

## (2)福島第一原子力発電所の廃炉における リスク要因と対応策

平成28年6月20日

資源エネルギー庁

原子力発電所事故収束対応室 企画官

青木 常吉

# 1. 福島第一原発における廃炉・汚染水対策の進捗

- (1) 廃止措置に向けた工程と中長期ロードマップ
- (2) 汚染水対策の進捗
- (3) 廃炉対策の進捗

# 2. 福島第一原発の廃炉におけるリスク要因

# 3. 燃料デブリ取出しにおけるリスク要因と対応

- (1) 廃炉研究開発の概要、主な成果と課題、今後の取組
- (2) 燃料デブリ取出しにおけるリスクと対応

# 4. その他(参考)

# 1. 福島第一原発における廃炉・汚染水対策の進捗

- (1) 廃止措置に向けた工程と中長期ロードマップ
- (2) 汚染水対策の進捗
- (3) 廃炉対策の進捗

# 2. 福島第一原発の廃炉におけるリスク要因

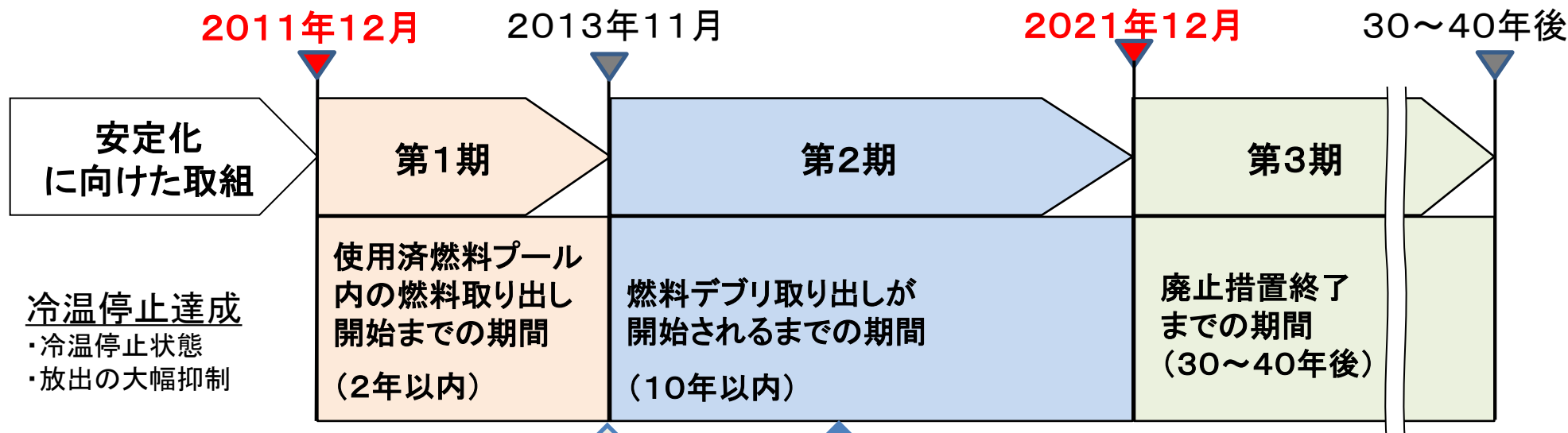
# 3. 燃料デブリ取出しにおけるリスク要因と対応

- (1) 廃炉研究開発の概要、主な成果と課題、今後の取組
- (2) 燃料デブリ取出しにおけるリスクと対応

# 4. その他(参考)

# 1. (1) 廃止措置に向けた工程と中長期ロードマップ

- ◇福島第一原発の廃止措置は、政府・東京電力の「中長期ロードマップ」に基づき推進。
- ◇直近では、2015年6月12日に、「廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議」において改訂。
- ◇リスク低減を重視しつつ、30～40年後の廃止措置終了を目指し、2017年度内の3号機の燃料取り出し開始、2021年内の初号機の燃料デブリ取り出し開始など、目標工程を明記。



**冷温停止達成**  
・冷温停止状態  
・放出の大幅抑制

2013年11月18日  
4号機燃料取り出し開始  
(2014年12月22日に完了)

2017年  
燃料デブリ取り出し方針決定

2018年度上期  
初号機の燃料デブリ取り出し方法確定

【4号機使用済燃料プール内】

## 1. リスク低減の重視

スピード重視



リスク低減重視

スピードだけでなく、長期的にリスクが確実に下がるよう、優先順位を付けて対応

汚染水、プール内燃料



可及的速やかに対処

燃料デブリ



周到な準備の上、安全・確実・慎重に対処

固体廃棄物、水処理二次廃棄物



長期的に対処

## 2. 目標工程(マイルストーン)の明確化



地元の声に応え、今後数年間の目標を具体化

## 3. 徹底した情報公開を通じた地元との信頼関係の強化等

福島評議会の設置(平成26年2月)



コミュニケーションの更なる充実

(廃炉に係る国際フォーラム等)

## 4. 作業員の被ばく線量の更なる低減・労働安全衛生管理体制の強化

## 5. 原子力損害賠償・廃炉等支援機構(廃炉技術戦略の司令塔)の強化

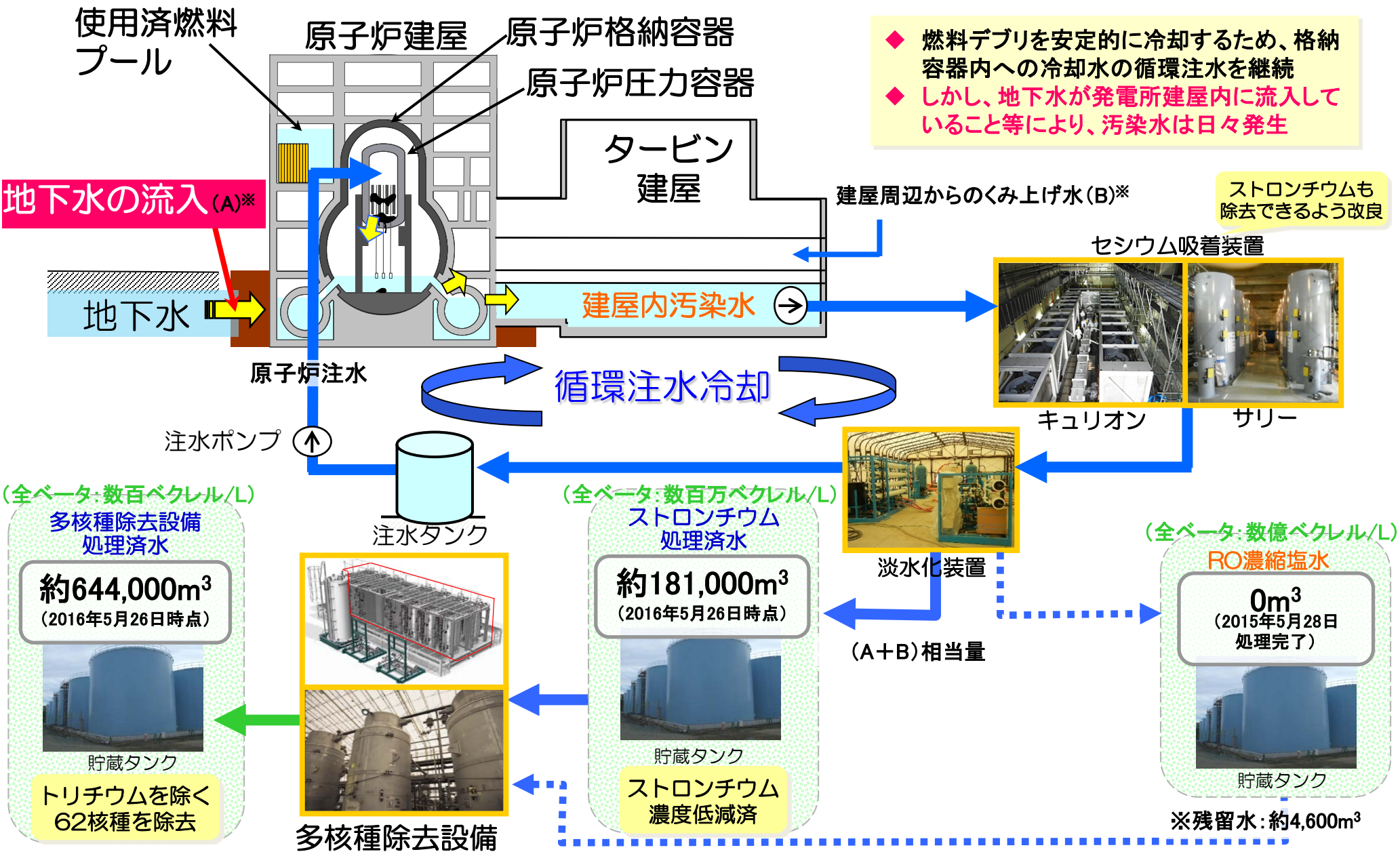
原賠・廃炉機構の発足(平成26年8月)



研究開発の一元的管理・国内外の叡智結集

# 1. (2) 汚染水対策の進捗

## 原子炉循環冷却と汚染水浄化系の概念図



◆ 燃料デブリを安定的に冷却するため、格納容器内への冷却水の循環注水を継続  
 ◆ しかし、地下水が発電所建屋内に流入していること等により、汚染水は日々発生

ストロンチウムも除去できるよう改良

(全ベータ: 数百ベクレル/L)  
 多核種除去設備  
 処理済水  
**約644,000m<sup>3</sup>**  
 (2016年5月26日時点)  
 貯蔵タンク  
 トリチウムを除く  
 62核種を除去

(全ベータ: 数百万ベクレル/L)  
 ストロンチウム  
 処理済水  
**約181,000m<sup>3</sup>**  
 (2016年5月26日時点)  
 貯蔵タンク  
 ストロンチウム  
 濃度低減済

(全ベータ: 数億ベクレル/L)  
 RO濃縮塩水  
**0m<sup>3</sup>**  
 (2015年5月28日  
 処理完了)  
 貯蔵タンク  
 ※残留水: 約4,600m<sup>3</sup>

※地下水流入量、建屋周辺からのくみ上げ水は、地下水流入抑制策や降雨量により変動する値

# 汚染水対策の全体像

## 汚染水対策の3つの基本方針

### (1) 汚染源に水を「近づけない」

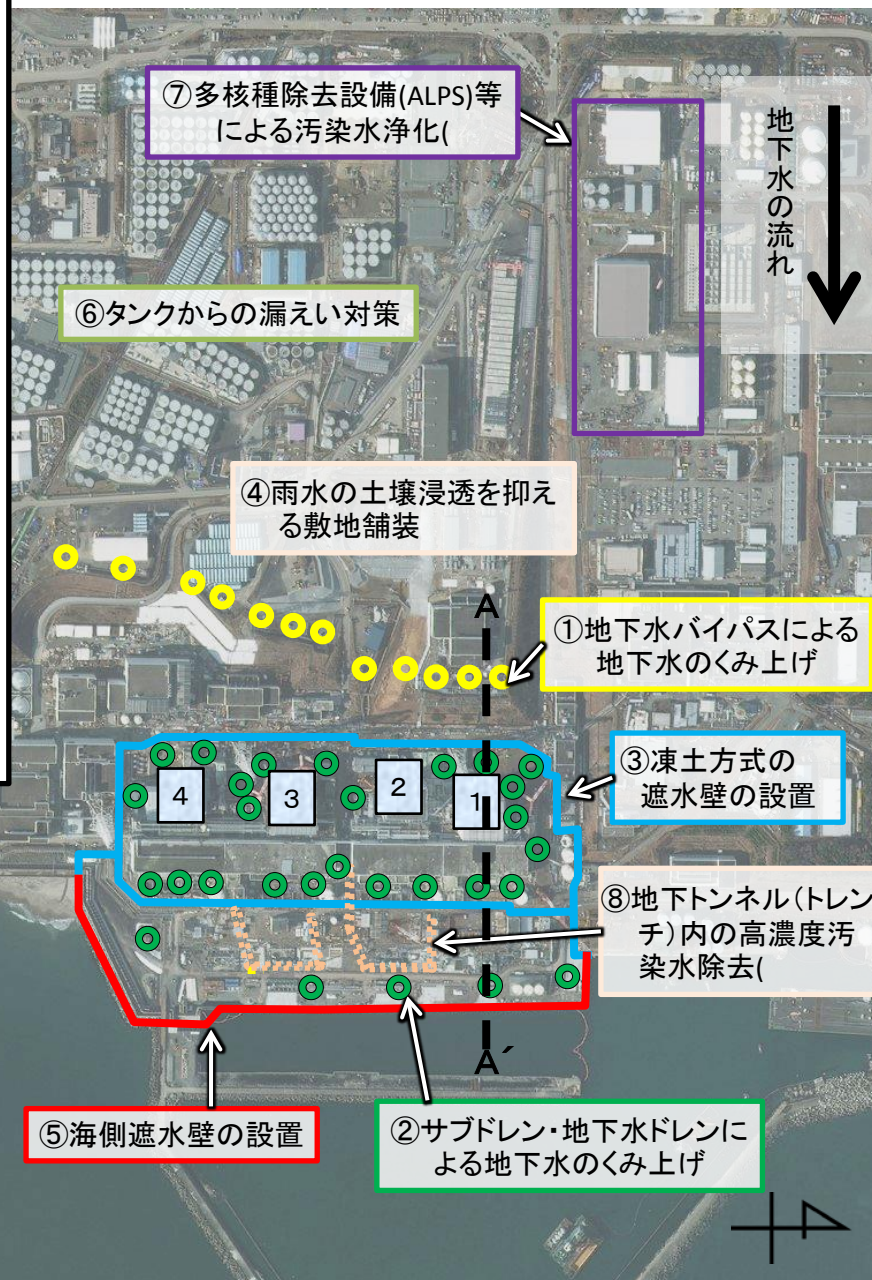
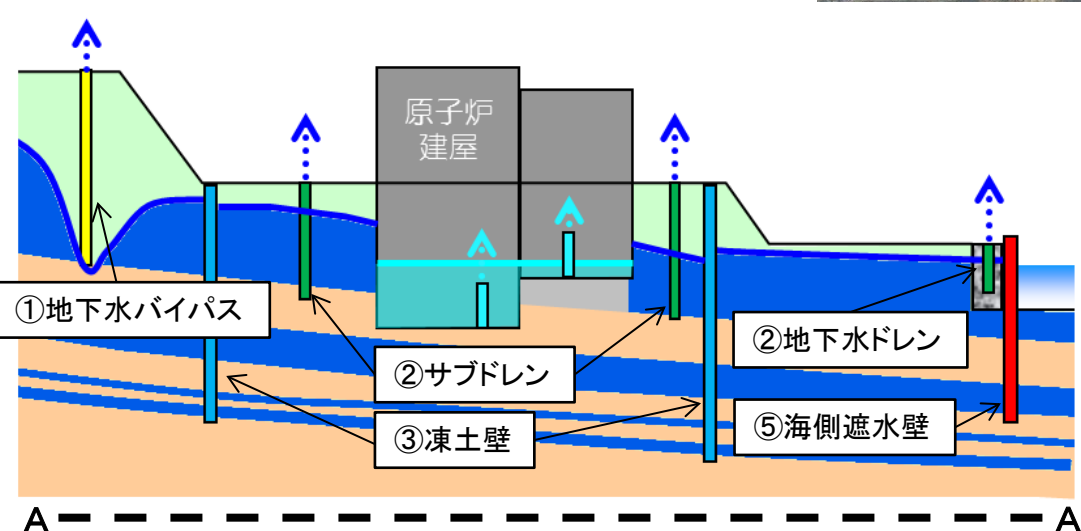
新たな汚染水の発生を抑制するため、原子炉建屋内への地下水流入を抑制。周辺地下水のくみ上げ、建屋周辺への遮水壁の設置等を実施。(右図①②③④等)

### (2) 汚染水を「漏らさない」

汚染水が外洋に漏れいしないよう、護岸への遮水壁の設置や、タンクのリプレース等を実施。(右図⑤⑥等)

### (3) 汚染源を「取り除く」

タンク内の汚染水の浄化や、地下トンネル(トレンチ)内の汚染水の除去を実施。(右図⑦⑧等)



# 主な汚染水対策の進捗状況

対策		進捗状況及び今後の見通し	
汚染源に水を「近づけない」	①地下水バイパスによる地下水のくみ上げ	完了・運用中	2014年5月より排水を開始
	②建屋近傍の井戸(サブドレン・地下水ドレン)でのくみ上げ	完了・運用中	2015年9月より排水を開始
	③凍土方式の陸側遮水壁の設置	運用中	2016年3月より凍結開始
	④雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装	9割完了	予定箇所の9割以上を施工済み
汚染水を「漏らさない」	⑤海側遮水壁の設置	完了	2015年10月に閉合完了
	⑥タンクの増設等(溶接型への置き換えを含む)	完了・運用中 (更なる整備中)	前回の中長期ロードマップより2年前倒し、2014年度中に80万トンの容量確保を達成
	⑦水ガラスによる地盤改良	完了	2014年3月に完了
汚染源を「取り除く」	⑧多核種除去設備(アルプス)等による汚染水浄化	運用中	汚染水(RO濃縮塩水)の処理は、タンク底部の残水を除き、2015年5月に完了。さらに浄化が必要な処理水は、多核種除去設備で再浄化中 ※タンク内残水はタンク解体時まで処理
	⑨地下トンネル(トレンチ)内の高濃度汚染水の除去	完了	2015年8月にトレンチ内の高濃度汚染水の除去及び充填を完了 ※同年12月には残水の処理も完了。



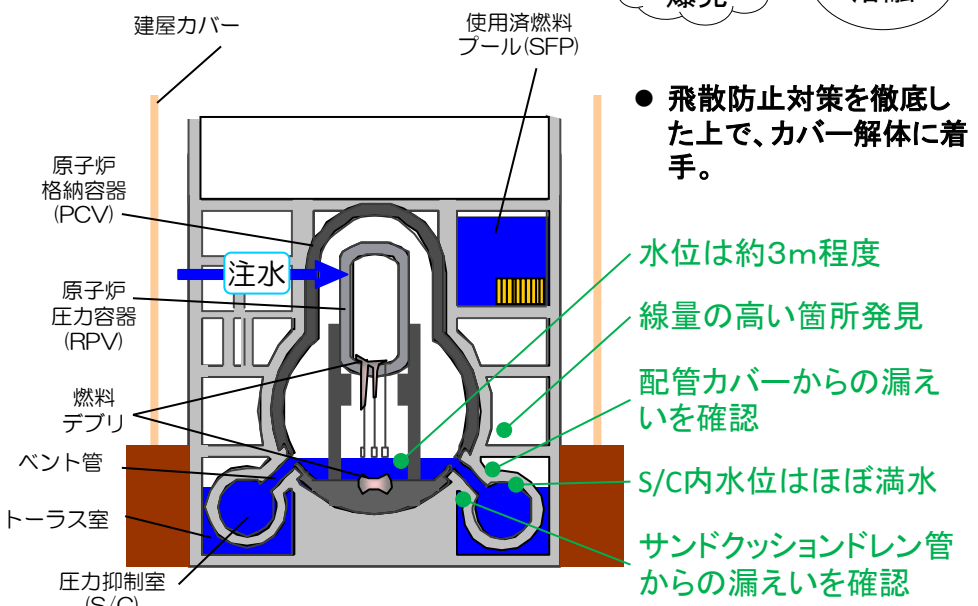
○2013年12月:(放射性物質濃度について)周辺の海域や外洋では上昇しておらず、世界保健機関(WHO)の飲料水ガイドラインの範囲内にある。また、公衆の安全は確保されている。

○2015年6月:海洋モニタリング結果及び関連する公開情報に基づき、IAEAは、海洋の環境は安定しているが、引き続きモニタリングを継続すべきと考える。

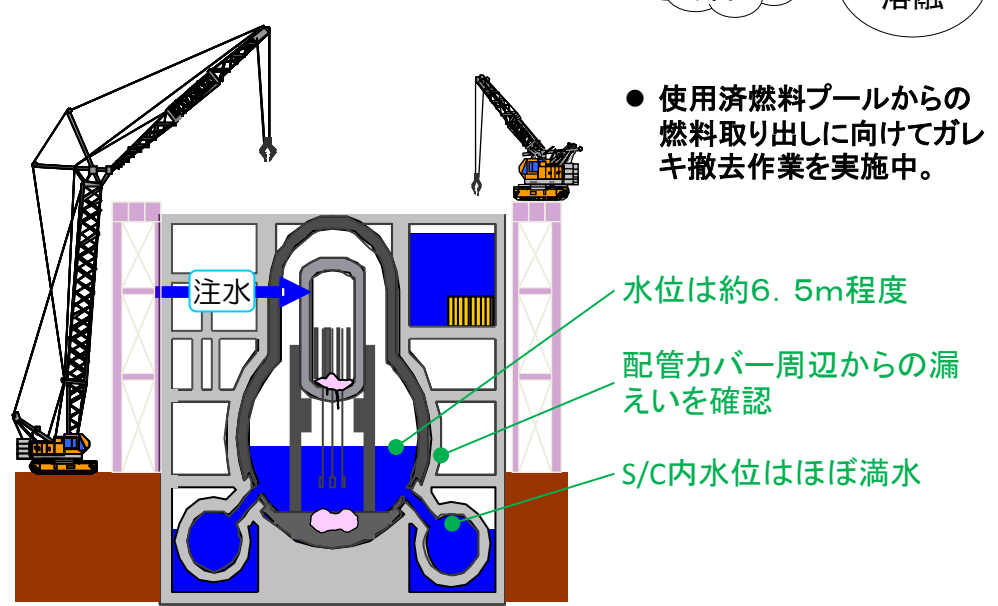
## ■ IAEAによるレビューの様子(2015年2月)



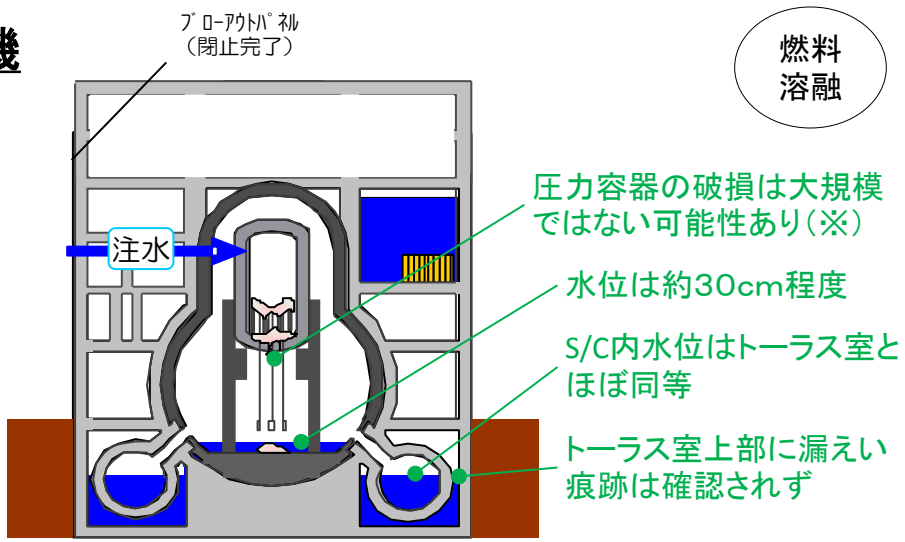
## 1号機



## 3号機



## 2号機



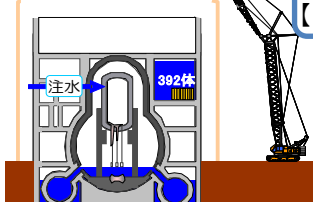
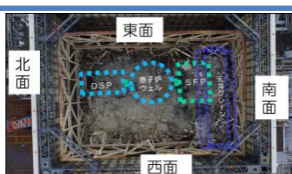

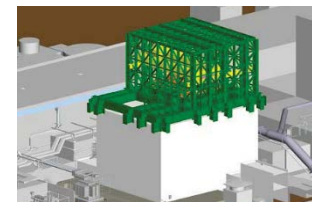
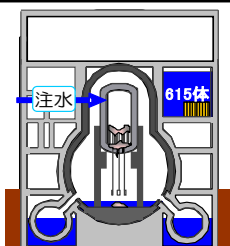
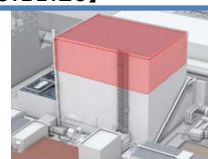

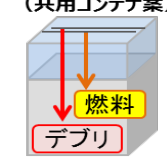
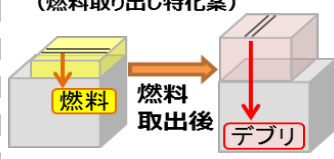
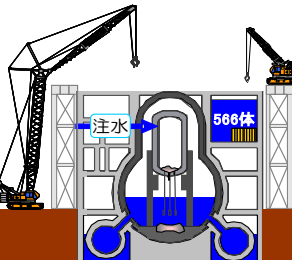

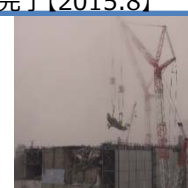

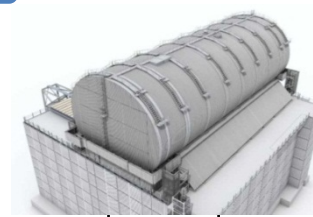



## 4号機



※東電による最新の解析結果によれば、より多くの燃料が炉心部から溶け落ちている可能性あり

※ 緑字はプラント調査の結果、判明した情報の一例

# 廃炉対策の進捗と今後の見通し

対策	2015年度	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	
燃料取り出し	<p>1号機</p>  <p>ダストの飛散防止対策を実施後、建屋カバー撤去開始【2015.10.5時点で屋根パネルは全て撤去】</p> 	<p>建屋カバー撤去完了</p> 	<p>&lt;取り出し開始時（2020年度）のイメージ&gt;</p> 						
	<p>建屋カバー解体→ガレキ撤去・除染等→燃料取り出しカバー設置等</p>								
	<p>2号機</p>  <p>取り出しプラン選定に先立ち、2号機建屋上部の解体箇所の決定【2015.11.26】</p> 	<p>オペレーティングフロアへアクセスするための構台の設置開始【2016年度】</p> 	<p>&lt;取り出しプラン（2017年度決定）のイメージ&gt;</p> <p>プラン①（共用コンテナ案）</p>  <p>プラン②（燃料取り出し特化案）</p> 						
<p>準備工事</p>									
<p>建屋上部解体等</p>									
<p>燃料取り出し（2020年度）</p>									
燃料取り出し	<p>3号機</p>  <p>(参考) 事故当初のオペレーティングフロア</p>  <p>使用済燃料プール内の最大のガレキ（約25t）を撤去完了【2015.8】</p> 	<p>取出装置の設置開始【2016年度】</p> <p>(参考) 現在のオペレーティングフロア</p> 	<p>&lt;取り出し開始時（2017年度）のイメージ&gt;</p> 						
	<p>ガレキ撤去・除染等→燃料取り出しカバー設置等</p>								
	<p>燃料取り出し（2017年度）</p>								
デブリ取り出し	<p>(1号機)</p> <p>「ヘビ型」ロボット内部調査【2015.4】※より詳細な調査を2016年度中に実施予定</p> 	<p>(3号機)</p> <p>ロボット内部調査に向けた事前調査を実施【2015.10】</p> 	<p>(2号機)</p> <p>「サンリ型」ロボット内部調査【周辺の除染作業等完了後、早期に実施予定】</p> 	<p>※国内外の叢智を結集しつつ、研究開発を進めていく。</p>					
	<p>原子炉格納容器内の状況把握／燃料デブリ取り出し工法の検討（研究開発）</p>								
	<p>格納容器止水の実証試験 (楢葉モックアップセンター)</p>								
<p>号機毎の取り出し方針決定 (2017年夏頃)</p>			<p>初号機の取り出し方法確定 (2018年度上半期)</p>			<p>初号機の取り出し開始 (2021年内)</p>			

# 1. 福島第一原発における廃炉・汚染水対策の進捗

- (1) 廃止措置に向けた工程と中長期ロードマップ
- (2) 汚染水対策の進捗
- (3) 廃炉対策の進捗

# 2. 福島第一原発の廃炉におけるリスク要因

# 3. 燃料デブリ取出しにおけるリスク要因と対応

- (1) 廃炉研究開発の概要、主な成果と課題、今後の取組
- (2) 燃料デブリ取出しにおけるリスクと対応

# 4. その他(参考)

(1) 潜在的影響度の評価

各々のリスク源について、放射性物質のインベントリ及び実効線量を評価し、それらの性状を考慮して潜在的影響度を評価。呼吸に対する重核の線量係数が大きいため、実効線量は燃料デブリとプール内燃料が他のリスク源より有意に大きくなった。

リスク源		インベントリ*			実効線量 (Sv)	性状	潜在的影響度
		(時期)	重核 (Bq)	FP (Bq)			
燃料デブリ	1号機	2015年3月	$2 \times 10^{17}$	$4 \times 10^{17}$	$5 \times 10^{12}$ (1~3号機合計)	固体	大
	2号機	2015年3月	$2 \times 10^{17}$	$5 \times 10^{17}$			
	3号機	2015年3月	$3 \times 10^{17}$	$5 \times 10^{17}$			
プール内燃料	1号機	2015年3月	$2 \times 10^{17}$	$3 \times 10^{17}$	$1 \times 10^{13}$ (1~3号機合計)	固体	大
	2号機	2015年3月	$5 \times 10^{17}$	$8 \times 10^{17}$			
	3号機	2015年3月	$4 \times 10^{17}$	$7 \times 10^{17}$			
トレンチ内汚染水		2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中
建屋内汚染水		2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中
タンク内汚染水		2014年11月	—	$\sim 10^{16}$	$\sim 10^9$	液体	中
水処理設備廃吸着塔		2014年9月	—	$\sim 10^{17}$	$\sim 10^{10}$	固体	中
水処理設備廃スラッジ		2014年9月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^7$	スラッジ	小
放射性固体廃棄物		2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	固体	小

\* 燃料デブリ及びプール内燃料：JAEA-Data/Code 2012-018

水処理設備廃吸着塔及び水処理設備廃スラッジ：日本原子力学会 2014年秋の大会総合講演・報告「IRIDにおける福島第一原子力発電所廃炉に係る技術開発 (5)放射性廃棄物の処理・処分に関わる技術開発」(2014年9月10日)

他は、経済産業省及び東京電力ウェブサイトに掲載されているデータを元に推定

(出典)「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015」  
(平成27年4月30日 原子力損害賠償・廃炉等支援機構)

## (2) 閉じ込め機能喪失の起こりやすさの評価

「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を評価するため、簡易的に、建屋や設備の損傷状態及び管理の必要性等に基づいて比較を行った。水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は、廃棄物を保管するために設計され、特別な管理を必要としないことから最も小さい分類とした。

リスク源	特徴	閉じ込め機能喪失の起こりやすさ
燃料デブリ	PCVに重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。ただし、不確かさを考慮して評価に幅を持たせる。	I～II
プール内燃料	使用済燃料プールについては、一部の号機において、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等があるため、閉じ込め機能喪失の起こりやすさは中程度と考えられる。	II
トレンチ内汚染水及び建屋内汚染水	建屋及びトレンチでは、地下水との水位のバランスにより汚染水の閉じ込めを維持しており、閉じ込め機能の喪失は他のリスク源に比べて相対的に起こりやすいと考えられる。	III
タンク内汚染水	汚染水タンクは、現実に誤操作が発生しており、またタンクは溶接型に更新中であるもののフランジ型が一部残っているため、閉じ込め機能喪失は他より相対的に起こりやすいと考えられる。	III
水処理設備廃吸着塔	水処理設備廃吸着塔は、Csを吸着したゼオライトを炭素鋼遮へい容器に収納したものであり、遮へい容器に収納され、壇内又は架台に据置されている。また、崩壊熱除去等の管理を必要としていない。	I
水処理設備廃スラッジ	水処理設備廃スラッジは、プロセス主建屋と一体のピット構造の造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視、崩壊熱除去、水素排気を実施しているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。	I～II
放射性固体廃棄物	ガレキ等のうち放射性物質濃度が高いものは、容器に詰められ固体廃棄物貯蔵棟に保管されている。特別な管理は必要としていない。	I

(出典)「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015」  
(平成27年4月30日 原子力損害賠償・廃炉等支援機構)

- リスクの起源に応じ、最適なタイミングと方法の選択・実施、作業の柔軟な見直し、進め方の十分な説明を行い、「全体としてのリスクの最小化」を図った上で、安全に作業を進め、結果として早期の作業完了につなげていくことで、「可能な限り速やかな廃炉」を実現していくことが必要。

## リスクの分類

### (1) 相対的にリスクが高く優先順位が高いもの

- 汚染水、プール内燃料
- ➡ 可及的速やかに対処

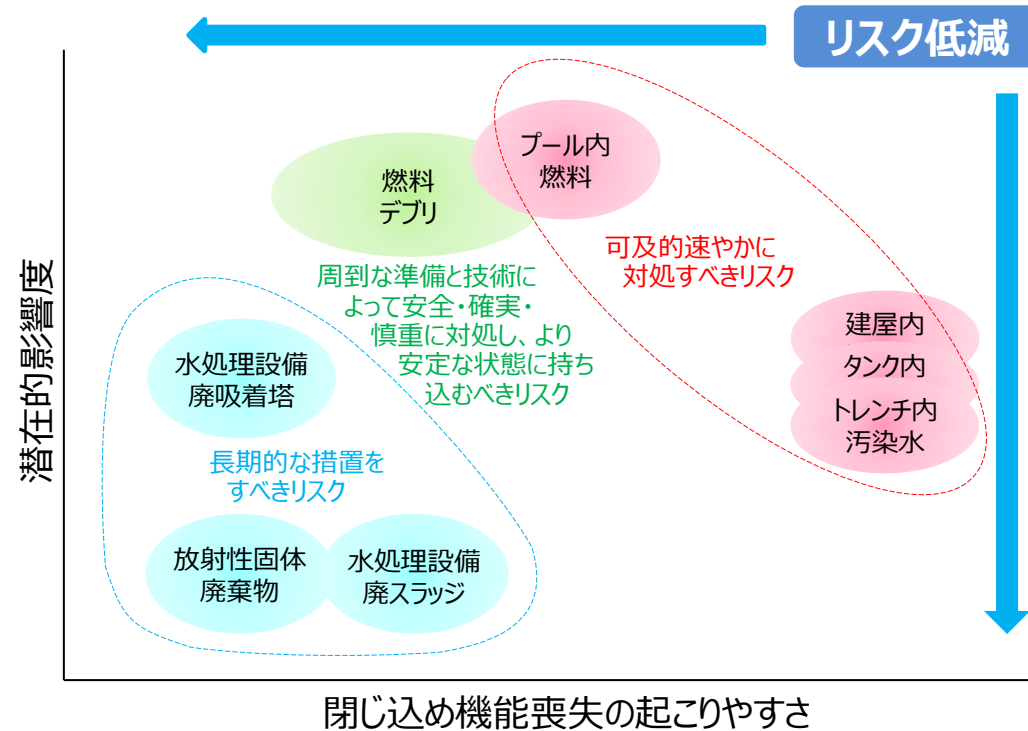
### (2) 直ちにリスクとして発現するとは考えにくいですが、拙速に対処した場合にかえってリスクを増加させ得るもの

- 燃料デブリ
- ➡ 周到的な準備の上、安全・確実・慎重に対処

### (3) 将来的にもリスクが大きくなるとは考えにくいですが、廃炉工程において適切に対処すべきもの

- 放射性固体廃棄物、水処理二次廃棄物
- ➡ 長期的に対処

### 【参考】福島第一原子力発電所のリスクのイメージ



出典：原子力損害賠償・廃炉等支援機構「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015」

# 1. 福島第一原発における廃炉・汚染水対策の進捗

- (1) 廃止措置に向けた工程と中長期ロードマップ
- (2) 汚染水対策の進捗
- (3) 廃炉対策の進捗

# 2. 福島第一原発の廃炉におけるリスク要因

# 3. 燃料デブリ取出しにおけるリスク要因と対応

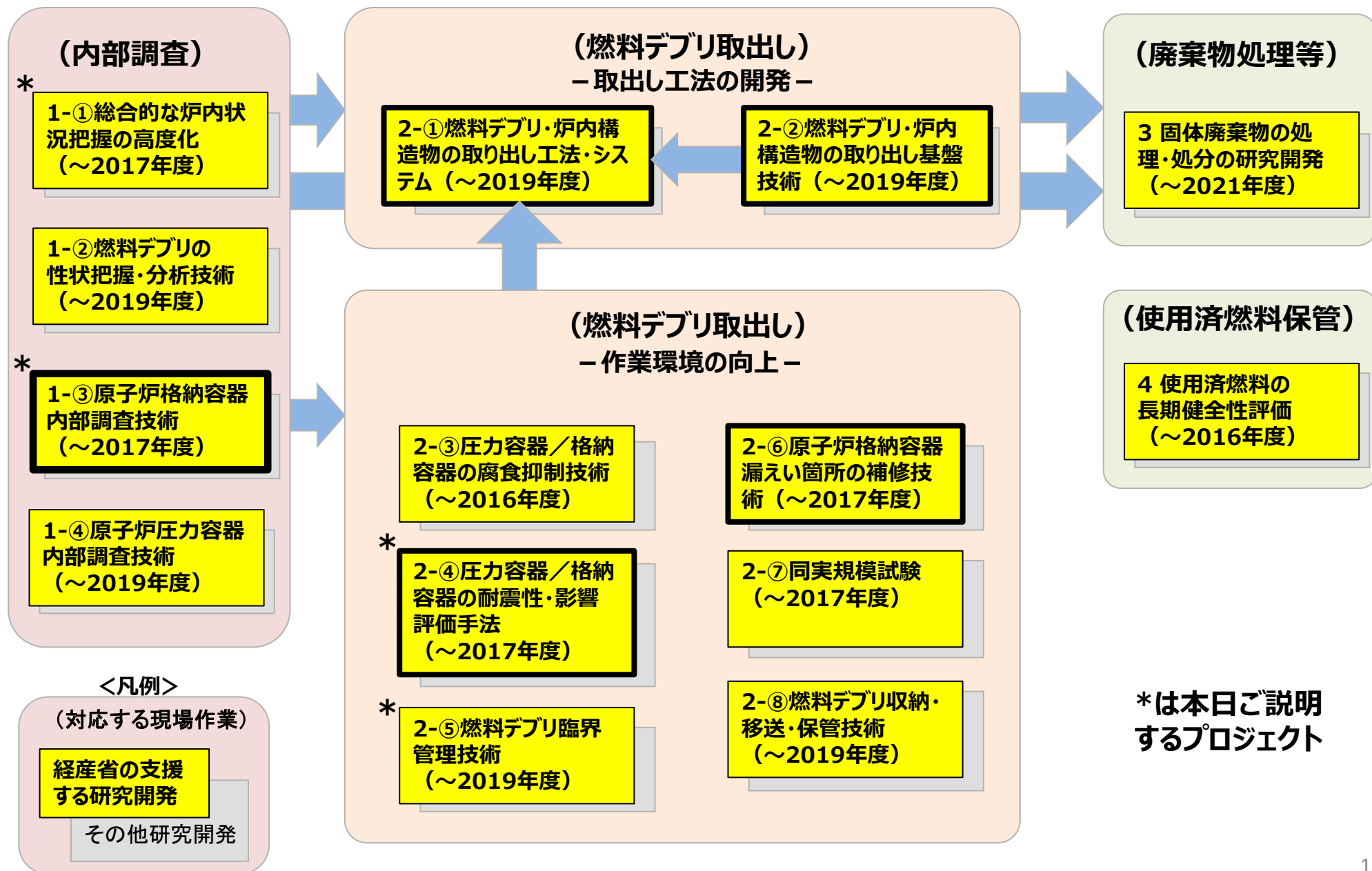
- (1) 廃炉研究開発の概要、主な成果と課題、今後の取組
- (2) 燃料デブリ取出しにおけるリスクと対応

# 4. その他(参考)



# (1) 廃炉研究開発の課題、主な成果と課題、今後の取組

## 福島第一原発の廃炉研究開発の全体構成図



# (1-①) 総合的な炉内状況把握の高度化

## ■事業内容

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握は、燃料デブリ取出し工法の決定や燃料デブリを取り出すための機器の開発等にとって重要。このため、事故進展解析技術の高度化とその成果や海外機関(OECD)による評価を活用して、現場等で得られる様々な測定データ・情報を考慮した総合的な分析・評価を実施。これらをもとに原子炉圧力容器内、格納容器内に分布すると想定される燃料デブリや核分裂生成物(FP)等の状況を推定。

## ■成果と課題(主なもの)

### 1. 事故進展解析コードの改良・高度化

- 事故進展解析コード(MAAPコード及びSAMPSONコード)の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し高度化(図1)。
- 改良したコードによる事故進展解析及び感度解析を実施(図2)。特に、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を詳細に評価する解析コードを開発し、格納容器に落下した燃料デブリの挙動を推定(図3)。
- 国際共同研究(OECD/NEA BSAF Phase2)プロジェクトをホストとして運営し、その成果を炉内状況の評価に活用。
- 入力条件(減圧時期、海水注入量など)によって燃料デブリの分布が大きく異なるケースもあり、コード改良によるデブリ分布精度の大幅な向上は望めなくなっている。

### 2. 実機データ及び他プロジェクトの成果を踏まえた総合的な分析・評価

事故進展解析結果、実機の調査から得られるデータ・情報に加え、他の研究開発からの成果も活用した総合的な分析・評価(表1)を実施し、燃料デブリやFPが存在する位置・量と組成等を推定。



## ■今後の取組

- ニーズを踏まえ把握すべき炉内状況を明確化。解析結果、内部調査結果、現場データ等を基に総合的に評価を行う。

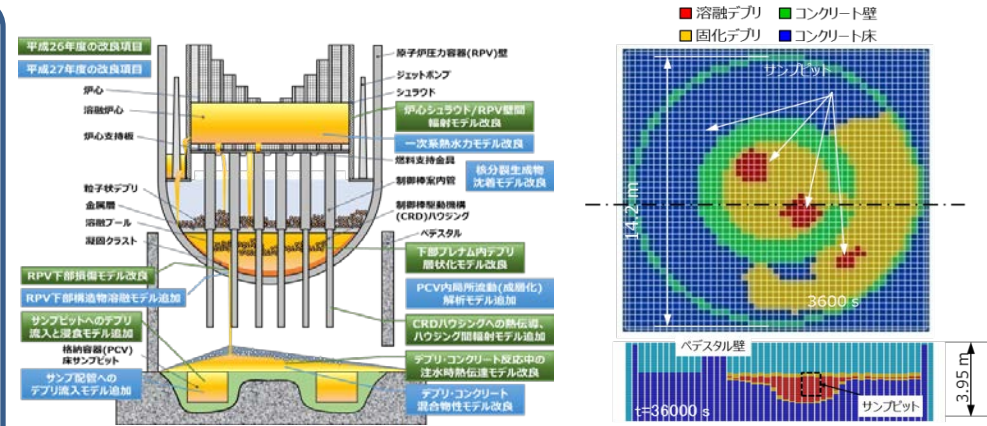


図1 MAAP解析モデルの改良・高度化

図2 格納容器内デブリ挙動評価(1号機)

項目	1号機	2号機	3号機
事故進展解析	燃料デブリの大部分がPCV側に移行	燃料デブリの分布は消防車注水量の設定に大きく依存	燃料デブリの大部分がPCV側に移行
熱バランス法評価等	RPV内に熱源が少ない	一定割合がRPVとPCVの両方に存在	一定割合がRPVとPCVの両方に存在
ミュオン測定	炉心部に高密度物質(燃料)は殆ど無い	炉心部に存在する燃料は僅か	測定なし
PCV内部調査	確認範囲ではPCV壁等の大規模損傷なし	RPV下部外周部の大規模な損傷なし	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	一定割合がRPVとPCVの両方に存在	燃料デブリの大部分がPCV側に移行

表1 炉内状況の総合的な分析・評価

# (1-③) 原子炉格納容器内部調査

■事業内容  
燃料デブリを取り出すための工法、炉内線量等を検討するため、原子炉格納容器内において燃料デブリの分布及び炉内環境情報を調査する。具体的には、ペDESTAL内調査(2号機)、ペDESTAL外調査(1号機)、水中での調査(3号機)を実施。

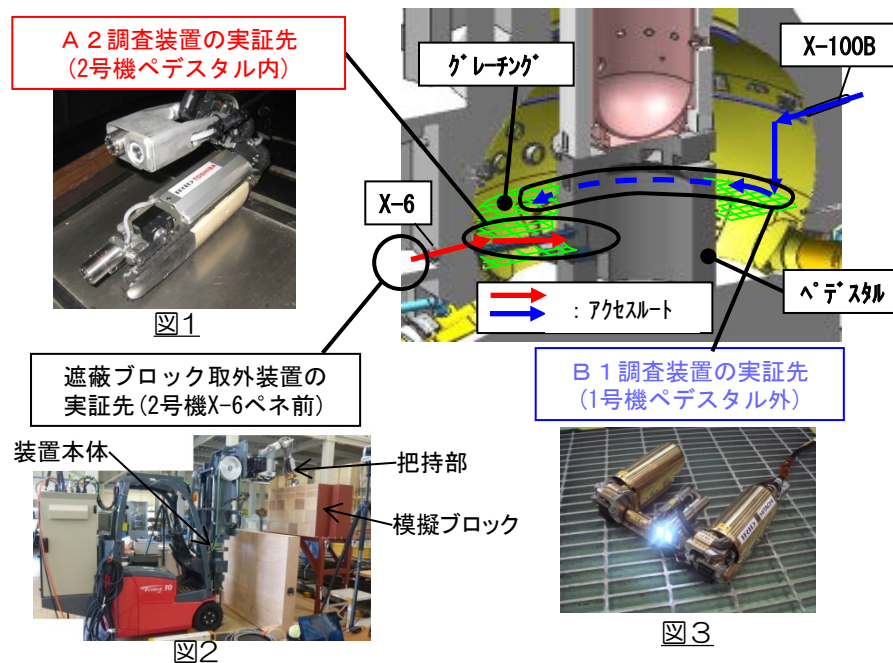
## ■成果と課題(主なもの)

### 1. ペDESTAL内調査

- 2号機での現地実証に向け、X6ペネ内のガイドパイプ(φ10cm)を通り抜けペDESTAL内プラットフォーム上を調査する遠隔装置を開発(図1)。
- X6ペネ前の遮蔽ブロック取外し装置を開発し、遮蔽ブロック128/135個と背面鉄板2/3枚を取外した(図2)。
- 最下段のブロック7個と背面鉄板1枚は床に掘り込まれた溝に嵌って固着していたため開発した装置では取り外しできなかった。
- X6ペネ前の線量が高く穴あけ装置を設置できない状況。

### 2. ペDESTAL外調査

- 1号機においてX100Bペネ(φ10cm)から調査装置を投入(平成27年4月)。原子炉格納容器(PCV)内部の既設設備に大きな損傷がないことや1階グレーチング上の約3/4周の範囲の線量/温度データを取得し10Sv/h以下であること等を確認(図3)。
- 調査後に温度計/水位計を再設置した際、水中に堆積物や浮遊物があることを確認。
- 調査の最奥ポイントから更に先(PLR配管付近)にアクセスできることを確認。



※ 図は1号機のPCV内部を示しているが、実証はA2調査を2号機で、B1調査を1号機で行った

## ■今後の取組

- ・ペDESTAL外地下階を調査するため1階グレーチング上から地下階に向けて線量計とカメラを降下。デブリの分布状況を計測する。(1号機)
- ・ペDESTAL内を調査するため、X6ペネ前の除染と並行して隔離機構及び穴あけ装置の遮蔽強化を行い遠隔省人での設置や作業を可能とする。調査においてはペDESTAL内プラットフォームやRPV下部の状況調査を行う。(2号機)
- ・小型水中遊泳装置等の開発を行い、2015年10月につかした貫通部(X53ペネ)から当該装置を投入して調査を行う。(3号機)
- ・主要貫通部について、貫通部の種類、アクセス性、作業性、放射線量等の作業環境と環境改善のための技術の評価を早い段階から行う。

# (2-3) 原子炉压力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法

## ■事業内容

圧力容器(RPV)及び格納容器(PCV)における冠水工法等の成立性を評価するため、最新プラント状態を反映しつつ、地震応答解析を実施。圧力容器／格納容器内の重要機器について大規模地震時の安全シナリオを構築し、その影響を防止・抑制する対策を評価。

## ■成果と課題(主なもの)

### (1) PCV/RPVの耐震健全性を踏まえた冠水工法の成立性評価(図1)

想定プラント状態を反映したRPV/PCV機器の耐震強度評価により、気中及び完全冠水(上アクセス)での燃料デブリ取出し工法の成立性を検討。耐震評価上裕度の低い機器が抽出された。

- ・1号機 RPVスタビライザ
- ・1号機 PCVスタビライザ、コラムサポート
- ・3号機 コラムサポート、耐震サポート
- ・1号機 完全冠水時のRPVペDESTAL

### (2) ペDESTALの侵食影響評価(図2)

円柱試験体、縮小模型試験体及びブロック試験体等について、高温加熱・気中／水中暴露試験を実施。コンクリート強度試験や鉄筋腐食試験など各種データを取得した。

プラント/ケース	福島第一原子力発電所1号機	1F-2	1F-3
H26-1 (気中(現状水位))	<ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:バフメータ(10年後、15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:約2.9m</li> <li>・S/C内:満水</li> <li>・トラス管:OP3680</li> <li>・ベント管内:満水</li> <li>・真空破壊管内:満水</li> <li>・オペフロ階付加設備:バフメータ(なし、約5100、約5100)</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・減震定数:バフメータ(1)2.0ク1 7%、鋼材4% (4ヶ所(9ヶ所)) (2)2.0ク1 5%、鋼材1% (建設時設計用)</li> <li>・地震源:現行Ss</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:バフメータ(15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:約3.6m</li> <li>・S/C内:満水</li> <li>・トラス管:OP 3200</li> <li>・ベント管内:満水</li> <li>・オペフロ階付加設備:約4710t</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・高震定数:バフメータ(1)2.0ク1 7%、鋼材4% (4ヶ所(9ヶ所)) (2)2.0ク1 5%、鋼材1% (建設時設計用)</li> <li>・地震源:現行Ss</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:バフメータ(10年後、15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:約3.6m</li> <li>・S/C内:満水</li> <li>・トラス管:OP 3200</li> <li>・ベント管内:満水</li> <li>・オペフロ階付加設備:バフメータ(なし、約4710t)</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・高震定数:バフメータ(1)2.0ク1 7%、鋼材4% (4ヶ所(9ヶ所)) (2)2.0ク1 5%、鋼材1% (建設時設計用)</li> <li>・地震源:現行Ss</li> </ul>
H26-2 (完全冠水)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:バフメータ(15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:2.0m以上</li> <li>・S/C内:2.0ク1 OP 3570</li> <li>・トラス管:2.0ク1 OP 3570</li> <li>・トラス管上部位置:OP 2140</li> <li>・ベント管内:補修考慮</li> <li>・真空破壊管内:補修考慮</li> <li>・オペフロ階付加設備:約4710t</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・減震定数:バフメータ(1)2.0ク1 7%、鋼材4% (4ヶ所(9ヶ所)) (2)2.0ク1 5%、鋼材1% (建設時設計用)</li> <li>・地震源:現行Ss</li> </ul>	1F-3で代表	<ul style="list-style-type: none"> <li>・将来想定:バフメータ(15年後、40年後)</li> <li>・建屋損傷モデル</li> <li>・D/W水位:2.0m以上</li> <li>・S/C内:2.0ク1 OP 1900</li> <li>・トラス管:2.0ク1 OP 1900</li> <li>・トラス管上部位置:OP-100</li> <li>・ベント管内:補修考慮</li> <li>・オペフロ階付加設備:約4710t</li> <li>・小部屋埋設:なし</li> <li>・減震定数:バフメータ(1)2.0ク1 7%、鋼材4% (4ヶ所(9ヶ所)) (2)2.0ク1 5%、鋼材1% (建設時設計用)</li> <li>・地震源:現行Ss</li> </ul>

図1 最新計画プラント状態を反映した耐震強度評価条件例



図2 RPVペDESTALの耐力評価試験(縮小模型試験体)

## ■今後の取組

○大規模地震時における圧力容器/格納容器内の重要機器の安全シナリオを構築し、機器が損傷した場合の波及的影響について評価するとともに、その場合の対策(防止策、緩和策)案を考察する。

○上記安全シナリオ構築に必要となる耐震性・影響評価手法を開発する。

# (2-⑤) 燃料デブリの臨界管理技術

## ■事業内容

水張り時及び燃料デブリ取出し時における臨界リスクを策定するとともに、臨界近接検知などの臨界監視技術や中性子吸収材等を用いた臨界防止技術を開発することにより、未臨界状態を維持し、万一再臨界が起こっても速やかに対応して過度の被ばくを防止する。

## ■成果と課題(主なもの)

### 1. 臨界評価及び臨界管理

○最新情報を反映し、号機毎及び部位毎に水張り時及び燃料デブリ取出し時における臨界シナリオと臨界リスクを評価(図1)。重点的に管理すべき箇所が特定。

<例> 1号機 PCV下部

- ・PCV水張り時: デブリの形状変化: 小、粒状デブリ巻き上がり: 小
- ・デブリ取出し時: デブリの形状変化: 小、粒状デブリ巻き上がり: 小

○水張り時や気中取り出し時における臨界時挙動評価並びに被ばく線量評価を実施。

<例> RPV下部デブリ水没時において水張り速度制限により被ばく量を許容範囲に収めることが可能

○複数工法における臨界管理の基本的考え方を整理し、事故・異常事象を検討することにより、燃料デブリ取出しシステムに対する要求を整理(表1)。

### 2. 臨界管理技術(臨界近接検知技術、再臨界検知技術、臨界防止技術)の開発

○臨界近接検知手法を検討し、中性子検出器を用いた複数手法の組み合わせによる検知システム概念を構築。

○中性子及び核分裂生成物(FP)ガス $\gamma$ 線計測システムについて、複数の工法に適用可能であることを確認。

○非溶解性中性子吸収材について、新規/改良候補材照射試験結果から候補材を選定し、必要投入量を求め、適用設備概念を導出。

## ■今後の取組

○炉内状況の最新知見及び第三者からの意見を踏まえ臨界評価の見直しを行う。

○臨界管理技術(臨界近接監視手法、再臨界検知技術、臨界防止技術)について実機適用性判断のためのデータ取得、運用方法の策定を行う。

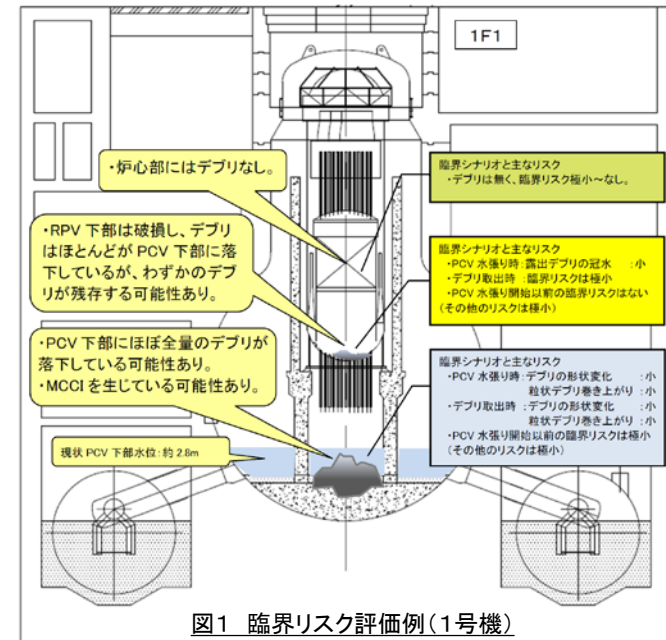


図1 臨界リスク評価例(1号機)

臨界管理方法	PCV水張り		デブリ取り出し
	純水	ホウ酸水	
臨界管理方法	未臨界確認しながら段階的な水張り		未臨界を確認しながら取り出し
臨界防止	水張り速度制限、段階的な水張り	ホウ酸による臨界防止	・臨界近接検知システム ・未臨界監視 ・吸収材による臨界防止
影響緩和	FPガス $\gamma$ 線による臨界検知、ホウ酸水投入で臨界終息		FPガス $\gamma$ 線+中性子による臨界検知、吸収材投入による臨界終息

表1 臨界管理の基本的な考え方

※現状、各号機のPCVガス管理設備に設置されたガス放射線モニターで、短半減期FPであるXe-135濃度を常時監視しているが臨界の兆候はみられていない。

# (2-6) 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術

## ■事業内容

格納容器を可能な限り止水し水位を上昇させることができれば、放射線の遮蔽、ダストの飛散の防止、燃料デブリの冷却維持の観点から、作業員や周辺環境への影響を低減させることができる。このため、汚染水の漏えい箇所を補修・止水するための技術の開発を実施。

## ■成果と課題(主なもの)

### 1. 格納容器下部の補修・止水技術の開発

#### ○ベント管内埋設による止水技術(図1)

止水材の温度や材料のばらつきによる影響や加圧時におけるベント管の膨張等により完全に漏えいを止めることは困難。このため、閉止補助材(インフレーターブルシール)の実規模展開性試験や副閉止補助材の候補材絞り込み試験を実施。遠隔施工性や長期健全性などの課題を抽出。

#### ○S/C内充填による止水技術(図2)(図3)

損傷孔、クエンチャ、ストレーナ及びダウンカマの止水について、1/1スケール試験等により良好な充填状況及び硬化後の耐水圧性能を確認。真空破壊弁の止水については静水環境下においては成立。

### 2. 格納容器上部の補修・止水技術の開発

#### ○シール部の止水技術

機器ハッチについて、セメント系材料による埋設では完全止水が難しいため遮蔽体を開けた穴から遠隔で溶接してシール部を止水する工法を検討。

#### ○開放部配管ベローズの止水技術

遠隔作業により非セメント系材料で仮補修し、その後、セメント系材料で補修する技術について止水性能を確認。

## ■今後の取組

- 止水すべき箇所、漏えい要因、止水補修方法及び漏えい量の評価結果を整理。評価結果を踏まえ実現性の高いPCV水位等を評価する。
- 燃料デブリ取り出し方法の検討に資するため、循環冷却系の実機適用性の判断に必要なPCVの水位制御や異常時にも対応するシステムやプロセス等を検討・提示。
- 櫛葉遠隔技術開発センターにおける格納容器下部の実寸大模型をつかった実証試験(図4)
- 主要貫通部について、貫通部の種類、アクセス性、作業性、放射線量等の作業環境と環境改善のための技術の評価を早い段階から行う。



図1 ベント管止水用副閉止補助材止水試験状況

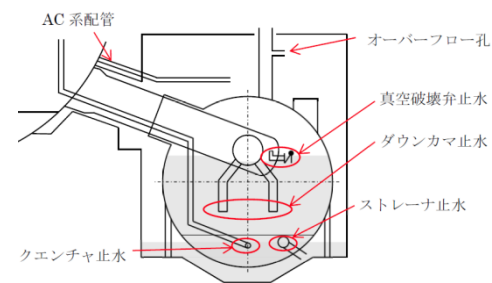


図2 止水材の充填範囲(2号機)

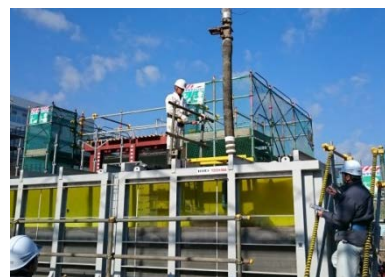


図3 大型ダウンカマ試験の打設状況



図4 試験体製作状況  
(櫛葉遠隔技術開発センター)

### 3. (2) 燃料デブリの取出しに係るリスクと対応

取出し作業時のリスク	中長期的なリスク
<ul style="list-style-type: none"><li>● 止水ができず原子炉格納容器から汚染水が漏えいするリスク（通常時、異常時）</li><li>● 燃料デブリ切削時にデブリの切粉（ダスト）が飛散するリスク</li><li>● 冠水時や燃料デブリ取出し時にデブリの水没／変形により再臨界が起こるリスク</li><li>● 大規模地震時に荷重が集中する部位（ペDESTAL、S/C等）が破損するリスク</li><li>● 格納容器内部のデブリの量・分布・性状が不確かで作業に手戻りが発生するリスク</li><li>● 障害物や高線量により対象部位へのアクセスが困難となるリスク</li></ul> など	<ul style="list-style-type: none"><li>● 施設の腐食や劣化等により放射性物質が漏れ出すリスク</li><li>● 廃炉を担う人材が不足するリスク</li></ul> など



リスクの評価、低減及び管理のため、

- ① 研究開発、研究拠点整備、内外知見の活用（原子力学会、化学工学会など）
- ② 人材育成（分析技術者、時間軸を含めてリスクを俯瞰できる者など）
- ③ 通常の原子炉と異なる管理（リスクは時間とともに変化。リスクのわずかな増大も許さない管理を求めると結果的にリスクの大きな増加を招くおそれ）



地域の皆様や作業員にとって受容いただけるレベルとする

# 1. 福島第一原発における廃炉・汚染水対策の進捗

- (1) 廃止措置に向けた工程と中長期ロードマップ
- (2) 汚染水対策の進捗
- (3) 廃炉対策の進捗

# 2. 福島第一原発の廃炉におけるリスク要因

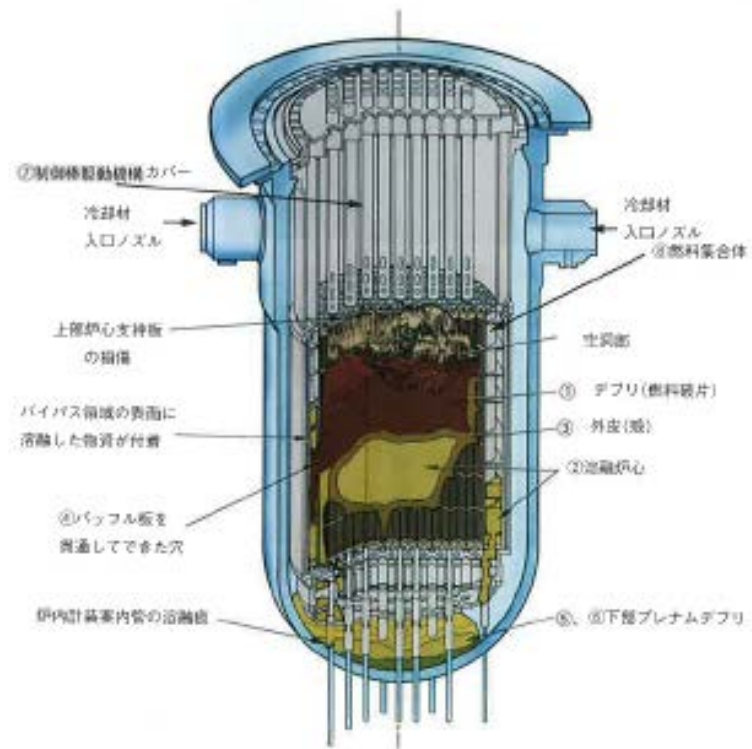
# 3. 燃料デブリ取出しにおけるリスク要因と対応

- (1) 廃炉研究開発の概要、主な成果と課題、今後の取組
- (2) 燃料デブリ取出しにおけるリスクと対応

# 4. その他(参考)



- 1979年3月 事故発生
- 1980年7月 原子炉建屋入域
- 1982年 炉心ビデオ撮影(初回)
- 1983年 炉心デブリサンプル採取(初回)
- 1983年 炉心空洞部のソナーマッピング
- 1983年 炉心ビデオ撮影(改良)
- 1984年7月 原子炉容器上蓋除去
- 1985年10月 燃料取出し開始
- 1985年 上部の炉心構造物の取り出し完了
- 1986年 炉心コア外殻の取り出し開始
- 1987年 炉心コア部の取り出し開始
- 1988年 プラズマアーク切断開始
- 1989年 炉心下部の取り出し開始
- 1989年 炉心溶融図(右図)が完成
- 1990年1月 燃料取出し終了



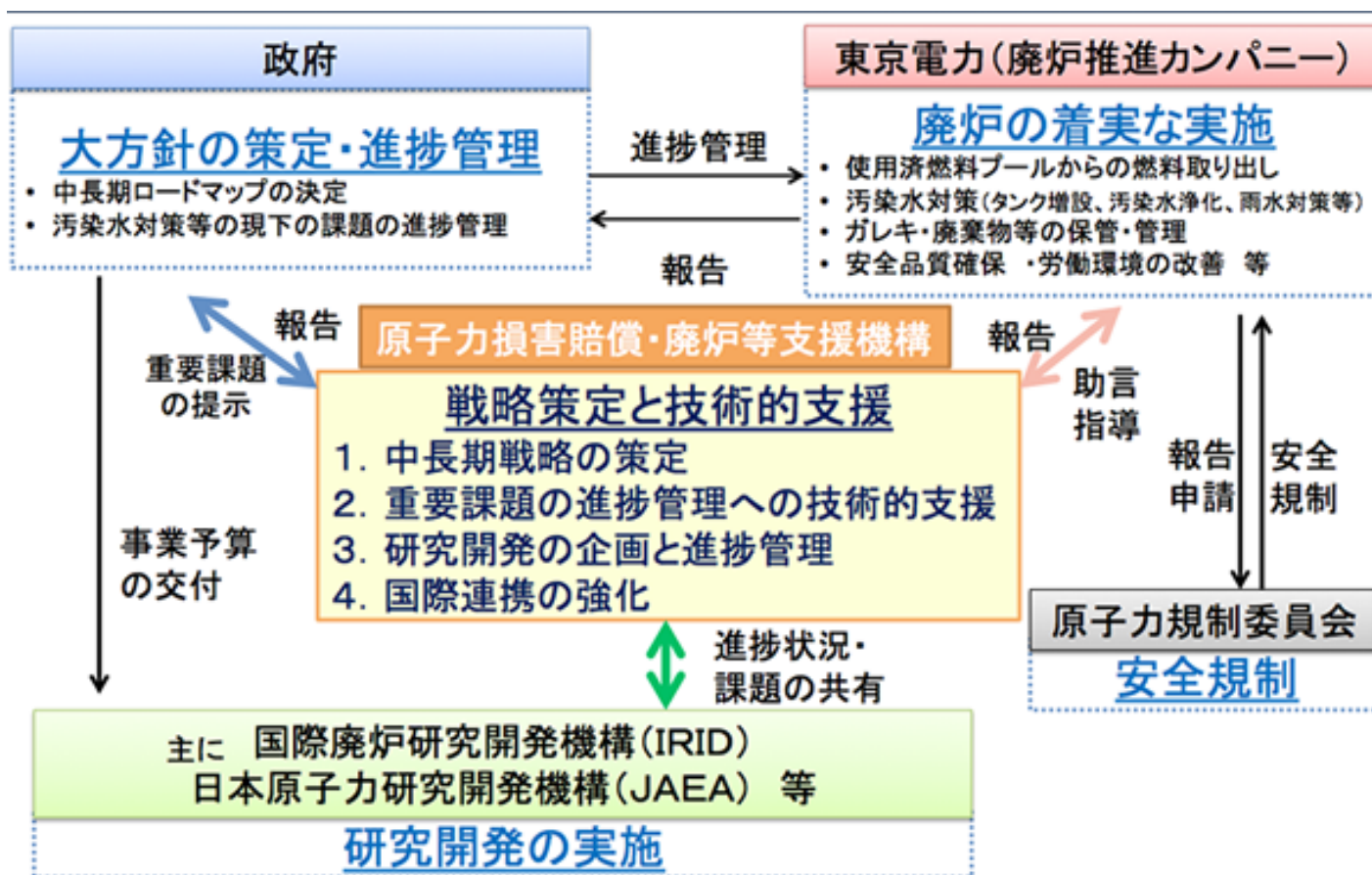
出典：NRC ホームページより

<http://www.nrc.gov/images/reading-rm/photo-gallery/20071114-005.jpg>

(出典)

- ・平成23年度発電用原子炉等利用環境調査(スリーマイル島及びチェルノブイリ原子力事故等に関する調査) 報告書(平成24年3月 財団法人エネルギー総合工学研究所)
- ・スリーマイルアイランド原子力発電所(TMI)事故とその後の処理について(2011年7月 株式会社千代田テクノル)
- ・「考証福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか」(石川道夫)

- ◆2014年8月18日、より着実に廃炉・汚染水対策を進められるよう支援体制を強化するため、原子力損害賠償支援機構に廃炉等支援業務を追加し、同機構を原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)に改組。



# 廃炉・汚染水対策に係る研究開発の連携強化について

- ◆ 福島第一原発の廃炉に関する研究開発の司令塔機能を担う原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)に、廃炉研究開発連携会議を設置し、連携を促進。
- ◆ その成果等は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構が、「廃炉・汚染水対策チーム会合」へ報告。

廃炉・汚染水対策チーム会合

報告 ↑

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)

**廃炉研究開発連携会議** (年2~3回開催)

- 各機関における研究開発ニーズについての情報共有
- 有望な研究開発シーズについての情報共有
- 廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整
- 各機関間の研究開発の協力促進
- 各機関の人材育成に係る協力促進

基礎から実用まで一元的にマネジメント

基礎研究

基盤的研究

応用開発

実用

実際の  
廃炉作業

大学・研究機関

日本原子力研究開発機構  
(JAEA)

国際廃炉研究開発機構(IRID)等

東京電力

廃炉研究開発連携会議メンバー

山名 元 NDF 副理事長／廃止措置等基盤研究・人材育成プログラムPD 【議長】

岡本 孝司 東京大学 教授(原子力)  
小原 徹 東京工業大学 教授(原子炉工学)  
渡邊 豊 東北大学 教授(量子エネルギー)

浅間 一 東京大学 教授(ロボット工学)  
宮野 廣 法政大学 教授／原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 委員長

小川 徹 JAEA 廃炉国際共同研究センター長／長岡技術科学 教授

森山 善範 JAEA 理事

劔田 裕史 IRID 理事長

小山 正史 電力中央研究所 副研究参事

魚住 弘人 日立製作所電力システム社原子力担当CEO

飯倉 隆彦 東芝 電力システム社 理事

門上 英 三菱重工 原子力事業部長

松本 純 東京電力福島第一廃炉推進カンパニー バイスプレジデント

平井 裕秀 経産省 原子力事故災害対処審議官

板倉 周一郎 文科省 審議官(研究開発局担当)

# 連携強化に向けた取組の方向性／具体的なアクション

- ◆ 2015年12月に開催された第2回会議において、具体的なアクションが示され、実行可能なものから直ちに具体的なアクションを開始。

## 1) 研究開発ニーズ・シーズに関する双方向の情報発信・共有と基盤構築

取組  
状況

[研究開発ニーズの共有]

・NDFにおいては、自ら研究開発ニーズを整理するとともに、IRID及び東京電力から現場ニーズ、研究開発ニーズの提供を受け、JAEAとともに、課題の整理、分解を進めていく。

## 2) 双方向連携の場の強化と多様な研究者の参加拡大

取組  
状況

[双方向連携の場の強化に向けたマッチング]

・NDFにおいては、JAEAとともに、ニーズとシーズのマッチング開始に向けて、現場ニーズ、研究開発ニーズの整理、分解について検討を行っている。

[国際フォーラムの創設と研究者が適切に評価される仕組みの構築]

・NDFにおいては、第1回福島第一廃炉国際フォーラム（H28.4）の開催準備を行っている。

## 3) 研究施設及び研究現場で協働する連携の強化

取組  
状況

[関係機関が保有する施設の情報共有]

・NDFにおいては、メーカー、大学、研究機関の情報の収集を進めるとともに、情報の提供方法について検討している。

## 4) 人材の育成・確保・流動化に関する取組の強化

取組  
状況

[人材に関する取組の共有と連携強化]

・NDFにおいては、関係機関の意見交換等を進めるとともに、連携して取組むべき事項等の検討を進めるための場の設置や、取組むべき事項の整理を行っている。

・文部科学省においては、「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」において新規課題を採択する等、引き続き1F廃炉に貢献できる人材育成のための取組を推進している。