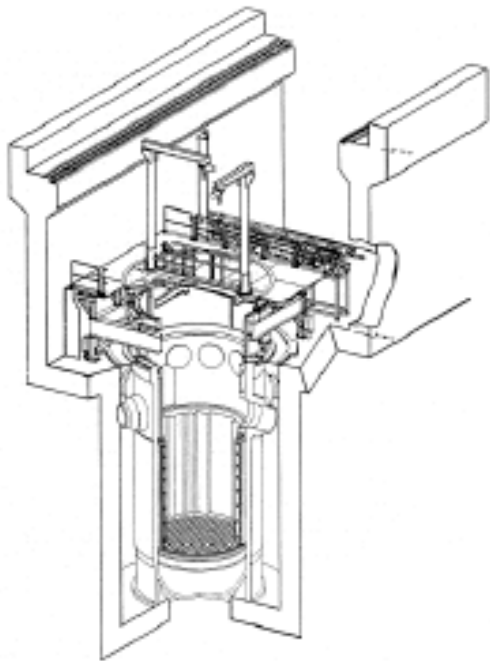


## Work Platform



33s Work Platform Operations



16s Loading a Canister

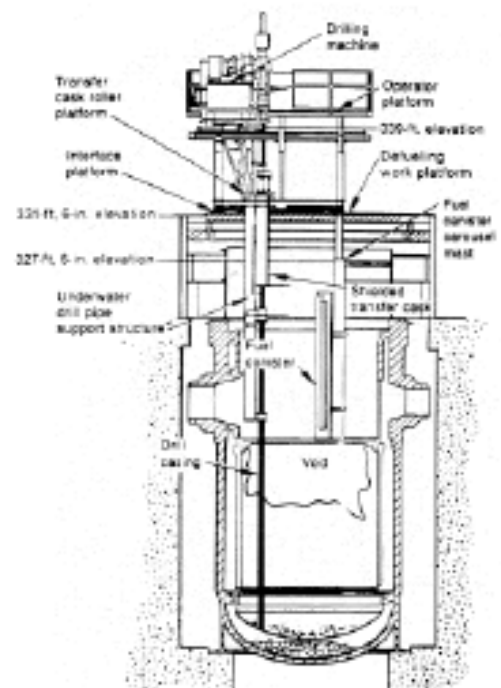
Chuck Negin, "Three Mile Island Unit 2 Recovery and Cleanup"

## Core Boring Machine (1)

- Adapted from commercial mining drilling equipment
- One of the most important machines for the project
- First use with hollow core bits: 10 samples 1.8 m long x 6.4 cm diameter (figure below)
- Second use with solid face bits to chew through the hard once-molten mass in the core region
- Third use was assisting lower grid and instrument tubes by grinding metal (next viewgraph)

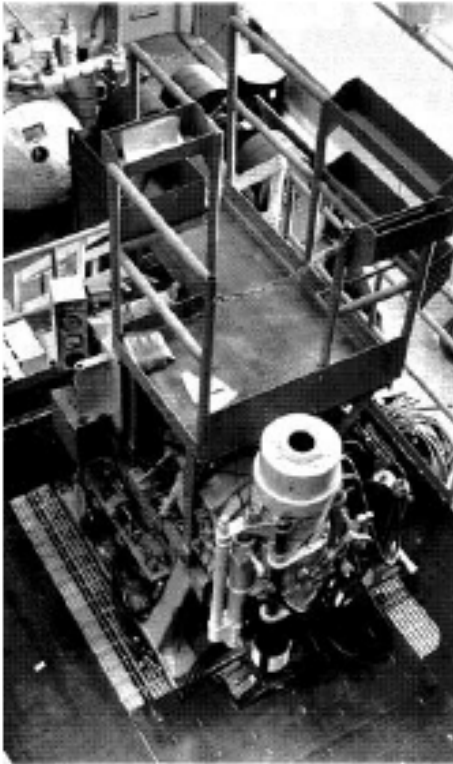


Tungsten Carbide Teeth with Synthetic Diamond



Chuck Negin, "Three Mile Island Unit 2 Recovery and Cleanup"

## Core Boring Machine (2)



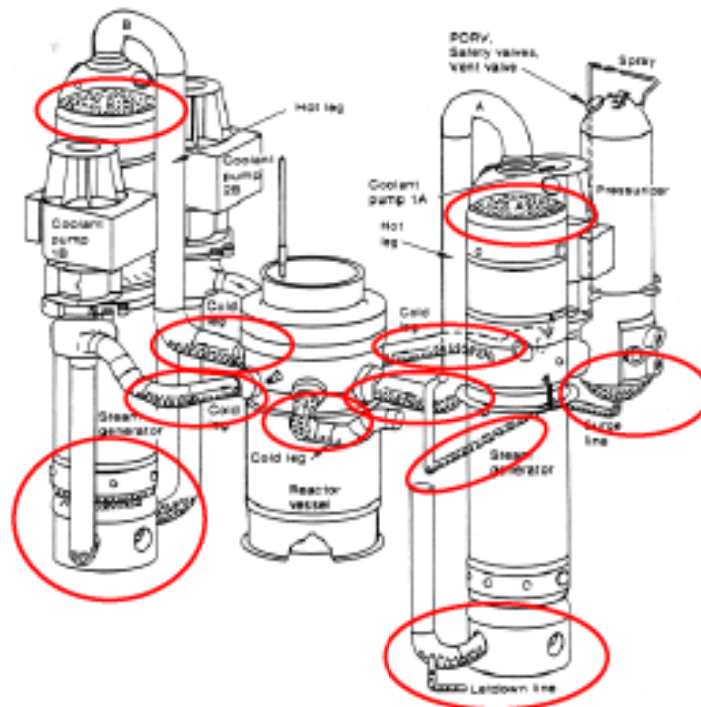
26s Lower Grid



9s Core Boring

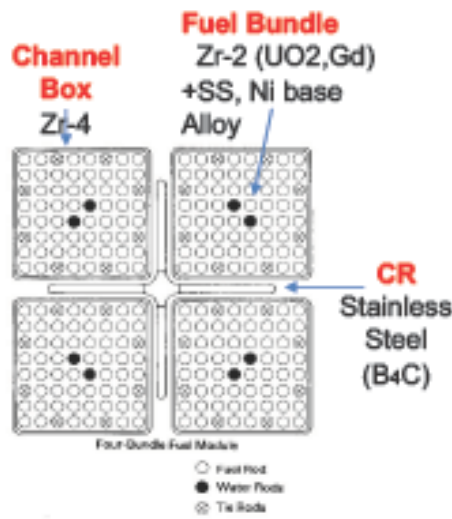
Chuck Negin, "Three Mile Island Unit 2 Recovery and Cleanup"

## Possible Remaining Fuel Particulate

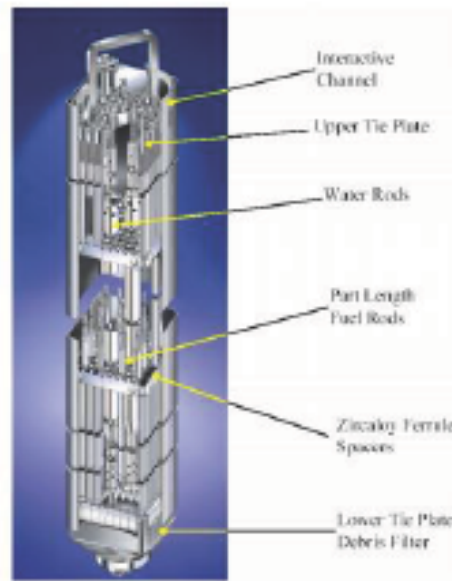


Chuck Negin, "Three Mile Island Unit 2 Recovery and Cleanup"

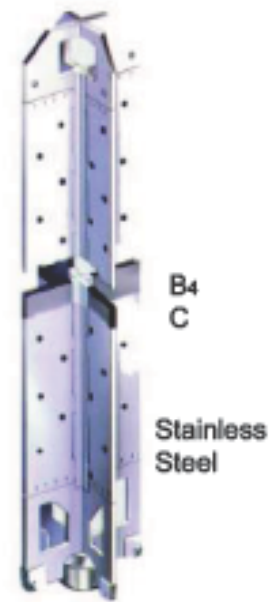
# 燃料及び制御棒の概要



Cross Section of Fuel Bundle



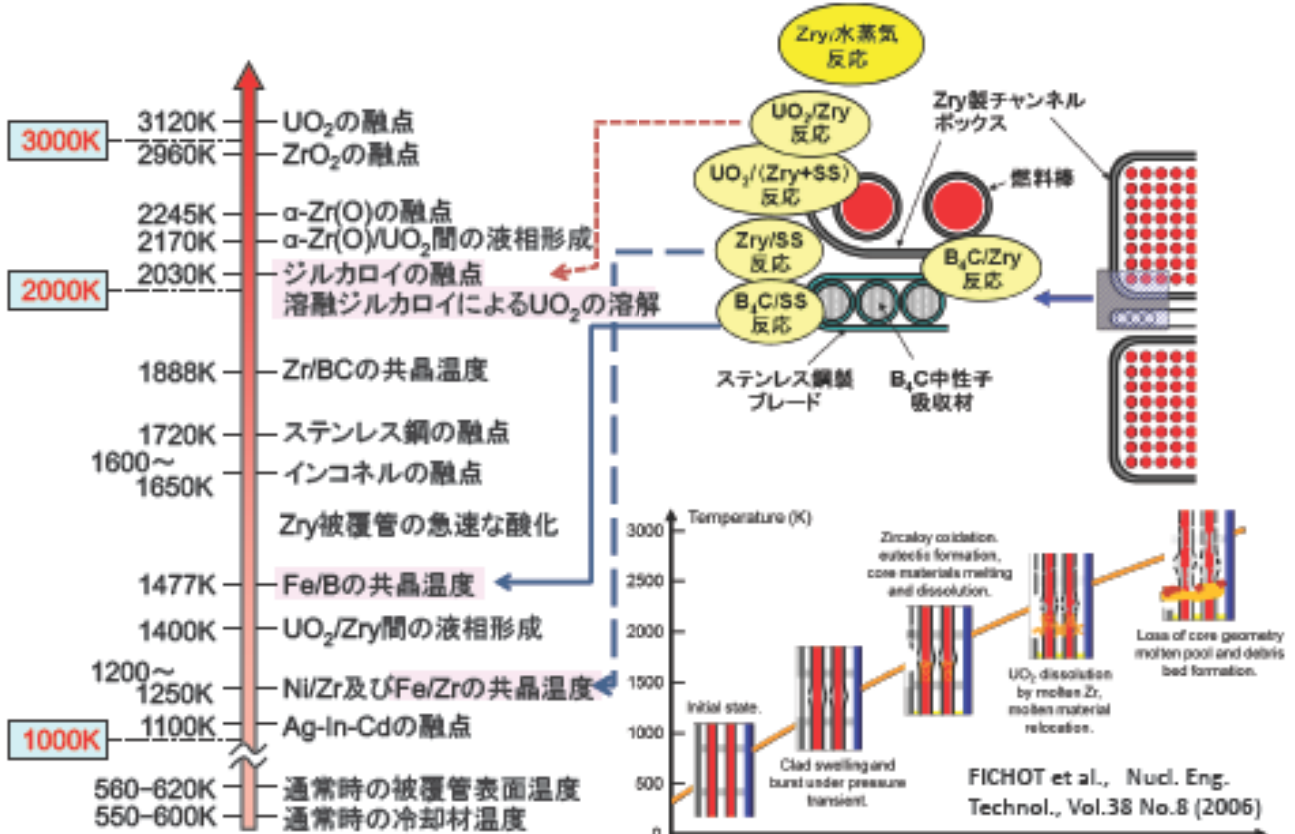
Fuel Assembly



Control Rod

Rosa Yang, EPRI

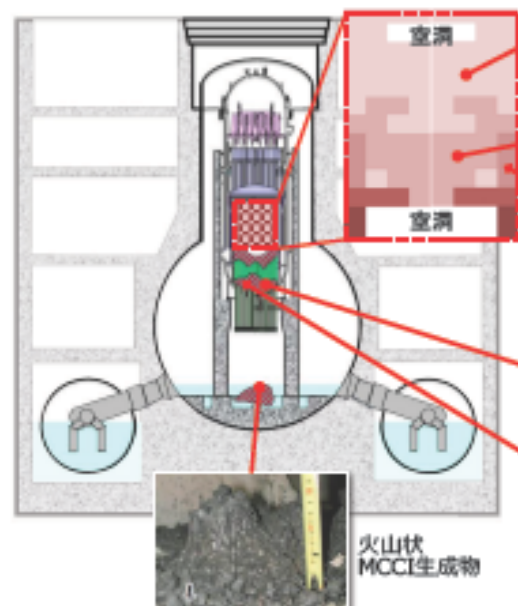
# 炉心構成材料中の液相形成に関する温度指標と集合体溶融の様子



# 圧力容器内燃料損傷の推定

## 事故進展解析コードによる炉心状況仮定

SAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉心状況を仮定



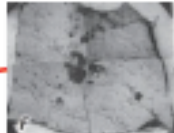
ルースデブリ

溶融固化物  
(溶融プール)

切り株状燃料

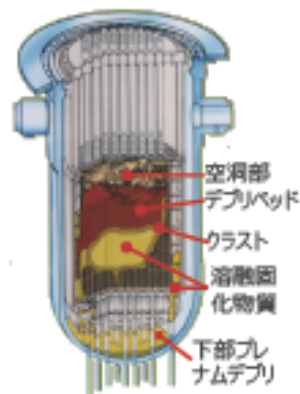
溶融固化デブリ

粒状固化体



## TMI-2の炉心状況情報

TMI-2の燃料溶融  
1979USA



「技術戦略プラン2015/  
燃料デブリ性状の推定」NDF

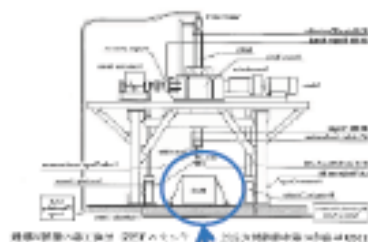
IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

# 燃料デブリ性状把握

## デブリ取出し装置開発 ②

(注: デブリ取出し装置で試験実施)



(掘削要素試験のイメージ)



コールド試験体

コールド試験体

・切削性・穿孔性への影響を検討。  
・物性データの情報を統合し、コールド掘削試験体の製作へ反映

デブリ取出しPJ

関係先  
-デブリ取出し工法検討  
-掘削器具の開発 他



コールド掘削試験体の検討

デブリ物性情報

カザフでの燃焼炉の試験結果と学習

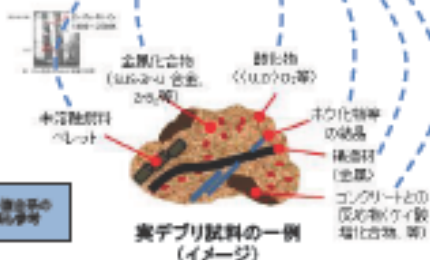
(その他の所への物性情報の反映)

収納保管 PJ 臨界管理 PJ 計量管理 PJ

<燃焼デブリによる特性把握 (物性データ)>

・機械特性: 硬度、弾性率、破壊靱性、等  
・熱的特性: 融点、熱伝導率、比熱、等  
・その他: 粒径、形状、空隙率、密度、化学形、等

個々の部位についての物性情報を収集



実デブリ試料の一例 (イメージ)

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

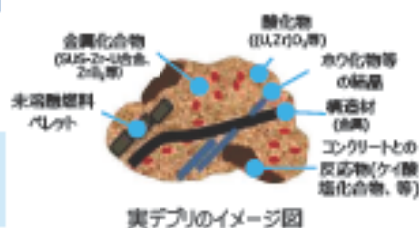
# 燃料デブリの性状把握

## 模擬デブリの生成

### ●生成する酸化物、金属の推定

→熱力学平衡計算  
(炉内の燃料分布、酸素濃度、温度)

酸化物： $(U, Zr)O_2$   
金属： $Zr(O), Fe_2 (Zr, U)$



TMI-2で採取された燃料デブリ

## 福島第一に特有な反応の把握

### ●ホウ素との反応生成

$B_4C$ 制御材由来のホウ化物は顕著に硬く、切削工具へ負担となる可能性あり

### ●コンクリートとの高温反応 (MCCI\*)

\*Molten Core Concrete Interaction

コンクリート組成、熔融温度・時間により生成物組成異なる

コンクリート侵食面間に多層の酸化物層

### ●海水塩との高温反応

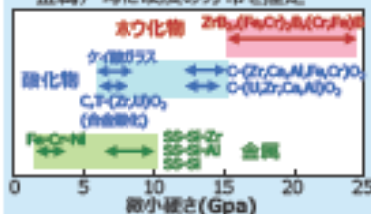
## 燃料デブリのサンプリング・取出しに必要な物性値の検討

- 物理特性  
(形状、大きさ、密度/空隙率、硬さ、弾性率、破壊粘性)
- 熱的特性  
(比熱、熱伝導率、融点)

### ●TMI-2デブリとの比較

模擬デブリはTMI-2デブリの硬度をほぼ網羅

デブリの化学系(ホウ化物、酸化物、金属)毎に硬度の分布を推定



取出し用ツール類の分類

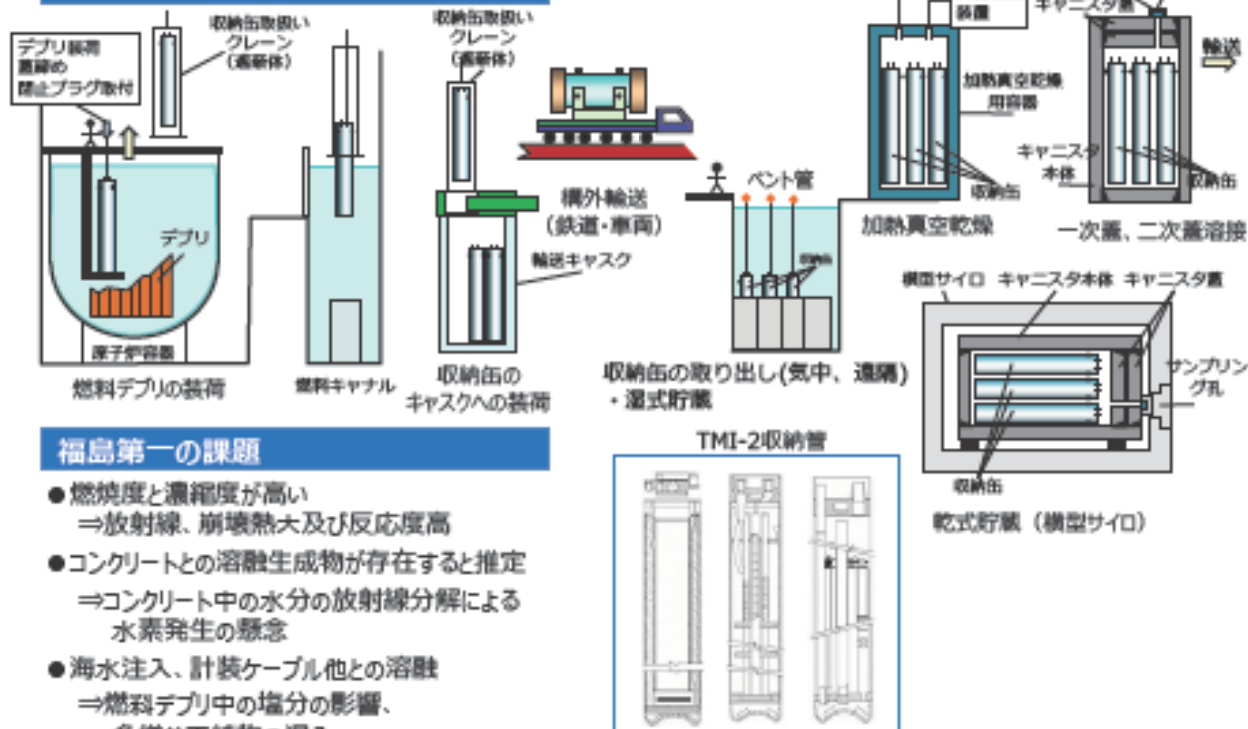


IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

# 燃料デブリの収納・移送・保管

## TMI-2の燃料デブリ収納・移送・保管



### 福島第一の課題

- 燃焼度と濃縮度が高い  
⇒放射線、崩壊熱大及び反応度高
- コンクリートとの溶融生成物が存在すると推定  
⇒コンクリート中の水分の放射線分解による水素発生の懸念
- 海水注入、計装ケーブル他との溶融  
⇒燃料デブリ中の塩分の影響、多様な不純物の混入

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

## 燃料デブリ収納缶の基本コンセプト

安全機能	収納缶の基本コンセプト	関連する考慮事項
除熱	シンプルな自然放熱。	キャスクのバスケット、施設内の空調等で収納缶周囲の温度環境担保について調整。
構造	未臨界形状維持等の最小限の安全機能に特化して軽量化。	必要に応じて落下事故等でも収納缶に大きな負荷が加わらないよう緩衝体等を活用する等を調整。
遮へい	遮へい機能を期待しないことで軽量化。	作業員被ばく等は周辺機器や設備で抑制することとして調整。
閉じ込め	運搬でのふた閉め等の観点から密封構造は不採用。	環境への放射性物質漏れ抑制は、移送容器の気密性の向上、貯蔵施設ではベント排気のフィルター処理等に対応することで調整。
未臨界	孤立での未臨界を担うものとし、収容の観点から可能な範囲で寸法を大型化。	収納缶の配列時の未臨界はラック、移送容器バスケット等が担保することと調整。
水素	触媒設置による水素量の低減やフィルター等による水素放出機構を採用。	収納缶外の水素は、移送容器内の触媒や掃気に対応することで検討。
材質	想定される環境に適合する材質/防錆機構を適用。	材質/防錆機構を検討。なお、必要に応じて、環境側となる水質等の管理を実施することも選択肢として調整。
火災防止	注水、または、不活性雰囲気(窒素等)で防止	注水または不活性雰囲気のためのガス供給設備を配備することで調整。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

## Packaging, Transport, & Storage at Idaho



**1986 to 1990**  
341 canisters of fuel & debris in 46 shipments by rail cask to the Idaho National Laboratory



**1990 to 2000**  
Wet Storage in Spent Fuel Storage Pool



**2000 – 2001**  
Removed from pool, dewatered, dried, and placed in dry storage

Chuck Negin, "Three Mile Island Unit 2 Recovery and Cleanup"

## Canister Dewatering at Idaho

- 1 year required for design, fabrication, testing. About 6 months for drying operations of the 341 canisters.
- Water removed in the pool area. Drying conducted in two vacuum ovens by remote control in a shielded machine shop
- Each oven held 4 canisters. Each cycle required 2 days for drying at a maximum temperature of  $\approx 500^{\circ}\text{C}$ .
- Since then, vacuum drying for non-TMI fuels has been conducted at  $< 100^{\circ}\text{C}$ , with drying times of about a week.



Canister Dewatering Machine in the Pool Area



Loading a Canister into the Vacuum Dryer

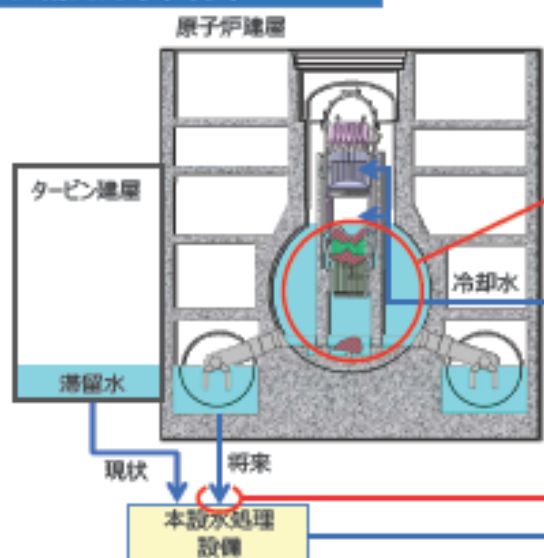
Chuck Negin, "Three Mile Island Unit 2 Recovery and Cleanup"

## 燃料デブリの臨界管理技術の開発

### 臨界管理技術開発の目的

現状の燃料デブリは臨界になっていないと考えられるが、今後の燃料取り出し作業等に伴いデブリ形状や水量が変化した場合でも再臨界を防止するために、臨界管理手法 及びモニタリング技術を開発する

### 技術開発のポイント



### PCV内部

- 燃料デブリ形状の変化
- 冠水にむけた水量（水位）変化

被ばくリスクは小さいが、比較的広い範囲の状況を監視することが重要。

⇒再臨界検知技術の開発

再臨界を防止する。

⇒臨界防止用中性子吸収材の開発

### PCV外部

- 燃料デブリ切断時の切粉が流出、廃液処理/冷却設備に蓄積する可能性

設備をメンテナンスする作業員の臨界による被ばくリスクを未然に防ぐ必要がある。

⇒未臨界監視技術の開発

## 臨界防止技術の開発（例、非溶解性中性子吸収材）

カテゴリ	中性子吸収材候補
固体	B <sub>4</sub> C/金属焼結材
	B,Gd入ガラス材
	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 粒子
液体→固体	セメント/Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 水ガラス/Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 水中硬化樹脂/Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
液体	スラリー/Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>

B<sub>4</sub>C/金属焼結材

B・Gd入りガラス

スラリー/Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子

図 選定候補材例

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

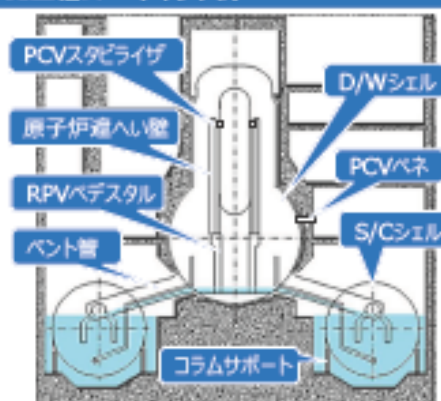
## 健全性評価

### 余寿命評価の概略フロー

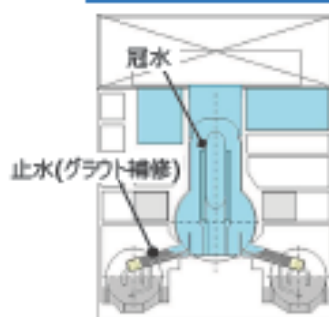
炉心から燃料デブリを取り出すまでの間、長期にわたって原子炉の構造健全性を維持する方策が必要

- 燃料溶融時の高温状態の影響
- 海水注入、異物混入による腐食の影響
- 水素爆発などによる機器損壊状態の影響
- デブリ取出し工法の影響
- 地震再発の影響

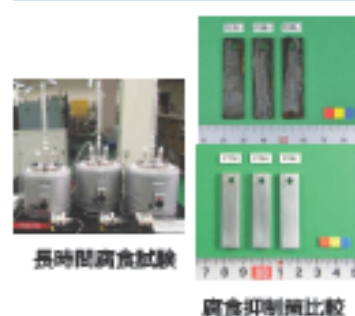
### 健全性評価ポイント例



### 想定されるプラント状態



### 長期の腐食減肉量の予測の高度化

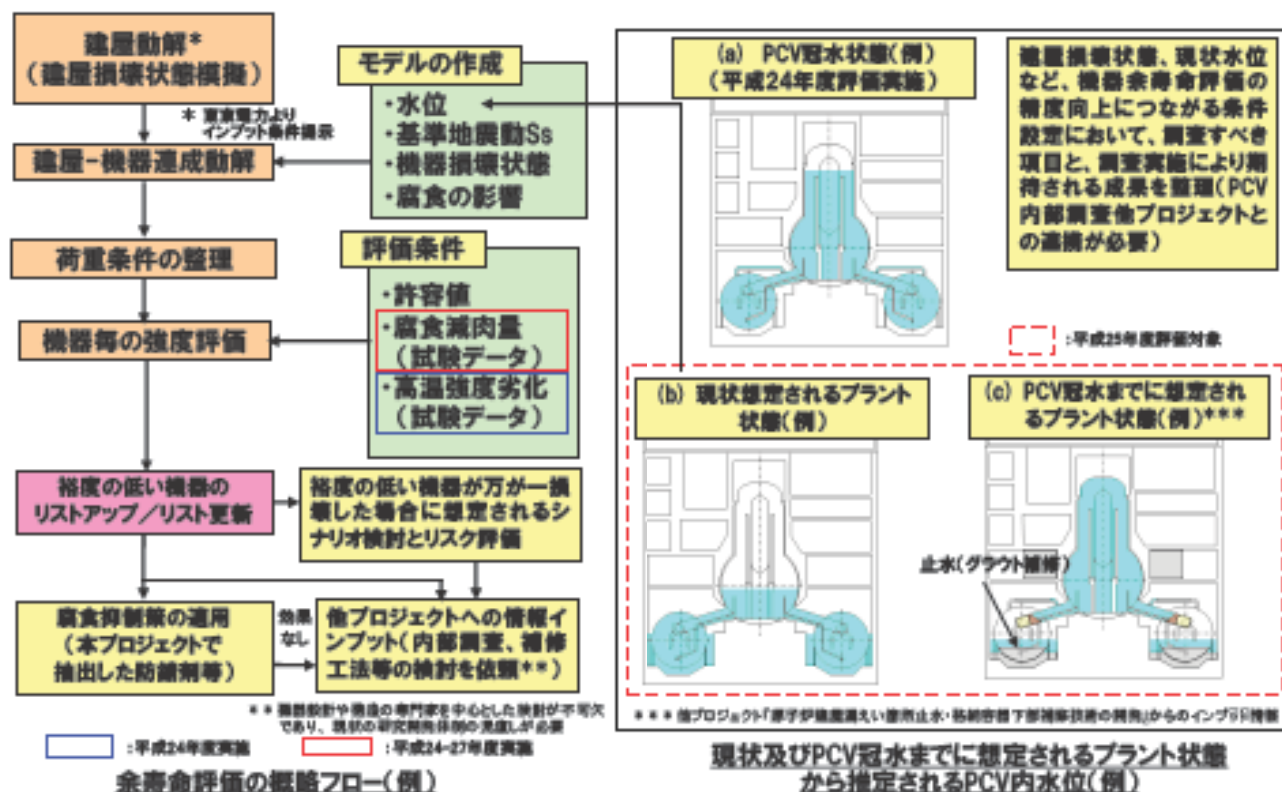


IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning



## 健全性評価全体評価フロー



IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

## 燃料デブリ取り出し工法の検討

## 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

先行事例のTMI-2\*取出し工法(冠水)に対して、過酷事故の影響によるPCV上部までの水張りの困難さなど、福島第一の状況に沿った燃料デブリ取り出し工法を検討する

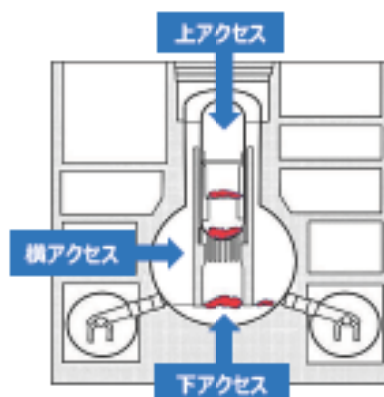
\*TMI-2:スリーマイル島原子力発電所2号機

- PCVの上部まで水を張らず、燃料デブリが気中に露出した状態で取り出す工法の検討
- PCV内に広く分布していると推定される燃料デブリを取り出すためのアクセス方法の検討

## PCV水位レベルに応じた工法分類

## 燃料デブリへのアクセス方向

## PCV水位とアクセス方向の組み合わせ



		アクセス方向		
		上	横	下
水位	完全冠水			
	冠水	a.		
	気中	b.	c.	
	完全気中			

冷却性能評価の困難さ

新たにアクセスルートを構築する困難さ

アクセス口から水が流出する可能性

重点的な  
検討対象  
としない

「技術戦略プラン2015」JNDF

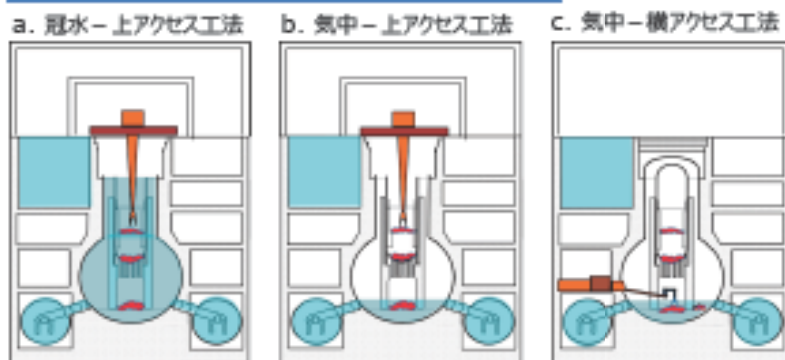
IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

# 燃料デブリ取り出し工法

選定した燃料デブリ取り出し工法オプション

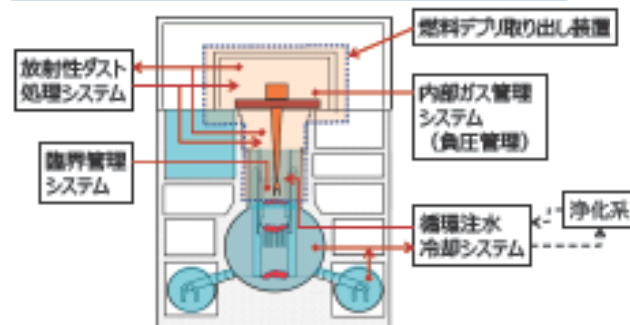
下図はNDF「技術戦略プラン2015」より抜粋



工法実現性の見極めに必要な要素技術

- ✓大型構造物取り出し時の汚染拡大防止技術
- ✓RPV内等燃料デブリ取り出し時の汚染拡大防止技術
- ✓燃料デブリへのアクセス技術
- ✓燃料デブリ取り出しの遠隔作業技術
- ✓燃料デブリ取り出しの切削・集塵、視覚・計測技術

システムの概念、工法実現性の検討



燃料デブリ取り出し装置設計の上での留意事項

- ✓装置の耐放射線性、メンテナンス性
- ✓燃料デブリ取り出し工事効率向上
- ✓収納缶や他の機器との取り合い
- ✓装置周りの放射性ガスト回収設備・装置

参考：平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業補助会（燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業）」及び「同（燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業）」に係る補助事業者公募要領 平成27年6月23日

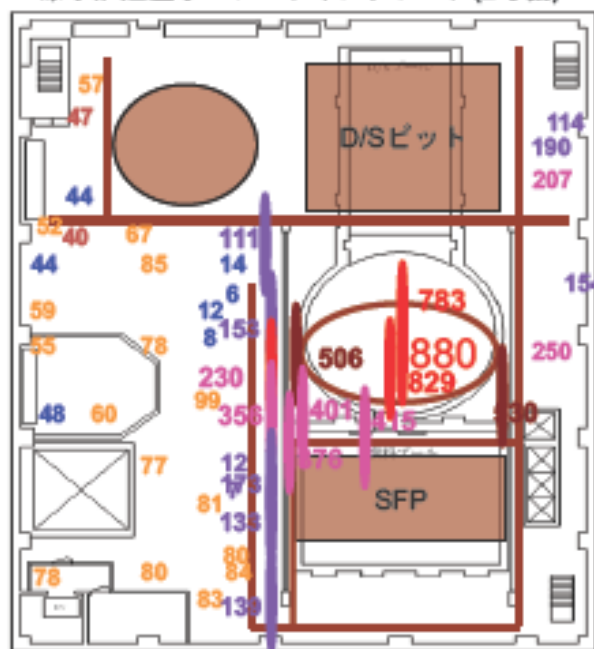
IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

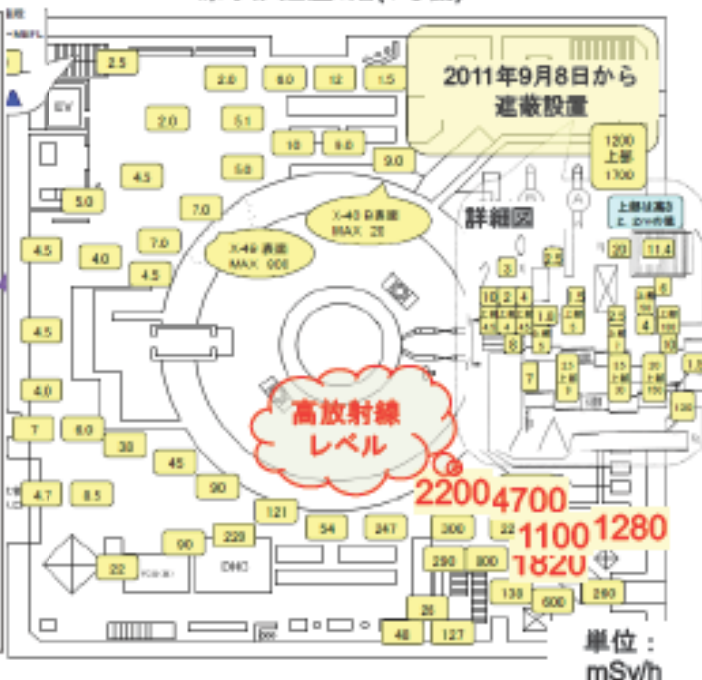
# 高線量作業

- 原子炉建屋における高線量率はPCV内へのアクセスを困難にしている。（1号機の1階で最大4,700mSv/h、2号機の最上階で880mSv/h）

原子炉建屋オペレーティングフロア(2号機)



原子炉建屋1階(1号機)



IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning