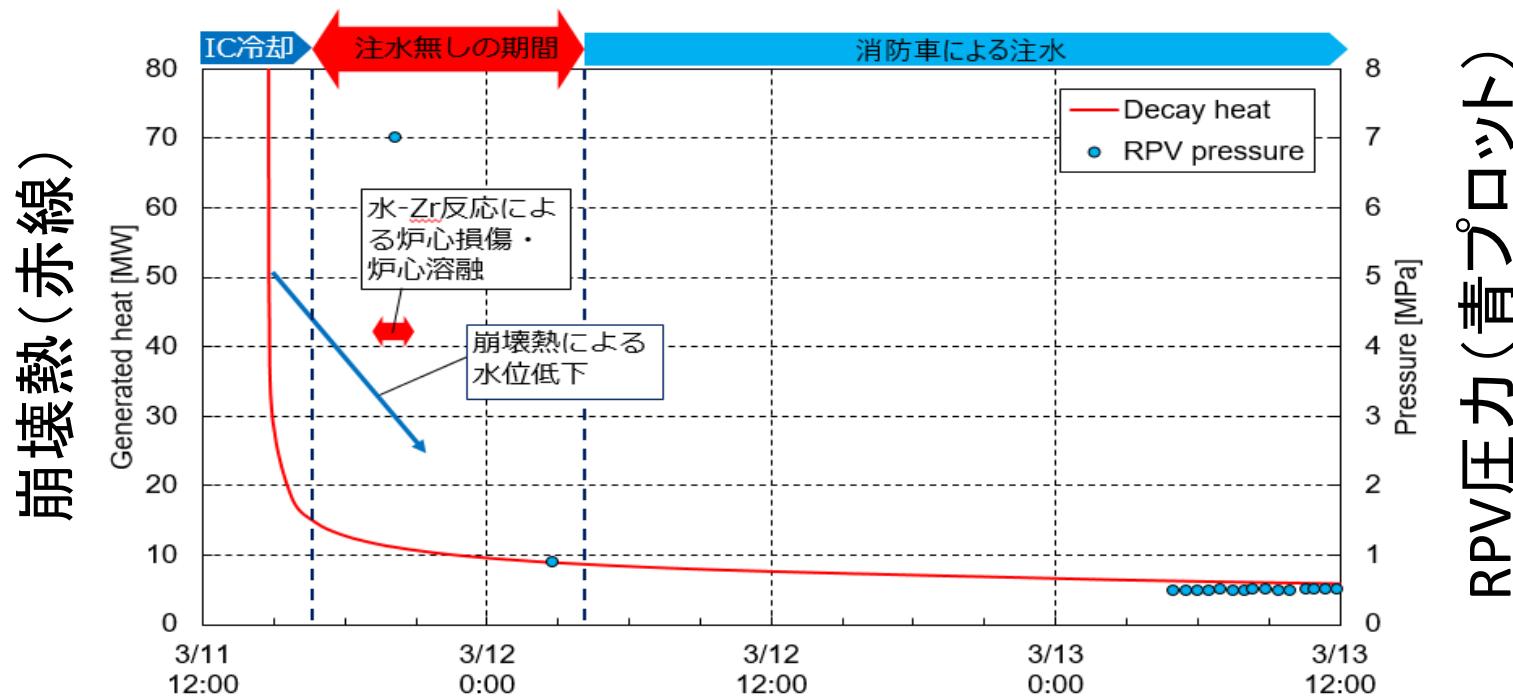
# FAの例：1号機の事故進展（事故直後）

## プラントデータからの評価

スクラム後、約3時間で注水停止 ⇒ 水位低下 ⇒ 炉心溶融・崩落

注水なしのまま、下部プレナム破損 ⇒ 燃料デブリがペデスタルに崩落

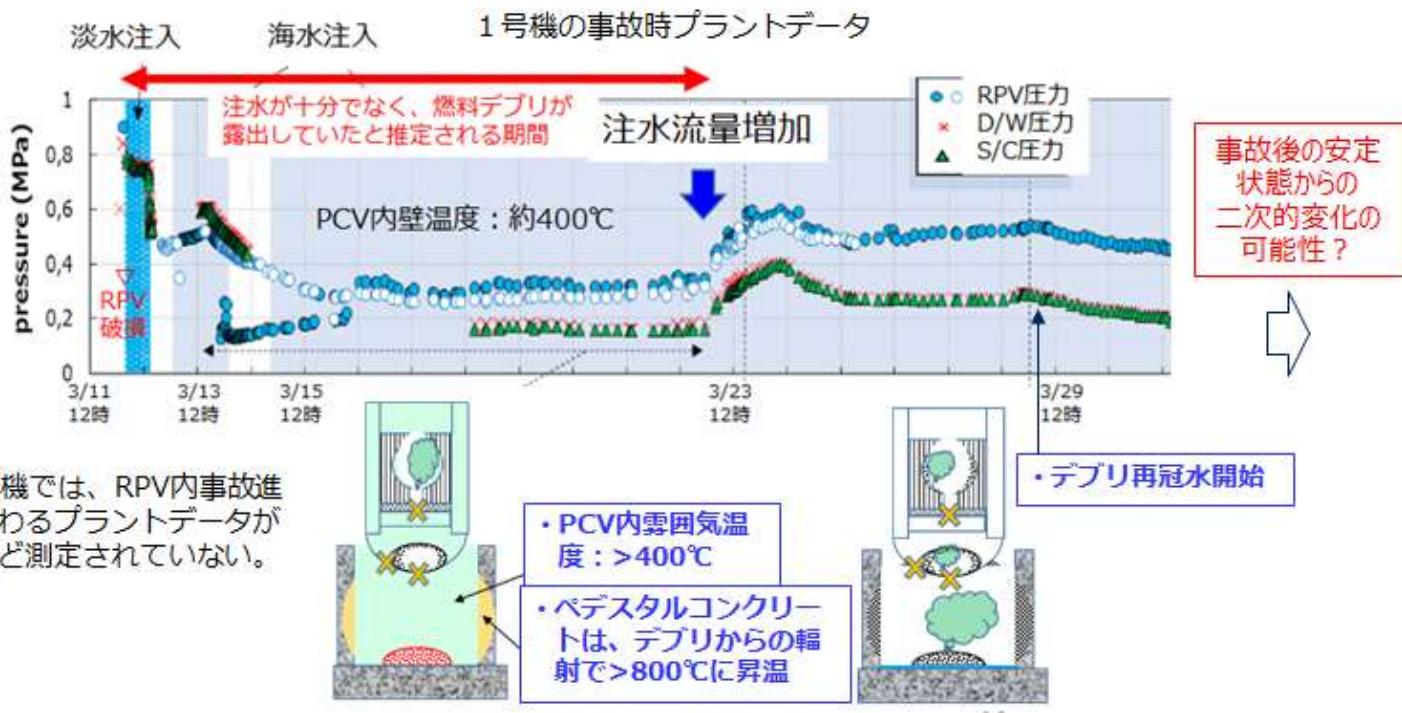
注水なしのまま、燃料デブリが数日間放置、PCV内が高温水蒸気に長時間さらされた



## 推定

- In-vessel過程では、崩壊熱が大きく、典型的条件に近いシナリオで事故進展した可能性
- しかし、格納容器への崩落では、BWRドレナージ型（高粘性デブリ）で事故進展した可能性も？（コンクリート面の上に堆積した可能性？）
- ほとんどの燃料デブリは、3/12の3:00以前に、格納容器ペデスタルに移行

# FAの例：1号機の事故進展（事故後1か月）



# 1号機では、RPV内事故進展に関わるプラントデータがほとんど測定されていない。



1号機の内部調査結果

## プラントデータ、ミューオン観測、SA解析、模擬試験、等からの評価結果まとめ

- RPV内には重量物はほとんど存在していない。 ⇒ミューオン調査の観測事実
- 崩壊熱が大きい状態で、RPV内で事故進展。TMI-2事故に近い事故シナリオの可能性。 ⇒SA解析等に基づく推定
- テーブル状や塊状の堆積物、空洞、コンクリート材の消失等、従来知見では理解できない破損状態を観測。燃料デブリのペデスタル崩落後に、約10日間、燃料デブリが高温水蒸気雰囲気中に暴露。また、ペデスタルコンクリート壁は燃料デブリからの輻射で >800°C を維持。 ⇒内部調査の観測事実、SA解析に基づく推定
- 内部調査の結果から、事故直後に想定されていた、典型条件でのMCCI (Molten Core Concrete Interaction) とは異なる現象が発生していたと推定。二次的なデブリ移行の可能性。 ⇒内部調査の観測事実

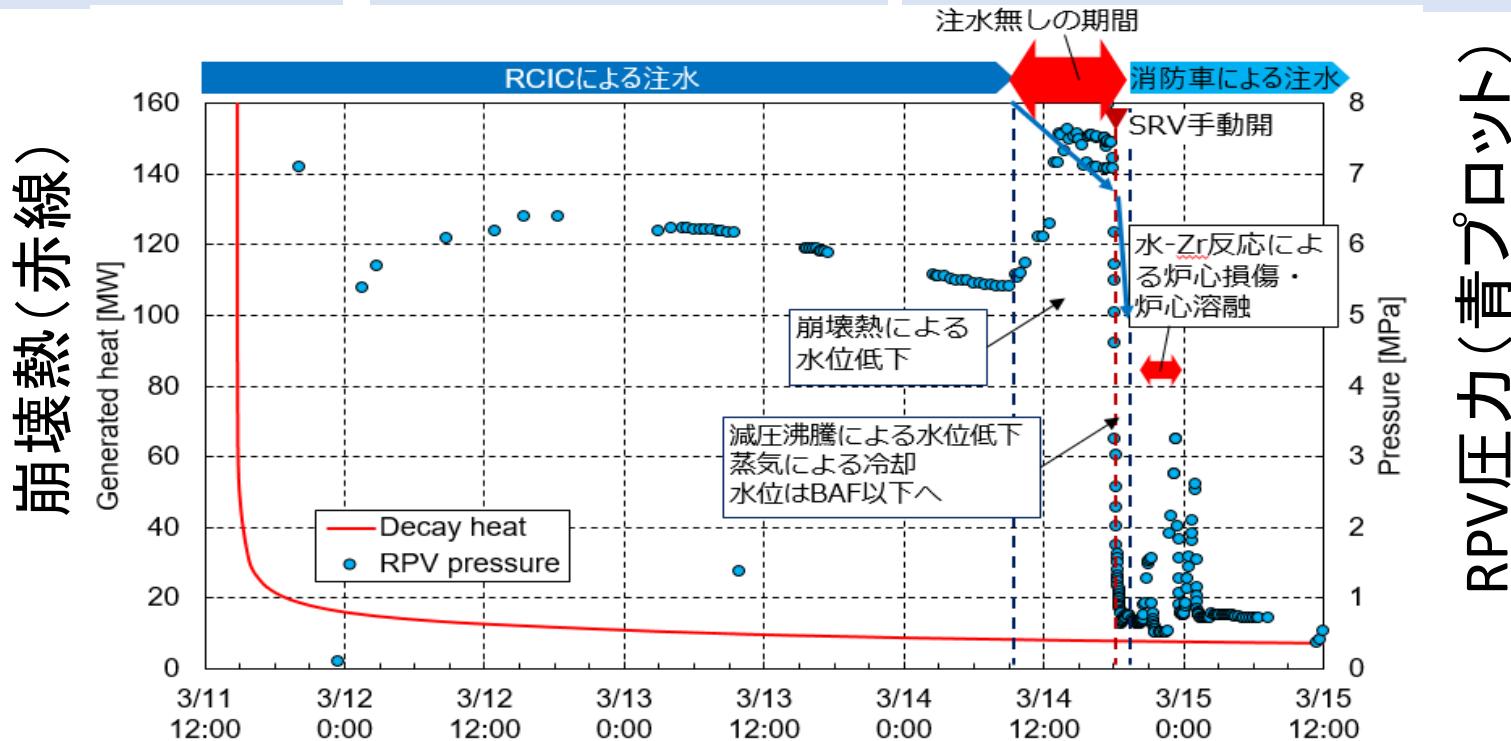
# FAの例：2号機の事故進展（炉心崩落まで）

## プラントデータからの評価

RCICが機能喪失後に、消防車で注水するために、SRV弁を手動で開く

**RPV圧力の急低下(減圧沸騰) ⇒ 水位BAF以下、燃料温度いったん低下**

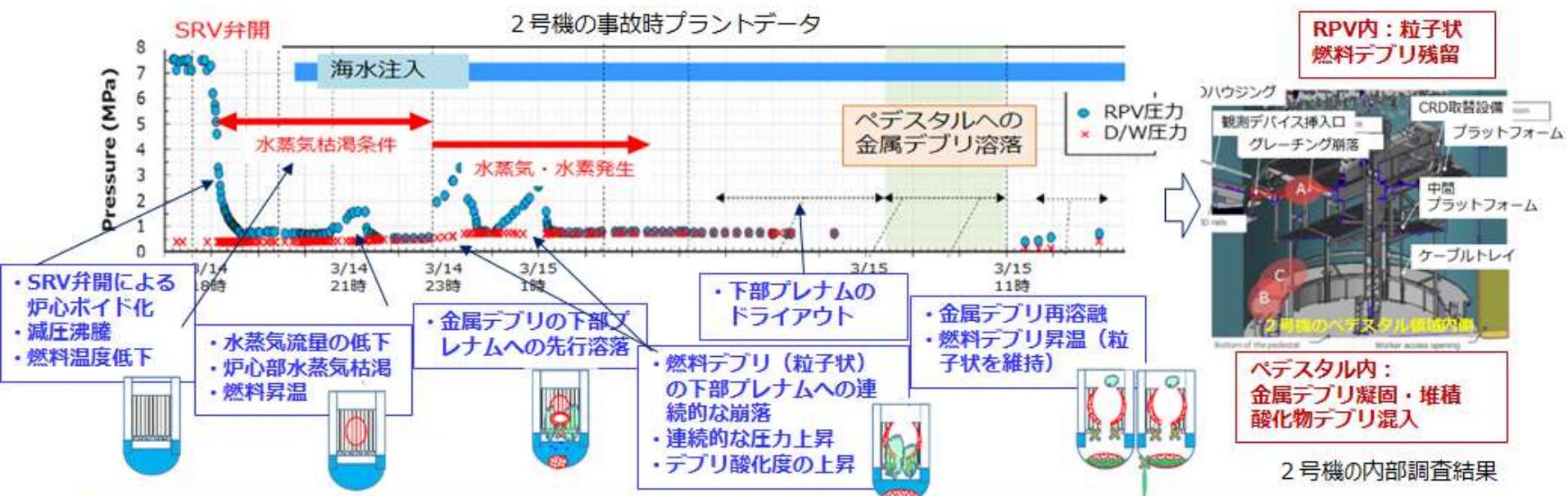
炉心温度上昇 ⇒ 金属デブリの溶融・崩落 ⇒ 燃料デブリの崩落開始。**崩壊熱は最も小さい**



## 推定

- 炉心のボイド化（減圧沸騰）により、**水蒸気枯渇条件が発生**したと推定。
- **金属デブリが先行溶融・崩落**。閉塞形成は非均質だった可能性。
- 燃料デブリの最初の崩落（比較的低い温度）までは、水蒸気枯渇条件が維持された可能性。
- **粒子状デブリが多く**、ドレナージ型で崩落する途中に**デブリの酸化が進んだ**可能性。

# FAの例：2号機の事故進展（冷却能力喪失以降）



## プラントデータ、ミューオン観測、SA解析、模擬試験、等からの評価結果まとめ

- RPV底部に重量物が多く残留、炉心部には重量物は存在していない。 ⇒ミューオン調査の観測事実
- SRV弁開による減圧沸騰と水蒸気枯渇条件の発生が、炉心部での、金属デブリの先行溶落や『粒子状』燃料デブリの崩落を引き起こした。 ⇒プラントデータ分析等に基づく推定
- 下部プレナムでのデブリ堆積後の再昇温過程が、以降の事故進展に大きく影響した。2号機では、金属リッチデブリが先行溶融（1000~1300°C）し、RPVを局所破損、ペデスタルに溶落した。  
⇒内部調査の観測事実、SA解析や模擬試験に基づく推定
- 溶落物は金属リッチで温度が低いため、事故直後に想定されていたMCCI (Molten Core Concrete Interaction) はほとんど起きていない。 ⇒内部調査の観測事実、SA解析や模擬試験に基づく推定
- 試験的燃料デブリ取出しサンプル分析で検証  
金属デブリや酸化物デブリの組成や形状から、RPV下部やペデスタル堆積・凝固時の事故時環境を逆推定し、デブリ特性（および、デブリ特性の範囲）を予測する。さらに、その環境でのα微粒子形成について検討する。

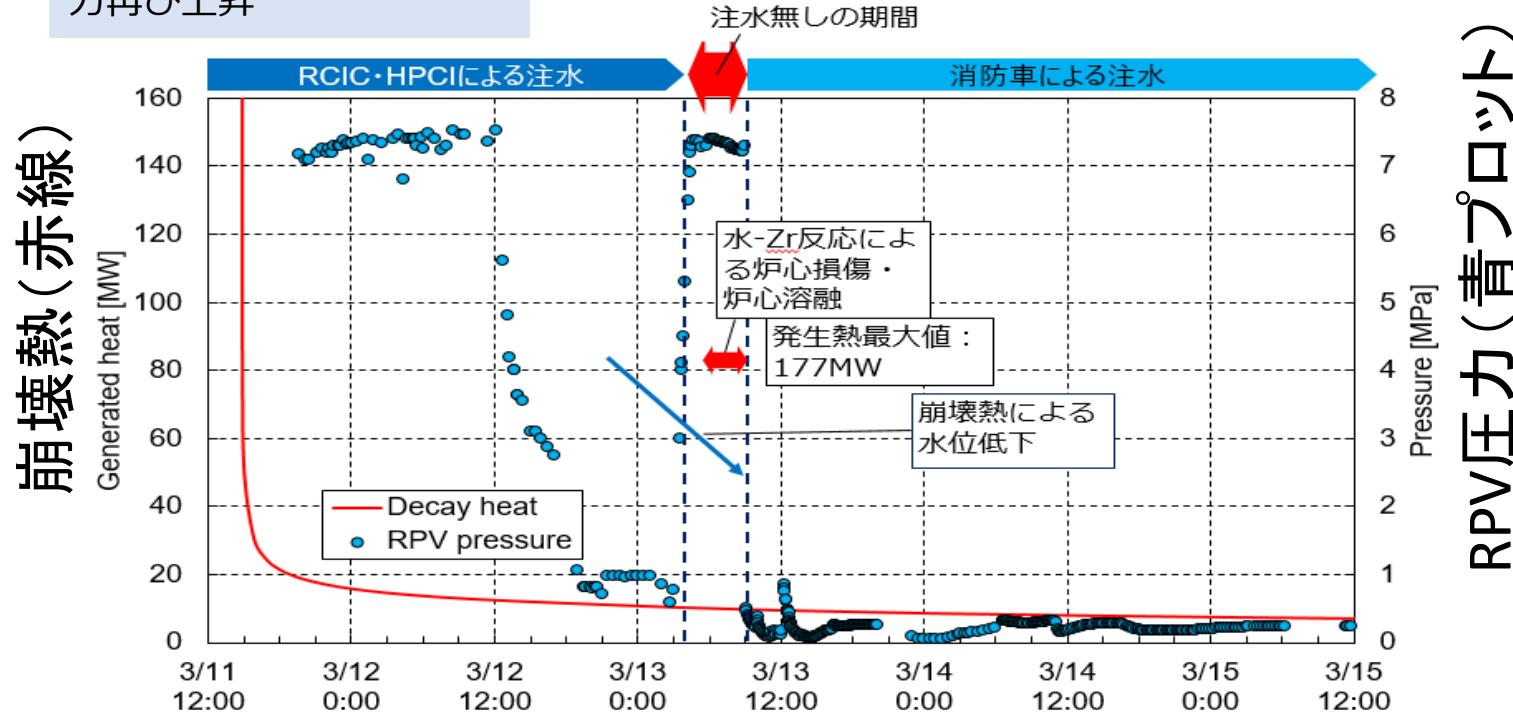
# FAの例：3号機の事故進展（炉心崩落まで）

## プラントデータからの評価

注水中に、いったん圧力低下、注水停止により圧力再び上昇

高圧維持された条件で、数時間注水がなかつた可能性

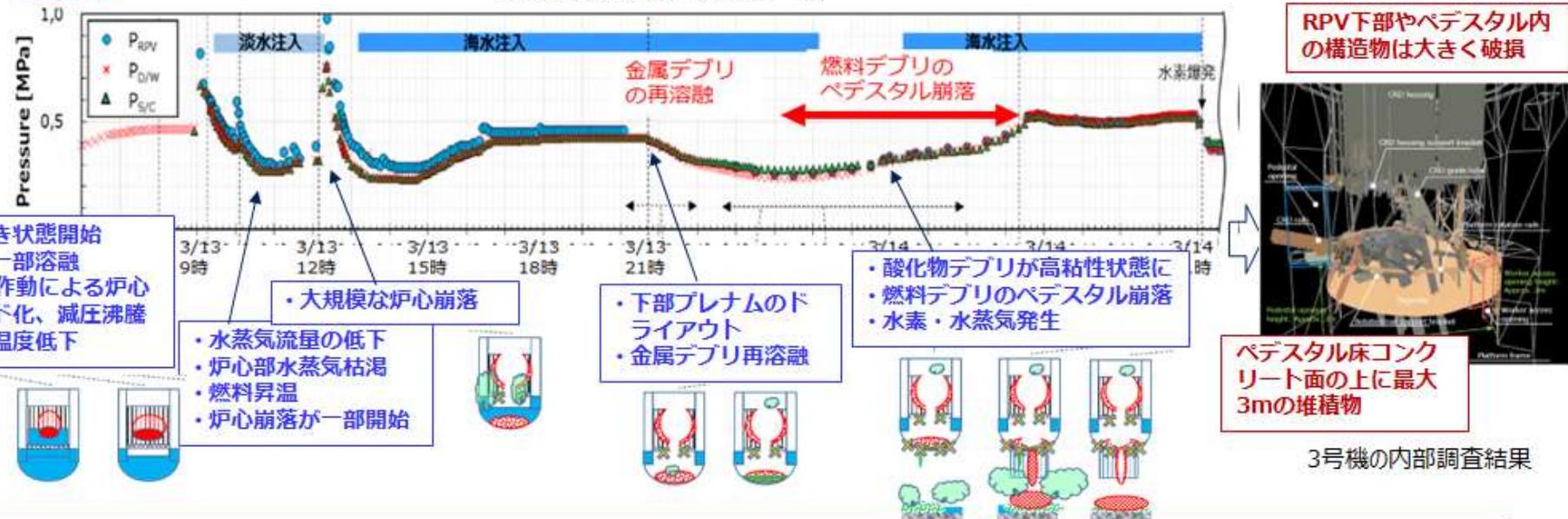
ADS作動による、炉心ボイド化発生



# FAの例：3号機の事故進展（冷却能力喪失以降）

ADS作動

2号機の事故時プラントデータ

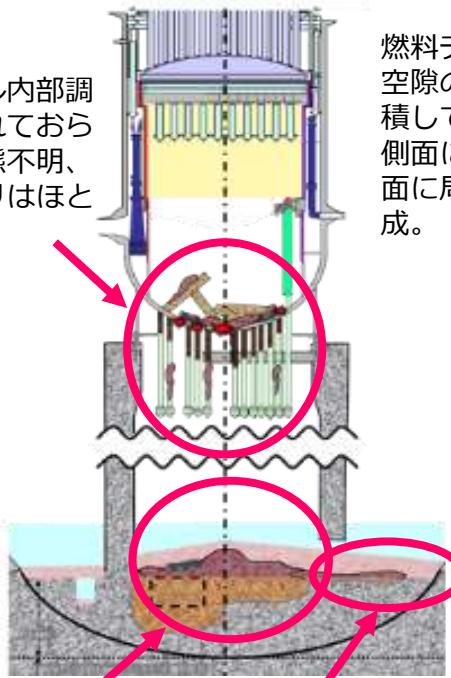


## プラントデータ、ミューオン観測、SA解析、模擬試験、等からの評価結果まとめ

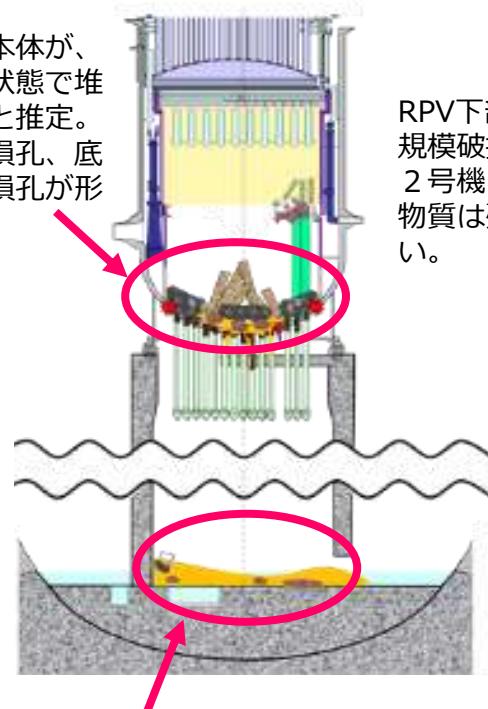
- RPV内には重量物はほとんど存在していない。 ⇒ミューオン調査の観測事実
- 炉心上部の空焚きが発生した後に、ADS作動で減圧沸騰と水蒸気枯渇条件が発生、2号機に比べて、崩落デブリが塊状で高温だったと推定。塊状デブリでは崩落中に低い酸化度が維持される可能性。 ⇒プラントデータ解析、SA解析等に基づく推定
- 下部プレナムでのデブリ堆積後の再昇温過程が、以降の事故進展に大きく影響した。3号機では、金属リッチデブリが先行溶融(1000~1300°C)した後で、酸化度が低い酸化物デブリが高粘性状態を形成(固液混合状態: 2000~2300°C)し、RPVを広い範囲で破損させ、数時間かけてペデスタルに移行。 ⇒内部調査の観測事実、SA解析や模擬試験に基づく推定
- 堆積物は、本来のコンクリート床面の上にあり、事故直後に想定されていたMCCI (Molten Core Concrete Interaction) はほとんど起きていない。 ⇒内部調査の観測事実、SA解析や模擬試験に基づく推定
- 3号機からの取出しサンプル分析で検証  
ペデスタル堆積デブリの物理化学的な特性から、RPV下部やペデスタル堆積・凝固時の事故時環境を逆推定し、デブリ特性(および、デブリ特性の範囲)を予測する。さらに、その環境での微粒子形成について検討する。

# 1, 2, 3号機の事故後安定状態の描像

1号機



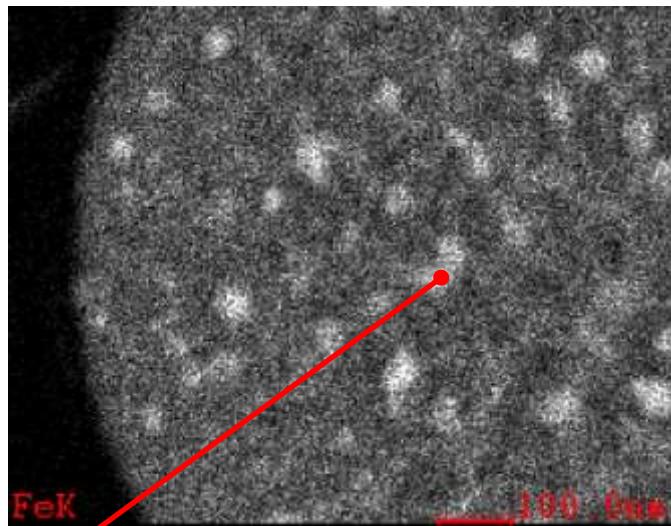
2号機



3号機

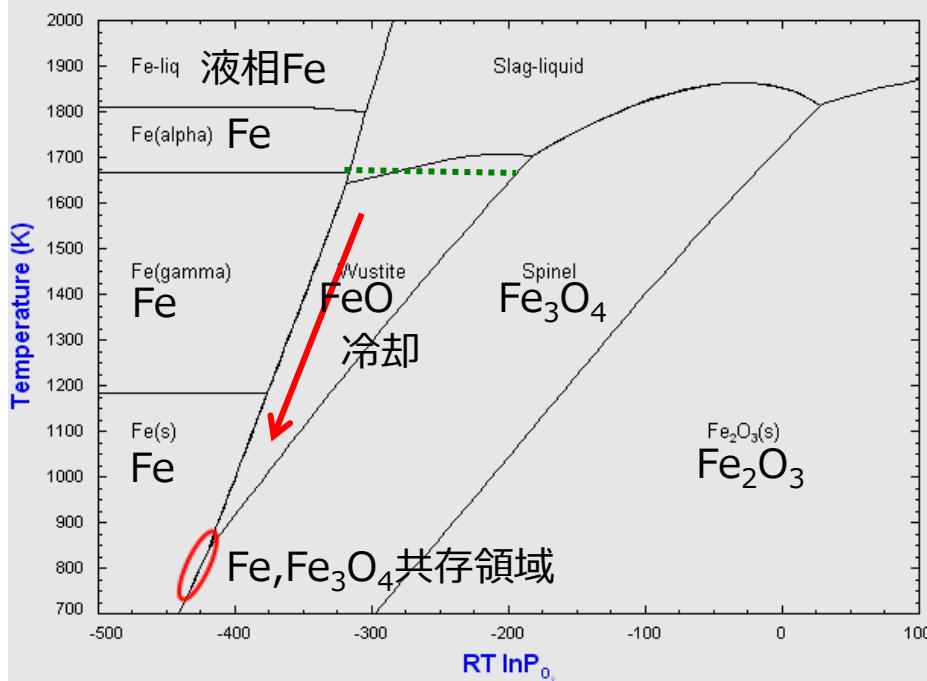


結晶構造解析で、bcc(純Fe)と、スピネル( $\text{Fe}_3\text{O}_4$ )を同定



純Fe微細粒子      Fe分布

### Feと $\text{Fe}_3\text{O}_4$ の共存について



純Feと $\text{Fe}_3\text{O}_4$ の共存する微細組織に、U(～10mol%)が含有されている粒子を検出。  
球形であることから、蒸発・凝固過程で形成と推定。  
Fe主成分の凝固相FeOから、降温過程でFeと $\text{Fe}_3\text{O}_4$ に分離したと推定。

推論

溶融した燃料（ウラン）が、炉内構造物（鉄）を巻き込みながら溶融していく状況を反映している可能性  
2号機ペデスタル内に堆積している、鉄を多く含むと予想される燃料デブリ（金属デブリ）と同じ生成プロセスを経ている可能性

堆積物  
Type I

2号機PCVペデスター堆積物\*



小石状(およそ1~2 cm)

堆積物  
Type II



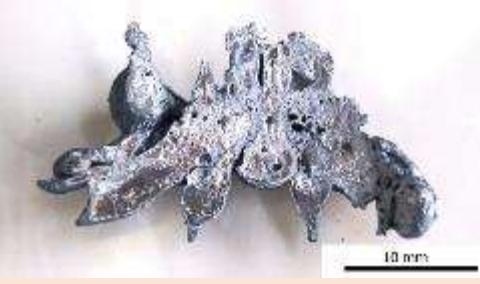
金属物質の溶融・凝固

堆積物  
Type III

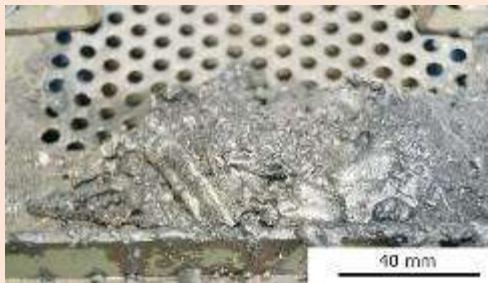


燃料集合体部材の一部残留

JAEA模擬試験で得られた物質



金属間化合物、合金が主成分  
配管にいたん付着・崩落  
溶融時は高粘性



合金が主成分 (B,Cが固溶)  
溶融時は低粘性  
凝固後は通常のSSより硬い



模擬燃料バンドル部材が  
部分溶融、破損・崩落

\*Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. 2019/02/14 Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation

A. Pshenichnikov, et al., Journal of Nuclear Science and Technology (2021), 58:4, 416-425,

推論

内部調査画像データと、JAEA模擬試験サンプルを比較し、  
金属デブリの3類型の特徴を推定

# BAの例：ウラン粒子の凝固パス解析

## ○ 現場情報

- PCV内部調査で採取したサンプル中に、数ミクロンサイズのウラン含有粒子検出
- FE/TEM、FE/SEM分析により、カチオンのモル比 (U:Zr:Fe) と、相状態 ( $\alpha$ -Zr(O)相、正方晶の(U,Zr)O<sub>2</sub>相) を同定

EDS点分析結果（1号機 No.15粒子）

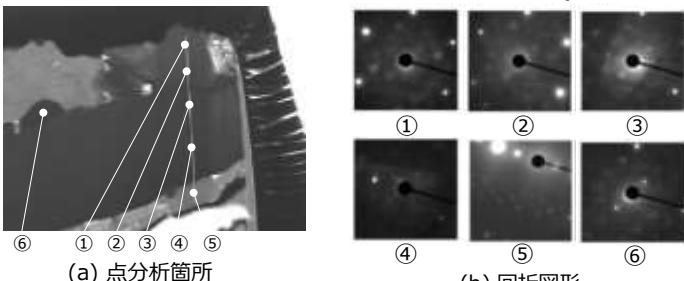
成分割合(at%)							
O	Na+Zn	Mg	Al	Si	Mo+S	Cl	U
51	—	BLQ	3.0	3.4	—	BLQ	7.2

成分割合(at%)							
Sn	Ca	Cs	Ti+Ba	Cr	Mn	Fe	Zr
BLQ	BLQ	BLQ	—	0.7	—	9.3	12

※1: Oの定量性は乏しい      ※2: BLQ (below the limit of quantification) 定量限界以下  
※3: Na+Zn, Ti+Ba, Mo+SはEDS信号の分離が出来ず、定量ができないため、「—」記載

TEM回折分析結果（1号機 No.15粒子）



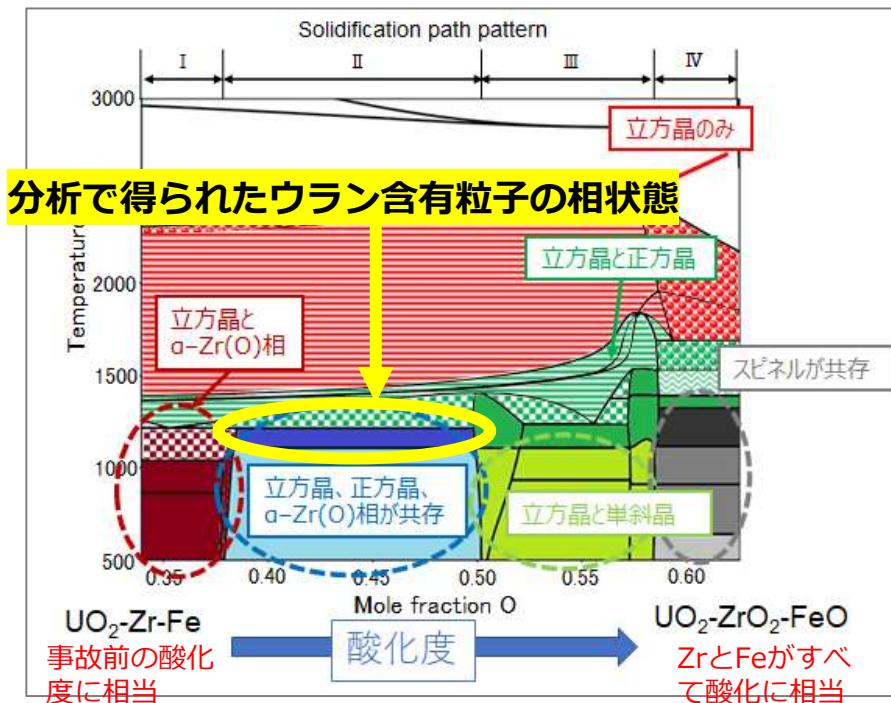
①,②,③,④,⑥:  $\alpha$ -Zr(O)相 and/or 正方晶の(U,Zr)O<sub>2</sub>相  
⑤:スピネル

## ○ ウラン粒子凝固パスの推定

- 金属リッチデブリ（金属Zr含有）が共存できる酸化度で、高温溶融状態から約1200°Cまで徐冷され、その後、相変態が顕著に起こらない冷却速度で冷却された可能性が示唆される。

## ○ ウラン含有粒子の特性から逆解析

- ウラン粒子の酸化度に応じて、相状態がいくつかのカテゴリーに分類可能
- 1Fサンプル分析データは、いずれも、平衡状態図中の特定の領域（中程度の酸化度、温度約1200°C）に相当



U-Zr-Fe-O系の疑似二元系状態図の例

# debrisWiki

トップページ

debris  
Wiki

G1 338

# 1号機 原子炉建屋ウェルプラグ

首次 [編集]

現場の様子

- 1.1 内部観音鏡
- 1.2 目的・運転実績

2 異常物の検査

- 2.1 検査手順
- 2.2 蒸気冷却管
- 2.3 構造的特徴

3 检査結果 (スリップアシブル) から予想される井戸壁、以及(不規則性)

- 3.1 化学的特性 (酸化度、叫喚) / 物理的特性 - 温度変動、等)
- 3.2 井戸の位置・形状

4 無効化プロセス

- 4.1 焙焼プロセス - 煙突物の生成プロセスの概念に従った分析結果一覧
- 4.2 生成物の検査される異常温度履歴
- 4.3 焙焼プロセス / ウラン含有粒子の生成率
- 4.4 分析結果から推定される燃料アシブル、ウラン含有粒子の割合、収率等

5 無効化実験

- 5.0 不規則なまでの無効化のために必要な知識

現場の様子 [編集] | リンク | レコード編集

内部調査結果 [編集] | リンク | レコード編集

2019年7月17日～8月26日に福島第一原発内調査作業によって、ウェルプラグの構造状況では、水素爆発による瓦礫が蓄積している状況。ウェルプラグ上層ノルマントンと同様に、上部ノルマントンには、事故後熱効率は経年劣化している。確認済み結果は、ウェルプラグの中央部に近くほど被覆率が高くなる傾向。

⇒ 実施能力P/C : 1号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける立ち入り状況

（コンテンツ）

# 現場情報……福島第一発電所事故に関する資料

## 事故進展……事故シナリオの検討結果

## 炉内状況…・・・炉内状況、デブリ分布の推定情報

### 分析データ…分析生データ、分析結果の解釈

既往知見……シリアクシデント研究やTMI-2事故

## 評価等の既往知見とのリンク

**関連情報**…英知事業、廃炉汚染水対策事業成果とのリンク



debrisWiki  
<https://fdada-plus.info>

### 廃炉における、集合知、共通基盤データベースの役割・重要性

- 多くの技術分野の専門家が、効率的・系統的に他分野の知見・データを参照し、工程設計や廃炉関連研究の予備検討に活用できるようにする。
  - 他分野の現象理解のアプローチ（観測or分析or解析事実 ⇒ 推定・評価、を明確に区別して掲載）を共有することで、どういうエビデンスに基づいて、どのような精度で評価が行われているかを共有できるようにする。
  - 長期にわたる廃炉において、次世代技術者・研究者への効率的な技術継承ツールを整備する。あるいは、異分野技術者・研究者が参入しやすい共通の知見基盤を整備する。

# デブリ取出しに向けた課題

## □ 大前提

- ・ 安全性最優先。現状変更による短期的リスク増大を受容できる範囲に抑制。
- ・ 一方、取出し初期には、現場知見・デブリデータは限定的。
- ・ 燃料デブリは、高線量を持った核物質。  
⇒ 安全裕度を大きく取った工程設計・オペレーション

## □ 現状変更による短期的リスク、課題

- ・ 閉じ込め、遠隔 ⇒ バウンダリ、大型機器の支持・動作法  
放射性微粒子の検出・回収・漏洩防止
- ・ 再臨界可能性の排除 ⇒ 極端な仮定での評価
- ・ 廃棄体の検認 ⇒ 長期保管、最終形態に向けた性状確認
- ・ 作業安全性 ⇒ 長期間放置された未知物質の取り扱い  
(長期劣化、水素発生、発火可能性、二次的移行、等)
- ・ トラブル対策 ⇒ 想定外事象にどのように対応するか 等

# 課題①：閉じ込め、遠隔操作

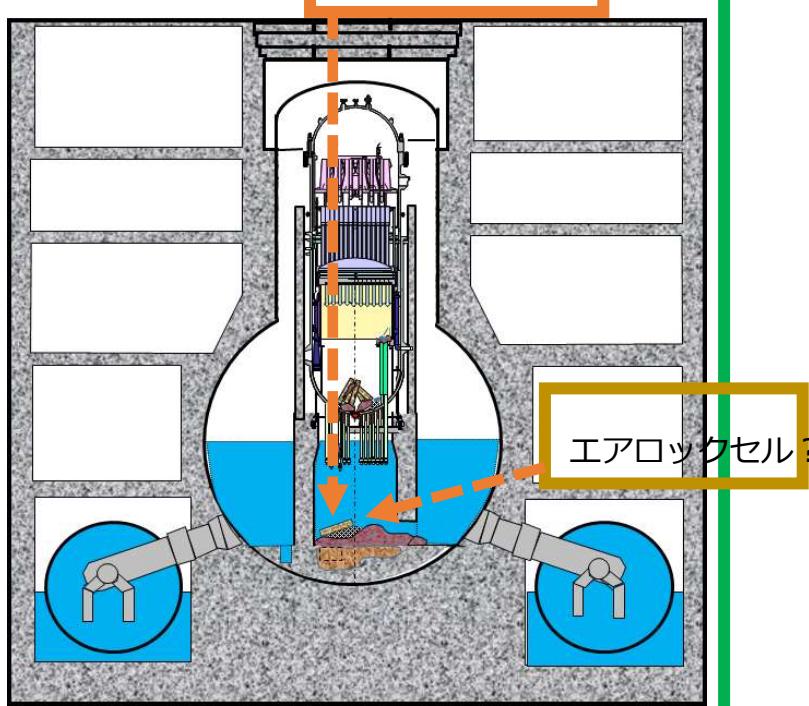
どこに、どのようなバウンダリを設けるか？

どこに、どのような取出し重機の支点（足場）を設けるか？

どのような機器で、どのくらいのサイズのデブリを取り出すか？

大きな構造物？

エアロックセル？



## ○ バウンダリ

建屋全体を、大きな構造物で囲う？

上面or側面にエアロックセルを設置する？  
負圧管理、フィルター

## ○ 重機の支点、取出し方法

上部から、クレーンorエレベータ方式？

側面から、アームorトロッコ方式？ 等

# 約20~30mの距離での重量物の移動

## ○ 取出しサイズ

極端な仮定での再臨界性をすべて排除するためには、数kgずつに小分けする必要

デブリの近くで切り出す？

ある程度のかたまりをエアロックセルで  
小分けする？

# 課題②：再臨界性可能性の排除

どのようなロジック・方法で評価するのか?  
極端な仮定を、どのように合理的に排除できるか?

## ○ 再臨界評価の方法（概要）

- 物質の組成と形状を定め、物質固有のデータベースと解析コードで評価
- 1F燃料デブリの課題：
  - 物質組成がほとんどわからない、場所によるばらつきも不明
  - 表面状態はある程度わかるが、内部の様子が不明（空隙率が重要）
- 組成と内部状態がわからない物質については、現実にはありえない、きわめて保守的な条件で解析・評価することが、従来よく行われている。
  - 最大濃縮度の未燃焼ウランと核燃料を取り囲む水（中性子減速材）が臨界のために最適配置する
  - 中性子を吸収する物質（鉄、ホウ素、ガドリウム、等）の効果はすべて考慮しない
  - 無限体系（中性子が外部にもれない）
- しかし、1F燃料デブリでは、極端に保守的な仮定を導入すると、再臨界までの裕度がそれほど大きくなない。以下の検討が必要
  - 現実には混入する中性子吸収物質を、如何に合理的に解析に取り入れるか
  - 再臨界に近い条件が仮に発生した場合でも、それを検出できる技術の開発

→恣意性が出てくるため、これをどのように説明するかも重要

# 課題③：廃棄体の検認

回収・小分けし、収納容器に収めた燃料デブリ廃棄体は、廃炉工程の製品ともいえる。一般的な工学製品と異なり、廃棄体ごとに仕様が大きくばらつくと考えられる。

これを中間貯蔵、さらに将来、処理？処分？するには、廃棄体の仕様を検認しておく必要がある。

一方で、廃棄体数は膨大になると予想される（燃料デブリ数100トンをどのように小分け・収納し、分析するか）。

## ○ 検認の方法（概要）

- ・ おそらく、以下の組み合わせとなる
  - ・ 非破壊の簡易分析手法による全量分析  
→分析技術の開発（中性子検出技術などを応用）、特に廃棄体内部の分析
  - ・ 貯蔵中のモニタリング
  - ・ 抜き取り検査  
→分析サンプル代表性（前述）を考慮し、適切なルーチン分析（標準化）方法を確立する必要
  - ・ 個性的な廃棄体の詳細分析
- さらに、廃棄体の分類や放射能レベルの区分が大きな課題

## 課題④：作業安全性 課題⑤：トラブル対応（想定外事象）

燃料デブリは、

- I. 高線量の核物質であり、核分裂生成物や構造材なども含有されている
- II. それらの詳細な組成やばらつき、およびその生成過程が不明である

このために、作業安全にかかわる多くの課題について検討が必要である。さらに、潜在的にトラブルにつながる可能性については、どこまで考慮するのか、極端な仮定を如何に合理的に排除するかの検討と、その説明が必要である。

### ○ 作業安全やトラブルに関わる課題

- ・ 放射線の遮蔽、核物質や核分裂生成物の閉じ込め（取出し⇒輸送⇒貯蔵⇒）
- ・ 放射線による水素発生（特に、輸送⇒貯蔵⇒）
- ・ 形成メカニズム不明な多元系物質に由来する課題（発火性、毒性、腐食性、など）
- ・ 発熱対策
- ・ 放射性微粒子、粉塵
- ・ 想定外事象（例：何重にも対策しても、再臨界が起きてしまったとしたら）、等

→想定を積み重ねると際限がなくなる。。。。

# Forward Analysisの課題

□ SA解析コード(MAAP, MELCOR等)による解析精緻化には限界がある。

- ・ 事故時プラントデータや知見はこれ以上の拡充が望めない。
- ・ SA解析コードは、要素現象・領域ごとにモジュール化されており、1F事故解析において、重要性が顕在化してきた、『要素現象・領域間のトランジエントの評価』には適していない。

□ 現場観測結果やBAから提供される、要素現象のメカニズムや境界条件を参考に、マルチスケール/マルチフィジクスの解析を進める必要がある。

- ・ CFDコードや粒子法などの先進解析手法を活用した、要素現象の詳細解析やトランジエント過程の評価を併用し、現象理解の深化を進める。

# そのためには、分野の異なる専門家の間で、どの領域での、どういう現象の理解を、どういう目的で深化させるか、を認識共有した上で『現象・システムの重要度評価、知見の充足度評価』の継続が不可欠

# Backward Analysisの課題

## □現場第一主義の徹底が極めて重要となる。

- まず、画像データの精査や、品質管理を徹底した分析に基づき、予断を持たずに観測事実を整理する。
- 検討・評価の出発点は、観測事実と事故前プラントの差であり、事故シナリオや物質の特性からの予測ではないことに、常に留意が必要である。

## □Forward Analysisの、どこにどのようにアウトプットすることを目指すのかを明示する。

- BA側の専門家は、対象とする号機や領域、あるいは事故途中過程、経時変化などを予め明示し、FA側の専門家と認識共有しておくことが不可欠である。
- アウトプットは、現象のモデル式、境界条件（事故中の温度や酸化度の逆解析、等）であることが望まれる。

# BA側専門家は、物質の特性に基づく予測・評価から始める傾向がある。しかし、1F現場情報がかなり取得された現状では、評価の起点は観測事実であるべき。異分野専門家をミスリードしかねない。（例：高次酸化物デブリの存在可能性：空気雰囲気で事故進展し、デブリが数10年野ざらしの Chernobyl と 1F 環境は異なる。）

# まとめ

- 内部調査や事故シナリオ解析により、号機・領域ごとの炉内状況・燃料デブリ特性の理解が進んでいる。
- 1F事故直後に、知見がほとんどない中で検討された「典型事故シナリオ」に基づく予想に対し、号機ごとに、事故進展の経過や要素事象の特徴が異なっており、固有の破損状態・デブリ堆積状態をもたらした要因と考えられる。
- 廃炉では、時間リスクを考慮しながら、短期的リスクの増加を安全で合理的な範囲に抑制して、長期的なリスクの大枠低下を目指す。これに対し、廃炉初段階で得られる現場知見や実デブリデータには限界がある。事故進展過程の理解 (FA) と現状をもたらした原因の解明 (BA) は、逐次的に拡充する現場知見・データをいっそう活用する手法として期待される。