

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）7月27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

1F燃料デブリをCPFに受け入れるための使用変更許可申請について

東京電力HD株式会社福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）内で採取した燃料デブリを高レベル放射性物質研究施設（CPF）に受け入れて組成分析を行うため、使用変更許可申請を実施する。

本件は、令和2年11月20日付け令02原機（サ保）107をもって申請したが、記載内容の見直しのため、申請を一度取下げを行った案件を修正し、令和3年7月12日付け令03原機（サ保）045をもって再申請したものである。また、変更点の詳細は、新旧対照表に示すとおりである。

主な変更点
A) 規則解釈に基づく、放射線業務従事者の線量評価の実施
B) 管理区域境界の線量について現実的な評価の実施
C) 記載の適正化

修正内容A) 規則解釈に基づく放射線業務従事者の線量評価を実施した。

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1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2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1 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"> ・セル作業（A系列） ・脱硝転換作業 ・物品搬入設備の作業
<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"> ・セル作業（B系列） ・物性評価セル及びグローブボックス作業
<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"> ・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） ・その他のグローブボックス作業

表2 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 μ 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 μ Sv/h	40h/週
物性評価セル外表面線量当量率は、最大118.9 μ 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 μ 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 μ 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 μ 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 μ 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 μ Sv/h	100h/年
廃棄物貯蔵庫は、遮蔽窓の表面線量率が11.5 μ 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 μ 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 μ 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 μ Sv/h	120h/年

4.7 放射線業務従事者の外部被ばく対策のまとめ

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 (μ 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

修正内容B) 管理区域境界の線量について現実的な評価を実施した。

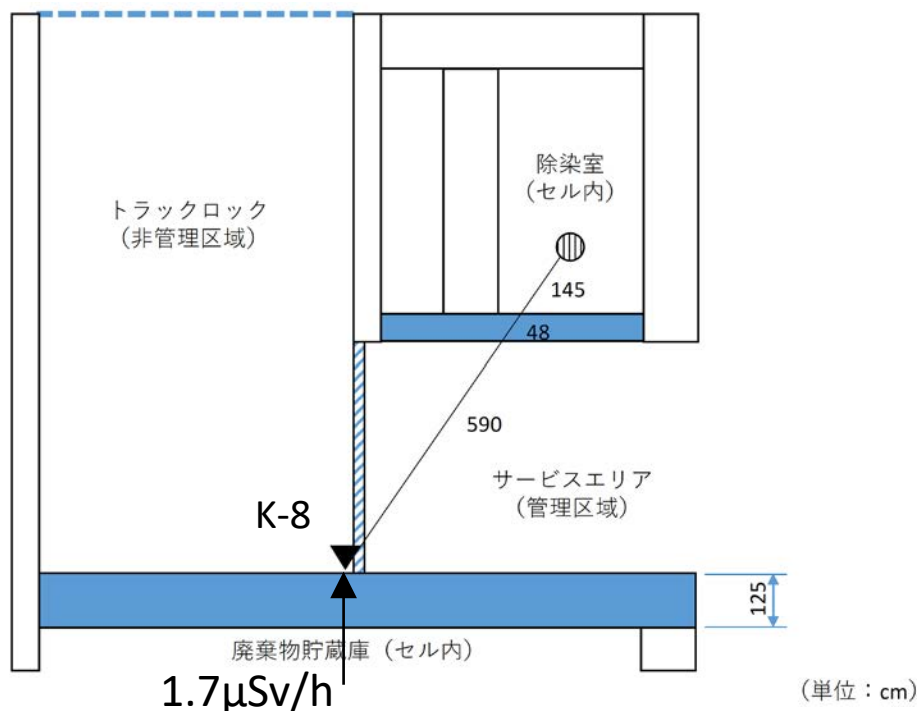
5.2 1F燃料デブリによる管理区域境界の線量への寄与

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 mSv/3月となり、管理区域の設定基準である1.3 mSv/3月を下回る。なお、廃棄物缶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 mSv/3月となり、1.2 mSv/3月より低くなる。

管理区域境界（K-8）の線量率1.2 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。



C)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） （記載なし）	UO_2 、 U_3O_8 $UO_2(NO_3)_2$ 、 $U(NO_3)_4$ UF_4 、 UF_6 UCl_3 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_2 $UO_2(NO_3)_2$ 、 $U(NO_3)_4$ UF_4 、 UF_6 $(NH_4)_2U_2O_7$ 、 $Na_2U_2O_7$ UCl_3 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） （記載なし）	UO_2 、 U_3O_8 $UO_2(NO_3)_2$ 、 $U(NO_3)_4$ UF_4 、 UF_6 $(NH_4)_2U_2O_7$ 、 $Na_2U_2O_7$ UCl_3 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) （記載なし）	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
----------------------	--	----

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） 1F 燃料デブリ*	UO ₂ 、U ₃ O ₈ UO ₂ (NO ₃) ₂ 、U(NO ₃) ₄ UF ₄ 、UF ₆ UCl ₃ 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 ₂ UO ₂ (NO ₃) ₂ 、U(NO ₃) ₄ UF ₄ 、UF ₆ (NH ₄) ₂ U ₂ O ₇ 、 Na ₂ U ₂ O ₇ UCl ₃ 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） 1F 燃料デブリ*	UO ₂ 、U ₃ O ₈ UO ₂ (NO ₃) ₂ 、U(NO ₃) ₄ UF ₄ 、UF ₆ (NH ₄) ₂ U ₂ O ₇ 、 Na ₂ U ₂ O ₇ UCl ₃ 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) 1F 燃料デブリ*	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 ₃ O 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.

C)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 ^{*1}	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 ^{*1}		35 kg (U量)	35 kg (U量)
濃縮ウラン及びその化合物 ^{*1} 濃縮度 20 % ^{*2} 未満		15 kg (U量)	15 kg (U量)
濃縮ウラン及びその化合物 ^{*1} 濃縮度 20 % ^{*2} 以上		1.5 kg (U量)	1.5 kg (U量)
プルトニウム及びその化合物 ^{*1}		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 ¹⁶ Bq	1.11×10 ¹⁶ 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。

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 ^{*1}	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 ^{*1}	自 <u>許可日</u> 至 2024年3月31日	35 kg (U量) ^{*3}	35 kg (U量) ^{*3}
濃縮ウラン及びその化合物 ^{*1}	自 <u>許可日</u> 至 2024年3月31日	濃縮度 20 % ^{*2} 未満	15 kg (U量) ^{*3}
		濃縮度 20 % ^{*2} 以上	1.5 kg (U量)
プルトニウム及びその化合物 ^{*1}	自 <u>許可日</u> 至 2024年3月31日	1.99 kg (Pu量) ^{*3}	1.99 kg (Pu量) ^{*3}
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 ¹⁶ Bq	1.11×10 ¹⁶ 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。

C) 記載の適正化

除染室内貯蔵施設の閉じ込め、火災等の基準適合性が、既許可の除染室と同じであることを明記した。

【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 $-200 \sim -500 \text{ Pa}$ ($-20 \sim -50 \text{ mmH}_2\text{O}$)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 $-200 \sim -500 \text{ Pa}$ ($-20 \sim -50 \text{ mmH}_2\text{O}$)以内に保たれる。

【火災等による損傷の防止】

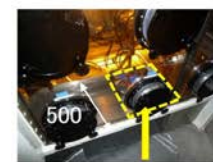
除染室はセル構造を有しており、除染室内の区画した範囲である除染室内貯蔵施設も含めて、一般火災の可能性は非常に少ない。



C矢視(遮蔽窓から撮影)



A矢視



除染室内貯蔵施設
B矢視