

# 高レベル放射性物質研究施設（CPF） の核燃料物質使用変更許可申請について

令和3年（2021年）8月26日

環境技術開発センター 再処理技術開発試験部  
研究開発第1課

# 施設概要



## 各階の主な設備

- 3F：メンテナンスエリア（クレーン30t／5t）
- 2F：試験エリア（グローブボックス、フード）
- 1F：試験エリア（コンクリート遮蔽セル）
- B F：排風機／貯槽エリア（排気ブロワ、フィルタ、貯槽等）



フード



コンクリート遮蔽セル

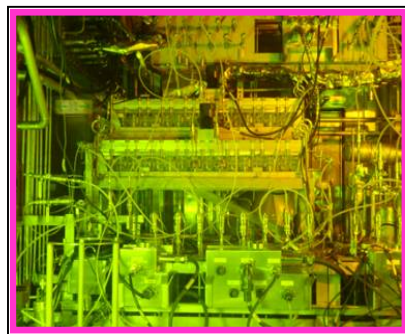


グローブボックス

# CPFの主な役割

## (1) 高速増殖炉燃料の再処理技術に関する研究

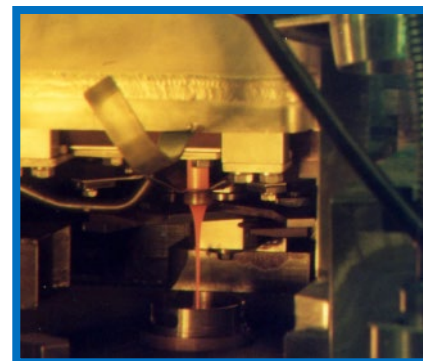
- ①高速実験炉「常陽」照射済燃料等を用いた湿式ホット基礎試験
- ②酸化物の未照射燃料を用いた乾式ホット基礎試験



遠心抽出器による抽出試験

## (2) 高レベル放射性廃液の処理・処分技術に関する研究

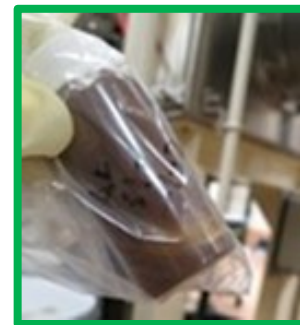
- ①TRP実高レベル廃液を用いたガラス固化に関するホット基礎試験



ガラス流下試験

## (3) 核燃料サイクル技術に関連する基礎研究

- ①原子力災害の収束(汚染水処理等)に関する基礎試験、及び各種分析等



汚染水処理二次廃棄物の分析

# 1. 本申請の背景

- 最新の「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」では、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の燃料デブリ取り出し及びデブリ分析が計画されている。
- 取り出された試料は、燃料デブリを取り扱うための使用許可を取得した施設の中から、サンプルや分析目的に適した施設に依頼することとなっている\*1。
- 高レベル放射性物質研究施設（以下「CPF」という。）では、少量の燃料デブリの分析を行うために必要な変更許可申請を実施する。
- その他、本件に併せて記載の適正化に関する申請を実施する。

\*1 福島第一原子力発電所で取得した原子炉格納容器内で採取した堆積物等の構外分析について、東京電力ホールディングス株式会社(2019)

# 1.1 CPFにおける1F燃料デブリの分析項目

CPFにおける1F燃料デブリの分析計画は、国の廃炉・汚染水対策事業で進められているプロジェクトに対応しており、以下のとおりである。

区分	「少量燃料デブリ」の分析 (UやPuの割合が高い可能性があるもの)
輸送分類	A型輸送
質量 (1回あたりの輸送量)	数 g 程度
分析項目	元素分析、結晶構造分析、放射線測定等* (例：元素分析に必要な量 0.05g) * 既許可範囲内の分析を行う。

## 2. 1F燃料デブリ分析の追加に伴う変更内容

### 本文

- 使用の目的に1F燃料デブリ分析に関する事項を追加
- 使用の方法に1F燃料デブリ分析に係る具体的な手順を記載
- 貯蔵施設の位置、構造及び設備に除染室内貯蔵施設を追加

### 添付書類1

- 1F燃料デブリ分析に係る具体的な安全対策を記載

### 添付書類2

- 変更なし

## 2.1 1F燃料デブリ分析の安全設計基本方針

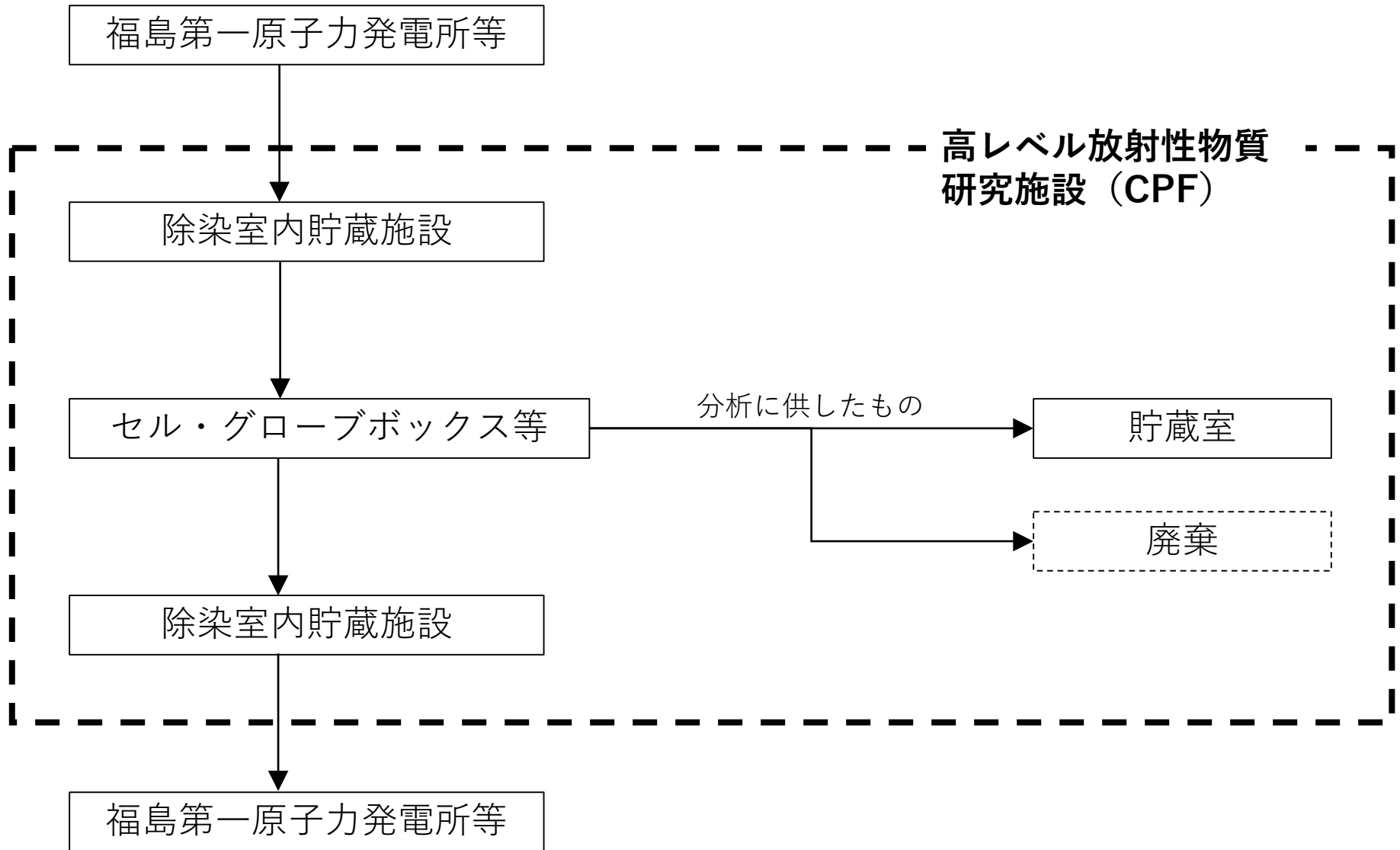
### 【前提条件】

- ① 1F燃料の情報から想定される、厳しい線源条件で被ばく評価を行う。
- ② 金属等の化学的活性を持つ物質が含まれる可能性を考慮する。
- ③ 放射線分解による水素発生を考慮する。

### 【基本方針】

- 全ての作業において、作業員の内部被ばくのリスクが十分小さいこと、遮蔽が十分であること。（作業員被ばく）
- 1F燃料デブリの取扱いにおいて、気密性が維持されていること。（閉じ込め）
- 全ての作業において臨界に達することがないこと。（臨界）
- 化学的活性を持つ試料の取り扱いで、火災による延焼がないこと。（火災）
- セル及びグローブボックスでの取り扱いにおける水素ガスの発生に対して、爆発が生じないこと。（爆発）
- 事故の発生において、放射線被ばくのリスクが小さいこと。（公衆被ばく）
- 自然災害を含む外的事象の発生において、公衆に過度の放射線被ばくを及ぼさないこと。（公衆被ばく）

## 2.2 CPFにおける1F燃料デブリ分析フロー（概要）





## 3. 被ばく評価

### 3.1 除染室内貯蔵施設の遮蔽評価

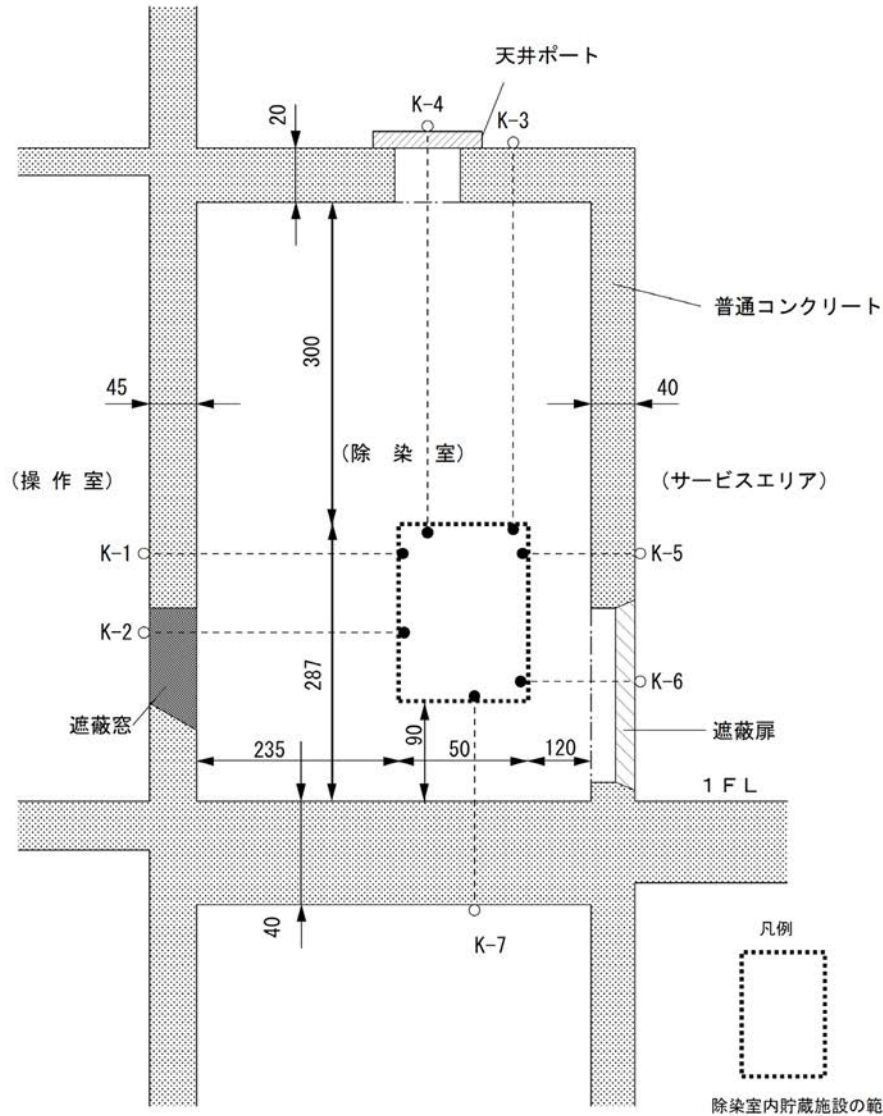
#### (1) 計算条件

- 初期燃料組成、断面積ライブラリ、燃焼度をパラメータとして、冷却期間を踏まえて計算を行い線源条件を決定した。
  - 除染室内貯蔵施設の位置と外観を図3-1に示す。
  - 除染室内貯蔵施設と遮蔽体の配置（図3-2）から評価点での線量当量率が最も高くなる条件で評価した。
  - 放射線遮蔽材は、セルの構造材（普通コンクリート、鉛ガラス、鉛、鉄）とした（表3-1）。
- ✓  $\gamma$ 線のスペクトルは「ORIGEN2.2」を使用し、中性子線のスペクトルは「ORIGEN-S」を使用した。
  - ✓  $\gamma$ 線の評価は、点減衰核法を用いた遮蔽計算コード「QAD-CGGP2R」で行った。
  - ✓ 中性子線の評価は、次元輸送法を用いた遮蔽計算コード「ANISN」で行った。
  - ✓  $\gamma$ 線強度から線量当量率へのエネルギーごとの変換係数は添付書類1の表2.6、中性子線の変換係数は添付書類1の表2.7に示すものを用いた。



図 3 - 1 除染室内貯蔵施設の位置と外観

(2階)



(1階)

(地下)

● 線源位置 ○ 線量当量率評価位置 (単位: cm)

(断面図)

図 3-2 計算モデル(除染室内貯蔵施設)

表 3-1 遮蔽能力評価の条件

設備名	評価位置		ガンマ線による線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)	中性子による線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)	全線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)	設計基準線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)
	番号	位置名				
ビン 貯蔵ピット	G-1	ピットの蓋	30.4	3401.1	3431.5	
	G-2	ピット周辺構造部	81.8	505.2	587.0	
	G-3	ピットの側壁	60.1	~0	60.1	200
固化体 貯蔵ピット	H-1	ピットの蓋	1453.0	4149.7	5602.7	
	H-2	ピット周辺構造部	1030.0	472.1	1502.1	
	H-3	ピットの側壁	128.0	0.7	128.7	200
EPMA 付属セル	I-1	窓の外側	9.6	0.5	10.1	200
	I-2	壁の外側	43.8	3.6	47.4	
物性評価 セル	J-1	窓の外側	38.4	0.2	38.6	200
	J-2	壁の外側	117.1	1.8	118.9	
除染室内 貯蔵施設	K-1	操作室の壁	9.2	~0	9.2	12.5
	K-2	遮蔽窓	0.3	~0	0.3	
	K-3	天井	159.1	~0	159.1	200
	K-4	天井ポート	6.5	0.1	6.6	
	K-5	背面壁	54.7	~0	54.7	
	K-6	遮蔽扉	9.5	0.2	9.7	
	K-7	床	83.0	~0	83.0	6.25
	K-8	側壁	0.8	~0	0.8	

## 3.1 除染室内貯蔵施設の遮蔽（続き）

### (2) 評価結果

- MOX燃料よりもUO<sub>2</sub>燃料が最も厳しい評価結果となった。
- UO<sub>2</sub>燃料で評価した結果、全ての線量率評価点において、設計準線量当量率を超えない（表3-2）。

表 3-2 各評価位置における線量当量率

評価点 番号	線量当量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ )						設計基準 線量当量 率 ( $\mu\text{Sv/h}$ )
	UO <sub>2</sub> 燃料デブリ			MOX燃料デブリ			
	$\gamma$ 線	中性子線	合計	$\gamma$ 線	中性子線	合計	
K-1	9.2	0.0	9.2	0.9	0.0	0.9	12.5
K-2	0.3	0.0	0.3	0.0	0.0	0.0	
K-3	159.1	0.0	159.14	18.4	0.0	18.4	200
K-4	6.5	0.1	6.6	0.4	0.0	0.5	
K-5	54.7	0.0	54.7	5.7	0.0	5.8	
K-6	9.5	0.2	9.7	0.9	0.0	0.9	
K-7	83.0	0.0	83.0	8.7	0.0	8.7	
K-8	0.8	0.0	0.8	0.1	0.0	0.1	

## 3.2 放射線業務従事者の外部被ばく評価

本施設の外部被ばく対策は、セル、貯槽室、その他の設備の側壁、窓、天井、床等の放射線業務従事者等の近づく側の線量当量率をあらかじめ決められた設計基準線量当量率以下にすることは当然ながら、さらに、個人線量計の着用や核燃料物質使用計画の作成等により、申請書に記載された最大の量の核燃料物質を使用する場合において、作業者の外部被ばく線量を1mSv/週、50mSv/年及び100mSv/5年以下となるよう管理する。

放射線業務従事者の線量評価は、表3-3に示すCPFの使用の目的、使用の方法、主な作業内容を考慮して、同一人物が表3-4に示す既許可の当該管理区域内作業を実施した場合を評価したものであるが、実際にはALARA (As Low As Reasonably Achievable) の原則に則り、作業時間、人員配置の適正化を図り被ばく量低減に努める。

放射線業務従事者の線量評価の実施結果は、使用変更許可申請書の添付書類1の第2項「遮蔽」に関する安全性評価結果として、「4.7 放射線業務従事者の外部被ばく対策のまとめ」に記載した。

表3-3 CPFの使用の目的、使用の方法、主な作業内容

使用の目的	使用の方法	主な作業内容
<p>新型炉燃料の再処理技術に関する研究</p>	<p>高速実験炉「常陽」の炉心燃料等を用い、燃料ピンのせん断、溶解、分離等の湿式再処理試験、基礎化学試験及び付帯する分析を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・セル作業（A系列）</li> <li>・脱硝転換作業</li> <li>・物品搬入設備の作業</li> </ul>
<p>高レベル放射性廃液の処理・処分技術に関する研究</p>	<p>高レベル放射性廃液のガラス固化試験、固化体の貯蔵試験、物性試験及び付帯する分析を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・セル作業（B系列）</li> <li>・物性評価セル及びグローブボックス作業</li> </ul>
<p>核燃料サイクル技術に関連する基礎研究</p>	<p>①材料に関する基礎試験、分析            溶解液、高レベル放射性廃液等を使用して、材料の腐食試験を行う。また、腐食試験に用いた試料及び他施設で汚染された試料を使用して、評価試験、分析を行う。</p> <p>②有用金属の回収技術に関する基礎試験、分析            高レベル放射性廃液から有用金属を回収する技術に関する基礎試験、分析を行う。</p> <p>③施設内機器を用いた基礎試験、分析            上記①、②のほか、本施設の設備を利用し、核燃料サイクル技術に関連する技術及び原子力災害の収束に関する基礎試験、分析を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・GA-9グローブボックス作業（最大取扱放射能相当の線源の取扱い）</li> <li>・その他のグローブボックス作業</li> </ul>

表3-4 既許可の管理区域内作業と線量率、作業時間

既許可の管理区域内作業	作業内容	線量率	作業時間
各作業におけるグローブボックス表面の線量率は25 $\mu$ Sv/hを下回ることから、1週間の最大作業時間数40時間を考慮しても、推定実効線量は1 mSv/週を超えることはない。	グローブボックス作業	25 $\mu$ Sv/h	40h/週
物性評価セル外表面線量当量率は、最大118.9 $\mu$ Sv/hである。本設備における作業時間は、年間50~100時間程度である。	物性評価セル	118.9 $\mu$ Sv/h	100h/年
セル内への物品の搬入及びセル内機器等の搬出時は、セル内に高線量当量率の分析試料等がないことを確認した後、天井ポートを開く。また、セル内機器等を搬出する場合は、搬出物の表面線量当量率が200 $\mu$ Sv/h以下であることを確認する。本設備における作業時間は、年間50~100時間程度である。	物品搬入設備の作業	200 $\mu$ Sv/h	100h/年
GA-9グローブボックスの最大取扱放射能相当の線源を取り扱う作業におけるグローブボックス外表面線量当量率は、最大61.3 $\mu$ Sv/hである。本設備における作業は、年間100時間程度である。	GA-9グローブボックス作業	61.3 $\mu$ Sv/h	100h/年
廃棄物貯蔵庫は、遮蔽窓の表面線量率が11.5 $\mu$ Sv/hであり、放射線業務従事者が年間24日、1日に5時間廃棄物取扱い作業を行う。	廃棄物貯蔵庫作業	11.5 $\mu$ Sv/h	120h/年
放射線業務従事者がコンテナから10cmの距離で作業するとした場合、その位置での線量率は150 $\mu$ Sv/hとなる。年間24日、1日に5時間廃棄物取扱い作業を行う。	廃棄物取扱い作業	150 $\mu$ Sv/h	120h/年



# 放射線業務従事者の外部被ばく対策のまとめ (添付書類 1 [2] 遮蔽4.7項抜粋)

高レベル放射性物質研究施設における管理区域内作業は、核燃物質等の使用目的に応じて多種にわたる作業を行う。放射線業務従事者の外部被ばくによる実効線量は、対象とする作業内容ごとに年間作業時間と実効線量率を考慮して算出する。

算出した放射線業務従事者の外部被ばくによる実効線量を表2.19に示す。

また、個人の作業別の被ばく線量や年度内累計の被ばく線量は、個人線量計の着用や核燃料物質使用計画の作成等により実効線量が20mSv/年を超えないように管理することから、線量告示に示す放射線業務従事者の被ばく限度である50 mSv/年及び100 mSv/5年を超えることはない。

表 2.19 放射線業務従事者の実効線量推定結果

評価作業	作業内容 (作業場所)	年間作業時間 (h/人)	実効線量率 ( $\mu$ Sv/h)	年間の外部被ばくによる 実効線量 (mSv/人)
湿式再処理 試験	セル作業 (A系列)	1000	0.5	0.5
	脱硝転換作業	200	25	5
	物品搬入設備	90	50	4.5
		10	200	2
合計				12
ガラス固化試験、 固化体の貯蔵試験等	セル作業 (B系列)	1000	0.5	0.5
	物性評価セル、 グローブボックス	220	50	11
		20	118.9	2.4
合計				13.9
基礎化学試験	GA-9	100	61.3	6.2
	その他のグローブボックス	300	25	7.5
	合計			
施設管理	廃棄物貯蔵庫	120	11.5	1.4
	固体廃棄物の 取扱い	100	50	5
		20	150	3
	巡視・点検・ 保守等	200	25	5
合計				14.4
1F 燃料デブリ の分析	搬出入、 施設間移動等	10	200	2
	結晶構造分析	50	200	10
	溶液化、 化学分離等	500	0.5	0.3
	元素分析、 同位体組成分析等	200	25	5
合計				17.3

# 3.3 管理区域境界の線量

## 1F燃料デブリによる管理区域境界の線量への寄与 (添付書類 1 [2] 遮蔽5.2項抜粋)

除染室から最も近い管理区域境界であるトラックロックにおける線量率を評価した。最も評価上厳しい条件を選定し、線量率を次のように評価した。

・評価点は、除染室の1F燃料デブリに由来する放射線と廃棄物貯蔵庫の廃棄物缶に由来する放射線が重畳する廃棄物貯蔵庫側壁 (評価点番号K-8) とした。

・計算モデルは図2.21に示すとおりとした。

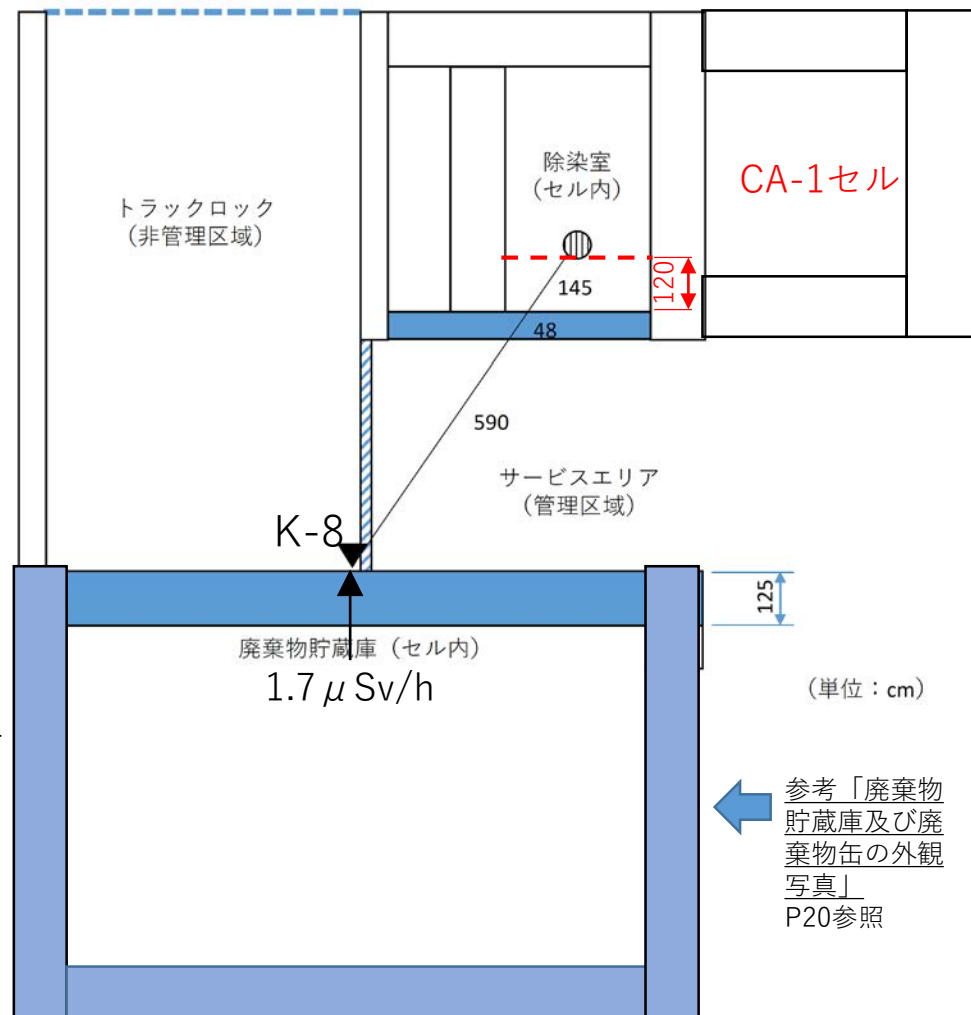
・1F燃料デブリの線源強度は、表2.9に示すとおりとした。

・廃棄物缶による線量率は、表2.10の評価点番号E-1に示すとおり $1.7 \mu\text{Sv/h}$ である。

これらの条件を用いて、QAD-CGGP2Rコードで計算した管理区域境界における線量率は $2.4 \mu\text{Sv/h}$ であり、500 h/3月で評価した場合、 $1.2 \text{mSv/3月}$ となり、管理区域の設定基準である $1.3 \text{mSv/3月}$ を下回る。なお、廃棄物缶 (現在の貯蔵本数: 277本、貯蔵可能本数: 288本) による線量率は

実測値で $0.5 \mu\text{Sv/h}$ 未満であり、実際の管理区域境界の線量率は $0.6 \text{mSv/3月}$ となり、 $1.2 \text{mSv/3月}$ より低くなる。

管理区域境界 (K-8) の線量率 $1.2 \text{mSv/3月}$ は、廃棄物貯蔵庫からの線量率 $1.7 \mu\text{Sv/h}$ の重畳を考慮して評価している。



## 参考「管理区域境界における線量率の詳細について」

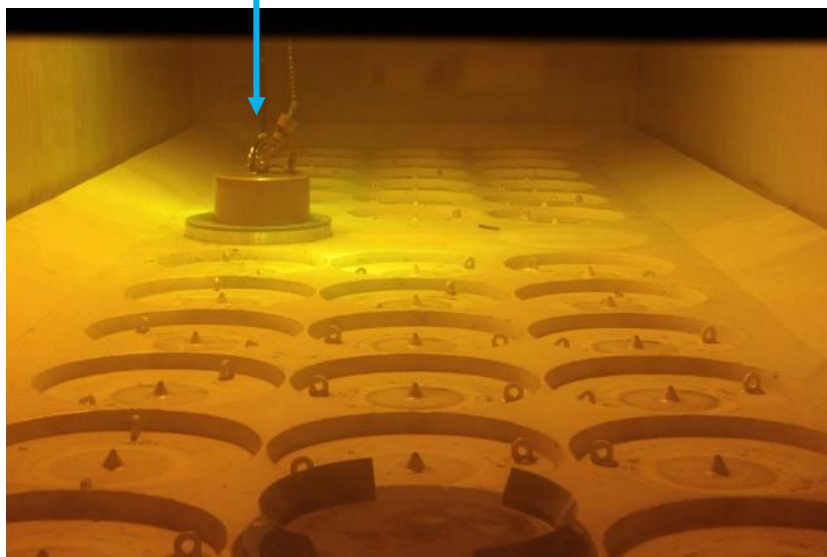
廃棄物貯蔵庫 ( $\mu\text{Sv/h}$ )	除染室 ( $\mu\text{Sv/h}$ )	合計 ( $\mu\text{Sv/h}$ )	滞在時間 (h/3月)	評価結果 (mSv/3月)
1.7	0.77	2.47	500	1.235
0.5未満※1	0.77	1.27	500	0.635

※1 実測値

# 参考「廃棄物貯蔵庫及び廃棄物缶の外観写真」

現在の貯蔵本数：277本  
貯蔵可能本数：288本

吊具



セル窓からのピット外観  
(12列×3行 各8段積み)

吊具



廃棄物缶

## 4. 臨界防止

セル等での試験等の場合の核的制限値は、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ とPuの合計量が220gである。

1F燃料デブリを取り扱う使用場所の核的制限値は、ダブルバッチを考慮してプルトニウムの最小臨界量の0.43倍した値とし、 $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ とPuの合計量で220gとする。

1F燃料デブリの最大取扱量は10gであり、核的制限値よりも十分に小さいため臨界に達することはない。また、貯蔵施設における管理も、核的制限値（ $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ とPuの合計量220g）以下である。

## 5. 火災等による損傷の防止

### (1) 金属火災事故防止対策

1F燃料デブリに含まれる金属が、空気中の酸素と反応する可能性がある。想定される含有金属は、鉄、クロム、ニッケル及びジルコニウムであり、これらの元素は、形状が粉体のときに常温で酸素と激しく反応する可能性がある。

CPFにおいて取り扱う1F燃料デブリは少量であるが、化学的活性な金属を含む可能性を考慮し、ガラスや金属等の不燃又は難燃性材料の容器内で取り扱い、万一酸素との反応に起因して発火しても延焼を防ぐような対策を行う。

### (2) その他の火災事故防止対策

セル内にはウエス、紙等の可燃物があるが、セル自体は不燃性であり、またセルの内装機器の大部分は不燃性又は難燃性であるので、2次災害を誘発するおそれはない。また、セル内可燃物についてもその量をできるだけ抑え、火災の発生、拡大を防止する。

## 5. 火災等による損傷の防止（続き）

### (3) 水素爆発事故に係る評価

1 F 燃料デブリ10gにより水素ガス発生した場合を想定し、取り扱い設備内での水素濃度（最大想定）を評価した。

- ①デブリ10gがすべて水と仮定した。
- ②取扱いを想定しているグローブボックスのうち、体積の最も小さいグローブボックスである「GA-3E」（幅1m×高さ1m×奥行0.68m、容積680 L）を選定した。
- ③グローブボックス内温度は27°Cとした。

発生する水素量は、以下のとおり。

$$\frac{10 [g]}{18 \left[ \frac{g}{mol} \right]} \times 22.4 \left[ \frac{L}{mol} \right] \times \frac{(273 + 27) [K]}{273 [K]} = 13.675 [L] \cong 13.7 [L]$$

よって、水素濃度（最大想定）は、

$$13.7 [L] / 680 [L] \times 100 [\%] = 2.0 [\%]$$

水素の爆発下限値 4.0 %を下回るため爆発しない。

## 5. 火災等による損傷の防止（続き）

### (4) アルカリ融解、酸融解での異常反応に係る評価

硝酸に対する難溶性が知られている燃料デブリの分析前処理として、アルカリ融解や酸融解を行う。

アルカリ融解や酸融解では、サンプルに対して一定割合の融剤（ナトリウム塩、カリウム塩等）を加え、電気炉にて600～800 °Cの範囲で一定時間加熱融解し、放冷後、融成物に純水及び硝酸を加えて加熱溶解を行う。

融剤として使用する無機塩は、化学的に安定であり、高温に加熱しても爆発を伴う異常反応は起こらない。

### (5) 除染室はセル構造を有しており、除染室内の区画した範囲である除染室貯蔵施設も含めて、一般火災の可能性は非常に少ない



## 6. 直接線及びスカイシャイン線による環境線量評価

1 F 燃料デブリの貯蔵等からの放射線による一般公衆の被ばくは、施設に内蔵されている放射性物質が放出する放射線による被ばくに包含されるため、既許可の環境線量評価結果から変更はない。

## 7. 閉じ込めの機能

除染室の換気回数は20回／h以上を設定し、負圧は $-200 \sim -500$  Pa ( $-20 \sim -50\text{mmH}_2\text{O}$ ) 以内に保つため、除染室内の区画した範囲である除染室内貯蔵施設の負圧も $-200 \sim -500$  Pa ( $-20 \sim -50\text{mmH}_2\text{O}$ ) 以内に保たれる。

## 8. 安全上重要な施設の再評価

CPFの事故時評価における敷地境界の公衆の実効線量の評価値は、ソースタームとなる核燃料物質の組成の影響が大きい。公衆の過度の放射線被ばくを避けるため、核燃料物質の組成について、次式に従い求めた値(D)が制限値(S)以下となるように管理している。

$$D : D = X_{\text{Pu238}} \times K_{\text{Pu238}} + X_{\text{Pu239}} \times K_{\text{Pu239}} + X_{\text{Pu240}} \times K_{\text{Pu240}} + X_{\text{Pu241}} \times K_{\text{Pu241}} + X_{\text{Pu242}} \times K_{\text{Pu242}} \\ + X_{\text{Ce144}} \times K_{\text{Ce144}} + X_{\text{Am241}} \times K_{\text{Am241}} + X_{\text{Cm242}} \times K_{\text{Cm242}} + X_{\text{Cm244}} \times K_{\text{Cm244}}$$

- S : ①  $9.2 \times 10^8$  : 使用済み燃料及び照射済燃料ピンの場合  
②  $1.08 \times 10^9$  : ①以外（未照射MOXペレット等）の場合

しかし、1F燃料デブリの場合、D値が制限値と比べて5倍ほど高くなる。よって、1F燃料デブリ1gをPu 5gとみなして管理することとする。これにより事故時評価における敷地境界の公衆の実効線量は、既許可の結果から変更はない。

したがって、公衆の実効線量が発生事故あたり5 mSvを超えないため、「安全上重要な施設」に該当しない。

## 9. 使用場所の安全評価

使用場所	遮蔽	火災	爆発	臨界	閉じ込め
CA-3セル	コンクリート、鉛ガラスによる遮蔽	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
CA-4セル	コンクリート、鉛ガラスによる遮蔽	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
CA-5セル	コンクリート、鉛ガラスによる遮蔽	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
分析室					
GA-2A,2B グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
GA-3A,3B グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
フード	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	16mg／フード	開口部風速
実験室A					
GA-6 グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
GA-7A,7B グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
GA-10 グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	最大取扱量10g	負圧
フード	なし	不燃／難燃性材料の容器	換気	16mg／フード	開口部風速

## 9. 使用場所の安全評価（続き）

使用場所	遮蔽	火災	爆発	臨界	閉じ込め
実験室B					
GA-3E,3F,3G,3H グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の 容器	換気	最大取扱量10g	負圧
GA-3I,3J グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料の 容器	換気	最大取扱量10g	負圧
フード	なし	不燃／難燃性材料の 容器	換気	16mg／フード	開口部風速
実験室C GA-8A,8B,8C,8D グローブボックス	なし	不燃／難燃性材料 の容器	換気	最大取扱量10g	負圧

# 記載の適正化

本文 3 項の「核燃料物質の種類」の「主な化合物の名称」欄に「1F燃料デブリ」を追加した。

## 修正前

### 3. 核燃料物質の種類

核燃料物質の種類	主な化合物の名称	主な化学形態	性状（物理的形態）
劣化ウラン及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 ふっ化ウラン 塩化ウラン 窒化ウラン 金属ウラン（合金含む）	UO <sub>2</sub> 、U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 、U(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> UF <sub>4</sub> 、UF <sub>6</sub> UCl <sub>4</sub> UN U	固体又は液体
天然ウラン及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 ふっ化ウラン 二ウラン酸塩 塩化ウラン 窒化ウラン 金属ウラン（合金含む）	UO <sub>2</sub> UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 、U(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> UF <sub>4</sub> 、UF <sub>6</sub> (ML) <sub>2</sub> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub> 、 Na <sub>2</sub> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub> UCl <sub>4</sub> UN U	固体又は液体
濃縮ウラン及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 ふっ化ウラン 二ウラン酸塩 塩化ウラン 窒化ウラン 金属ウラン（合金含む）	UO <sub>2</sub> 、U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 、U(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> UF <sub>4</sub> 、UF <sub>6</sub> (NH <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub> 、 Na <sub>2</sub> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub> UCl <sub>4</sub> UN U	固体又は液体
プルトニウム及びその化合物	酸化プルトニウム プルトニウム硝酸塩 塩化プルトニウム 窒化プルトニウム 金属プルトニウム（合金含む）	PuO <sub>2</sub> Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub> PuCl <sub>3</sub> 、PuOCl PuN Pu	固体又は液体
ウラン-233及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 金属ウラン（合金含む）	UO <sub>2</sub> 、U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 、U(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> U	固体又は液体
高レベル放射性廃液			液体
高レベル放射性廃液のガラス固化体	①ガラス固化試験において作成したもの ②他の施設で作成したガラス固化体試料		固体

1F燃料デブリ*1	酸化セラミック	UO <sub>2</sub> (U, Pu)O <sub>2</sub> (U, Gd)O <sub>2</sub> (U, Pu, Gd)O <sub>2</sub> (U, Zr)O <sub>2</sub> , (Zr, U)O <sub>2</sub> (U, Pu, Zr)O <sub>2</sub> (Zr, U, Pu)O <sub>2</sub>	固体又は液体
	金属（合金）	U, Pu Fe-Cr-Ni-U-Zr Fe-Cr-Ni-Pu-Zr	
	ケイ酸カルシウム化合物 (MCCI生成物*2)	(U, Zr, Ca)O <sub>2</sub> (U, Pu, Zr, Ca)O <sub>2</sub> (U, Zr, Ca, Al)O <sub>2</sub> (U, Zr, Ca, Gd)O <sub>2</sub> (U, Pu, Zr, Ca, Al)O <sub>2</sub> (U, Pu, Zr, Ca, Gd)O <sub>2</sub> Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg- Na-K-Zr-U-Gd-O Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg- Na-K-Zr-U-Pu-Gd-O	
	酸化セラミック、金属（合金）、ケイ酸カルシウム化合物、その他構造材との混合物		

\*1: 1F燃料デブリの組成に関しては、分析の結果得られた知見を基に継続的に見直しを行う。また、安全対策に影響を及ぼすような分析結果が得られた場合については変更許可申請を行う。

\*2: MCCI生成物: Molten Core Concrete Interaction（溶融炉心コンクリート相互作用）により生じたもの。コンクリート成分である、カルシウム、ケイ素等を含む。

参考文献: [1] A. Nakayoshi, C. Jegou, L. De Windt, et al., "Leaching behavior of prototypical corium samples: A step to understand the interactions between the fuel debris and water at the Fukushima Daiichi reactors", Nuclear Engineering and Design, 360 (2020).  
[2] L. Brissonneau, H. Ikeuchi, A. Nakayoshi, et al., "Material characterization of the VULCANO corium concrete interaction test with concrete representative of Fukushima Daiichi Nuclear Plants", Journal of Nuclear Materials, Vol. 528, 2020.

## 修正後

### 3. 核燃料物質の種類

核燃料物質の種類	主な化合物の名称	主な化学形態	性状（物理的形態）
劣化ウラン及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 ふっ化ウラン 塩化ウラン 窒化ウラン 金属ウラン（合金含む） <b>1F 燃料デブリ*</b>	$UO_2, U_3O_8$ $UO_2(NO_3)_2, U(NO_3)_4$ $UF_4, UF_6$ $UCl_4$ $UN$ $U$	固体又は液体
天然ウラン及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 ふっ化ウラン ニウラン酸塩 塩化ウラン 窒化ウラン 金属ウラン（合金含む）	$UO_2$ $UO_2(NO_3)_2, U(NO_3)_4$ $UF_4, UF_6$ $(NH_4)_2UO_7, Na_2UO_7$ $UCl_4$ $UN$ $U$	固体又は液体
濃縮ウラン及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 ふっ化ウラン ニウラン酸塩 塩化ウラン 窒化ウラン 金属ウラン（合金含む） <b>1F 燃料デブリ*</b>	$UO_2, U_3O_8$ $UO_2(NO_3)_2, U(NO_3)_4$ $UF_4, UF_6$ $(NH_4)_2UO_7, Na_2UO_7$ $UCl_4$ $UN$ $U$	固体又は液体
プルトニウム及びその化合物	酸化プルトニウム プルトニウム硝酸塩 塩化プルトニウム 窒化プルトニウム 金属プルトニウム(合金含む) <b>1F 燃料デブリ*</b>	$PuO_2$ $Pu(NO_3)_4$ $PuCl_3, PuOCl$ $PuN$ $Pu$	固体又は液体
ウラン-233及びその化合物	酸化ウラン ウラン硝酸塩 金属ウラン（合金含む）	$UO_2, U_3O_8$ $UO_2(NO_3)_2, U(NO_3)_4$ $U$	固体又は液体
高レベル放射性廃液	—	—	液体

高レベル放射性廃液のガラス固化体	①ガラス固化試験において作成したもの ②他の施設で作成したガラス固化体試料	固体
------------------	--	----

\*1：1F 燃料デブリの主な化合物は下表のとおり。但し、1F 燃料デブリ組成に関しては、分析の結果得られた知見を基に継続的に見直しを行う。また、安全対策に影響を及ぼすような分析結果が得られた場合については変更許可申請を行う。

酸化セラミック	$UO_2$ $(U, Pu)O_2$ $(U, Gd)O_2$ $(U, Pu, Gd)O_2$ $(U, Zr)O_2, (Zr, U)O_2$ $(U, Pu, Zr)O_2$ $(Zr, U, Pu)O_2$	固体又は液体
金属（合金）	$U, Pu$ $Fe-Cr-Ni-U-Zr$ $Fe-Cr-Ni-Pu-Zr$	
ケイ酸カルシウム化合物 (MCCI生成物*)	$(U, Zr, Ca)O_2$ $(U, Pu, Zr, Ca)O_2$ $(U, Zr, Ca, Al)O_2$ $(U, Zr, Ca, Gd)O_2$ $(U, Pu, Zr, Ca, Al)O_2$ $(U, Pu, Zr, Ca, Gd)O_2$ $Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg-Na-K-Zr-U-Gd-O$ $Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg-Na-K-Zr-U-Pu-Gd-O$	
酸化セラミック、金属（合金）、ケイ酸カルシウム化合物、その他構造物材との混合物		

\*2：MCCI生成物：Molten Core Concrete Interaction（溶融炉心コンクリート相互作用）により生じたもの。コンクリート成分である、カルシウム、ケイ素等を含む。

参考文献：[1] A. Nakayoshi, C. Jegou, L. De Windt, et al., "Leaching behavior of prototypical corium samples: A step to understand the interactions between the fuel debris and water at the Fukushima Daiichi reactors", Nuclear Engineering and Design, 360 (2020).  
[2] L. Brissonneau, H. Ikeuchi, A. Nakayoshi, et al., "Material characterization of the VULCANO corium concrete interaction test with concrete representative of Fukushima Daiichi Nuclear Plants", Journal of Nuclear Materials, Vol. 528, 2020.

# 記載の適正化

本文 5 項の「年間予定使用量」欄に既許可の核燃料物質の内数であることを明確化した。

## 修正前

### 5. 予定使用期間及び年間予定使用量

(核燃料サイクル工学研究所全体)

核燃料サイクル工学研究所共通編のとおり

(高レベル放射性物質研究施設)

核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	
		最大存在量	延べ取扱量
天然ウラン及びその化合物 <sup>*1</sup>	自 2015年4月1日 至 2021年3月31日	20 kg (U 量)	20 kg (U 量)
劣化ウラン及びその化合物 <sup>*1</sup>		35 kg (U 量)	35 kg (U 量)
濃縮ウラン及びその化合物 <sup>*1</sup>		15 kg (U 量)	15 kg (U 量)
濃縮度 20 % <sup>**</sup> 未満		1.5 kg (U 量)	1.5 kg (U 量)
濃縮度 20 % <sup>**</sup> 以上			
プルトニウム及びその化合物 <sup>*1</sup>		1.99 kg (Pu 量)	1.99 kg (Pu 量)
ウラン - 233 及びその化合物		5 g (U 量)	5 g (U 量)
高レベル放射性廃液及びこれのガラス固化体	3.7×10 <sup>16</sup> Bq	1.11×10 <sup>17</sup> Bq	
<b>1F 燃料デブリ</b>	自 許可日 至 2021年3月31日	10 g <sup>**</sup>	10 g <sup>**</sup>

\*1：使用済燃料中に含まれる核燃料物質、使用済燃料から回収した核燃料物質及び他施設より受け入れた未照射の核燃料物質を含む。

\*2：%は質量分率を示す。

\*3：1F 燃料デブリの年間予定使用量については、燃料成分 (U、Pu) のみの重量として 10 g を取扱う。実際の 1F 燃料デブリは、燃料成分に加えて金属等の不純物が含まれた混合物であるため、施設の受け入れ時には、受け入れ試料全体の重量 (1F で測定した重量) を燃料成分として取扱うことで、正味の燃料成分よりも多く核燃料物質を見積もることにより、保守側の管理とする。なお、1F 燃料デブリに関する年間予定使用量については、1F 燃料デブリ以外の核燃料物質の年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。

※1 予定使用期間については、核燃料物質使用変更届にて変更済み (自 2021年4月1日、至 2024年3月31日)。

## 修正後

### 5. 予定使用期間及び年間予定使用量

(核燃料サイクル工学研究所全体)

核燃料サイクル工学研究所共通編のとおり

(高レベル放射性物質研究施設)

核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	
		最大存在量	延べ取扱量
天然ウラン及びその化合物 <sup>*1</sup>	自 2021年4月1日 至 2024年3月31日	20 kg (U 量)	20 kg (U 量)
劣化ウラン及びその化合物 <sup>*1</sup>	自 許可日 至 2024年3月31日	35 kg (U 量) <sup>**</sup>	35 kg (U 量) <sup>**</sup>
濃縮ウラン及びその化合物 <sup>*1</sup>	自 許可日 至 2024年3月31日	15 kg (U 量) <sup>**</sup>	15 kg (U 量) <sup>**</sup>
		濃縮度 20 % <sup>**</sup> 未満	
濃縮度 20 % <sup>**</sup> 以上	自 2021年4月1日 至 2024年3月31日	1.5 kg (U 量)	1.5 kg (U 量)
		濃縮度 20 % <sup>**</sup> 以上	
プルトニウム及びその化合物 <sup>*1</sup>	自 許可日 至 2024年3月31日	1.99 kg (Pu 量) <sup>**</sup>	1.99 kg (Pu 量) <sup>**</sup>
ウラン - 233 及びその化合物	自 2021年4月1日 至 2024年3月31日	5 g (U 量)	5 g (U 量)
高レベル放射性廃液及びこれのガラス固化体	自 2021年4月1日 至 2024年3月31日	3.7×10 <sup>16</sup> Bq	1.11×10 <sup>17</sup> Bq

\*1：使用済燃料中に含まれる核燃料物質、使用済燃料から回収した核燃料物質及び他施設より受け入れた未照射の核燃料物質を含む。

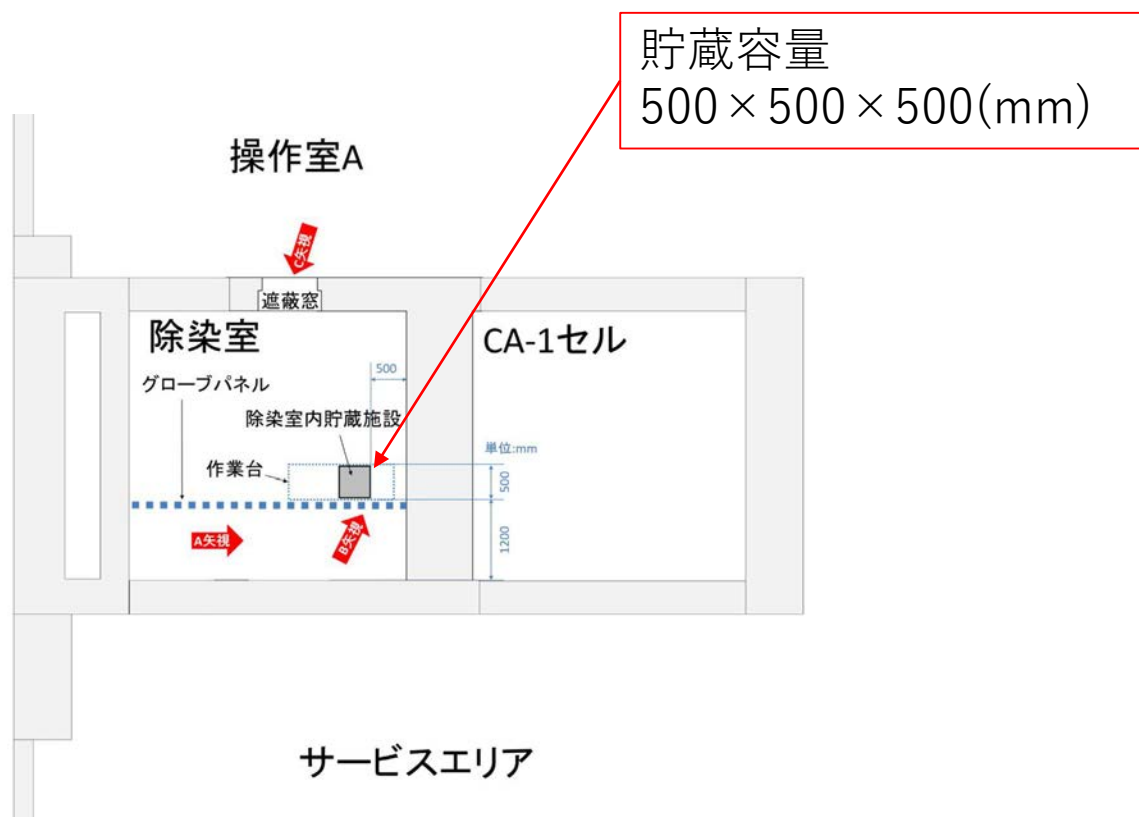
\*2：%は質量分率を示す。

\*3：1F 燃料デブリの年間予定使用量については、燃料成分 (U、Pu) のみの重量として 10 g を取扱う。実際の 1F 燃料デブリは、燃料成分に加えて金属等の不純物が含まれた混合物であるため、施設の受け入れ時には、受け入れ試料全体の重量 (1F で測定した重量) を燃料成分として取り扱うことで、正味の燃料成分よりも多く核燃料物質を見積もることにより、保守側の管理とする。なお、1F 燃料デブリに関する年間予定使用量については、1F 燃料デブリ以外の核燃料物質の年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。



# 除染室内貯蔵施設の容量及び施錠管理

- ・ 除染室の背面扉を施錠管理することで貯蔵設備の基準に適合する。
- ・ バット等により保管場所を指定する。

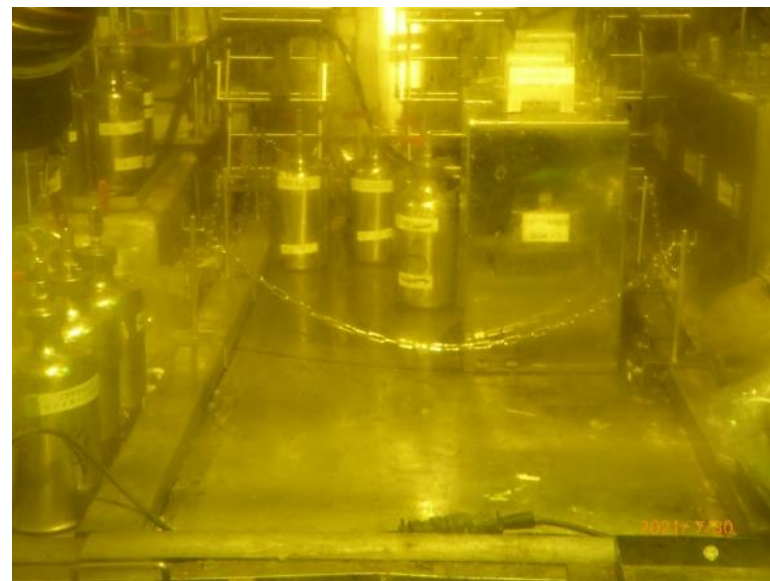


# 参考「セル内貯蔵施設（類似の貯蔵施設）」



CA-4セル

セル内貯蔵施設 (1)



CA-5セル

セル内貯蔵施設 (2)

補正申請案① (添付書類 1 表2.9 図番追記)

設備名及び [線源条件]	*1 評価点 番号	遮 蔽 部 所 場	線 源 位 置		遮 蔽 体 の 条 件			線量等量率評価位置		設計基準 線量等量率 ( $\mu$ Sv/h)	
			位 置	遮蔽体内壁と の距離(cm)	材 料	厚さ (cm)	位 置	遮蔽体外 壁との距 離(cm)			
除染室内 貯蔵施設 [*2]	K-1	操作室側の壁	壁の内側	235	普通コンクリート			45	壁の外側	0	12.5
	K-2	遮蔽窓	窓の内側	235	鉛ガ ラス	比重	3.16	22.7	窓の外側	0	
						比重	2.46			19.7	
	K-3	天井	天井真下	300	普通コンクリート			20	天井真上	0	200
	K-4	天井ポート	天井ポート 真下	320	鉛			5	天井ポート真上	0	
	K-5	背面壁	壁の内側	120	普通コンクリート			40	扉の外側	0	
	K-6	遮蔽扉	扉の内側	145	鉄			15	扉の外側	0	
	K-7	床	床上	90	普通コンクリート			40	地階天井	0	
K-8	廃棄物貯蔵庫 側壁	背面壁 の内側	145	普通コンクリート			48	壁の外側 (トラックロック)	590	6.25	

\*1 評価点位置は図2.20、図2.21参照。

\*2 線源形状;点線源 線源強度; [ ] 光子/s、 [ ] neutron/s

下線部の図番を追記

知的財産情報が含まれるため、非公開とする。

補正申請案② (添付書類 1 [2]遮蔽 4.7 誤記修正)

2行目の「放射~~性~~業務従事者」を「放射~~線~~業務従事者」に修正する。