

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(建屋の火災防護について)  
7月15日面談資料改訂版

2020年7月29日

東京電力ホールディングス株式会社  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



# 1. 第2棟建屋の火災防護について(1/4)

第2棟は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方を適切に組み合わせた措置を講ずる。

## 1.火災の発生防止

### (1) 不燃性材料, 難燃性材料の使用

第2棟は、主要構造部である壁, 柱, 床, 梁, 屋根及び階段は、不燃性材料を使用する。間仕切り壁, 天井及び仕上げは、建築基準法及び関係法令に基づく他、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

建屋内の機器, 配管, 排気管, 排気ダクト, トレイ, 電線路及び盤の筐体の主要構造体並びにこれらの支持構造物は、不燃性材料とする。また、幹線ケーブル, 動力ケーブル及び制御ケーブルは難燃ケーブルを使用する他、消防設備用のケーブルは消防法に基づき耐火ケーブル及び耐熱ケーブルを使用する。

### (2) 自然現象による火災発生防止

第2棟の建屋, 系統及び機器は、落雷, 地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とし、建築基準法及び関係法令に基づき避雷設備を設置する。

第2棟の建屋は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日)に基づき設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する。

# 1. 第2棟建屋の火災防護について(2/4)

一部改訂

## 2. 火災の検知及び消火

### (1) 火災検知器及び消火設備

第2棟の建屋に設置する火災検知器及び消火設備は、早期消火を行えるよう消防法及び関係法令に基づいた設計とする。

#### ① 火災検知器

放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して検知器の型式(熱・煙)を選定する。なお、火災検知時は、受信器より常時人のいる建屋内制御室及び免震重要棟に代表警報を発報する設計とする。

#### ② 消火設備

消火設備は、屋内消火栓設備及び粉末消火器で構成する。

消防法上の消火水槽の容量は約16m<sup>3</sup>となる。これは屋内消火栓においては約2時間の放水量に相当することから適切な消火を行える設計としている。また、福島第一原子力発電所内の消防水利に消防車を連結することにより、第2棟の消火が可能である。

### (2) 自然現象に対する消火設備の性能維持

火災検知器及び消火設備は地震等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないよう措置を講ずる。消火設備は、消防法及び関係法令に基づく設計とし、耐震設計は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日)に基づいて適切に行う。

## 3. 火災の影響の軽減

第2棟の建屋は、建築基準法及び関係法令に基づき防火区画を設置し、消防設備と組み合わせることにより、火災の影響を軽減する設計とする。

なお、主要構造部の外壁(鉄筋コンクリート造)は、延焼を防止するために必要な耐火性能を有する設計とする。

## 4. 外部火災について

外部火災に対しては、建屋内設備は建屋で防護し、屋外設備は消火活動により防護する。

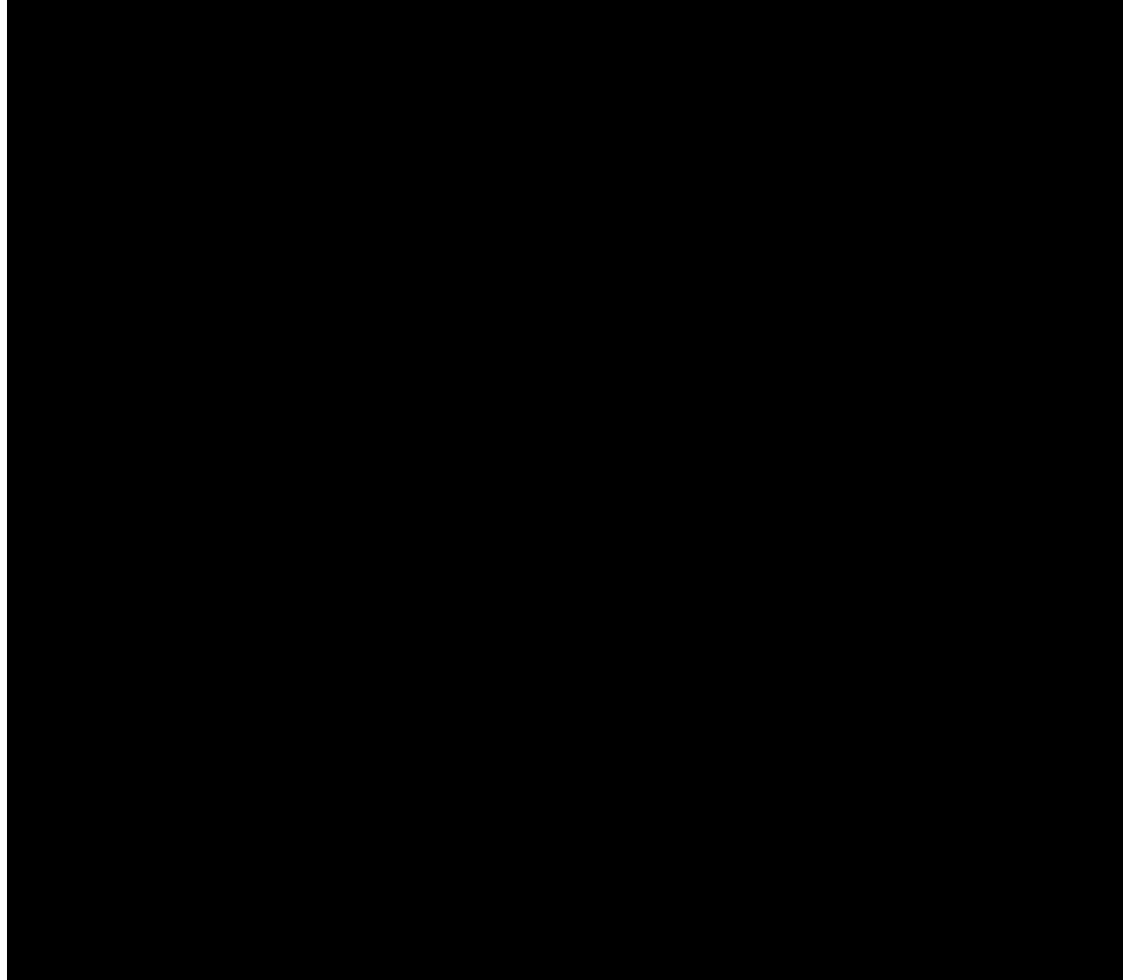
なお、消火活動が可能のように、消防との協議により、消防水利の配置等を「消防水利の基準」(平成二十六年十月三十一日消防庁告示第二十九号)に基づく設計とした。

# 1. 第2棟建屋の火災防護について(3/4)

消火設備の取付箇所を以下に示す。



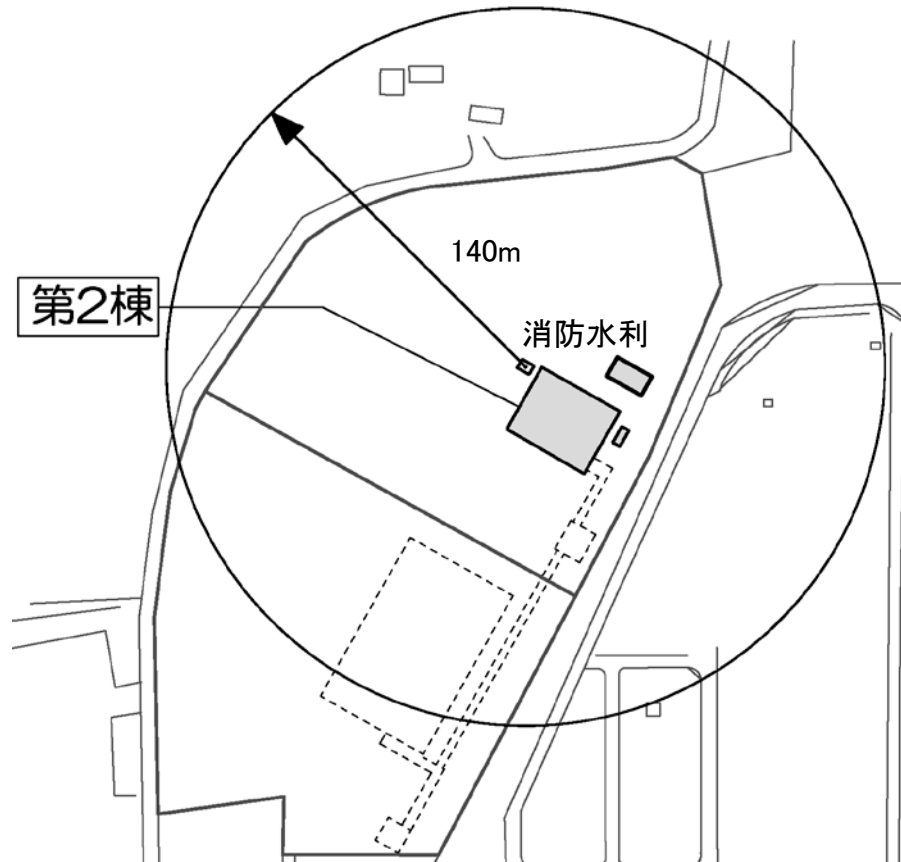
凡例	
	屋内消火栓設備
	消火器



# 1. 第2棟建屋の火災防護について(4/4)

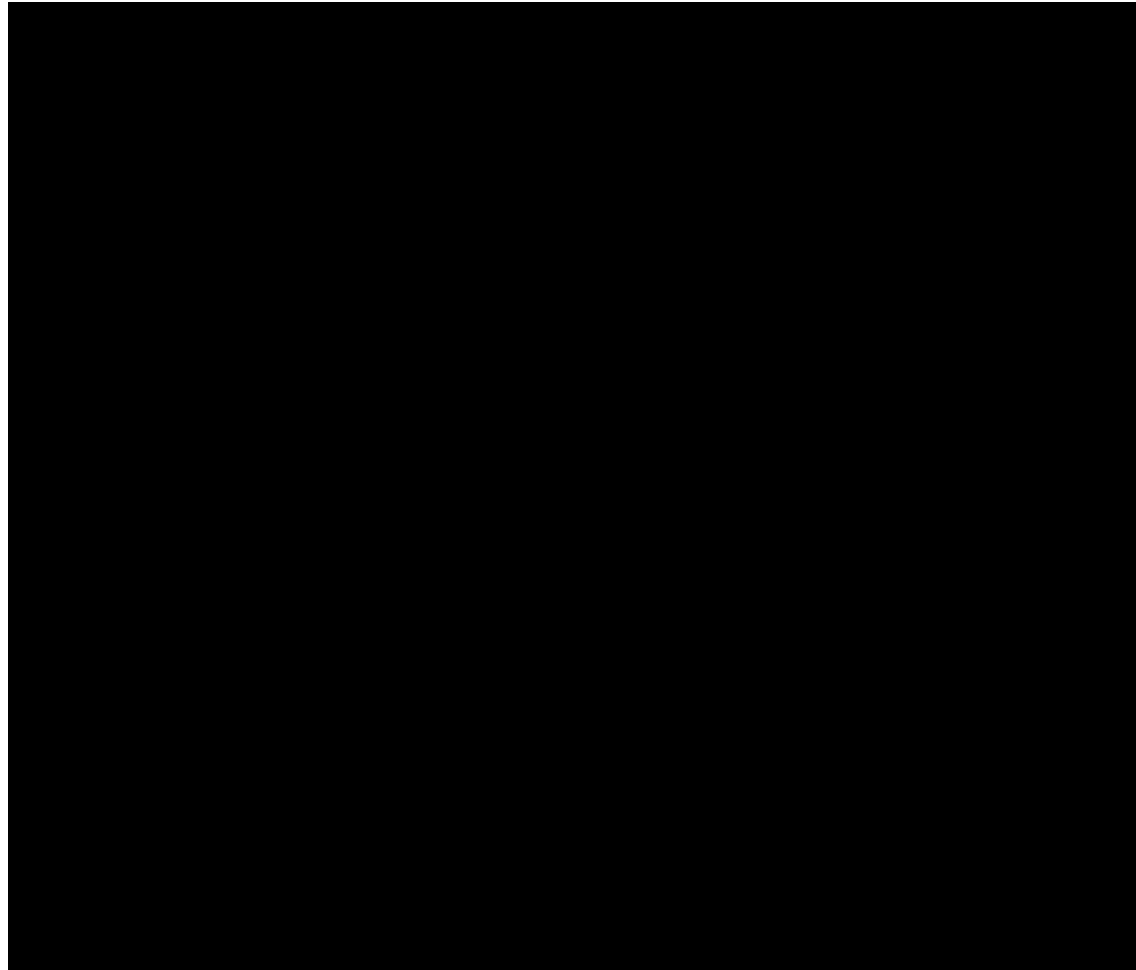
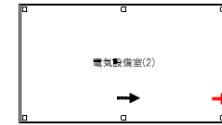
追加説明

## 消防水利の位置



## 2. 第2棟の安全避難通路について

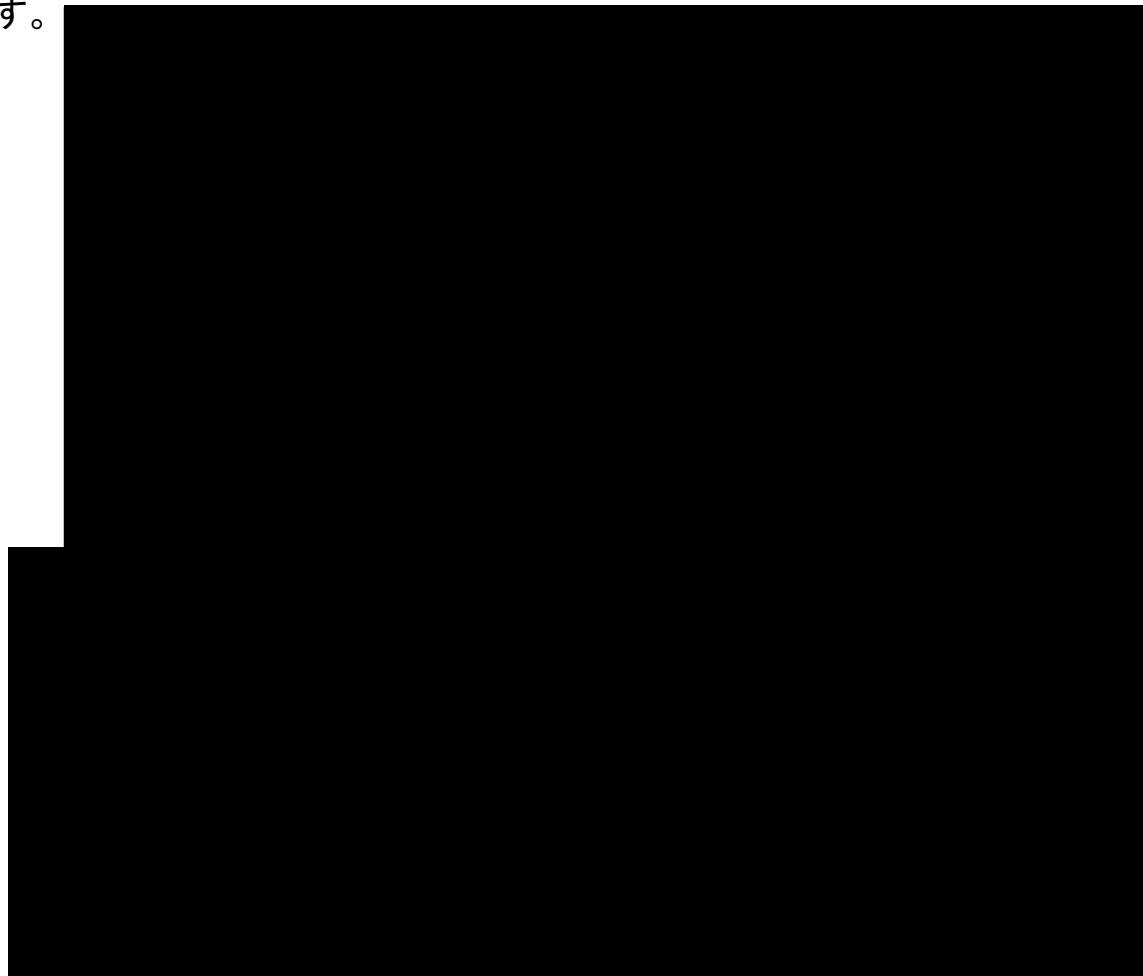
第2棟の建屋には、分析・試験、定期的な放射線測定、建物及び建屋内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づき安全避難通路を設定する。避難通路を以下に示す。



凡例	
	非常口
	避難経路

### 3. 第2棟の非常用照明について(1/2)

第2棟には、分析・試験、定期的な放射線測定、建物及び建屋内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令に基づく非常用照明並びに消防法及び関係法令に基づく誘導灯を設置する。非常用照明及び誘導灯の取付箇所を以下に示す。



凡例	
	登龍口誘導灯（電池内蔵型）
	通路誘導灯（電池内蔵型）
	非常照明器具（電池内蔵型）
	階段通路誘導灯（電池内蔵型）

### 3. 第2棟の非常用照明について(2/2)

---

#### (1) 地下1階の非常用照明器具の設置について

- ・建築基準法施行令 第126条の4より、居室から地上に通ずる廊下、階段その他の通路に非常用照明の設置が必要となる。
- ・第2棟地下1階は、居室に該当する部屋が無いことから、非常用照明の設置義務はない。
- ・地下1階で火災が発生した場合は、一般照明により照度を確保し消火活動を行う。また、避難する場合は、通路誘導灯及び避難口誘導灯により地上への避難が可能な設計としている。

#### (2) 消防等との事前協議結果について

第2棟に設置する消火器、屋内消火栓及び誘導灯について所轄消防に確認した際には、指導項目は無かった。また、非常照明の配置についても建築確認審査機関と事前協議を行い、指導項目は無かった。



## 4. 第2棟の緊急時対策について

福島第一原子力発電所の緊急時対策については、実施計画書「Ⅱ.1.13 緊急時対策」のとおりである。これに基づき、第2棟としての具体的な対策を以下に示す。

### 1. 緊急時において必要な施設及び資機材

- ① 安全避難経路の設定
- ② 火災検知器, 消火設備, 及び防火区画の設置
- ③ 非常用照明, 誘導灯の設置
- ④ 緊急時の資機材としての担架, 除染用具, 線量計の整備

### 2. 緊急時の警報系及び通信連絡設備

- ① 火災検知警報
- ② 通信連絡設備

第2棟内の人に対する指示は、放送設備、ページング、電話回線を用いて行う。第2棟から免震重要棟に対しては電話回線、LAN回線を用いて連絡する。また、免震重要棟から第2棟に対しても、同設備を用いて連絡する。特定原子力施設内の全ての人に対する指示が必要な場合には免震重要棟を介して行う。

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(第2棟分析成果の反映について)

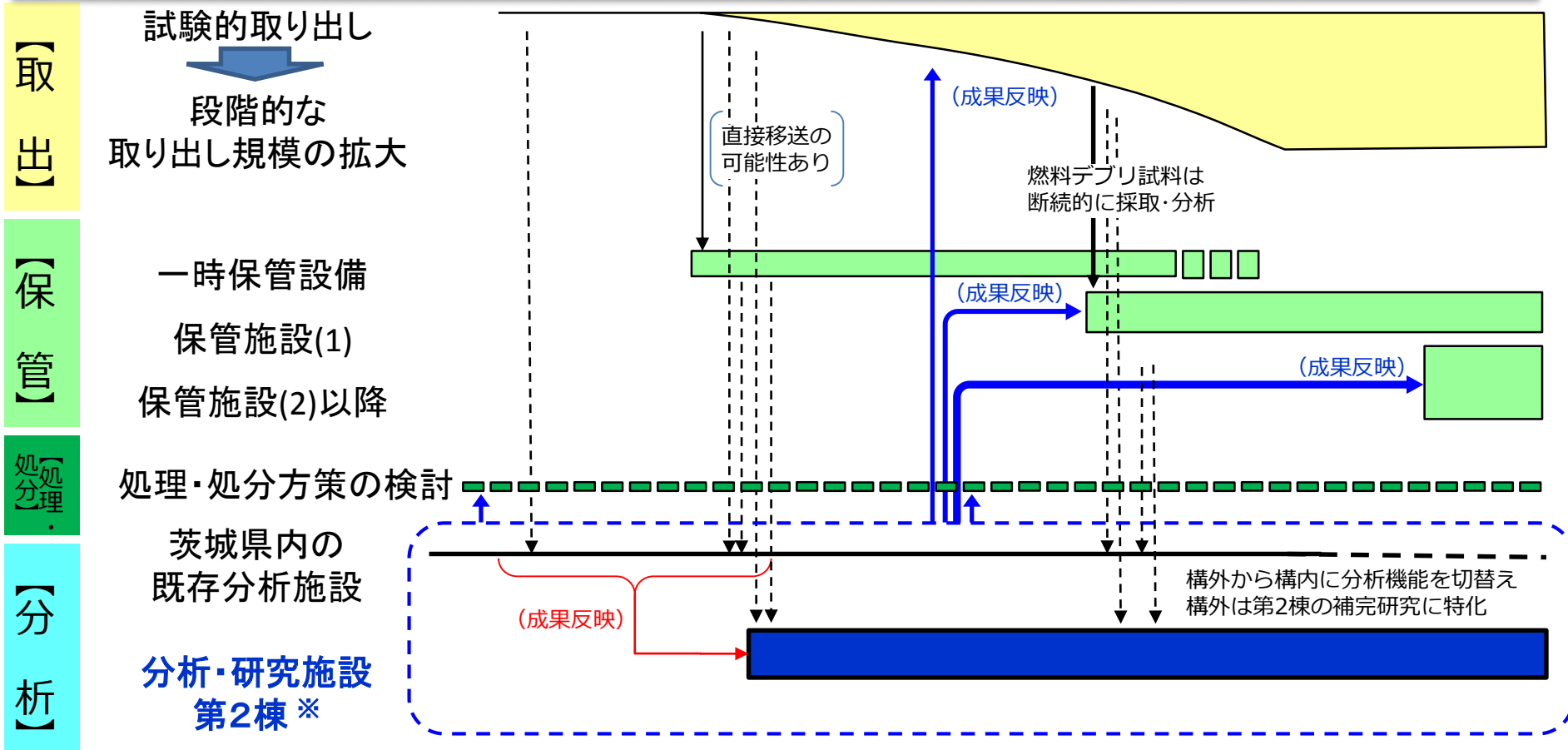
6月30日参考資料 改訂版

2020年7月29日

東京電力ホールディングス株式会社  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

# 1. 概要

○既存分析施設の分析成果反映、ならびに第2棟分析成果の反映の概要を以下に示す。



- ・既存分析施設で検証された分析手法等は、分析・研究施設第2棟の設計等にその成果を反映。
- ・取り出し規模の拡大以降の分析成果は、取り出し設備の見直しや燃料デブリ保管施設の設計に反映。
- ・また、これら分析成果は将来の処理・処分方策の検討に供する。

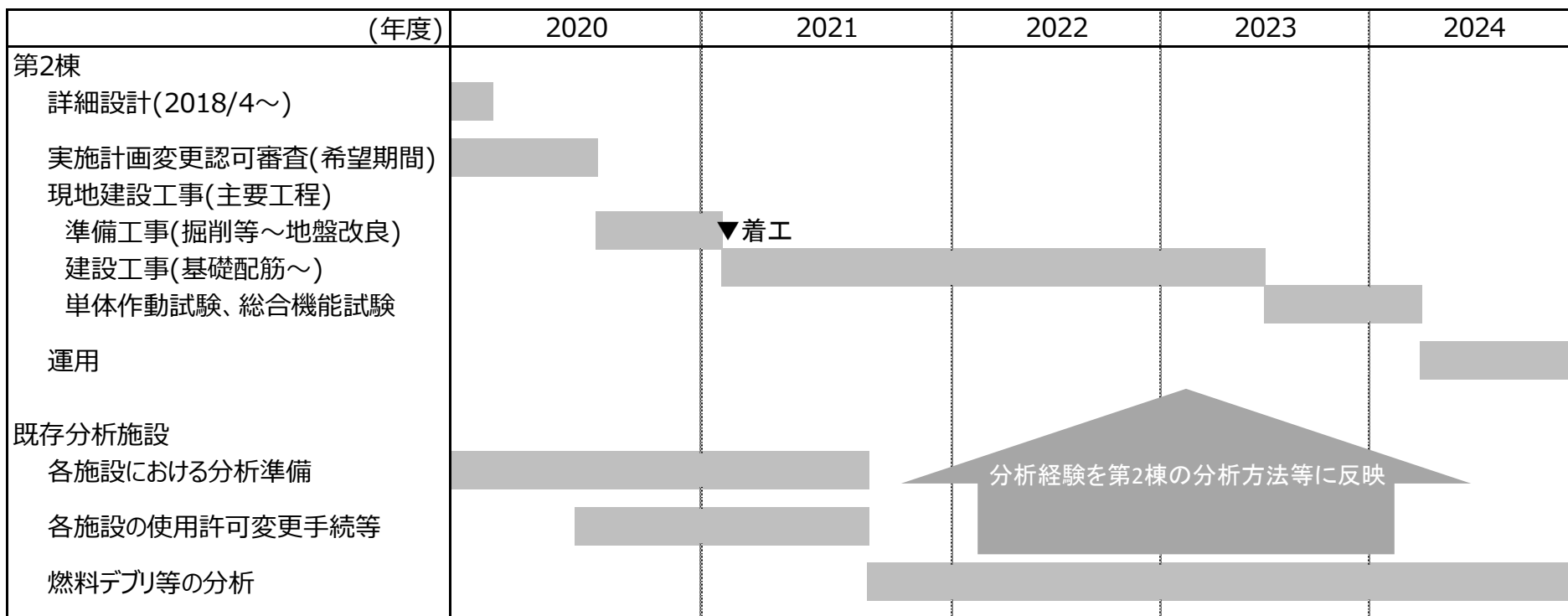
---> 燃料デブリ試料  
 ——> 燃料デブリ

※ 取り出し規模の拡大と第2棟の運用開始時期は逆転の可能性あり

## 2. 既存分析施設における成果の第2棟への反映

### (1) 既存分析施設における分析と第2棟への反映スケジュール

- 2021年内に燃料デブリ取り出しが開始された後は、まずは**既存分析施設で分析に着手**。
- 中長期的な燃料デブリ分析能力の確保**の観点から整備する第2棟は、2024年を目途に運用を開始する予定。
- 第2棟の設計には、既にこれまでのIRID/JAEAによる燃料デブリ分析方法の検討を反映しているが、更に今後実施予定の既存分析施設での分析経験を第2棟の分析方法等に反映の上運用を開始する**予定。



※工程は今後の精査により変更の可能性がある

## 2. 既存分析施設における成果の第2棟への反映

### (2) 燃料デブリの分析に係る課題例について

- 過去の知見から、燃料デブリの分析においては、その前処理として必須の操作である溶解が難しい（燃料デブリは非常に溶けにくい）という課題があることが分かっている。
- この課題については、IRID/JAEAにおける模擬物質等を用いた研究によりアルカリ融解技術※1の適用で解決できそうな見通しが得られている。ただし、福島第一事故の特殊性を考慮すると、不確実性が残る。
- 一方、少量の試験取り出しの準備が進んでいるほか、既存施設においては、アルカリ融解試験についても試験装置の準備の見通しが得られた。

- ↓
- 先行して既存施設にて実施する燃料デブリ試料の分析において溶解試験を行うこととした。またその際に残渣の発生その他の課題が見いだされた場合、その対応策を検討し、第2棟の分析方法等に反映することとした。

#### TMI-2における溶解に係る知見：

- 燃料デブリは、Zr(被覆管等の材料)と反応したこと等により、硝酸  
或いは硝酸+フッ酸等に溶けにくい。

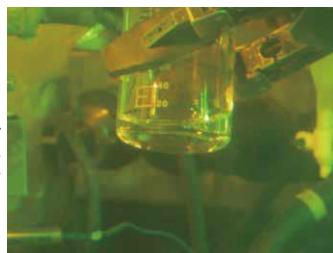


TMI-2デブリの例

#### これまでの研究結果：

- TMI-2デブリ(の一部)や1Fの特殊性を考慮した模擬デブリを用いた試験により、アルカリ融解法が有効であることを確認。

模擬デブリを用いたホットセルでのアルカリ融解試験で溶解した例



#### 1Fデブリの溶解試験：

- これまでに内部調査により堆積物の状況を確認。
- 少量を試験的に取り出す技術開発を実施中。



少量回収装置の例(極細線金ブラシ方式)

⇒ 既存施設でアルカリ融解試験を含む各種分析方法の適用性を確認

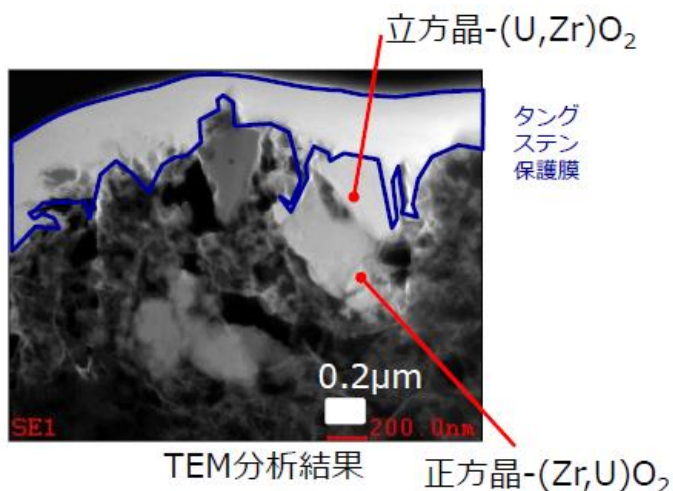
※1) 難溶性の物質について、固体のアルカリと混合し加熱することで反応させ、溶けやすい物質にする操作。

## 2. 既存分析施設における成果の第2棟への反映

### (3) 第2棟運用開始前の燃料デブリ分析について

○これまで、PCV内部調査で採取された堆積物試料について、構外の既存分析施設に輸送し分析を実施してきている※1。

○この実績を踏まえ、ウランやプルトニウムを多く含む可能性のある堆積物について、既存分析施設に輸送し分析する計画を進めてきており、そのための輸送の方法や、分析項目についても検討が進んでいる※2。



TEM分析結果

1号機PCV底部堆積物のTEM分析結果※1  
(立方晶、正方晶は結晶構造の分類の名称)

評価項目例【分析装置・手段例】	分析結果の活用例
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ウランとジルコニウム混合酸化物の組成</li> <li>・Gd含有率</li> <li>・鉄の酸化状態、ホウ素含有率</li> </ul> 【SEM-EDS、TEM-EDS、ICP-MS】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・微細構造(どのような成分がどのように混ざっているか)の情報から、事故がどのように進展したかの推察ができる。</li> <li>⇒この情報はさらに炉内のデブリの分布(どのようなデブリがどれくらいどの範囲に広がっているか)等の推定に繋がる。</li> <li>⇒取出しの計画の立案や、取り出したデブリの収納・保管設備等の設計に役に立つ。</li> <li>・中性子を吸収するガドリニウムやホウ素の含有率は、未臨界管理上重要な情報になる。</li> </ul>
FP分布(セシウム、ストロンチウム濃度等) 【放射線分析、ICP-MS、TIMS】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一部のFP量等の分析から、その場所の核物質がどの程度核分裂したか(燃焼度)が推定可能。</li> <li>⇒燃焼度からFPの初期生成量を推定し、FPの残存率を評価可能。</li> <li>⇒FP残存率は収納・保管設備等の設計に重要な情報になる。</li> </ul>
線量率 【放射線分析】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料デブリの放射線の強さ等は、取り扱い時の被ばく低減方策の検討に役に立つ。</li> </ul>
切断性(硬さ、じん性) 【ビッカース硬度計】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料デブリの切断性の情報は、切断治具の設計等に反映、活用できる。</li> </ul>

#### サンプル分析の目的(※2をベースに解説)

※1)廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第56回)資料3-3より「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」2018/7/26

※2)廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第56回)資料3-3より「原子炉格納容器内部調査、サンプリング及び分析の検討状況について」2018/7/26

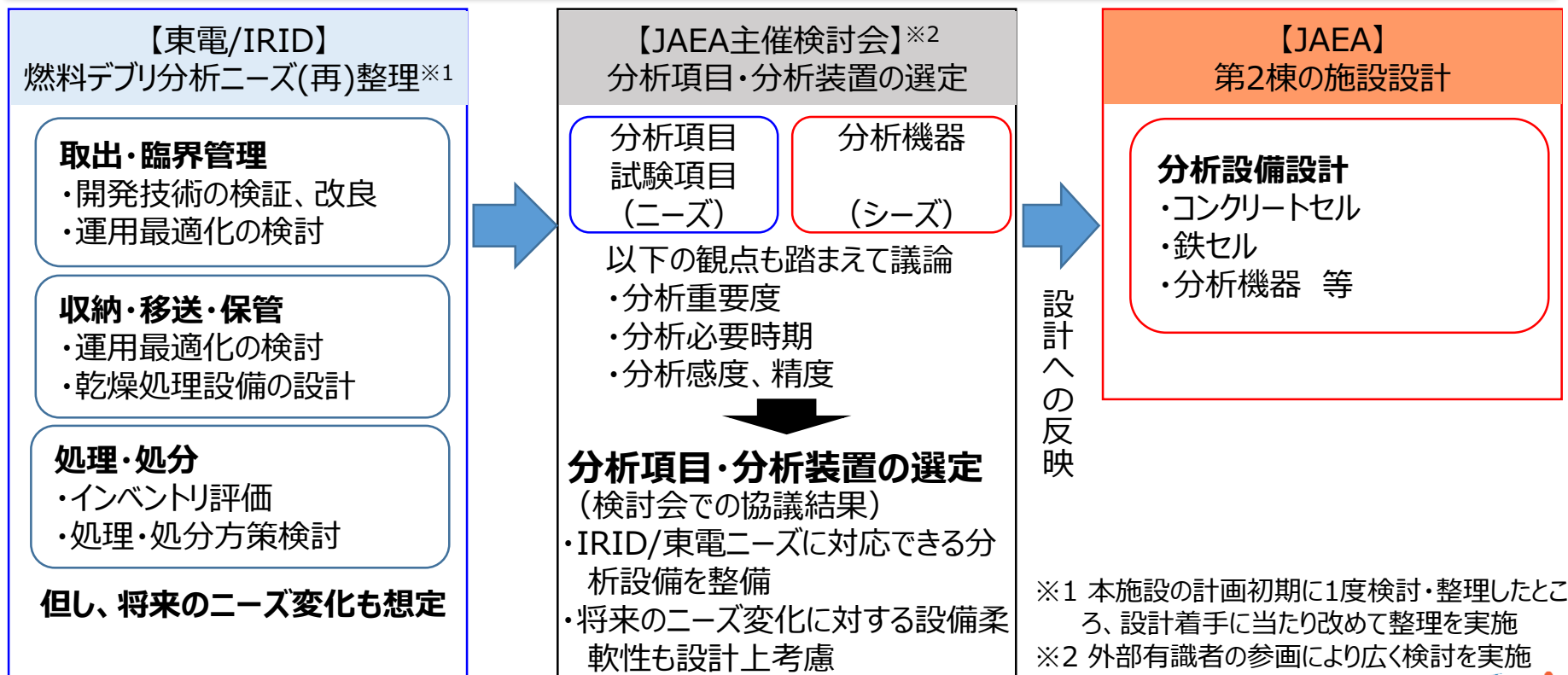
分析装置略称: TEM:透過型電子顕微鏡、SEM:走査型電子顕微鏡、EDS:エネルギー分散型X線分析、ICP-MS:融合結合プラズマ質量分析計、TIMS:表面電離型質量分析計



### 3. 廃炉への分析成果の反映

#### (1) 第2棟における分析項目の選定について (概要)

- ① 廃炉に直接貢献する分析の観点で、技術研究組合廃炉国際研究開発機構(以下「IRID」)、東電にて廃止措置の各工程(取り出し、収納・移送・保管、処理・処分)においてどのような分析ニーズ(分析項目と対応する装置)があるのかを議論した。
- ② 上記を踏まえ、JAEA主催の検討会にて項目と装置の対応や各項目の重要性と優先度について関係機関を含む有識者を交えて整理した。
- ③ 上記を受け、JAEAと原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東電間で協議のうえ、改めて廃炉作業上の必要性や構外の既存分析施設の利用も考慮して導入する設備を検討した。



### 3. 廃炉への分析成果の反映

#### (2) IRID/東京電力による燃料デブリ分析ニーズ再整理

- 燃料デブリの取り出し、取出し中の臨界管理、収納・移送・保管、処理・処分の廃炉作業実施にあたり必要となる分析項目を検討。
- 目的／分析項目概要／分析項目詳細を整理、総合的な優先度を設定。分析項目詳細においては、装置レベルでの検討を実施。
- なお研究開発の進捗及び燃料デブリ取り出し工程の具体化等に伴ってニーズは変動しうることを前提に整理。
  - ・ 分析目的の検討例：
    - － 取出しに係る目的①：運用改善
      - ・ (概要) 取出し工法の検討や装置の設計に用いた設計条件との差異を確認し、フィードバックが必要な場合には装置改良等を実施。
        - － フィルタを用いた粒子状燃料デブリの回収時に粒径等を把握し、フィルタ種類の妥当性確認、改良可能性の検討に貢献。

#### ・ 分析項目詳細の検討例：

大項目	小項目	分析技術/装置	取得する分析データの内容	取出	臨界	保管	処理・処分	必要分析点数の考え方
I. 基礎物性	02. 寸法 (粒径)	湿式レーザー回折装置 ふるい分け装置	粉体の粒度分布	○ △	× △	× △	× ×	サンプル毎
II. 機械的特性	01. 硬さ	マイクロビッカース	燃料デブリの硬度の測定	○	×	×	×	サンプルに含まれるマクロな構造毎、各層毎適宜



### 3. 廃炉への分析成果の反映

#### (3) JAEA検討会における検討内容：検討結果の概要

	分析ニーズ（分析データの反映先）	分析・試験項目
初期(燃料デブリの取出開始から10年程度)	燃料デブリを構成する物質の由来等の推定への反映等	組成-U/Pu含有率 組成-Zr,Fe,Cr,Ni等含有率（SUS等由来） 組成-U同位体組成 組成-FP、CP、アクチニドの核種毎の含有率
	取出等の技術開発に当り想定した条件の妥当性の確認、インベントリ管理への反映等	線量率
	取出等の技術開発に当り想定した条件の妥当性の確認等	形状（粉/粒/塊）、化学形態、表面状態 硬さ、じん性 寸法（粒径）
	燃料デブリの取出し工程への反映等	
	粒子状の燃料デブリの取出し工程への反映等	組成-B含有率（B <sub>4</sub> C等由来） 組成-Gd含有率
	臨界管理への反映等	密度-空隙率（気孔率） 組成-塩分濃度等
	粒子状の燃料デブリの取出し工程への反映、重量評価への反映等	密度-真密度
	保管における腐食に係る評価への反映等	含水率
	保管に係る燃料デブリの物質同定への反映等	有機物含有率
	保管時における水素発生量評価への反映等	水素発生量
水素発生源としての有機物量の考慮への反映等	熱挙動	
中期(燃料デブリ取出開始後5～20年程度、当初計画範囲)	保管における安全評価への反映等	発熱量
	保管における燃料デブリの安定性評価への反映等	
後期燃料デブリ取出開始後10年～)	処理・処分の検討における安全評価への反映等	熱伝導率
	保管における安全評価への反映等	加熱時FP放出挙動

赤字：最重要項目、青字：重要項目、緑字：やや重要な項目

### 3. 廃炉への分析成果の反映

#### (4) 選定した分析項目

- 第2棟と構外の既存分析施設で廃炉作業に必要な分析項目を実施できる体制を構築する。
- なお、事故進展の研究に必要な分析項目も、概ね網羅されていることを確認した。現行分析項目で読めない燃焼度等についても、ICP-MSでのNd-148の分析可否等の検討を進める。**
- 分析ニーズは設計・建設・運用中にも変わりうるとの認識のもと、柔軟な対応を目指す。

【成果の反映先】	⑤	④	③	②	①
① 取出し時の臨界安全の確認					
② 取出し作業時の線量、ガス挙動の把握					
③ 取出し工法へのフィードバック					
④ 収納・移送・保管にあたっての安全確認・評価					
⑤ 処理・処分方策の検討					
【第2棟の分析項目※】					
線量率			○	○	
核種インベントリ、組成	○	○		○	○
形状、化学形態、表面状態			○		
寸法（粒径）			○		
密度（空隙率）		○			
硬さ、じん性			○		
熱伝導率、熱拡散率	○				
組成（塩分濃度、SUS等含有率）	○	○	○		
有機物含有量	○	○			
含水率		○			○
水素発生量		○			
加熱時FP放出挙動	○	○		○	

※）一部は将来設置を想定

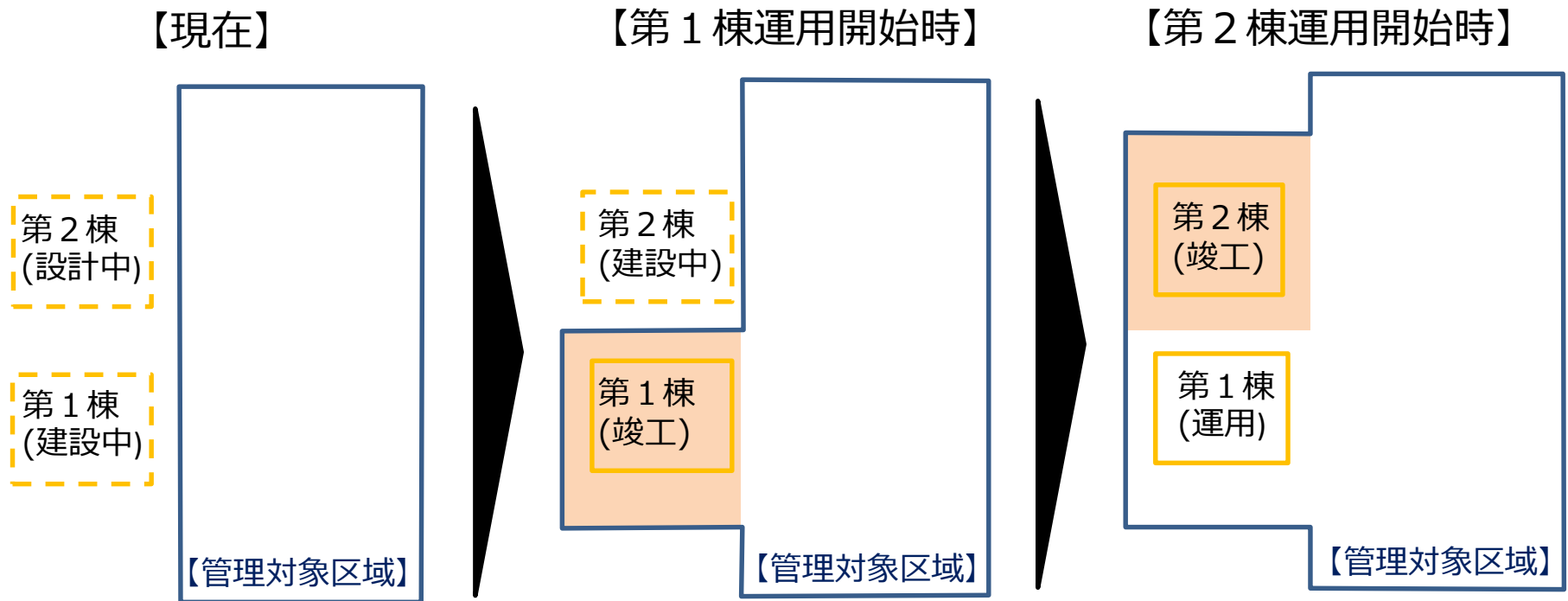
放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(第2棟放射性廃棄物等の処理・保管について)

2020年7月29日

東京電力ホールディングス株式会社  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

# 1. はじめに

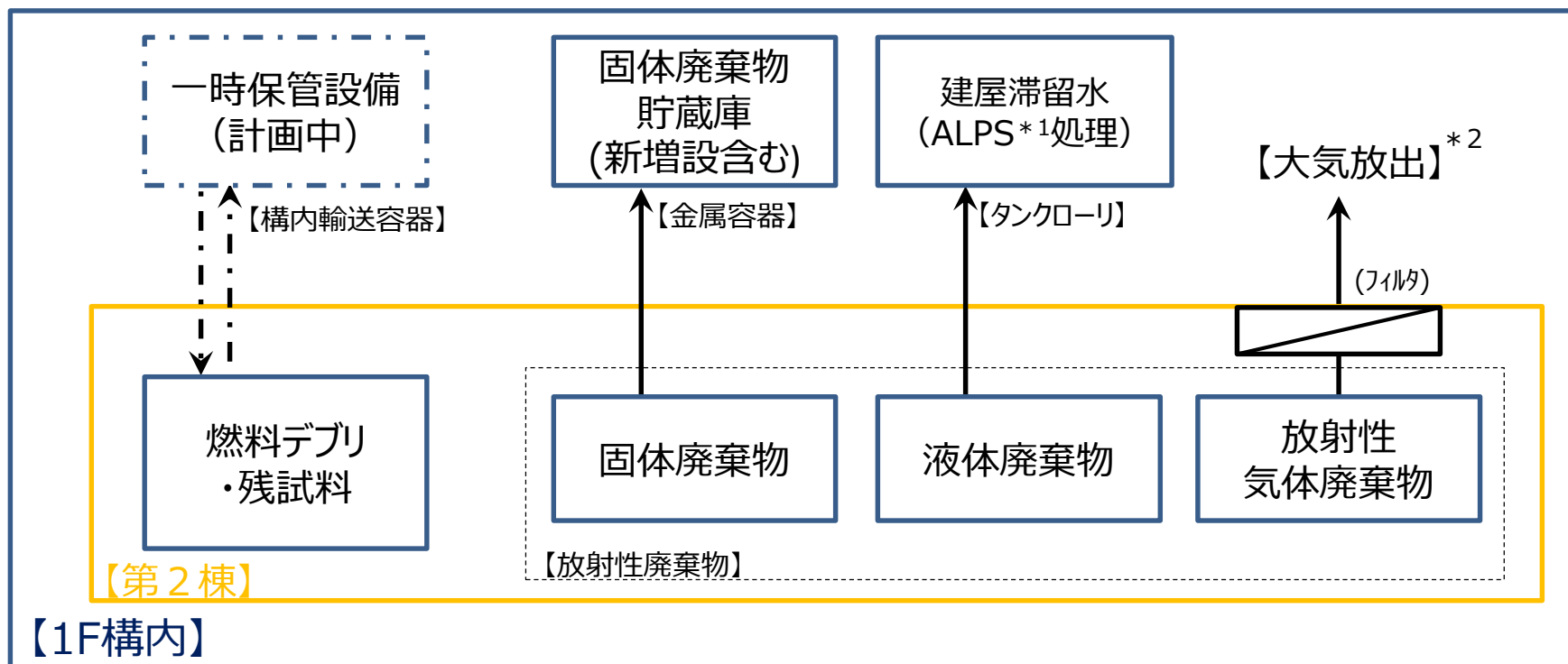
- 1F管理対象区域は、第1棟及び第2棟の運用開始にあわせ順次拡大する。これにより、従来の1F構内と第2棟間の輸送は構内輸送となる。



## 2. 第2棟で発生する放射性廃棄物等の処理・保管

### (1) 概要

- 第2棟で発生する放射性廃棄物等は下図に示すように、各々処理・保管を行う。



\*1：多核種除去設備

\*2：放射性物質の濃度が告示（東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」（平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号）を下回ることを確認

### (2) 残試料

#### 【残試料】

- 燃料デブリからサンプルを取得した後の残試料やその際の加工くず等は、一時保管設備に回収・保管する。
- 移送については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則」第14条の2に規定された工場又は事業所において行われる運搬に従って輸送する。  
なお、本条の第3項「**第一項第二号から第四号まで及び第七号から第十号までの規定は、管理区域内において行われる運搬については、適用しない。**」とあるため、従来の1F構内と第2棟間の輸送にも適用されない。
- 一方で、第2棟では作業員の被ばく線量低減の観点から、燃料デブリ等を収納、受け入れる際は輸送容器を用いて行い、この線量率についてはB型輸送物並み（同等）の値以下（表面2mSv/h以下、1m離れた場所で100 $\mu$ Sv/h以下）にて運用する。

## 2. 第2棟で発生する放射性廃棄物等の処理・保管

### (3) 固体廃棄物

#### 【固体廃棄物】

- 通常の実施に伴い発生する可燃固体廃棄物（紙類、木類、プラスチック類、ゴム類）、不燃固体廃棄物（金属くず、塩ビ類、イオン交換樹脂、他）、ならびにデブリ加工治具類や後述する $\alpha$ 核種含有廃液を固形化したものは、既存の固体廃棄物貯蔵庫または今後新增設する固体廃棄物貯蔵庫にて保管管理する。

### (4) 液体廃棄物

#### 【液体廃棄物】

- 事故によって機能喪失した1～4号機、プロセス建屋の分析施設で発生していた分析廃液は、建屋サンプに集水されていたため、滞留水中には既に化学薬品を含む分析廃液が混在している。更に、事故後の構内既存分析施設から発生する分析廃液は、RO処理水、サブドレンなど、構内で採取した試料を分析し発生したものであり、これに前処理などで発生する僅かな化学薬品を含有したものであることから、滞留水に混在処理している。
- JAEAの放射性物質分析・研究施設で発生する分析廃液は、既存分析施設同様に構内試料の分析に伴い発生するものであり、含まれる放射性物質も事故起因によるものである。従い、**既存分析施設同様に滞留水に混在処理を行う計画**としている。なお、第2棟では $\alpha$ 核種が主な放射線源になる廃液も発生するが、これは固形化等により廃液として払い出さない。



### (5) 気体廃棄物

---

#### 【気体廃棄物】

- 第2棟において高性能フィルタにて放射性物質を除去し、排風機を介して第2棟の排気口より大気放出する。
- 第2棟の排気口から放出される放射性物質の濃度は、試料放射能測定装置にて告示※<sup>1</sup>に定める濃度限度を下回ることを確認する。

※1:東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」(平成二十五年四月十二日原子力規制委員会告示第三号

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る  
実施計画の変更認可申請について  
(臨界管理の方法について)  
6月30日面談資料改訂版

2020年7月29日

東京電力ホールディングス株式会社  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



# 1. 臨界管理の方法(1/2)

一部改訂

第2棟は、核燃料物質を含む燃料デブリ等を取り扱うため、臨界防止のための方策を講ずる。第2棟では、燃料デブリ等を取扱量及び形状を制限することで、燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達しない設計とする。

コンクリートセルでは、燃料デブリ等を分析試料として取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため**質量管理**で**臨界管理**を行う。

試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管する設備で、XXXXXXXXXXに設置する。

XXXXXXXXXXがあり、各XXXXXXXXXXに燃料デブリ等(XXXX以下)を収納した容器をXXXXまで積み上げて保管する。最大容量はXXXXXXXXXX、XXXXである。

試料ピットでは、**質量管理及び形状管理**※で**臨界管理**を行う。

※ 複数の燃料集合体を収納する場合には収納間隔を制限したラック、溶液状の核燃料物質を取扱う場合には厚さを制限した平板型、円環状の槽を用いるなど、核燃料物質を収納する容器等の形状や寸法を制限することで、臨界とならないよう管理することを一般的に形状管理という。

第2棟の形状管理では、燃料デブリ等を収納する試料ピットのXXXXXXXXXXの径、間隔等を制限することで、臨界とならないよう管理する。

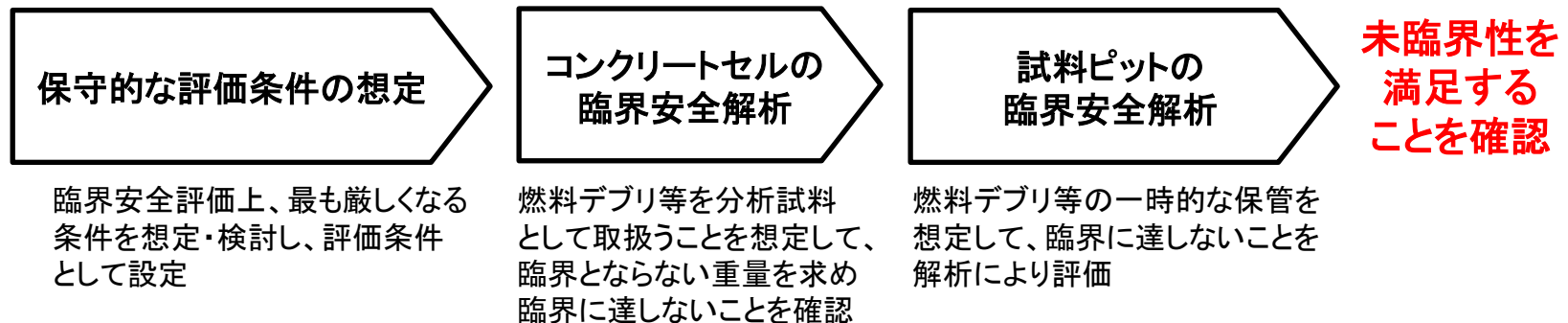


## 2. 臨界安全評価の基本方針

第2棟で想定する燃料デブリ等の最大取扱量及び臨界管理方法を下表に示す。

取扱場所	最大取扱量	臨界管理方法
コンクリートセルNo.1～4: 合計	■	質量管理
試料ピット ■	■	質量管理及び形状管理

また、以下のフローに基づき、未臨界性を満足することを確認する。なお、未臨界性の判断基準は、中性子実効増倍率( $k_{eff}$ )に標準偏差の3倍( $3\sigma$ )を加えた値が0.95以下※<sup>1</sup> となることとする。



※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

### 3. 保守的な評価条件の想定

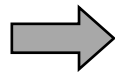
- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されていると想定する。
- 酸化物と比較して核分裂性物質の重量割合が高くなる金属を想定する。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、未照射燃料を想定する。

さらに、1F 1及び2号機、並びに3号機の $UO_2$ 燃料及びMOX燃料について比較・検討を行い、臨界安全評価上、厳しいもので評価を行うこととした。

## 4. 比較に用いる燃料組成の検討(1/2)－UO<sub>2</sub>燃料－

1F 1～3号機に装荷されたUO<sub>2</sub>燃料(未照射)の<sup>235</sup>U濃縮度に基づき、UO<sub>2</sub>燃料の燃料組成を核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定した。

	実績値[wt%]
<sup>235</sup> U濃縮度	■



	評価値[wt%]
	■

核分裂性物質である<sup>235</sup>Uの濃縮度を保守的に ■ とした。

$$^{235}\text{U濃縮度} = \frac{^{235}\text{U}}{\text{U}} \times 100$$

## 4. 比較に用いる燃料組成の検討(2/2)－MOX燃料－

1F 3号機に装荷されたMOX燃料(未照射)のPu含有率等に基づき、MOX燃料の燃料組成を核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定した。

	実績値[wt%]		評価値[wt%]
Pu含有率	■	→	■
<sup>235</sup> U濃縮度	■		■*

$$\text{Pu含有率} = (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) / (\text{U} + \text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

$${}^{235}\text{U濃縮度} = {}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100$$

- ① Pu + <sup>241</sup>Amの含有率を ■ とした。
- ② <sup>235</sup>Uの濃縮度を ■\* とした

※ ${}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100 = \text{■}$  は  
 ${}^{235}\text{U} / (\text{U} + \text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100 = \text{■}$  に相当

### ・ Pu同位体組成等

核種	実績値[wt%]		評価値[wt%]	
■		→	■	

$$\text{組成} = \text{核種} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

中性子を吸収する核種である ■ の存在比 (■) を ■ に加えた。また、■ の存在比を小数点以下で切捨て、その分 (■) を ■ に加えた。

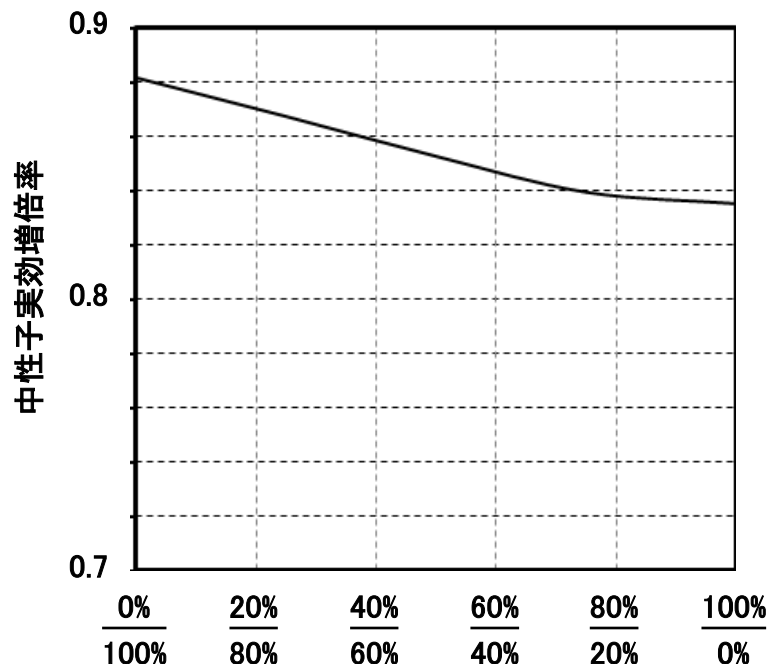


## 5. $UO_2$ 燃料とMOX燃料の比較検討

$UO_2$ 燃料とMOX燃料を比較した場合、MOX燃料の方が臨界安全評価上、厳しい評価となる。

また、1F 3号機には、 $UO_2$ 燃料及びMOX燃料が装荷された。これらの核燃料については、溶けて混ざり合っていることが想定されるため、「4. 比較に用いる燃料組成の検討」の検討結果を用い、 $UO_2$ 燃料とMOX燃料の割合をパラメータとして、臨界安全評価上、最も厳しい評価（中性子実効増倍率が最大）となる条件を検討した。

その結果、**燃料デブリ等をMOX燃料とした場合が厳しい条件**となる。



$UO_2$ 燃料とMOX燃料の割合(上段が $UO_2$ 燃料、下段がMOX燃料の割合を示す)

## 6. 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成

これまでの想定・検討結果を踏まえ、以下の条件で臨界安全解析を行う。

	評価値[wt%]
Pu含有率	■■■■■
<sup>235</sup> U濃縮度	■■■■■

※ $^{235}\text{U}/\text{U} \times 100 = \text{■■■■■}$  は  
 $^{235}\text{U}/(\text{U} + \text{Pu} + ^{241}\text{Am}) \times 100 = \text{■■■■■}$  に相当

$$\text{Pu含有率} = (\text{Pu} + ^{241}\text{Am}) / (\text{U} + \text{Pu} + ^{241}\text{Am}) \times 100$$

$$^{235}\text{U濃縮度} = ^{235}\text{U}/\text{U} \times 100$$

### ・ Pu同位体組成等

核種	評価値[wt%]
■■■■■	■■■■■
■■■■■	■■■■■
■■■■■	■■■■■
■■■■■	■■■■■

$$\text{組成} = \text{核種} / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am}) \times 100$$

## 7. コンクリートセルの臨界安全解析(1/3)

コンクリートセルにおいて、臨界に達しない重量を評価した。

コンクリートセルでは、燃料デブリ等の受入、外観確認、切断、溶解等を行うため、固体、粉体及び液体の形態が想定される。このうち溶解処理中において、Pu濃度の高い残渣・沈殿が発生する場合を考慮して、臨界安全評価上、最も厳しいPuと水の混合物(非均質性)で臨界に達しない重量を評価した。

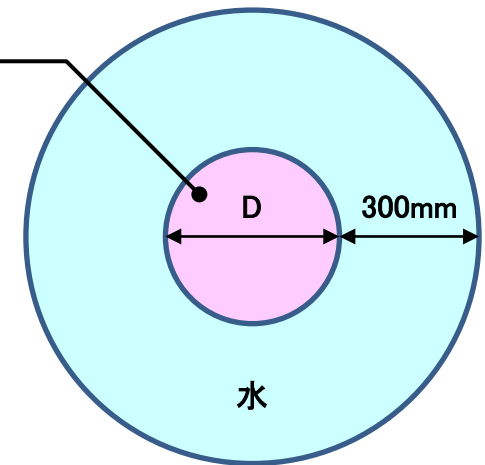
### ① 解析条件

(1) 解析コード : MVP2.0  
(連続エネルギーモンテカルロコード)

### (2) 解析モデル

- 表面積が小さく、中性子の漏れの少ない球とする。
- 燃料デブリ等はPuと水の混合物とする。  
また、Puは非均質性を考慮して粒子状とする。
- Puと水の混合物の直径(D)は、Puの粒径及び粒子間距離から求められ、保守的な結果となるように設定する。
- 十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)の水反射と仮定する。

Puと水の混合物  
(Puは粒子状)

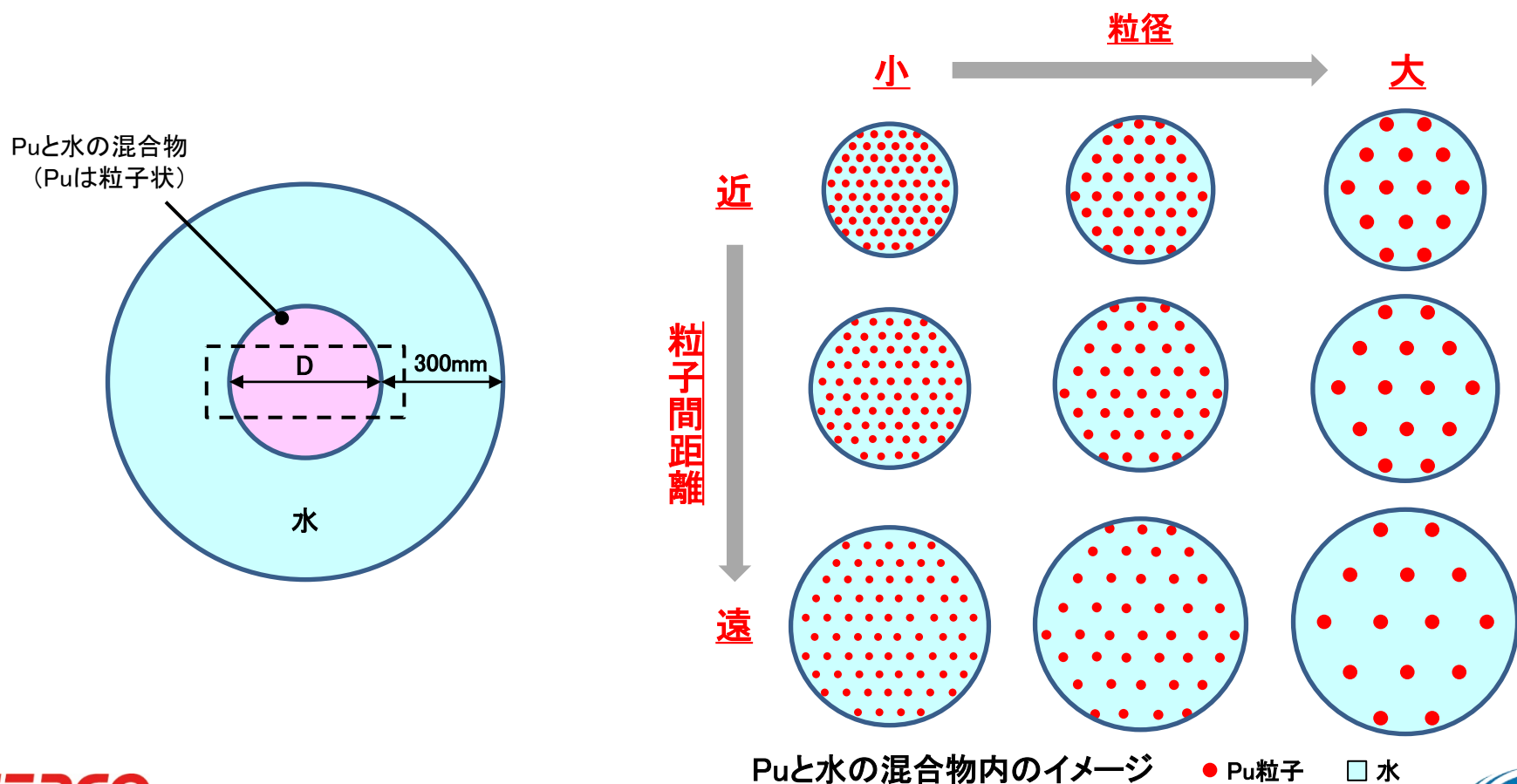


解析モデル

## 7. コンクリートセルの臨界安全解析(2/3)

一部改訂

コンクリートセルの臨界安全解析では、Puと水の混合物の直径(D)を臨界安全評価上、最も厳しい評価(中性子実効増倍率が最大)となるように設定した。評価においては既存核燃料サイクル施設の使用済燃料の溶解工程での臨界安全評価と同様に、直径(D)は、粒子状のPuの粒径と粒子間の距離により変化させた。

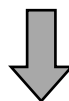


## 7. コンクリートセルの臨界安全解析(3/3)

### ② 解析結果

(1) 臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]  
( $k_{eff} + 3\sigma$  が  $0.95^{*1}$  となる時の重量)

(2) 二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]  
(上記(1)に二重装荷を考慮した安全係数  $0.43^{*2}$  を乗じる)



燃料デブリ等 [REDACTED] に含まれるPuの重量は [REDACTED] であり、さらに $^{235}\text{U}$ を加えた重量は [REDACTED] であり、二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量 [REDACTED] を下回り、**臨界に達することはない。**

Pu : [REDACTED]

$^{235}\text{U}$  : [REDACTED]

[REDACTED]

(「6. 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成」に示す燃料組成で評価した重量)

※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

※2: 『Guide de Criticité』, CEA-R3114, COMMISSARIAT A L'ÉNERGIE ATOMIQUE (1967)

## 8. 試料ピットの臨界安全解析(1/4)

試料ピットにおいて、中性子実効増倍率を解析によって求め、臨界に達しないことを評価した。

試料ピット内に最大取扱量である■■■■の燃料デブリ等が保管されている状態を想定した。また、解析モデルには試料ピットの■■■■の径・深さ、各■■■■の間隔を考慮した。

加えて、燃料デブリ等を収納した容器を試料ピットから取り出す際を考慮し、最大取扱量■■■■と保守的に仮定して評価した。

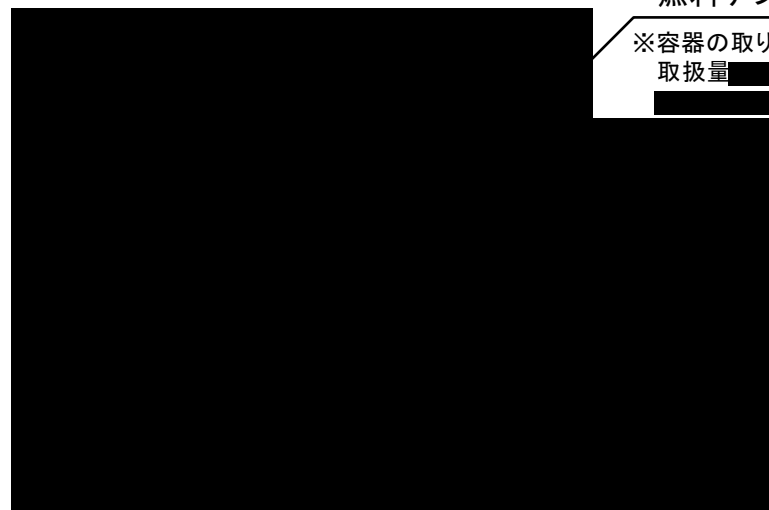
### ① 解析条件

- (1) 解析コード : MVP2.0(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)
- (2) 解析上の燃料デブリ等の量: 最大取扱量■■■■

## 8. 試料ピットの臨界安全解析(2/4)

### (3) 解析モデル

- 容器内の燃料デブリ等は、粒子状のMOX燃料と水の混合物とする。
- 粒子状のMOX燃料の粒径及び粒子間距離は、保守的な結果となるように設定する。
- 容器中の燃料デブリ等の中性子相互作用を保守的に考慮するように、燃料デブリ等を収納している容器及び試料ピットの蓋を解析上、考慮しないものとする。
- ██████████の雰囲気は空気であるが、試料ピット上部を十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)の水反射と仮定する。

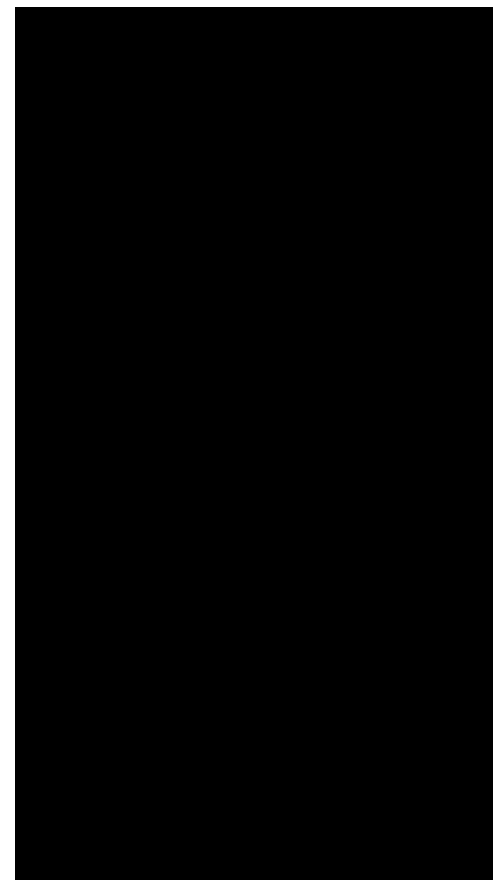


A-A断面図 (単位:mm)

燃料デブリ等を収納した容器

※容器の取り出しを考慮し、試料ピットの最大取扱量 ██████████

として評価

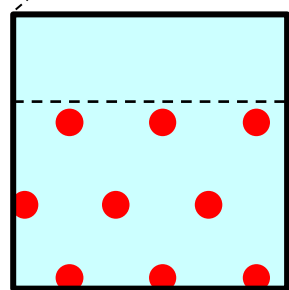
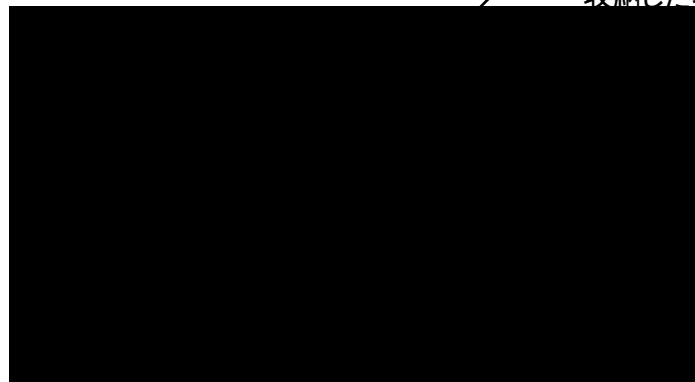


平面図 (単位:mm)

## 8. 試料ピットの臨界安全解析(3/4)

試料ピットの臨界安全解析では、粒子状のMOX燃料の粒径と粒子間の距離を変化させ、臨界安全評価上、最も厳しい評価(中性子実効増倍率が最大)となる条件を検討した。なお、粒子間の距離は、粒子状のMOX燃料と水の混合物中の水の体積により変化させた。

燃料デブリ等(■)を  
収納した容器



解析上、水の反射体として扱う領域

粒子状のMOX燃料と水の混合物  
※粒子間距離は水の体積により  
変化させる(右表)

● 粒子状MOX燃料 □ 水  
容器内のイメージ

		粒径		
		小	→	大
粒子間距離	近			
	↓			
	遠			



## 8. 試料ピットの臨界安全解析(4/4)

---

### ② 解析結果

試料ピットにおいて、容器に収納された燃料デブリ等の一時的な保管を想定した場合の中性子実効増倍率は0.92である。これは、未臨界性の判断基準である 0.95※ を下回り、**臨界に達することはない。**

※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

## 9. 第2棟における臨界管理

第2棟では、燃料デブリ等を取扱量及び形状を制限することで、燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達しない設計とする。

- コンクリートセルでは、燃料デブリ等の最大取扱量を■■■とする**質量管理**を行う。
- 試料ピットでは、**質量管理及び形状管理**を行う。試料ピットは、■■■■から成り、各■■■■に燃料デブリ等(■■■以下)を収納した容器を■■■まで積み上げて保管する。最大容量は■■■■、■■■■である。  
また、■■■■、■■■■及び各■■■■の間隔■■■■で形状を制限する。

以上の設計にて、臨界安全評価を行い、**臨界に達しないことを確認**した。