

廃止措置に向けた取り組み ～燃料デブリ取り出しに向けた研究～

平成29年7月6日（木）

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

廃炉国際共同研究センター

講師：佐藤 一憲

内 容

1. 福島第一原子力発電所での事故
2. 事故の教訓
3. シビアアクシデント時の炉心挙動
4. シビアアクシデントの例
5. 廃止措置に向けた取り組み
6. 事故進展及び炉内状況の推定に関する研究
7. 燃料デブリ等の処理・処分に関する研究

1. 福島第一原子力発電所での事故

出典：保安院資料(参考文献(2))より転載

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
格納容器型式	Mark-1	Mark-1	Mark-1	Mark-1	Mark-1	Mark-2
電気出力 (MWs)	460	784	784	784	784	1100
原子炉圧力容器最大圧力	8.24MPa	8.24MPa	8.24MPa	8.24MPa	8.62MPa	8.62MPa
原子炉圧力容器最大温度	300°C	300°C	300°C	300°C	302°C	302°C
格納容器最大圧力	0.43MPa	0.38MPa	0.38MPa	0.38MPa	0.38MPa	0.28MPa
格納容器最大温度	140°C	140°C	140°C	140°C	138°C	171°C(D/W) 105°C(S/C)
商用運転開始	1971, 3	1974, 7	1976, 3	1978, 10	1978, 4	1979, 10
非常用ディーゼル発電機	2	2	2	2	2	3*
送電線	275kV × 4				500kV × 2	
3月11日時点でのプラントの状態	運転中	運転中	運転中	燃料交換 停止	燃料交換 停止	燃料交換 停止

3月11日時点でのプラントの状態

*: 1台の非常用DGは空冷

- 全13台の非常用DGの内、生き残ったのは1台で、それは空冷であった。

- 2011年3月11日に発生した地震により、運転中であった1～3号機は14:46～47にスクラム(地震加速度「大」のため)。
- **地震により外部電源喪失**。全号機において非常用ディーゼル発電機(DG)が正常に自動起動。(定期検査で点検中の4号機を除く)
- 1号機では、非常用復水器(IC)が自動起動。
IC: 圧力容器から導き出された蒸気を冷却凝縮し水にして再び圧力容器に重力で戻す非常用の冷却装置。
- 2, 3号機では、隔離時冷却系(RCIC、タービン駆動)を地震後手動で起動して原子炉水位を維持。
RCIC: 復水貯蔵タンクまたは圧力抑制プールの水を原子炉圧力容器に注入し、炉心の冷却および原子炉水位の維持を行う。電源喪失に備え、原子炉で発生する蒸気でタービンを回し、ポンプを駆動させて給水する仕組み。
- 津波到達(第1波:15:27頃、第2波:15:35頃)
- 1～4号機: 非常用DGも機能喪失し、**全交流電源喪失に至った**。
- 5, 6号機: 6号機の1台の非常用DG(空冷)が被害を免れたので、原子炉は冷温停止に至り、それぞれの使用済燃料プールの冷却も維持できた。

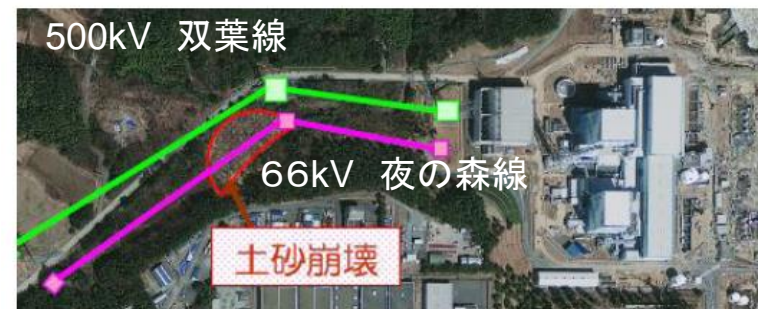
■ 福島第一：地震により1～6号機で外部電源を喪失

- 外部電源7回線のうち6回線が接続されていた(1回線は工事中)
- 1, 2号機(3回線)：地震による超高圧開閉所(サイト内)の遮断器が損傷、1回線はケーブル損傷
- 3, 4号機(1回線)：新福島変電所側の遮断器(サイト外)が損傷
- 5, 6号機(2回線)：送電鉄塔1本(夜の森線 #27鉄塔)が、地震動により隣接地で発生した大規模な盛土が崩壊したことにより倒壊。

■ 福島第二：外部電源4回線のうち、1回線が津波被災後も生き残った。これにより1～4号機へ電源供給を継続。

- 1回線は送電停止中
- 2回線は変電所側機器の地震による故障のため送電停止

出典：日本国政府報告書、保安院資料から転載、または参照



©GeoEye

写真 福島第一原子力発電所法面の土砂崩壊



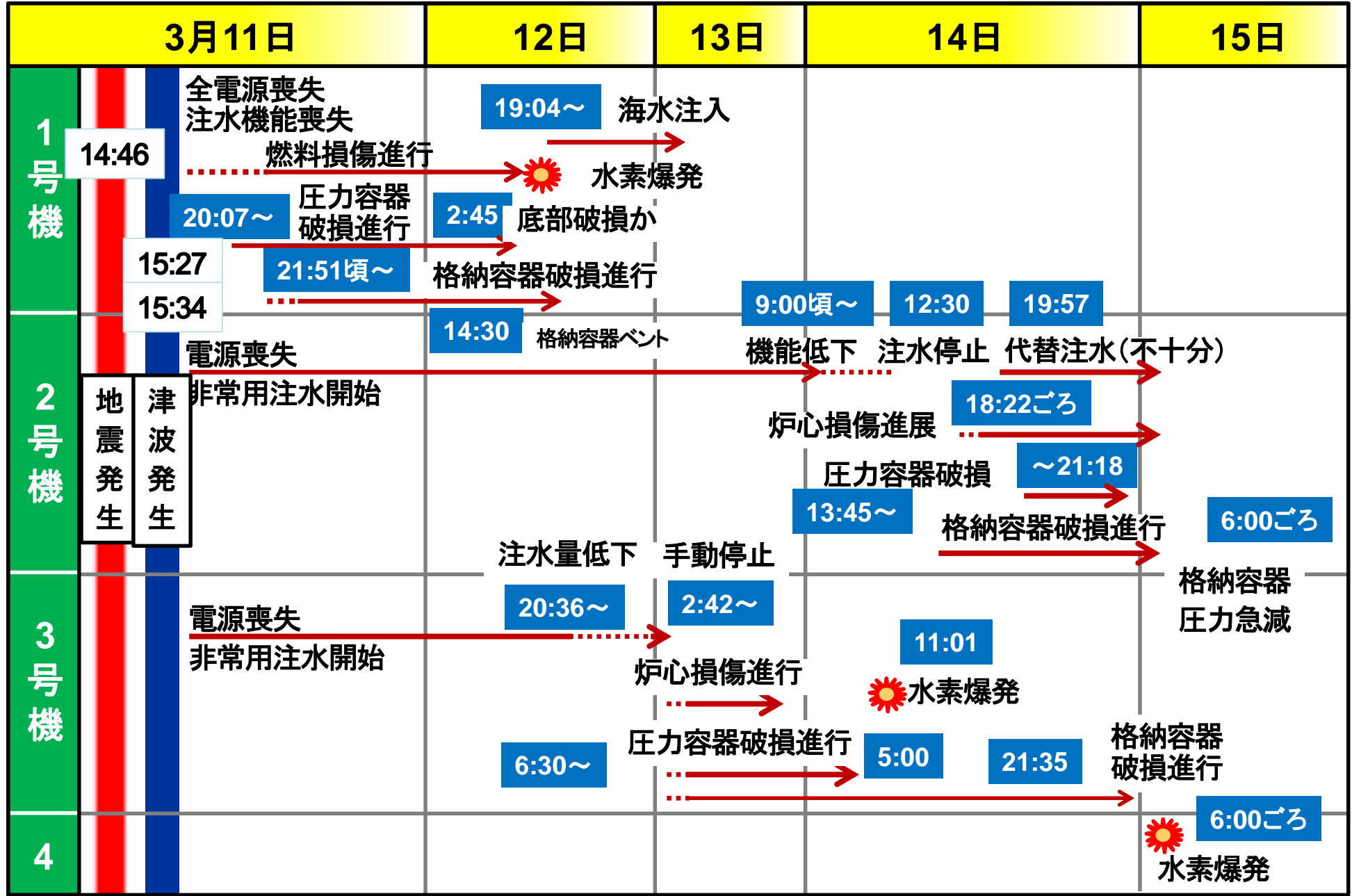
撮影 東京電力株式会社 (H23.3.18撮影)

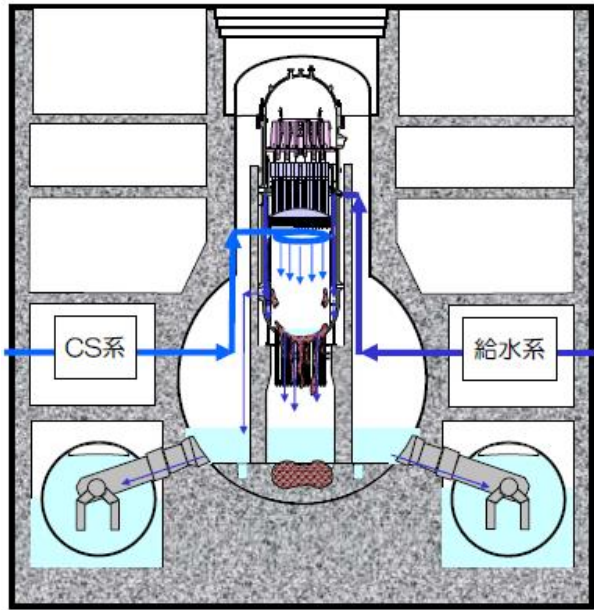
写真 土砂崩壊による夜の森線鉄塔の倒壊

- 隔離時冷却系(RCIC:タービン駆動)等の制御電源、非常用DGの初期励磁、中央制御室のパネル、各種計器等へ供給
- **福島第一**: 1, 2, 4号機で直流主母線盤等が被水。
 - 3号機では直流母線の被水を免れた。バックアップ用の蓄電池により比較的長時間、RCIC弁や記録計等に供給。
 - 2号機では2系統とも被水。ただし、長時間RCICが作動していた理由は不明。
- **福島第二**: 1~4号機の全てで利用できた。

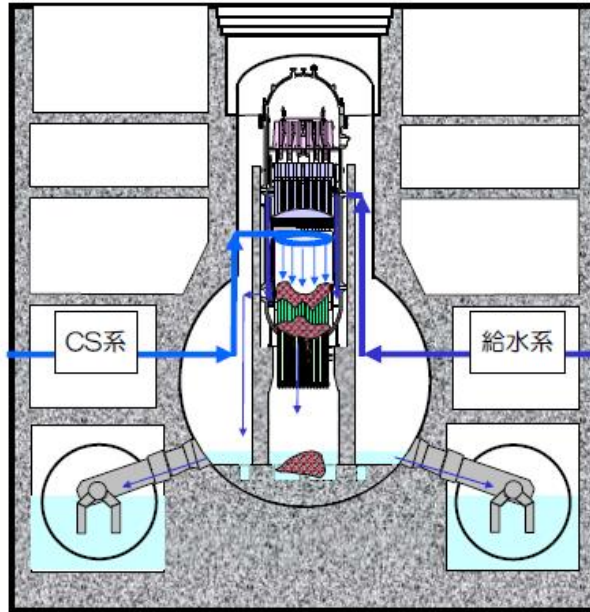
津波による補機冷却用海水ポンプ(最終除熱源)の被害

- 福島第一(全12系統)では、屋外に設置されており(高さ5.6~6m)、全号機で冠水して機能を喪失した。
- 福島第二(全8系統)では、海水熱交換器建家内に設置されており(高さ6m)、3号機では1系統が冠水を免れ、機能を確保。他の号機では冠水して機能を喪失。

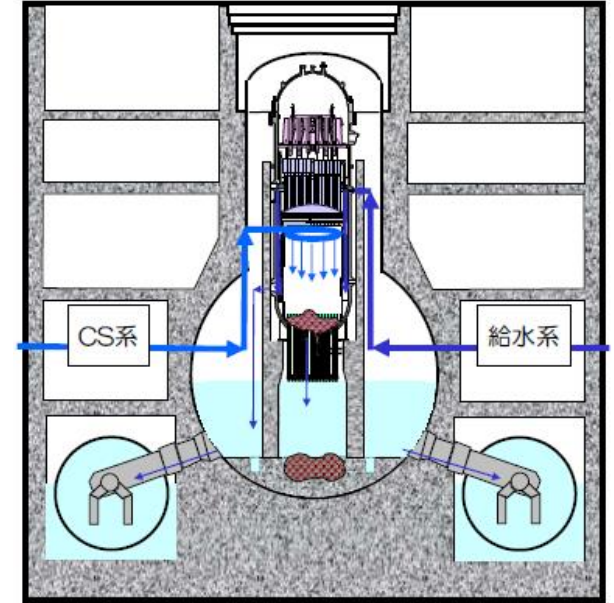




1号機



2号機



3号機

東電報告書(2015年12月17日付)より

多くの燃料が溶融した可能性が高いが、
事故の進展の度合いは1～3号機により異なる。

2. 事故の教訓

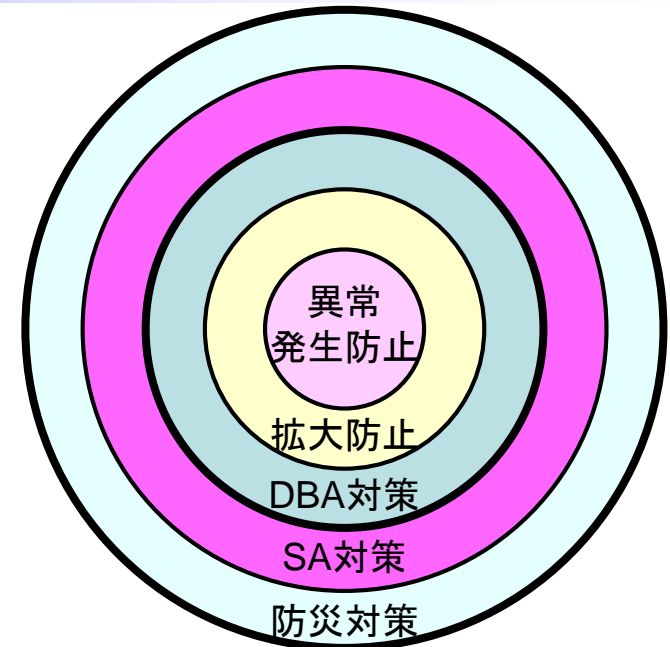
事故の教訓について (1/3)

AM策の整備

- 「アクシデントマネジメント(AM)」とは、シビアアクシデントに至るおそれのある事態が発生しても、それが拡大することを防止し、万が一シビアアクシデントに拡大した場合にも、その影響を緩和するための対策である。
 - 1992年、原子力安全委員会は「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」を決定。原子炉施設のリスクは十分に低く抑えられているとし、AM整備はこの低いリスクを一層低減するものとして位置付けた。
 - その後、AM整備が全ての原子炉施設において実施されるまでにのべ10年を費やし、その基本的内容は1994年時点における内的事象についての確率論的安全評価(PSA)によって摘出された対策にとどまり、見直されることがなかった。
 - 今後は「シビアアクシデントの発生防止、影響緩和」に対しても、規制上の要求や確認対象の範囲を拡大する。(2011年10月、原子力安全委員会決定)
- ➡ 「シビアアクシデント評価手法及びAMの高度化」
- ➡ 「シビアアクシデントを想定した緊急時への準備の充実」が重要

「深層防護」とは、

- ▶ 多層の対策を用意すること、
- ▶ それぞれの層の対策を考えると、他の層で対策が採られることを忘れ、当該の層だけで目的を達成するとの考え方(前段否定、後段否定)



- ✓ 第1層 : 異常の発生を防止
- ✓ 第2層 : 異常の発生を仮定し、事故への拡大を防止
- ✓ 第3層 : 事故(設計基準事故)の発生を仮定し、放射性物質の放出を防止(設計基準内への事故の制御)
- ✓ 第4層 : 事故の拡大を仮定し、シビアアクシデントへの進展を防止するとともに影響を緩和(放射性物質放出を抑制)
- ✓ 第5層 : 放射性物質の放出を仮定し、サイト外の緊急時対応により放射線影響を緩和

事故の教訓について (2/3)

継続的改善

- IAEA基本安全原則(SF-1): 「合理的に達成できる安全の最高水準が達成されるよう手段が講じられなければならない」
 - 米国では外的事象に対する個別プラント評価(IPEEE)に基づき、低コストで改善が可能なプラント固有の脆弱性を確認し、全交流電源喪失(SBO)対策としてガスタービン発電機を追加設置するなど、安全向上策が採られてきた。
 - 西欧規制者協議会(WENRA)声明(2005年): 「我々は継続的改善(Continuous Improvement)を誓約する」
 - 原子力安全委員会決定(2011年10月): 「規制要求の範囲にとどまらず、合理的に実行可能な全ての努力を行うべき」
- ➡ 「個々のプラントの実力を測る技術の整備」が重要。
- ➡ 基準等の見直しは、すでに許可を受けた施設にもバックフィット

事故の教訓について (3/3)

低頻度高影響事象

- 津波に限らず、**低頻度高影響の外的事象(地震、津波、火災、爆発等)**について検討する必要がある。欧米では既に、河川上流のダムの決壊や極端な悪天候(極低温、巨大台風、竜巻)などの他、**人為的外的事象**も視野に入れた検討を開始。
 - AMの導入・評価ではPSAが使われたが**内的事象のみが対象**。このため、外部電源の復旧可能性が高く評価され、電源車や仮設蓄電池の確保等の対策が採られなかったものと考えられる。**外的事象を考慮すれば安全重要機器の共通要因故障の可能性は高くなり、外部電源の復旧可能性も低くなる。**
- ➡ 「低頻度高影響の外的事象への対応」が重要。

原子力規制委員会と新基準

● 原子力規制委員会の特徴

- 独立性の確保: 原子力利用の「推進」と「規制」を分離し、専門的な知見に基づき中立公正な立場から独立して原子力安全規制に関する職務を担う。
- 原子力規制組織の一元化: 原子力安全規制、核セキュリティ、核不拡散のための保障措置、放射線モニタリング、放射性同位元素等の規制を一元化。
- 事務局として原子力規制庁を持つ。

● 新安全基準

- 深層防護の考え方の徹底
- 安全確保の基礎となる信頼性の強化
- 自然現象等による共通原因故障に係わる想定とそれに対する防護対策を大幅に引き上げ
- シビアアクシデント対策、テロ対策も強化。

新基準の全体像

<従来の安全基準>

炉心損傷に至らない状態を想定した
設計上の基準(設計基準)
(単一の機器の故障のみを想定等)

自然現象に対する考慮
火災に対する考慮
信頼性に対する考慮
電源の信頼性
冷却設備の性能
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

<新安全基準>

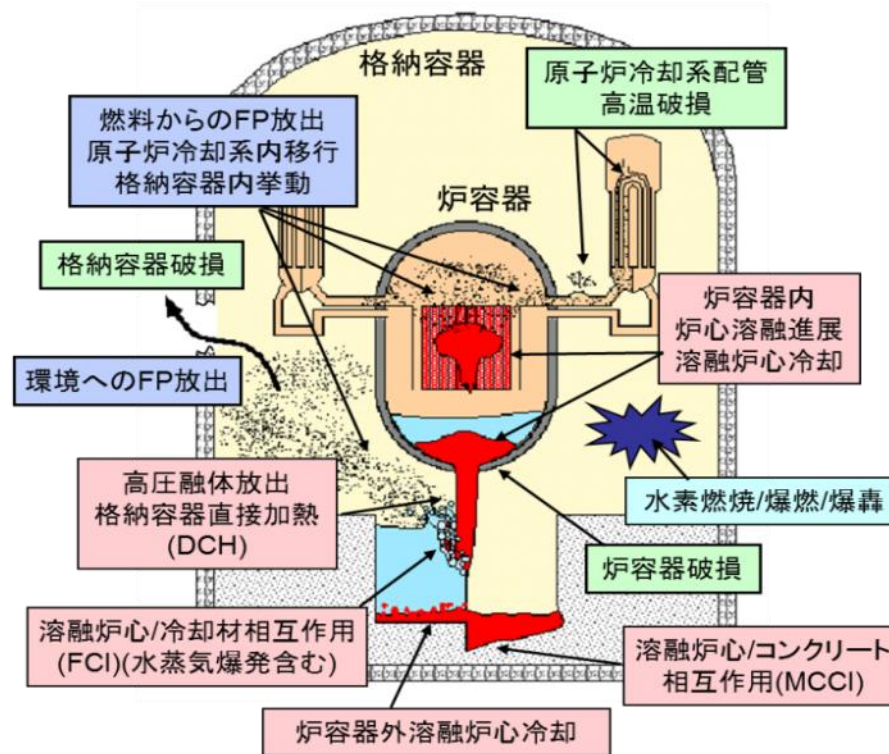
放射性物質の拡散抑制
意図的な航空機種突への対応
格納容器破損防止対策
炉心損傷防止対策 (複数の機器の故障を想定)
自然現象に対する考慮
火災に対する考慮
信頼性に対する考慮
電源の信頼性
冷却設備の性能
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

(シビアアクシデント対策)
新設

強化

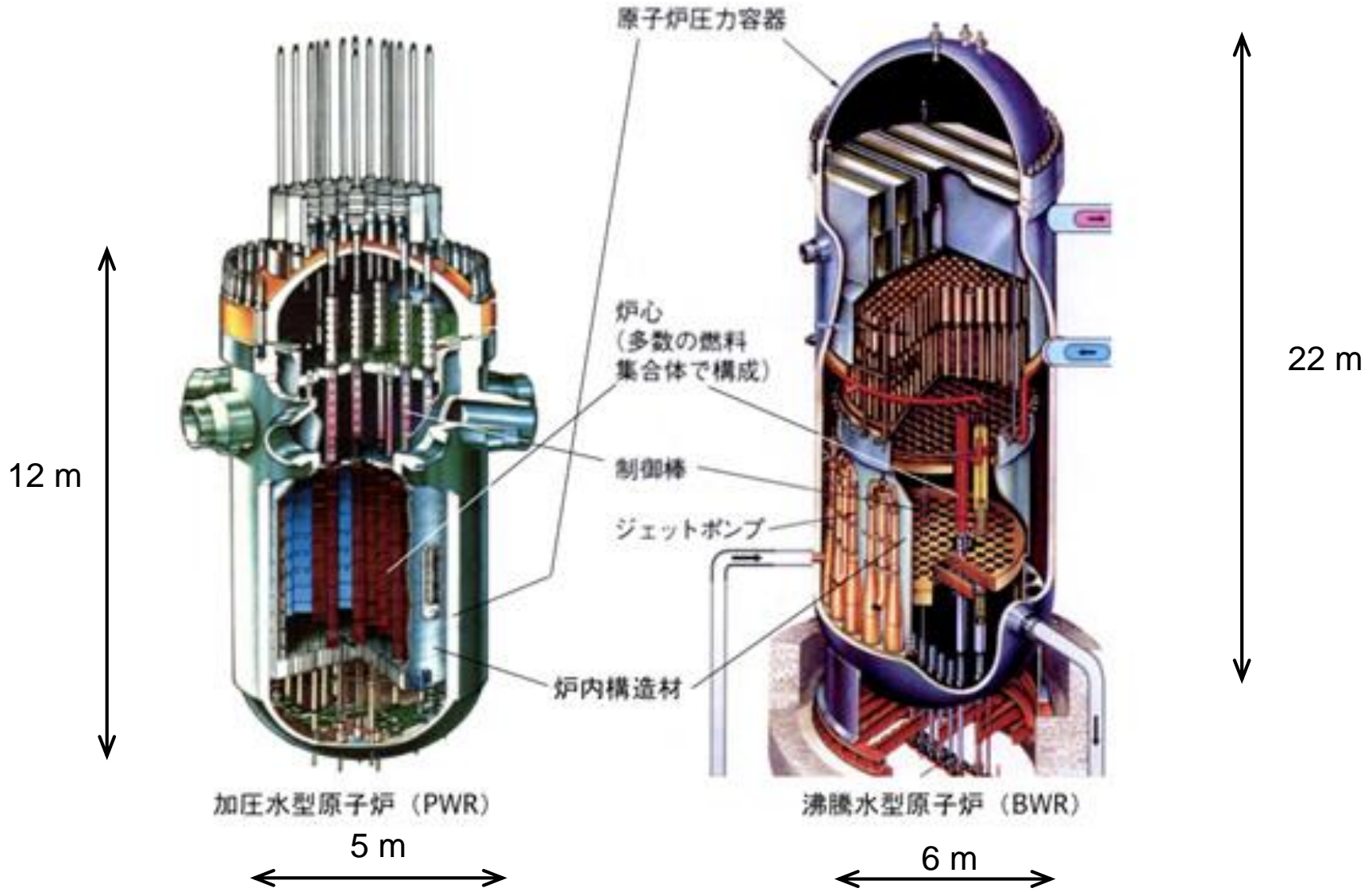
強化

3. シビアアクシデント時の炉心挙動 (BWR特有の挙動の可能性)

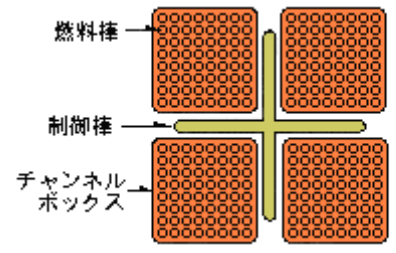
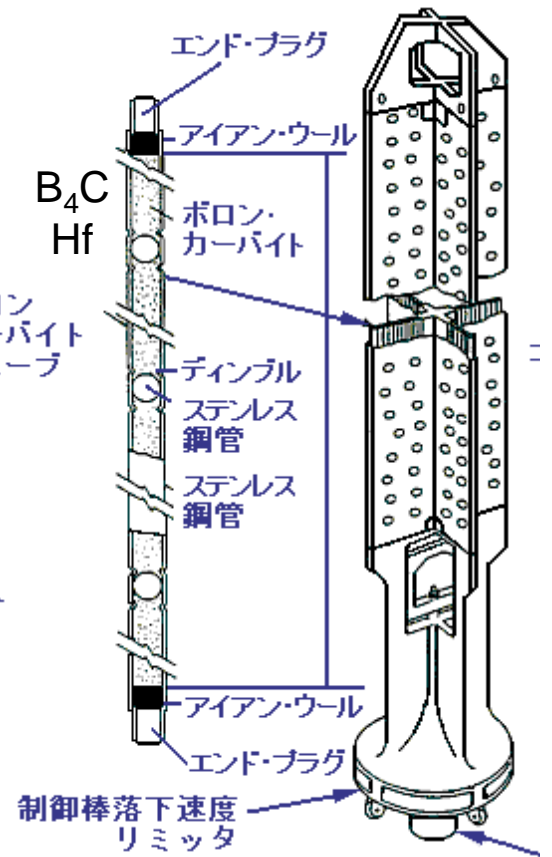
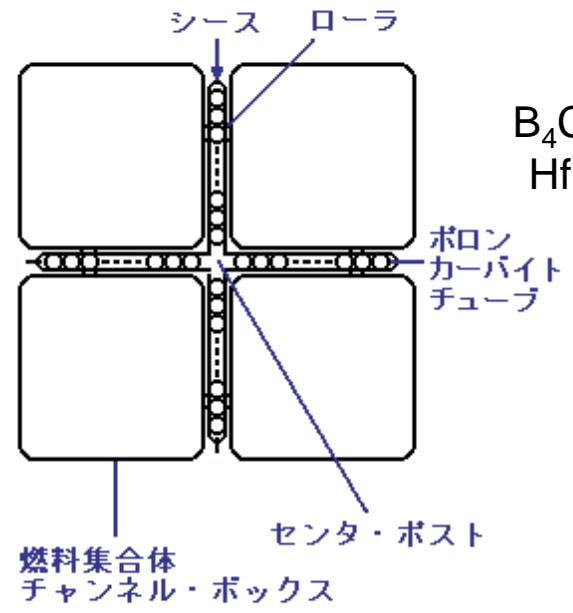
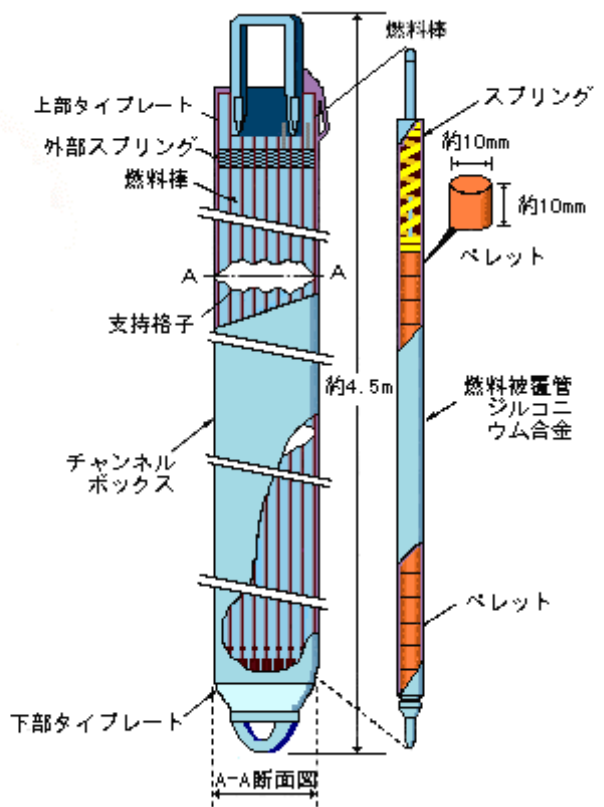


- シビアアクシデントでは、適切な反応度制御や炉心冷却が安全設計で想定された方法でできなくなり、炉心は高温になり著しく損傷する。
- 溶融した燃料からは放射性物質が放出されるとともに、多量の水素発生や圧力容器の損傷等に至る。

原子炉



BWR用燃料と制御棒

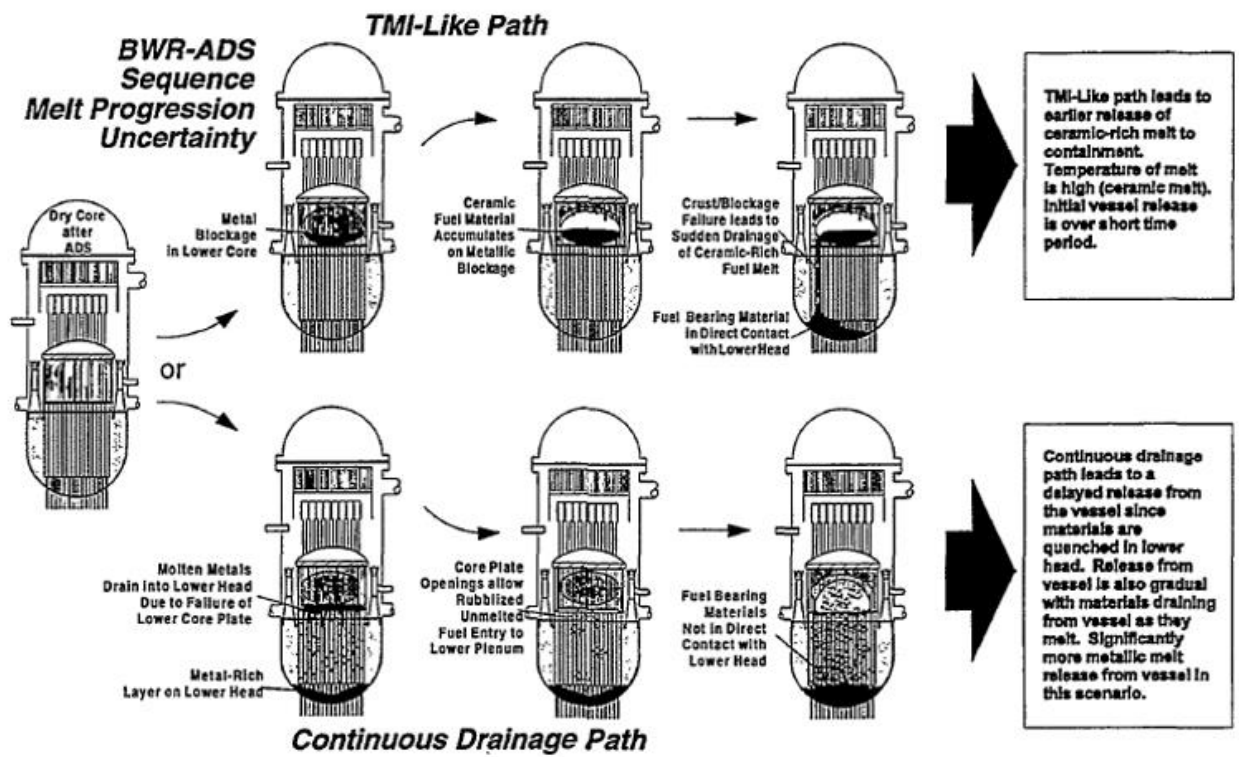


BWR特有の炉心物質移行挙動の可能性

Is BWR Melt Progression Similar to PWR Melt Progression ? (1995)



MAAPのモデル



TMI型

酸化燃料を含む溶融プールが形成され、圧力容器破損は早期化。ペDESTAL移行は短時間で。

連続ドレン型

連続的落下の結果、下部プレナムで一度クエンチされ圧力容器破損は遅れる。ペDESTAL移行は緩慢。

MELCORのモデル

BWRは炉心下部に制御材やその挿入のための構造・スペースがあり、高温化した炉心物質は溶融しなくとも連続的に落下してゆく可能性がある。

Final Results of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment
Manuscript Completed: April 1997
Date Published: August 1997

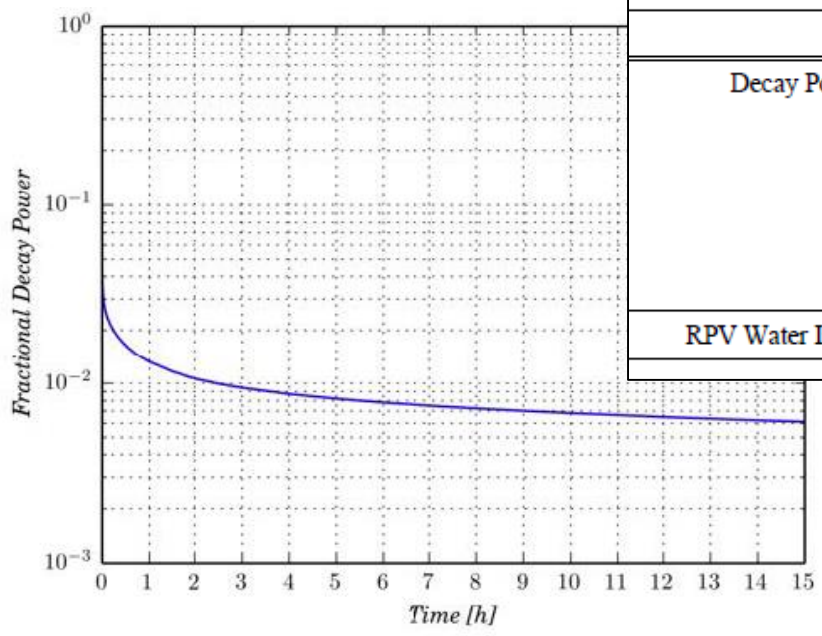
NUREG/CR-6527
SAND97-1039
Prepared by
R. O. Gaunt, SNL
L. L. Humphries, SAIC

MAAP-MELCOR Crosswalk研究(1)

福島第一原発事故後に1号機を対象として異なるモデルから予測される結果の差とその要因を詳細に分析

比較の方法

解析体系やノード分割、崩壊熱などの解析条件をできる限り揃えて事象推移を比較



**Table 2-1
Summary of Key Plant Model Parameters**

Plant Parameter		MAAP5	MELCOR
Decay Power	Full power (MW)	1380	1380
	Decay heat curve	See Figure 2-3	
	Rate of steam discharge through MSLs (kg)	700	683
	Rate of steady-state feedwater flow (kg)	700	689
RPV Water Inventory	Water in core region	16,900 ⁶	13,322 ⁷

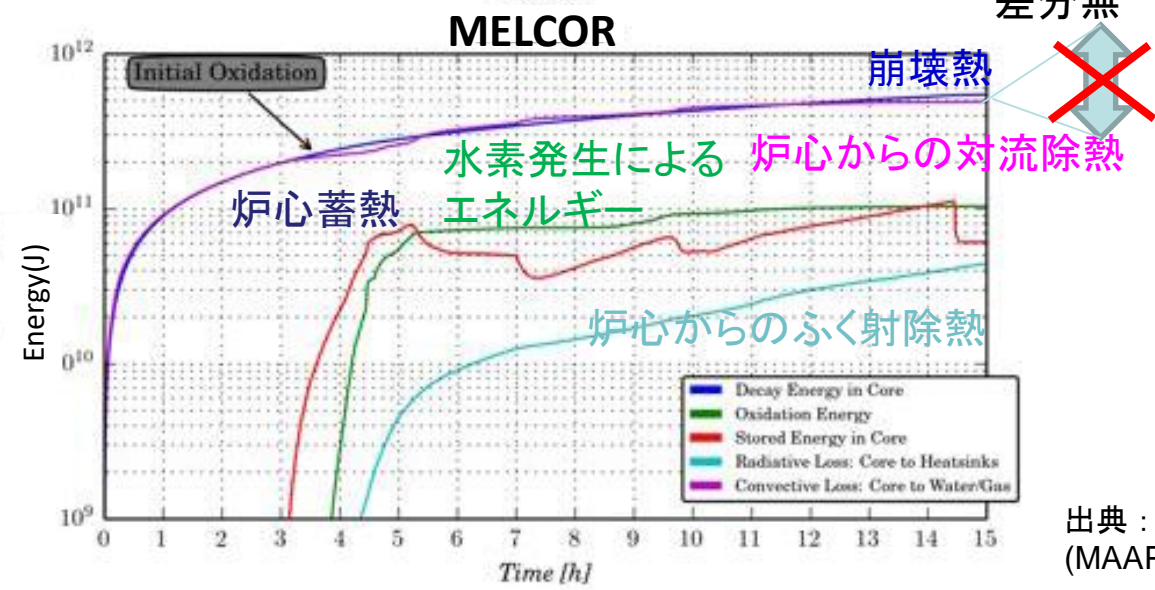
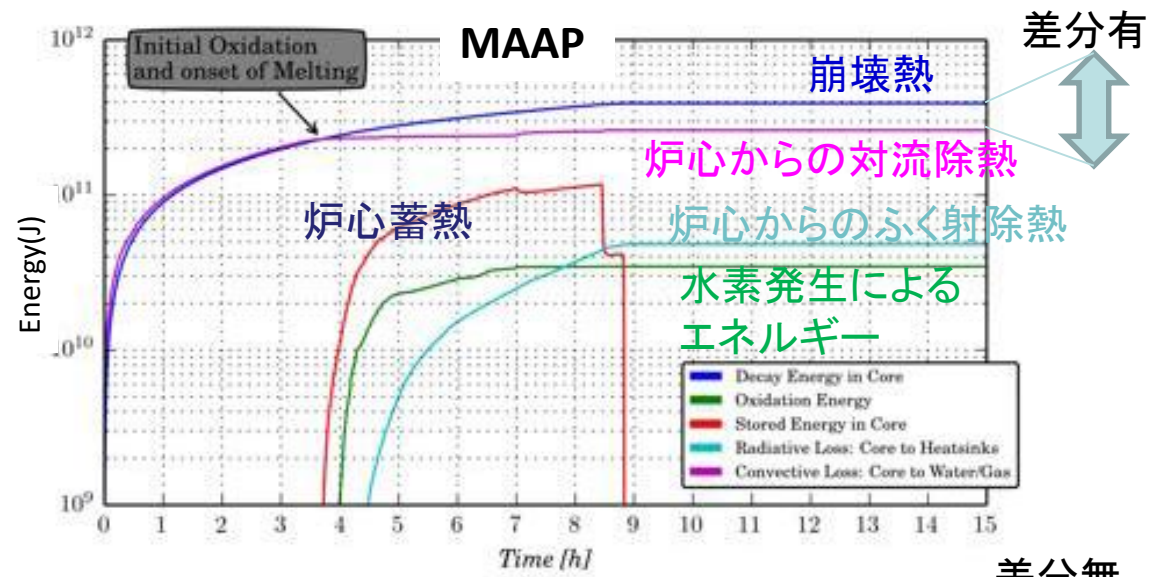
Figure 2-3
Decay Heat Curve used by MAAP5 and MELCOR¹³

出典 : R. Wachowiak, et al., "Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk, Phase 1 Study", Nov. 2014

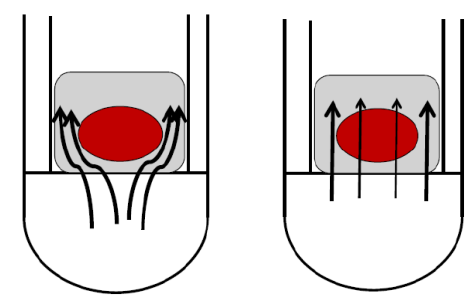
MAAP-MELCOR Crosswalk研究(2)

エネルギー配分の差

比較の結果(1)



	MAAP	MELCOR
炉心からの除熱	小さい	大きい
炉心蓄熱 (崩壊熱-除熱量)	大きい	小さい
溶融プール	できやすい	できにくい
ガス温度	低い	高い
水素発生量	小さい	大きい

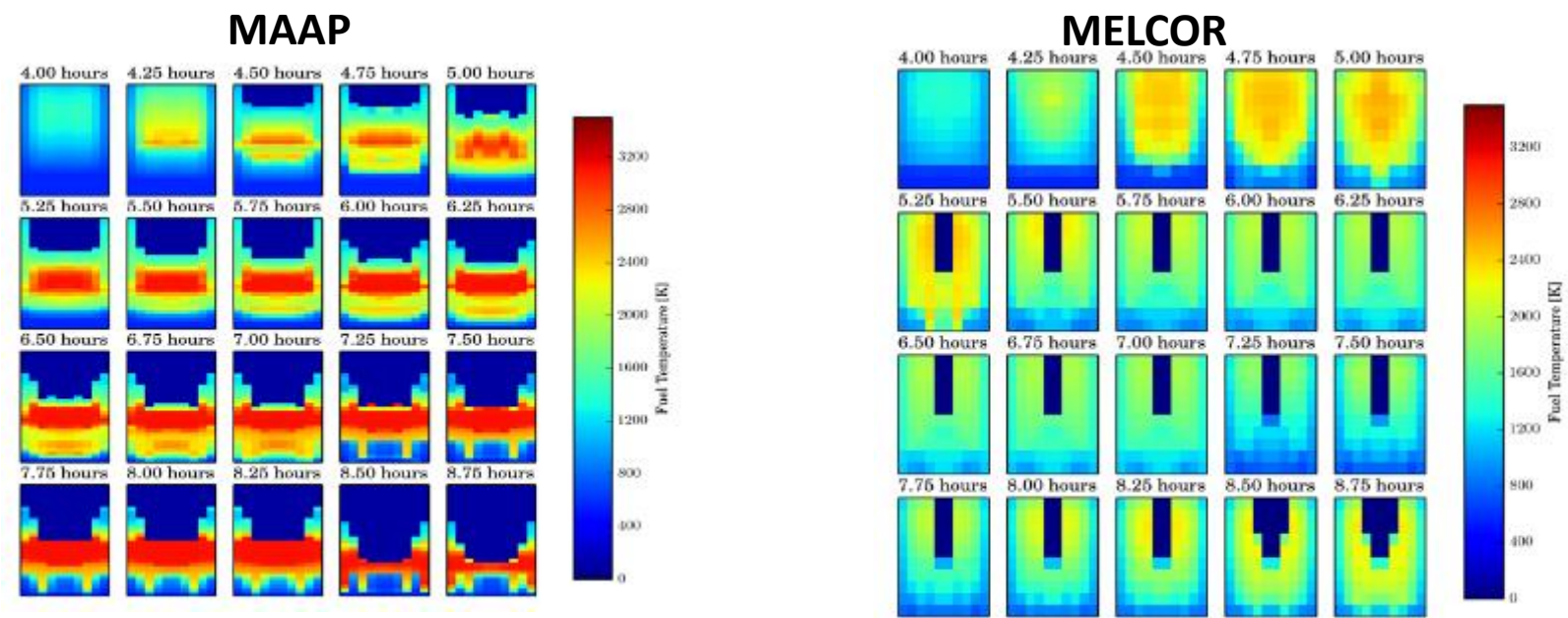


出典 : R. Wachowiak, et al., "Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk, Phase 1 Study", Nov. 2014

MAAP-MELCOR Crosswalk研究(3)

炉心温度分布の差

比較の結果(2)



途中の炉心が崩壊していく過程の様相は大きく異なる。
 MAAPは外周部まで溶融プールが拡がりやすく、
 MELCORは外周部の燃料が残りやすい。

出典 : R. Wachowiak, et al., "Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk, Phase 1 Study", Nov. 2014

ペDESTALへのデブリ落下挙動の差

比較の結果(3)

	落下デブリ量	落下デブリの溶融状態	落下時間
MAAP 低圧シナリオ	100%	ほぼ全溶融(顕熱100~200K)	5秒
MELCOR	100%	56%が固体デブリ 1850K-2100K(平均1975K)	4030秒

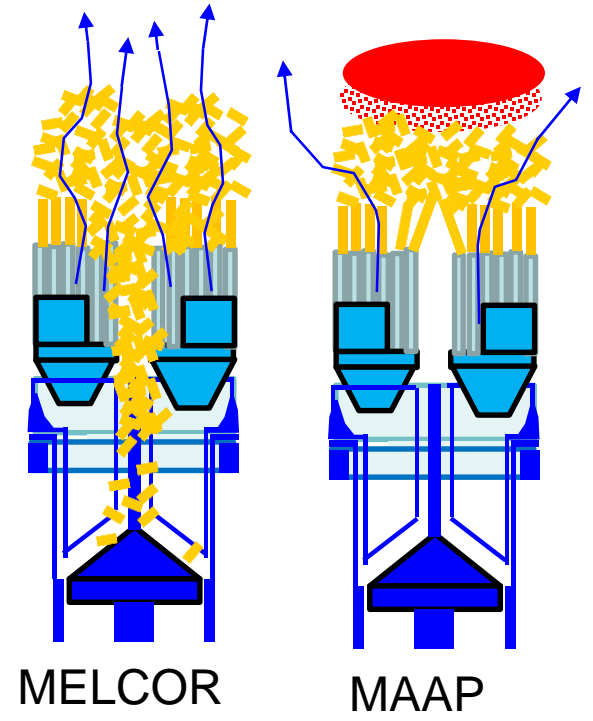
- 大量の溶融物が一気に噴き出すMAAPではライナーアタックの可能性やペDESTAL部での水平方向の拡がりが大きくなると予想される。
- 固体主体のデブリが徐々に落下するMELCORではペDESTAL部での水平方向の拡がりは限定的と予想される。

MAAP-MELCOR Crosswalk研究(5)

結果に差をもたらしているモデルの差

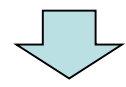
比較の結果(4)

	MAAP	MELCOR
炉心高温化時のガス透過性	なし (粒子密度増加時に冷却材流路が縮小)	あり (粒子密度増加時に冷却材流路が残留)
高温化炉心物質の制御棒スペースを通じた落下	なし	あり



↓
主要な結論

「両モデルともに共通の既存試験データに基づくものであり、実規模での試験データが無いことによる外挿時の不確かさがこのような差を生んでいる」



後述のJAEAのプラズマ加熱試験はこの課題に対処

参考：R. Wachowiak, et al., "Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk, Phase 1 Study", Nov. 2014

4. シビアアクシデントの例

- ◆ 1979年3月28日
米国スリーマイル島原子力発電所
2号機の事故
＜冷却材喪失事故＞



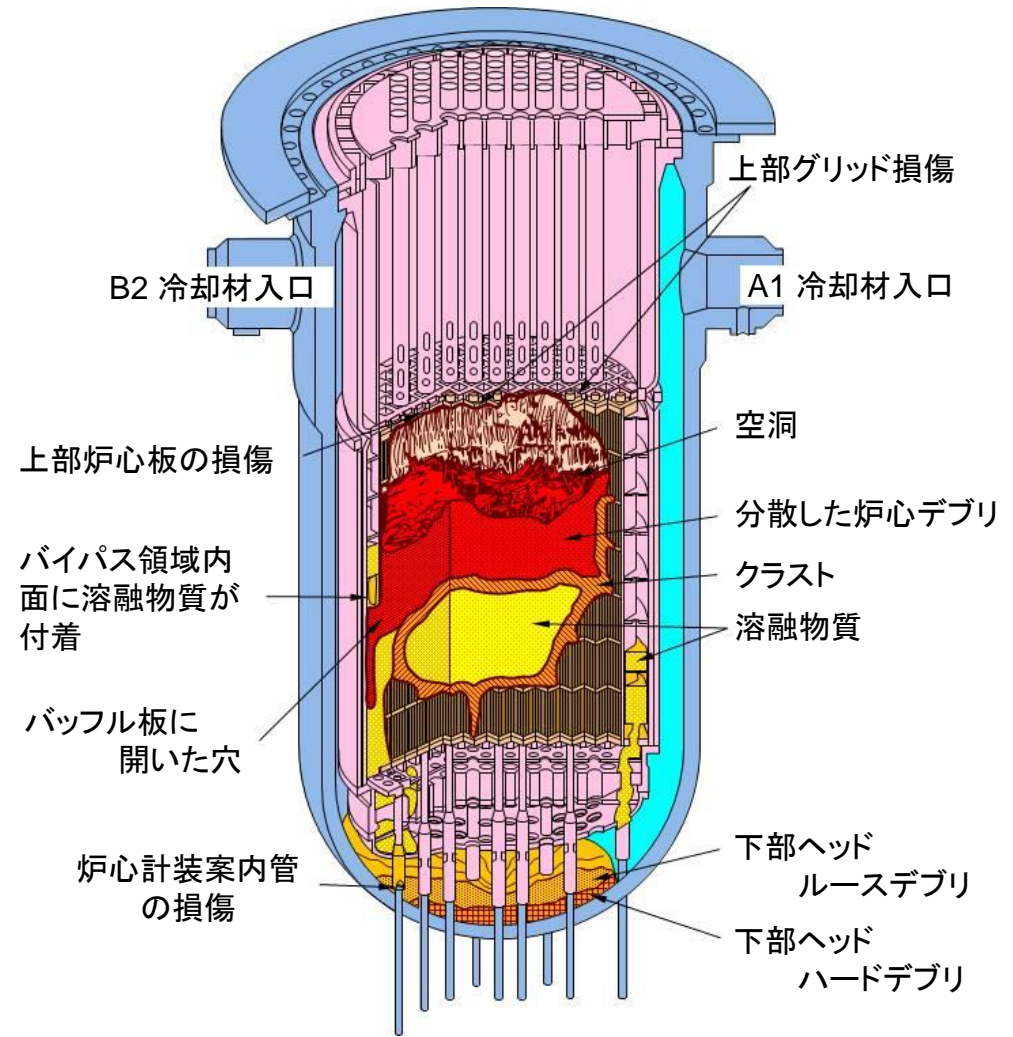
- ◆ 1986年4月26日
旧ソ連チェルノブイリ発電所
4号機の事故
＜反応度事故＞



- ◆ 2011年3月11日
福島第一原子力発電所
1～4号機の事故
＜冷却材喪失事故＞



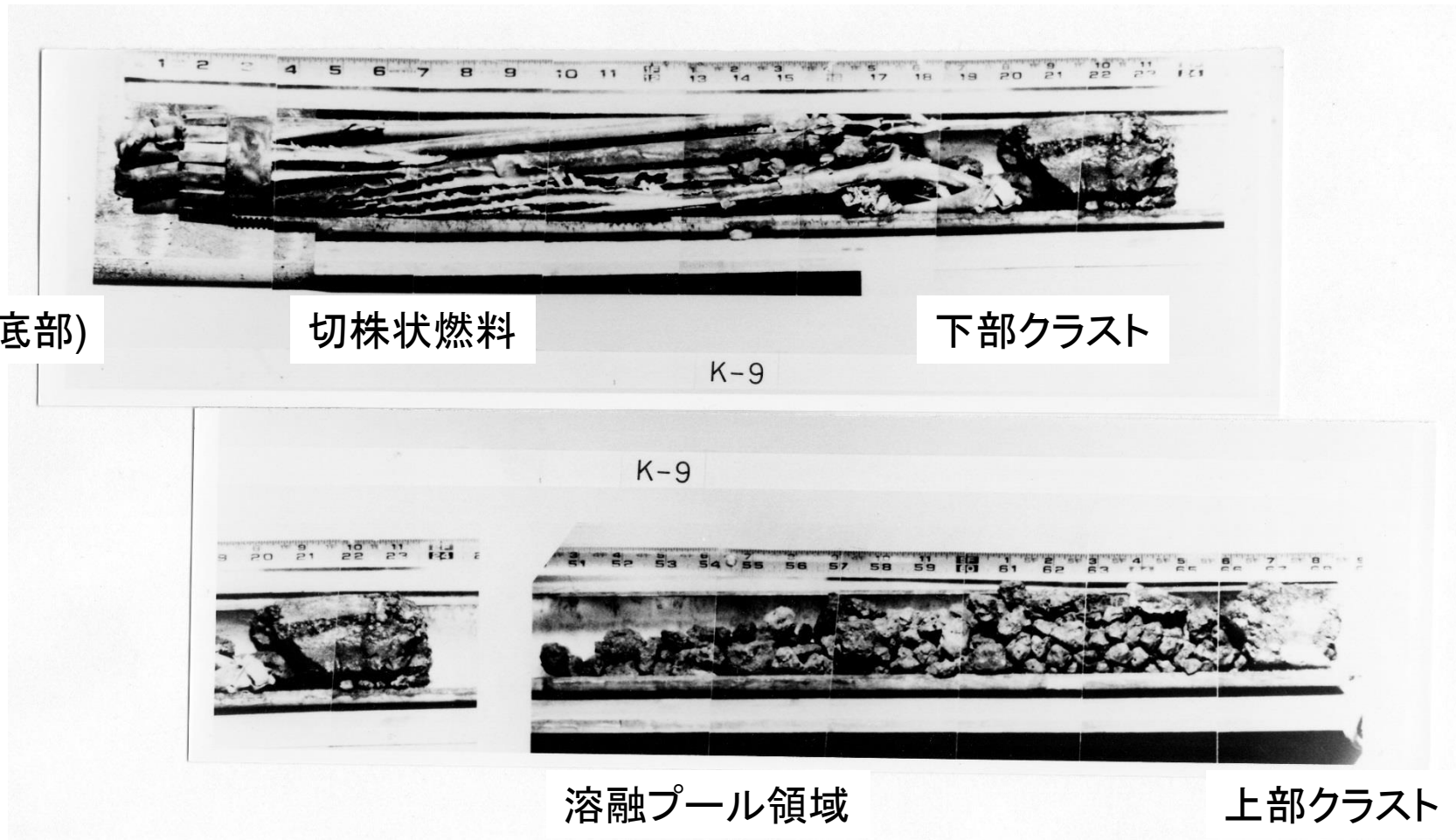
- 米国のスリーマイル島原発2号機 (PWR)で1979年3月28日に起きた事故。機器の故障と人為的ミスがいくつも重なり、圧力容器内から冷却材が流失し、炉心の約3分の2が露出する状態になった。
- 炉心中央上部で燃料集合体の溶融が始まり、炉心の約45% (62t) が溶融した。溶融物は集合体下部で一旦固化したが、再び溶融し約19tが圧力容器下部ヘッド上に流れ落ちた。



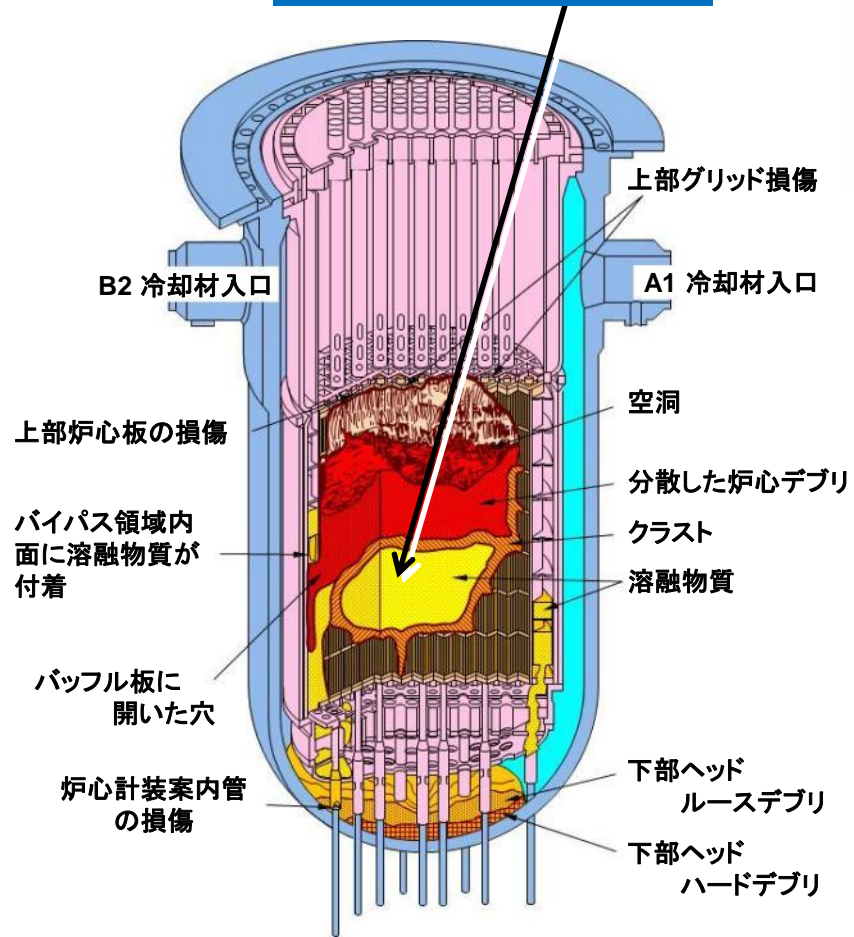
- TMI-2 R&D計画(1980～1991年)
 - 米国DOE、NRC、産業界がGEND計画を実施。日本は、産業界が中心となりDOEとの共同研究(R&D計画)として参加。
 - 事故の原因とシナリオを解明するため、除染及び損傷燃料の移動を含むプラントの復旧、及び廃棄物処理技術の開発を実施。
- OECD/NEA/CSNIタスクとして、溶融炉心物質(デブリ)の試験と分析がアイダホ国立研究所及び欧州のCSNIの参加国で実施。(～1992年)。
- TMI-2 Vessel Investigation Project (TMI-VIP)(1988～1993年)
 - USNRC提案のOECD/NEA国際共同研究。高温の溶融物落下による圧力容器下部ヘッドへの影響を評価することが目的。
 - 圧力容器下部ヘッドの観察、容器から鋼材、ノズル、案内管の採取試料の試験、容器の温度／応力の解析を行って損傷の程度と破損までの裕度を推定。
 - 下部ヘッドに堆積したデブリの分析を日本も担当。他の炉心位置から採取したデブリも含め約60個を日本に輸送(1991年)。日本原子力研究所(現日本原子力研究開発機構)において各種分析を実施。

デブリの物理特性、化学組成、熱特性、FPガス放出に関するデータ取得。
 = 炉心溶融進展の推定、ソースターム評価に対する基礎知見の提供

ボーリングによりTMI-2炉心から取り出した試料



溶融プールデブリ



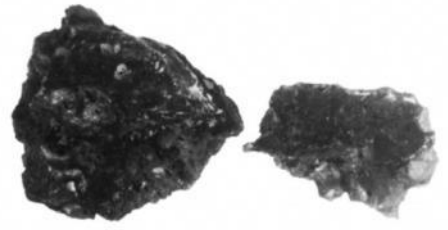
- 溶融プール領域(直径約3 m, 中央部分厚さ1.5 m) は構造材、制御棒、燃料物質の混合物で構成 (合計約 32700 kg)
- セラミックスと金属との混合物(主に鉄と銀)、セラミックスまたは金属の粒子が存在
- 最高温度は2700~3100K
- 炉心上部より金属が多い。
- 「クラスト」により囲まれている。下部クラストは主にジルコニウム、銀、鉄。上部クラストは主に鉄と銀。

- 原子力科学研究所(旧原研東海)・燃料試験施設にて実施。
 - 外観観察、重量測定、密度測定などの非破壊検査
 - ミクロ組織観察、元素分析、気孔率測定、ガンマ線分析
(燃焼度、残留FP、 UO_2 含有割合を評価)
 - 模擬デブリを活用した熱拡散率、熱伝導率、比熱、熱膨張、
溶融温度といった熱特性の評価



下部ヘッドデブリの外観とマイクロ組織の例

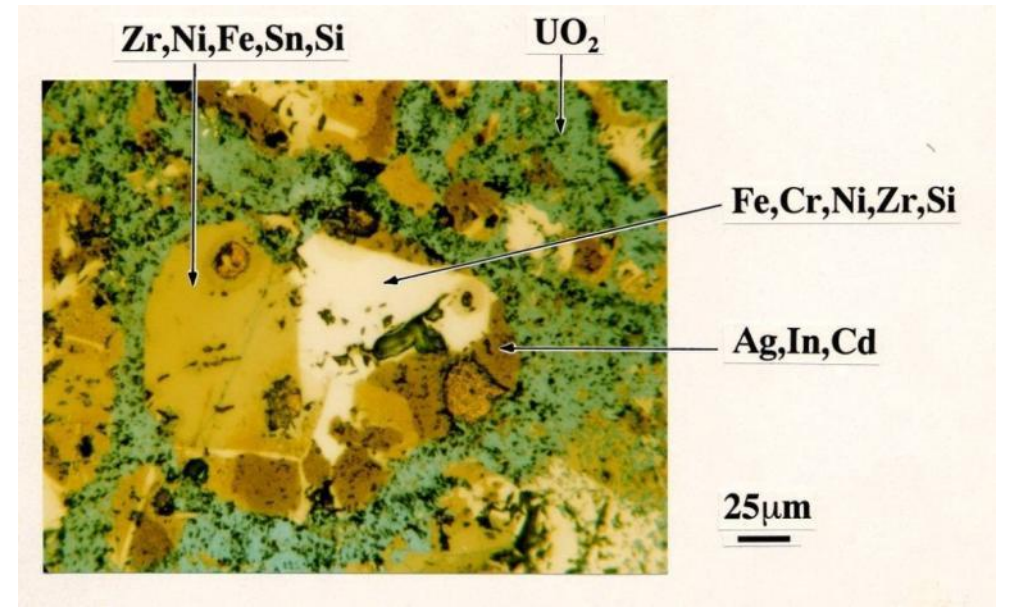
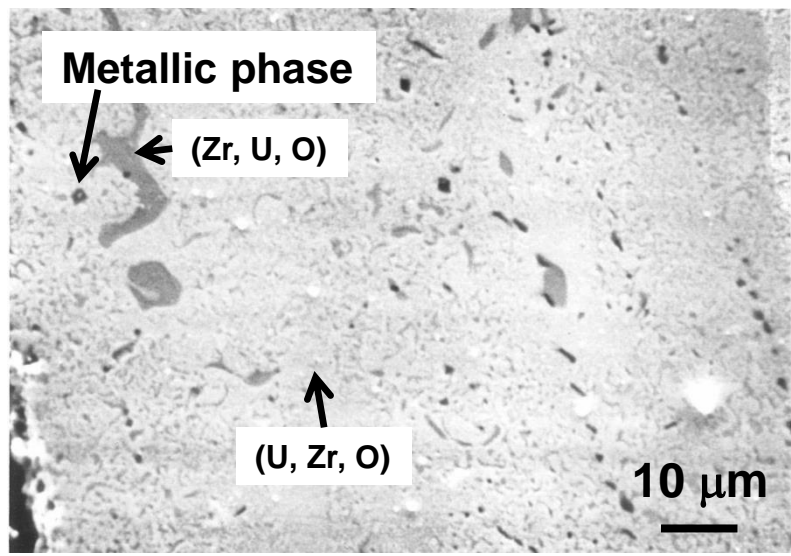
VIP-12A

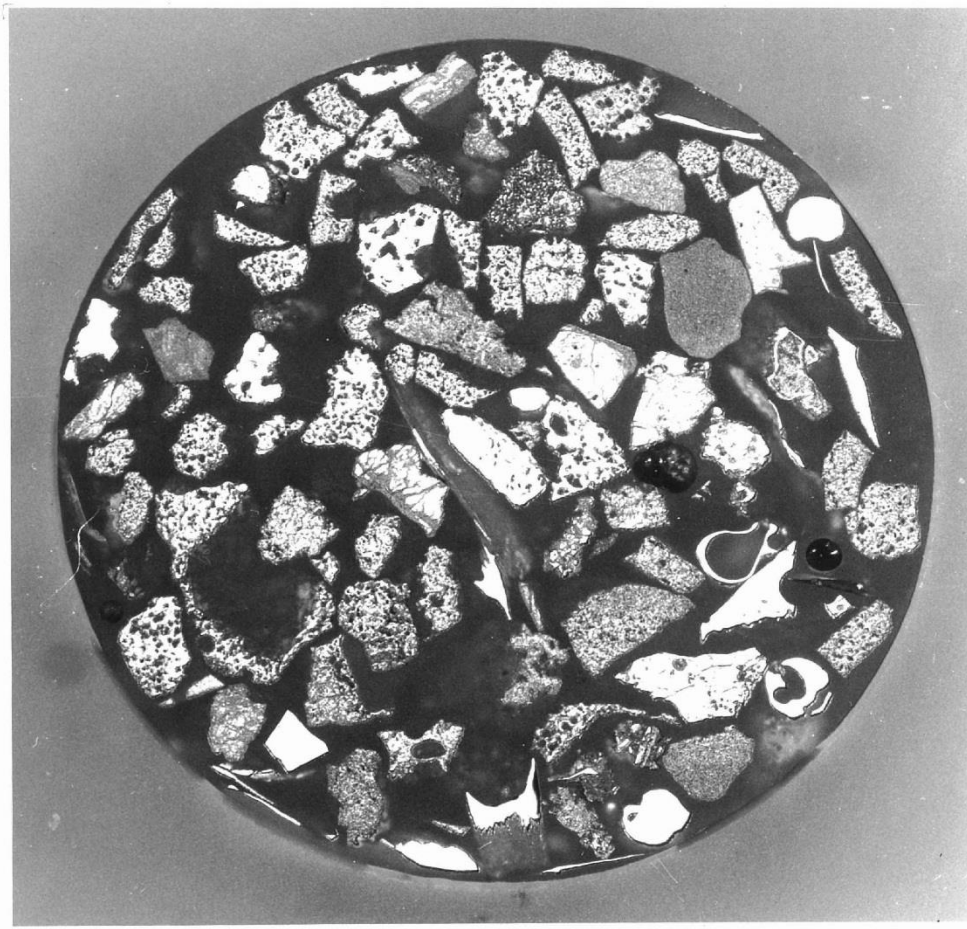


VIP-11A



10 mm





サンプルNo.
VIP-10C

1 mm

5. 廃止措置に向けた取り組み



福島第一原子力発電所の廃止措置 に向けたロードマップ

現時点での最新版は
2015年6月版



デブリ取り出し工法

工法	完全冠水	冠水	気中	完全気中
原子炉内の水位	原子炉格納容器 頂部 	炉心燃料領域より上 (燃料デブリは冠水) 	炉心燃料領域より下 (燃料デブリの一部が気中) 	水なし (燃料デブリの全てが気中)
冷却	← 水冷による冷却が可能 →		← 気中でのデブリの温度が安定することが必要 →	
遮へい (取り出し開口部)	← 小 ← ← ← 鉄等による遮へいの必要性 → → → 大 →			
飛散防止 (デブリ切削時)	← 冠水による飛散防止が可能 →		← 微水による飛散防止が可能 →	← 気中での飛散防止対策が必要 →
デブリへのアクセス	← 上部から →			← 側面部から → ← 底部から →

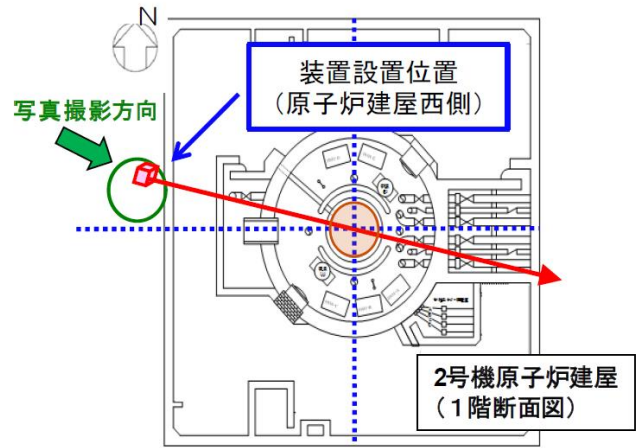
注)これらの工法は例示であり、これら以外の工法が否定されるものではない。また、複数の工法の組合せは考慮されるものであり、各工法は排他的ではない。図中のデブリ及び水位最下部の位置はイメージの例示であり、具体的な位置の予測を与えるものではない。水循環系の表示は省略している。

図5 各燃料デブリ取り出し工法の特徴

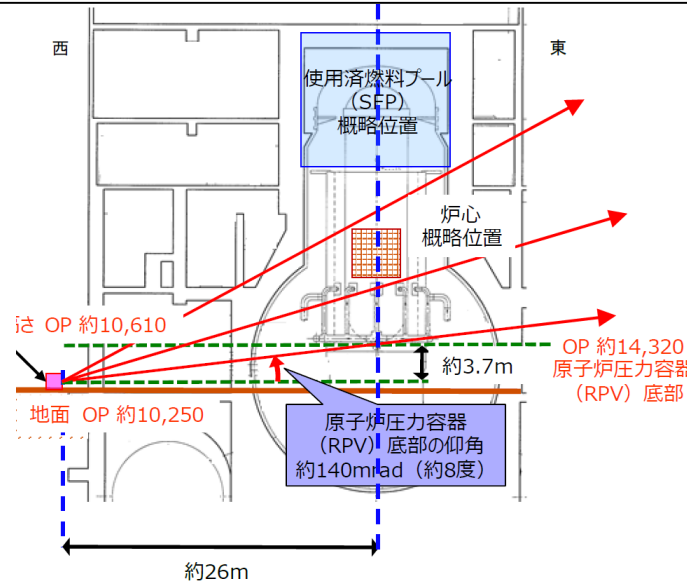
内部調査の進捗(1)



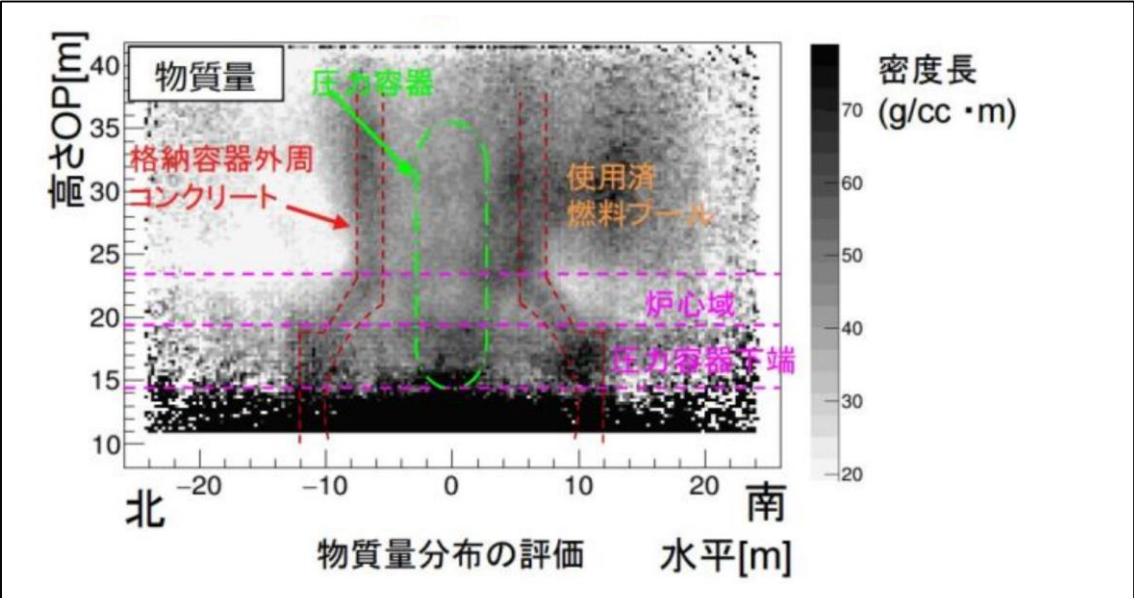
ミュオン測定装置設置
(小型装置, 約1m×1m×高さ1.3m)



ミュオン測定装置 設置位置



出典 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2016/images1/handouts_160317_06-j.pdf



2016年3月～6月に2号機のミュオン測定
(透過法) を実施

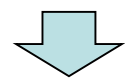


圧力容器下部に密度の大きな領域
の存在を確認

出典: <https://nuclear-news.net/2016/07/29/fukushima-unit-2-muon-scan-inconclusive/>

内部調査の進捗(2)

2017年2月に2号機の圧力容器下部の観測を実施



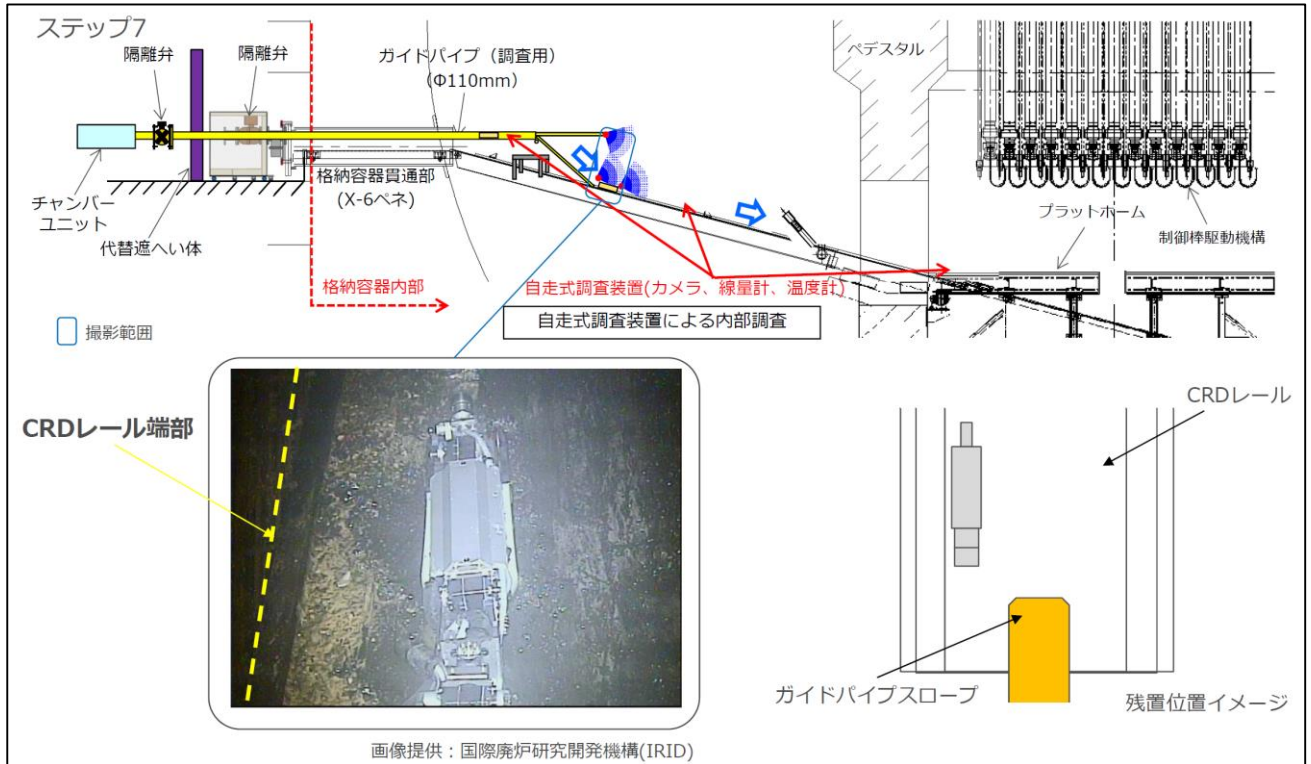
グレーチングの一部に穴が開くなどの損傷を確認



提供：東京電力ホールディングス



提供：東京電力ホールディングス



画像提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

出典： http://www.tepco.co.jp/nu/fukushimanp/handouts/2017/images1/handouts_170216_11-j.pdf

内部調査の進捗(3)

3号機に対するミュオン測定を実施中

福島第一原子力発電所3号機 ミュオン測定開始について

< 参考資料 >
2017年5月2日
東京電力ホールディングス株式会社

- 3号機について、4月下旬に測定装置を設置し、5月2日より測定を開始した。
- 数ヶ月程度ミュオン測定を実施する計画。
- 結果報告/測定終了の時期は測定状況に応じて判断する。



ミュオン測定装置 搬入状況
(4/26撮影)



ミュオン測定装置 設置状況 (T/B1階)
(4/27撮影)

本資料の内容は、技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の事業の一環として、東京電力HDが実施するものである。

福島第一廃炉・汚染水対策の役割分担

政府

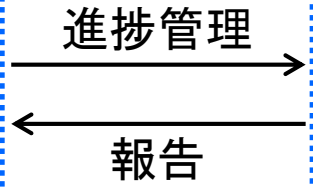
大方針の策定・進捗管理

- ・ 中長期ロードマップの決定
- ・ 汚染水対策等の現下の課題の進捗管理

東京電力（廃炉推進カンパニー）

廃炉の着実な実施

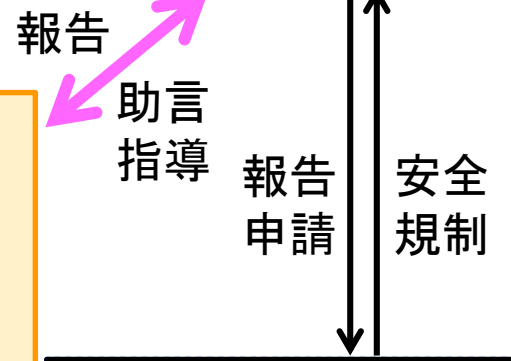
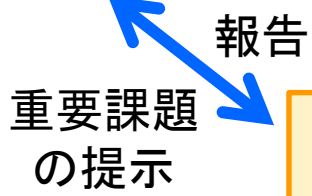
- ・ 使用済燃料プールからの燃料取りだし
- ・ 汚染水対策（タンク増設、汚染水浄化、雨水対策等）
- ・ ガレキ・廃棄物等の保管・管理
- ・ 安全品質確保 ・ 労働環境の改善 等



原子力損害賠償・廃炉等支援機構

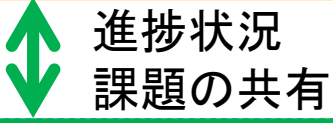
戦略策定と技術的支援

1. 中長期戦略の策定
2. 重要課題の進捗管理への技術的支援
3. 研究開発の企画と進捗管理
4. 国際連携の強化



原子力規制委員会

安全規制



主に 国際廃炉研究開発機構（IRID）
日本原子力研究開発機構（JAEA）等

研究開発の実施

3号機燃料取り出し用カバー設置工事の進捗

3号機の燃料取り出しに向け、燃料取り出し用カバー等設置工事のうち、FHMガード※・作業床の設置工事が順調に進んでいます。

FHMガード・作業床の設置後、走行レールの設置・調整を進め、2017年夏頃にドーム屋根の設置を開始する予定です。

※：門型架構を構成する水平部材。同ガード上にレールを取り付け、燃料取扱機およびクレーンが走行。



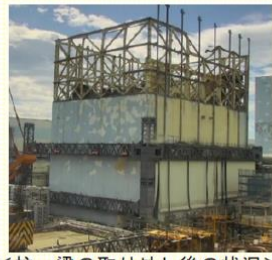
<FHMガード設置の進捗状況>

1号機建屋カバー解体工事の進捗

1号機の燃料取り出しに向け、原子炉建屋カバーの解体を進めています。5/11に建屋カバーの柱・梁の取り外しが完了しました。今後、取り外した柱・梁の改造(防風シート含む)を進めていきます。

また、ガレキ撤去の作業計画の立案に向け、5/22から7月にかけて、ウェルプラグ周辺状況把握のため、追加のガレキ状況調査・ウェルプラグ上の線量率測定を実施しています。

建屋カバー解体工事にあたっては、飛散抑制対策を着実に実施するとともに、安全第一に作業を進めていきます。



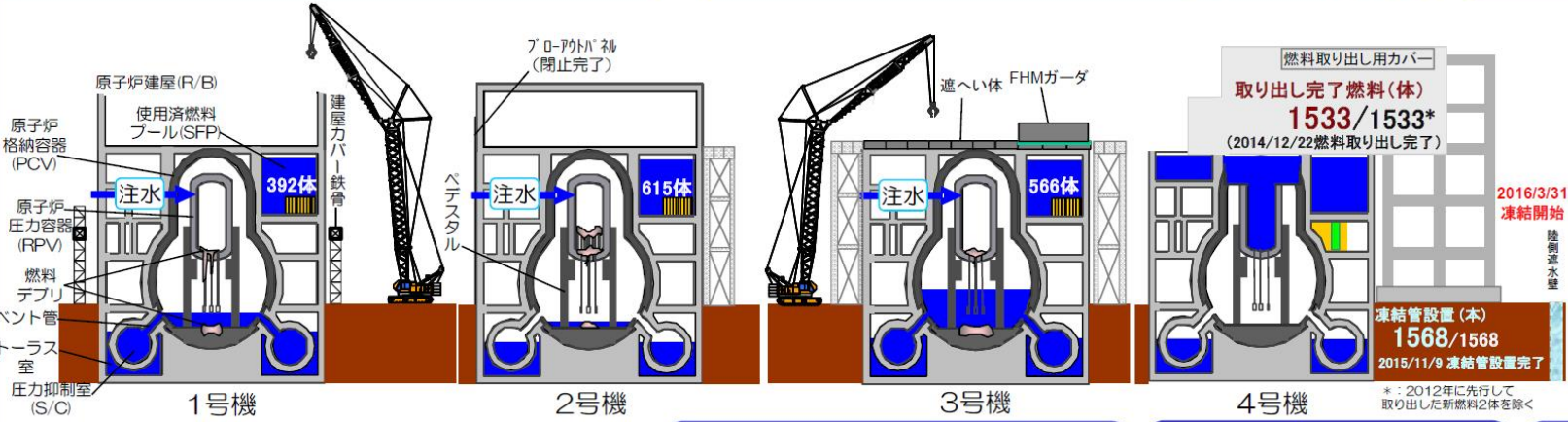
<柱・梁の取り外し後の状況>

3号機原子炉格納容器(PCV)内部調査

3号機は1,2号機に比べPCV内水位が高いことから、水中遊泳式遠隔調査装置を用いて、今後のデブリ取り出しに必要な情報を取得するため、ペDESTAL※内の調査を2017年の夏頃に実施する予定です。



※：原子炉圧力容器を支える基礎 <水中遊泳式遠隔調査装置>



1号機原子炉格納容器(PCV)内部調査

1号機PCV内部調査の一環として、PCV内の堆積物を採取しました。堆積物に対して簡易蛍光X線分析を行った結果、ステンレス鋼、塗装の成分やウラン等が確認されました。今後、詳細分析を実施する予定です。

現在、専門機関での詳細分析に向けた準備を進めています。

救急搬送用ヘリポートの運用開始

傷病者を救急搬送するためのヘリポートを福島第一原子力発電所敷地内に設置し、5/9に運用が可能となりました。

これにより、従来に比べ(双葉町郡山海岸又は福島第二にてドクターヘリに乗り継ぎ)、外部医療機関の処置が必要な重症者の対応が速やかに出来るようになりました。



<ヘリポート(新事務本館入口近傍)>

共用プールからキャスク仮保管設備への使用済燃料の輸送

3号機の燃料取り出しに向けて、共用プールの空き容量を確保するため、共用プールに保管されている使用済燃料の一部をキャスク仮保管設備に輸送・保管する予定です。

6月以降、使用済燃料を保管する容器(キャスク)を福島第一構内に搬入し、7月以降に輸送作業を行います。

陸側遮水壁の状況

陸側遮水壁のうち昨年3月より凍結を継続している箇所では、十分な凍土の厚さが形成されていることから、凍土厚の成長を制御するため、5/22より北側と南側の区間から維持管理運転(冷媒の停止と循環を繰り返す)を開始しています。

引き続き、地下水位及び地中温度の状況を確認していきます。

建屋内滞留水処理の状況(3号機復水器水抜き開始)

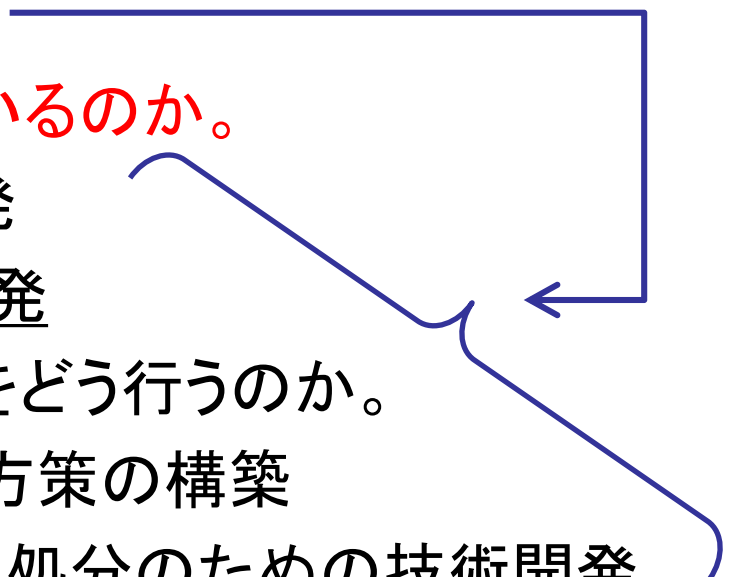
建屋内滞留水の処理を進めるため、高線量の汚染水を貯留している3号機復水器内のホットウェル天板上部の水抜き作業を、4月に実施した2号機と同様の方法により、6/1より開始する予定です。

復水器内ホットウェル天板上部までの水抜きを実施後、ホットウェル天板下部の水抜き作業を実施するための現場調査を行います。

6. 福島第一原発における事故進展 及び炉内状況の推定に関する研究

燃料デブリ取り出しのための技術課題

- ・ 線量低減(除染)技術の開発
- ・ 炉内状況把握(評価技術の精度向上)
 何が起こったのか。現在はどうなっているのか。
- ・ 格納容器漏えい調査・補修技術の開発
- ・ 格納容器/圧力容器の補修・水張り技術の開発
- ・ 格納容器調査/炉内調査・サンプリング技術の開発
- ・ 燃料デブリ特性の把握
 どんなデブリができているのか。
- ・ 燃料デブリ取り出し技術の開発
- ・ 燃料デブリ臨界管理技術の開発
 再臨界の検出や防止をどう行うのか。
- ・ 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築
- ・ 燃料デブリの安定保管、処理、処分のための技術開発



<役割>

- 将来の廃炉に必要な技術及び関連技術の涵養・蓄積並びに高度化
- 当面は、緊急課題である福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術の研究開発

<事業内容>

- 廃止措置に関する研究開発
- 廃止措置に関する国内外の関係機関との協力の推進
- 研究開発に関する人材育成

<組合員：18法人>

- 日本原子力研究開発機構、産業技術総合研究所、東芝、日立GE、三菱重工業、アトックス、北海道電力、東北電力、東京電力、中部電力、北陸電力、関西電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、電源開発、日本原燃

IRIDにおける廃炉に向けた研究開発

中長期ロードマップで示された「取り組むべき重要課題」に基づき、以下の3分野で研究開発を実施

1. 使用済燃料プール燃料取出しに係る研究開発

- 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価

2. 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

- 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- 原子炉格納容器漏えい個所の補修・止水技術の開発及び実規模試験
- 格納容器内部調査技術の開発
 - ・ 圧力容器内部調査技術の開発
- 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
- 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発
- 燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発及び工法・システムの高度化
- 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発
- 燃料デブリの臨界管理技術の開発
 - ・ 燃料デブリの性状把握

3. 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

- 固体廃棄物処理・処分技術の開発

JAEAにおける廃止措置への取り組み

福島研究開発部門

- 福島研究基礎創成センター
- 廃炉国際共同研究センター
- 福島技術開発試験部 (東海、大洗)
- 福島環境安全センター

櫛葉遠隔技術開発センター(H27~)

大熊放射性物質分析・研究センター(H29~)

廃炉国際共同研究センター(CLADS)

目標: JAEAを中核とした国際的な研究開発拠点を構築し、国内外の大学、研究機関、産業界等の人材が交流するネットワークを形成、産学官による研究開発と人材育成を一体的に進める体制を構築する。

JAEA内連携

- 原子力基礎工学研究センター
- 安全研究センター
- 量子ビーム応用研究センター
- 高崎量子応用研究所
- 大洗研究開発センター、等

機構外連携

- 東京電力、IRID、NDF
- 福島県、環境省
- 米、仏、OECD/NEA等との国際協力

廃棄物処理処分ディビジョン

汚染水処理、保管容器健全性、放射性廃棄物の性状把握、長期保管及び処理・処分技術の開発

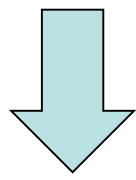
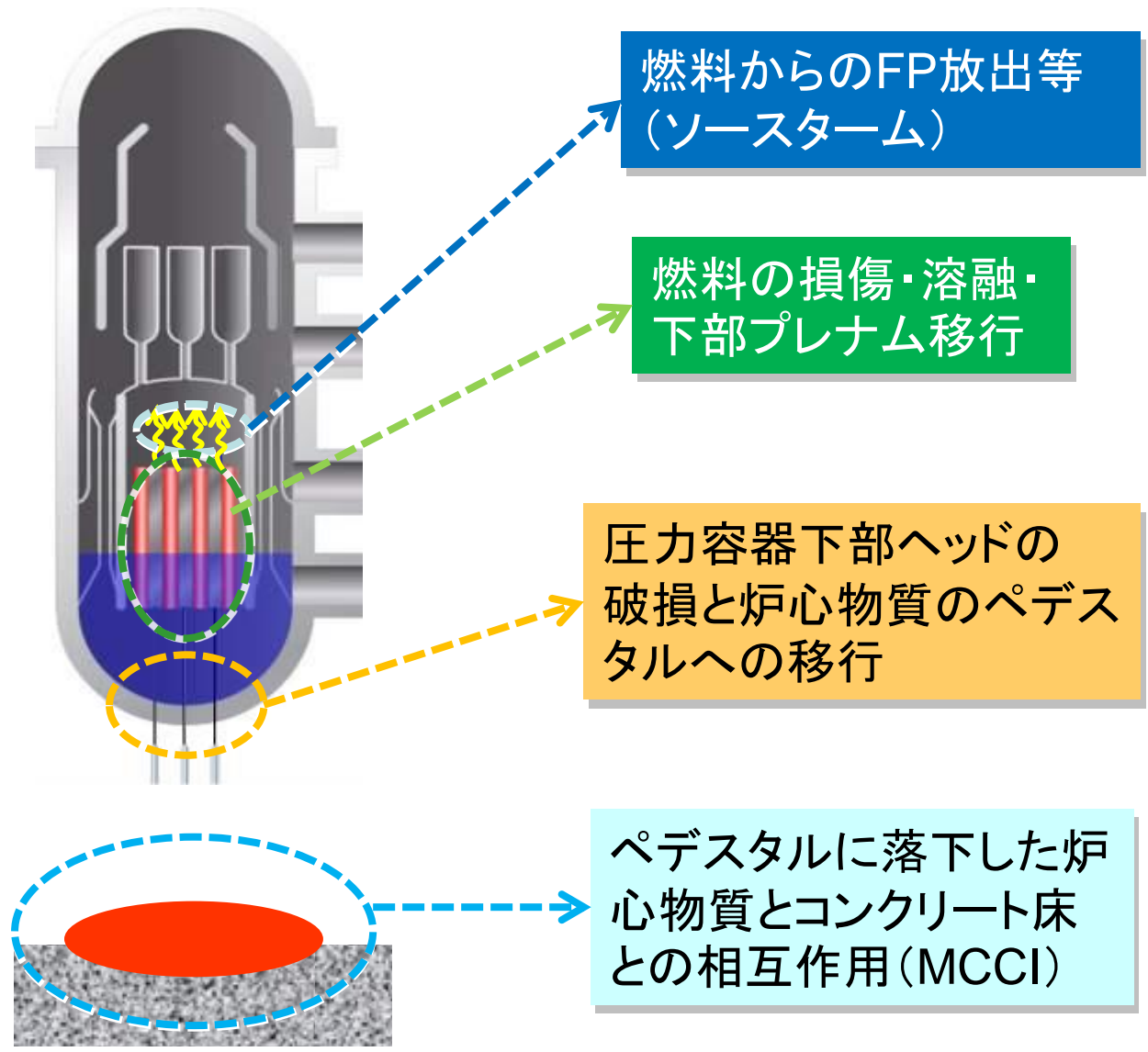
燃料デブリ取り扱い・分析ディビジョン

燃料デブリの分析技術、燃料デブリや汚染核種による線量評価や計量管理の技術、燃料デブリの特性把握及び取出しのための処置技術の開発

事故進展挙動評価ディビジョン

過酷事故における核分裂生成核種の吸脱着挙動等の解析研究、溶融燃料・構造材等の流動挙動の解析研究

事故進展評価において極めて重要であるが、 不確さの大きな現象



BWR特有の事故進展や
炉心物質挙動の可能性
を考慮した評価が必要

JAEAにおけるR&D例(1)

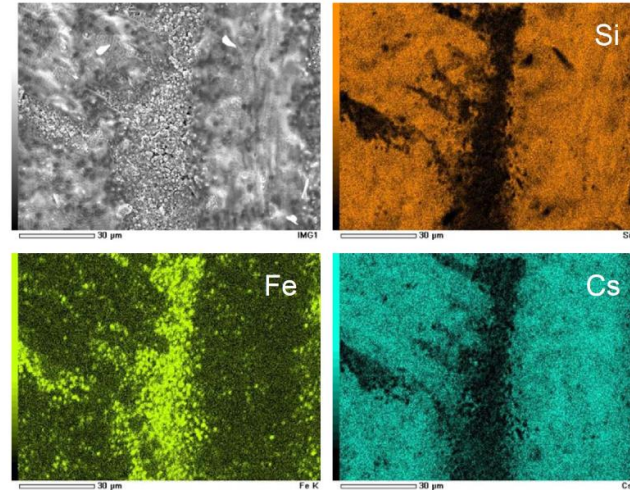
ステンレス鋼へのセシウム付着挙動の研究

ステンレス鋼へのセシウム付着挙動(1)

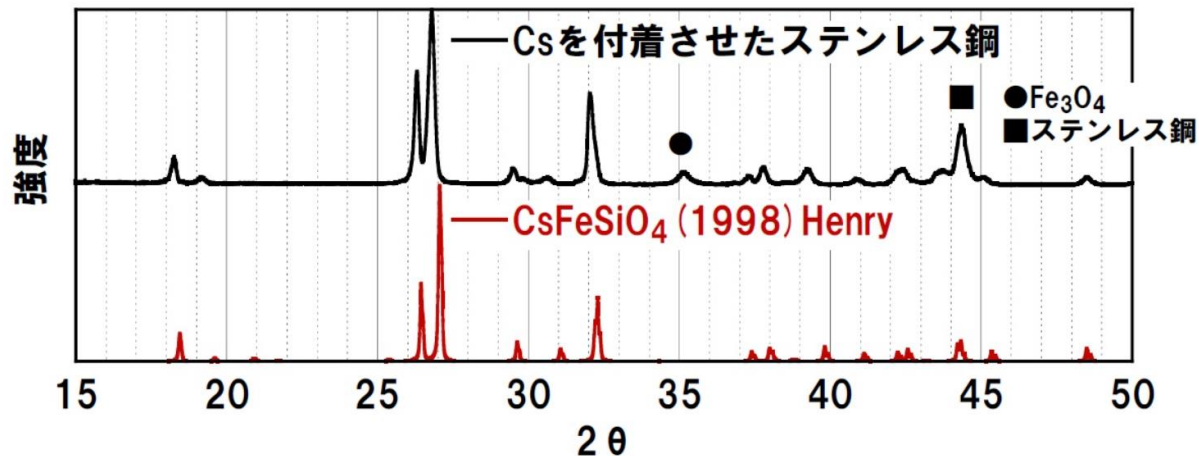
これまでに、基礎的な実験として、シビアアクシデント(SA)時のCsの化学形態の一つである水酸化セシウム蒸気を、炉内構造物に多く使用されているステンレス鋼に800°C及び1,000°Cの高温で付着させる実験を行いました。

そして、Csを付着させた試料については、表面の微細組織観察、元素分析およびX線回折(XRD)測定による存在相の同定を行いました。

その結果、ステンレス鋼中に不純物として含まれるケイ素(Si)とCsが付着面において同様に分布することが分かりました。また、Cs濃度の高い領域では、Csと鉄(Fe)、Siの濃度がほぼ同じであり、XRDパターンからCsFeSiO₄の場合と一致することが分かりました。よって、Csはこれまで言われていたステンレス鋼中のSiとだけではなく、Feとも反応して化合物を形成していることが示唆されました。



セシウムを付着させたステンレス鋼の微細組織観察と元素分析結果



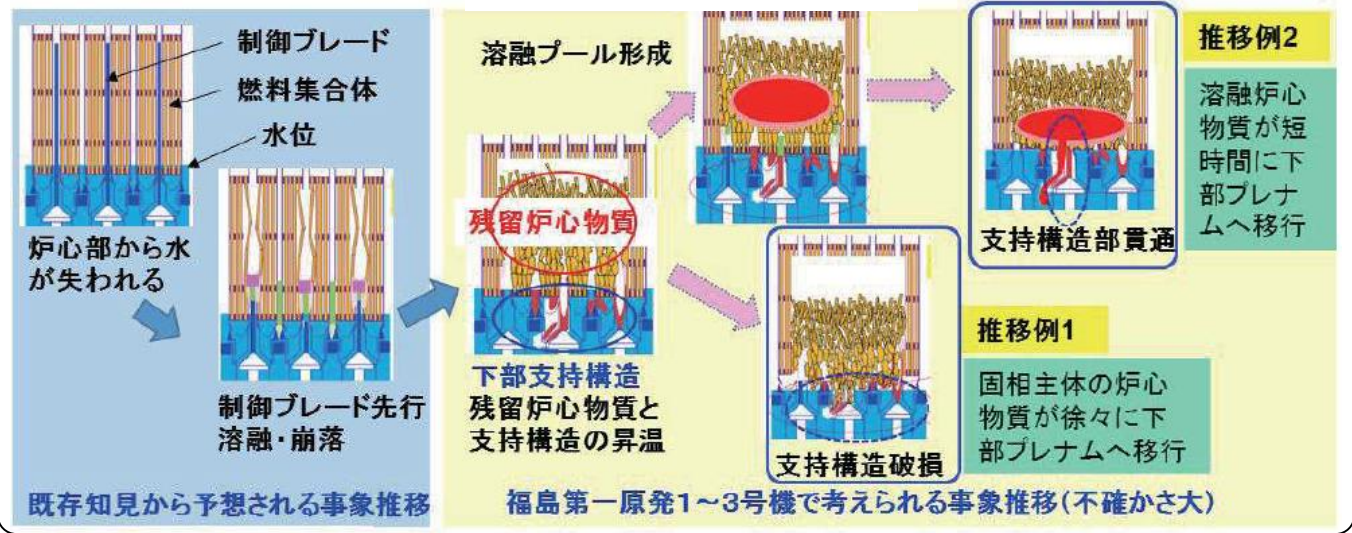
Csを付着させたステンレス鋼とCsFeSiO₄のX線回折パターン比較

今後はステンレス鋼へのCs付着量の温度依存性などに関するデータを蓄積し、Csの付着挙動をメカニズムの面から明らかにしていく予定です。

JAEAにおけるR&D例(2)

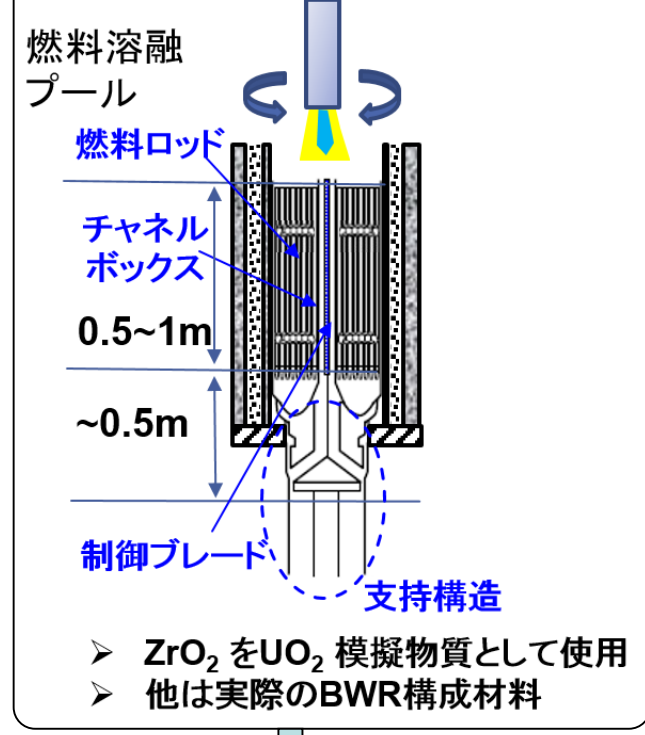
プラズマ加熱実験によりBWR体系での炉心物質溶融・移行挙動を調べる(1/2)

現状での不確かさ



この不確かさの解明のために非移行型プラズマトーチによる加熱試験を計画

プラズマトーチ (3次元制御可能)



これまでに予備試験を実施し、試験技術を確立

H28に試験を実施

After heating

molten pool was formed

Small-scale test piece

~10cm

~20cm

25 rods: ZrO₂ pellets clad in Zircaloy

X-ray CT data

During the heating

Plasma torch control

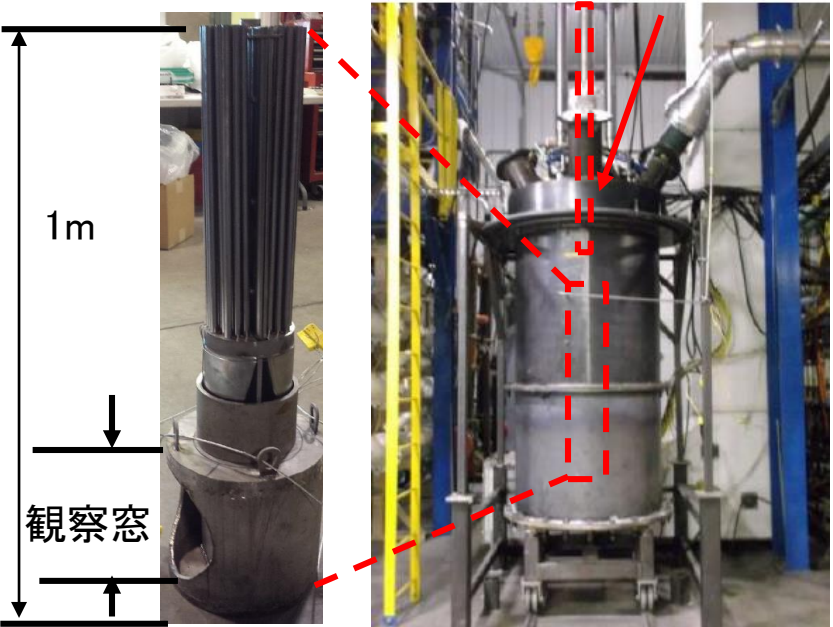
Test vessel

WM2016 Symposia及び ICONE-24より

JAEAにおけるR&D例(2)

プラズマ加熱実験によりBWR体系での炉心物質溶融・移行挙動を調べる(2/2)

プラズマトーチ



試験体

これまでの成果

- ◆プラズマ加熱で模擬燃料集合体の部分的な溶融を実現し、プラズマ加熱技術の適用性を確認
- ◆実機炉心下部の大きな温度勾配を実現し、BWR体系での炉心溶融・移行挙動の基本データを取得した。

試験体上部の映像

加熱前

加熱中

冷却後

- ✓ 制御棒ブレードやチャンネルボックスが溶融崩落しても燃料は柱状に残留
- ✓ 閉塞はなく、試験体上下は気相空間で連結

試験体下部の映像

制御棒ブレード下部を主体に溶融物が落下

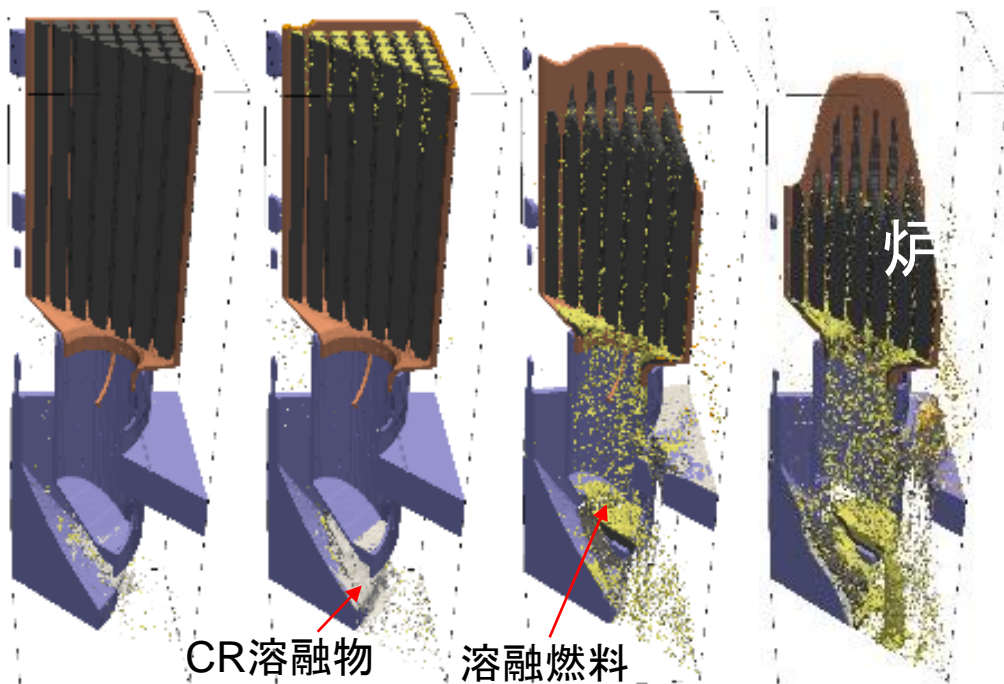
実機想定

JAEA廃炉国際共同研究センター富岡地区開所式 (2017. 4. 23) 公開パネルより作成

この成果は、経済産業省／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）により得られたものです。

JAEAにおけるR&D例(3)

炉心物質溶融・移行挙動の詳細評価モデル(JUPITER)の開発・適用



炉心下部での溶融物移行挙動(数十cmスケール)

V&V

- 解析モデル要素毎のVerification
- 既存実験解析によるValidation (CEAでのVULCANO実験、エネ庁受託研究での簡略模擬構造物中溶融物移行実験)

実機炉内構造物への適用(予備解析)

- 新しい手法の開発により大幅な高速化を実現
- 数m~十数mスケールの大規模計算の見通しを得た
- 炉心領域から下部プレナムへの一貫した溶融移行挙動解析に目処

各種要素モデルの構築・高度化

- UO_2 -Zry及びSS- B_4C の液相形成モデルの構築・高度化を実施
 - 輻射伝熱モデルの導入
 - 水-Zr反応モデルの導入
- などのモデルの物理化学的に正しい知見に基づく高度化を実施中

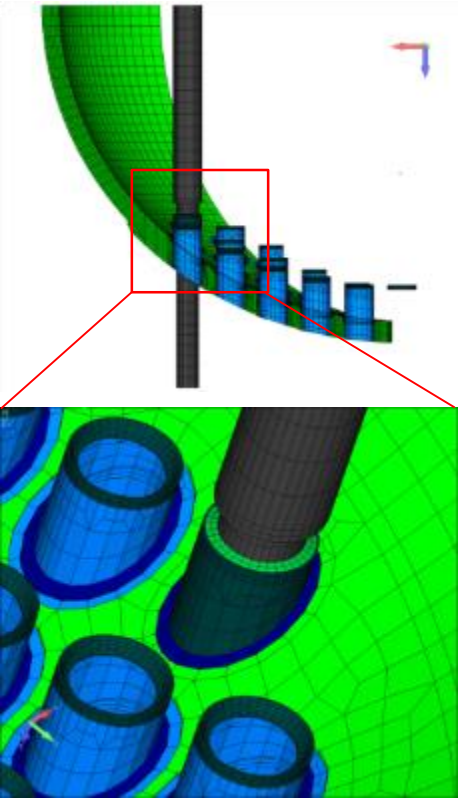
これらの実施項目組み合わせ、高度化を促進し、溶融物進展過程の不確かさを低減に貢献。

JAEAにおけるR&D例(4)

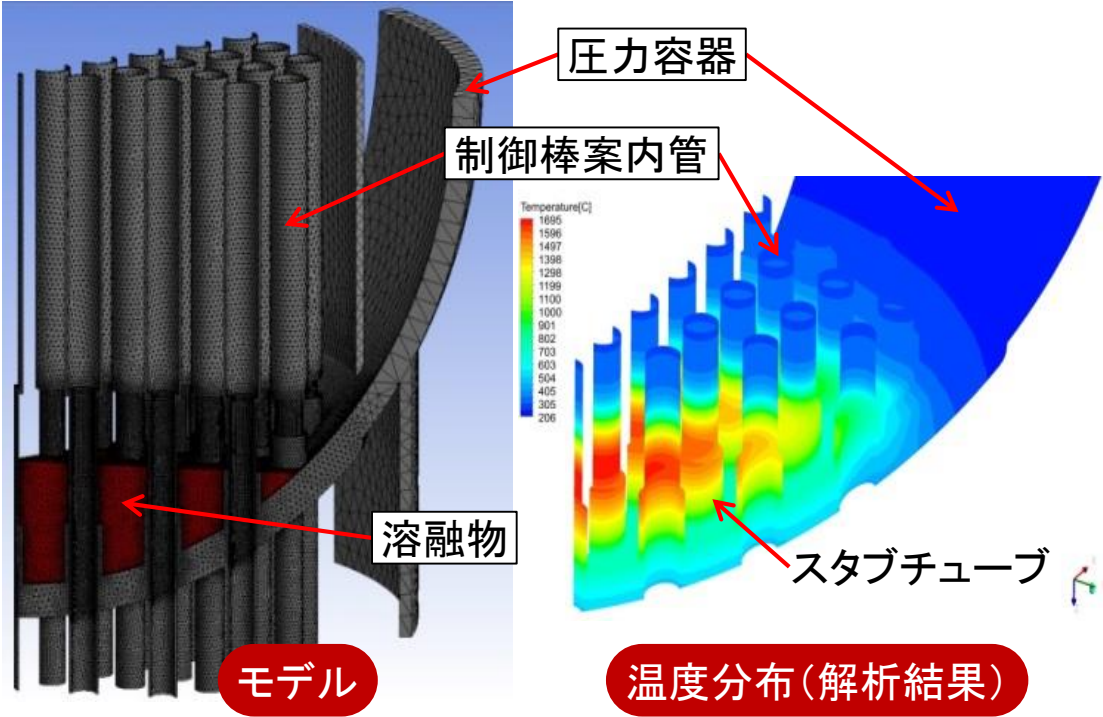
圧力容器詳細変形・破損解析モデル構築

目的

BWR圧力容器の破損挙動等を予測する詳細変形・破損解析モデルを構築し、熱流動・構造連成解析を実施する。



溶接部を考慮した詳細解析モデル



堆積した溶融燃料による压力容器下部ヘッドへの熱影響解析の例

目的

国内外の専門家の叡智を結集して事象進展及び炉内状況に関する知見を得る。また、各国のシビアアクシデント解析手法・解析コードの高度化に関し国際貢献をする。

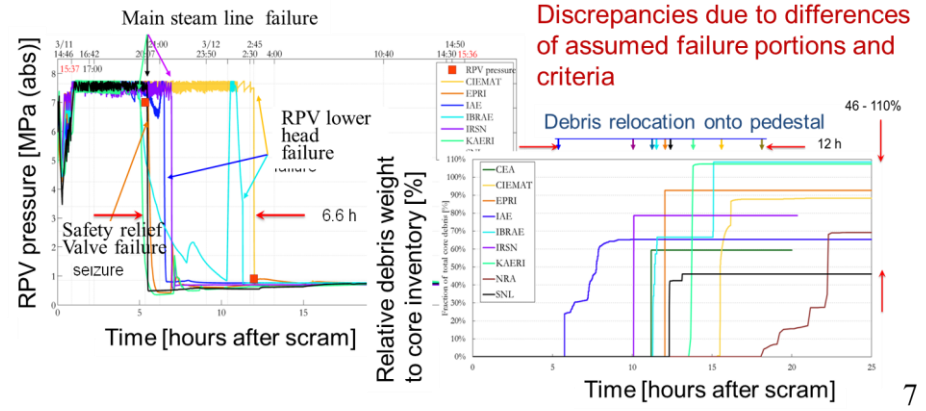
参加国

米、仏、独、韓、ロ、スペイン、スイス、日本

Results of best-estimate calculation

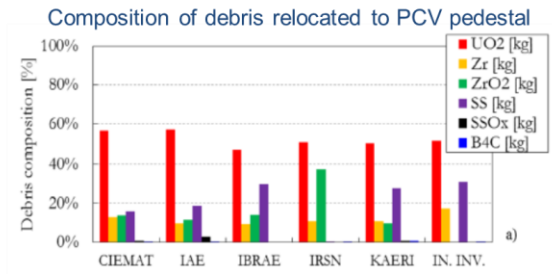
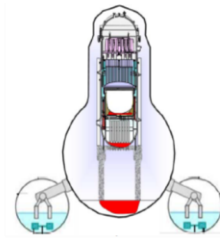
- Comparison among participants (1/3) -

All the codes provide comparable agreement of the thermal-hydraulics phase (during heat-up), while wide variations are seen after the geometry is altered during the relocation process.



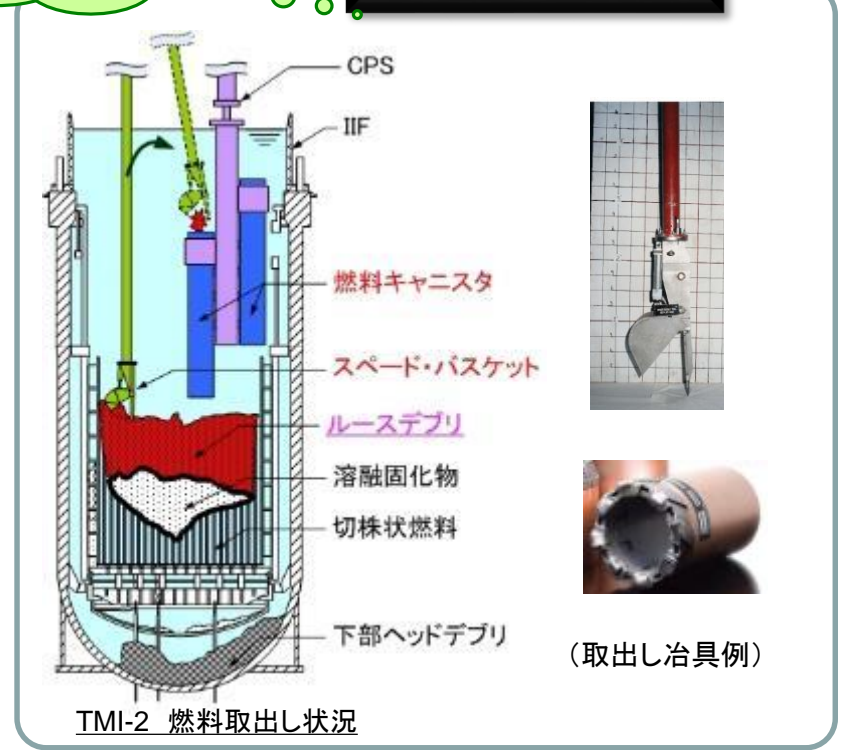
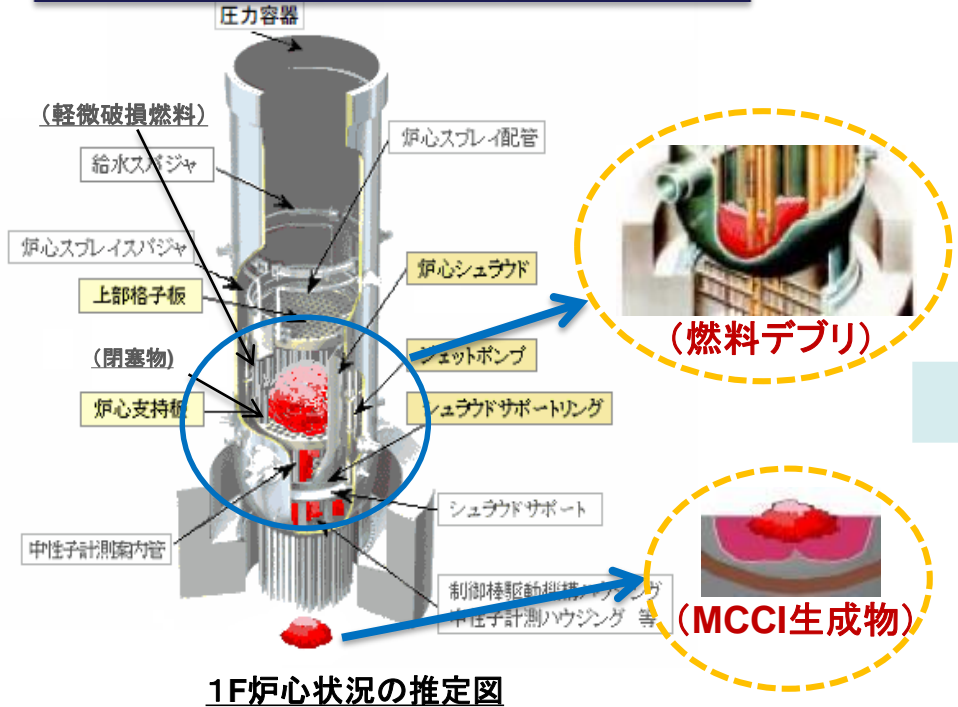
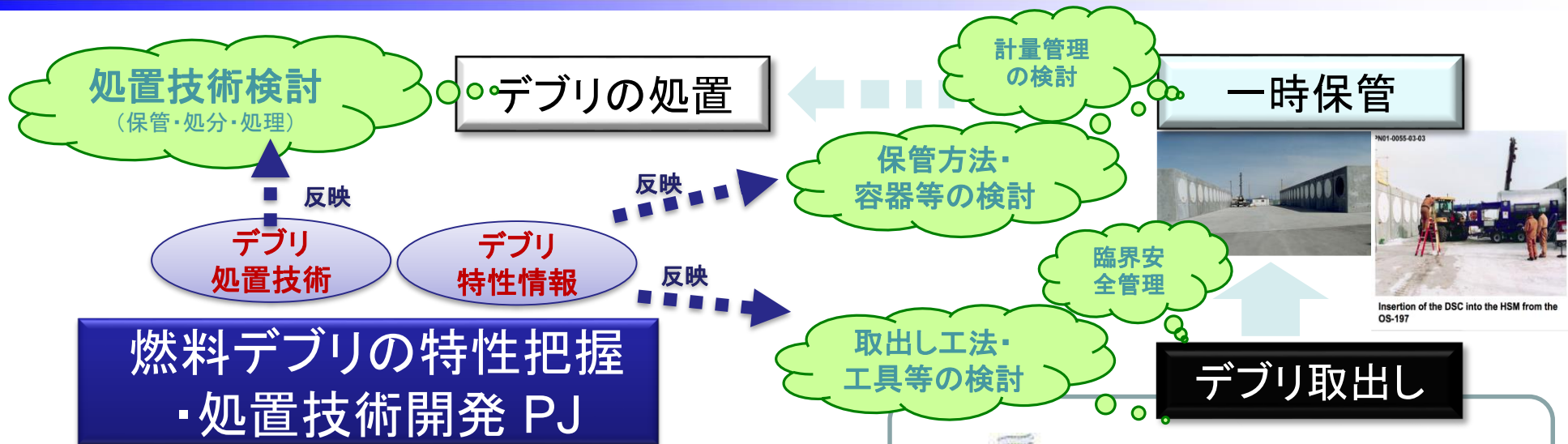
Current status and debris composition in unit 1

- Integral debris weights in the three main regions of importance (i.e. core region, lower head and PCV) and debris composition (UO₂, Zr, ZrO₂, stainless steel (SS), oxidized SS and B₄C) were estimated.
- Consensus was reached that the RPV has failed and a large amount of melt was relocated into the pedestal where MCCI started before the first water injection by fire truck on 4:00 on March 12th in Unit 1.



7. 燃料デブリの取り出し技術に関する研究

デブリ取り出し等の技術開発に必要なデブリ特性把握



取り出し等の検討に必要なデブリ特性

- : 機器設計に大きな影響を与える物性値。(実デブリサンプルにおける測定の可能性も考慮)
- : その他の物性値で代替可能または推定が困難な物性値。

取出し機器	主な対象	形状	粒径	密度	硬さ	弾性率	曲げ強さ	破壊じん性	動的破壊じん性	熱伝導度	比熱	融点	溶融潜熱
①カッティング用ツールA (衝撃破壊)	塊状デブリ			○	●	○		●	○				
②カッティング用ツールB (せん断)	ピン状構造物				●	●		●					
③カッティング用ツールC (溶融切断)	板状の構造物			●						●	●	●	○
④燃料回収用ツール (摘み取り)	粒子状デブリ	○	○	●									
⑤吸引システム (固液輸送)	粒子状デブリ	○	○	●									
⑥コア・ボーリング装置 (研削)	塊状デブリ			●	●	●	○	●		●	●		

注) 本表は現時点での暫定版であり、今後の新しい知見等により変更が生じる可能性があります。

新たに取得すべき物性

SA研究等による知見も活用

関連する成果等については下記等を参照されたい。

http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140627/140627_01_038.pdf