

日本原子力研究開発機構大洗研究所(使用施設)の 核燃料物質使用変更許可申請等について

燃料材料試験施設における1F燃料デブリの分析等

令和2年1月28日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所 燃料材料開発部

1. 本申請の背景

- 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。)において、今後**燃料デブリのサンプリングが計画されている。**
- 採取された試料は、燃料デブリ取り扱いに係る**使用許可を取得した施設に分析を依頼することとされている。**
- これまで燃料材料開発部の照射後試験施設では、1Fの廃止措置に係る国の廃炉・汚染水対策事業で進められているプロジェクト等において、1F汚染サンプル(核燃料物質で汚染された物)を対象として、廃止措置の研究開発に必要なデータ取得を継続しており、**1F汚染サンプルの取扱いに関して経験を有している。**
- 現在、国内において1F燃料デブリの採取・分析計画の具体化が進められており、燃料材料試験施設(**FMF, AGF**)での1F燃料デブリの取り扱いに向けて必要な申請を実施することとした。
- その他、本件に併せて使用予定のない設備の削除及び記載の適正化に関する申請を実施する。

2. 1F燃料デブリの取り出し計画

- 1F燃料デブリの取り出しは、以下のとおり段階的に拡大する計画となっている。
 - ①原子炉格納容器内部調査(サンプリングを含む。)
 - ②小規模なデブリ取り出し(数g以下程度)
 - ③大規模なデブリ取り出し(数十～数百g程度)
- 1F燃料デブリの輸送形態及び輸送重量は、以下のとおり想定されている。

輸送重量

数g以下程度

数十～数百g程度



A型輸送容器
(遮へい無し)の例



A型輸送容器
(遮へい有り)の例



B型輸送容器の例

小

放射エネルギー，線量

大

3. 燃料材料試験施設における1F燃料デブリの分析項目

燃料材料試験施設における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	輸送分類	重量	分析項目
①「少量燃料デブリ」の分析 (UやPuを多く含む可能性があるもの)	A型輸送	0.4g ~ 数g程度	・表面観察 ・元素分析 ・化学分析等
②「燃料デブリ」の分析	B型輸送	数十g ~ 数百g程度	・非破壊試験(X線CT、γスキャン) ・破壊試験(金相試験) ・表面観察 ・元素分析 ・化学分析等

* 新たに設備を導入することではなく、既許可と同様の試験を行う。

5. 1F燃料デブリの管理と安全設計方針

- 燃料組成が不明であるもの
事故時の原子炉の状況から想定される最も厳しい条件で被ばく評価等を行い、安全に取り扱う。
- 化学的活性な燃料であるもの
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し、火災に至らぬよ管理を行う。
- 水素爆発の可能性のあるもの
水が含まれる場合、放射線分解により水素が発生するため、水素による火災、爆発、及びセルの負圧維持に対して管理を行う。

【設計の基本方針】

- 全ての作業において、作業員の内部被ばくのおそれがないこと、遮蔽が十分であること。(被ばく)
- 全ての作業において臨界に達することがない。(臨界)
- 1F燃料デブリの運搬において、気密性が維持されていること。(閉じ込め)
- セル及びGBでの容器開封作業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)
- 化学的活性を持つ試料の取り扱いで、火災にいたることがないこと。(火災)
- 全ての作業において、火気の使用が無く、火災にいたることがないこと。(火災)
- 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)

6.施設間輸送

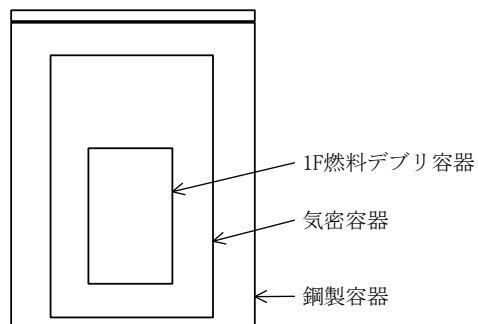
(1) 1F燃料デブリの施設間輸送

- ・輸送準備(健全性確認・閉じ込め)
- ・Puを含む1F燃料デブリを収納した鋼製容器の外観検査、汚染検査を行う。
- ・Puを含む1F燃料デブリを収納した鋼製容器のPVCバッグへの封入
- ・鋼製容器への収納
- ・鋼製容器の運搬容器への収納

(2) 輸送中の安全対策

Puを含む1F燃料デブリを収納した鋼製容器の施設間輸送は、図1に示す輸送容器及び荷姿にて、運搬規則に基づいた走行速度等で実施する。輸送容器は、必要に応じて輸送中の衝撃を緩和するため、Puを含む1F燃料デブリを収納した容器を緩衝材で保護する構造とする。

A型輸送の場合



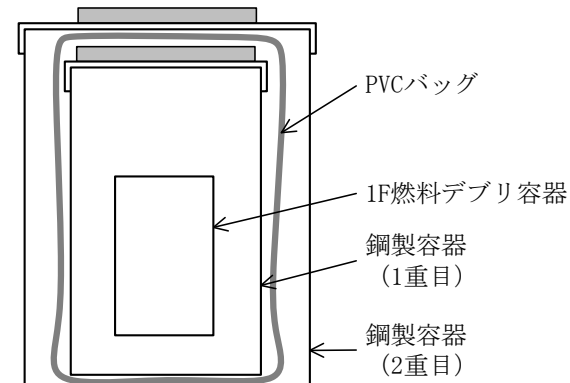
A型輸送容器
(遮へい無し) の例

荷姿

B型輸送の場合



B型輸送容器一例

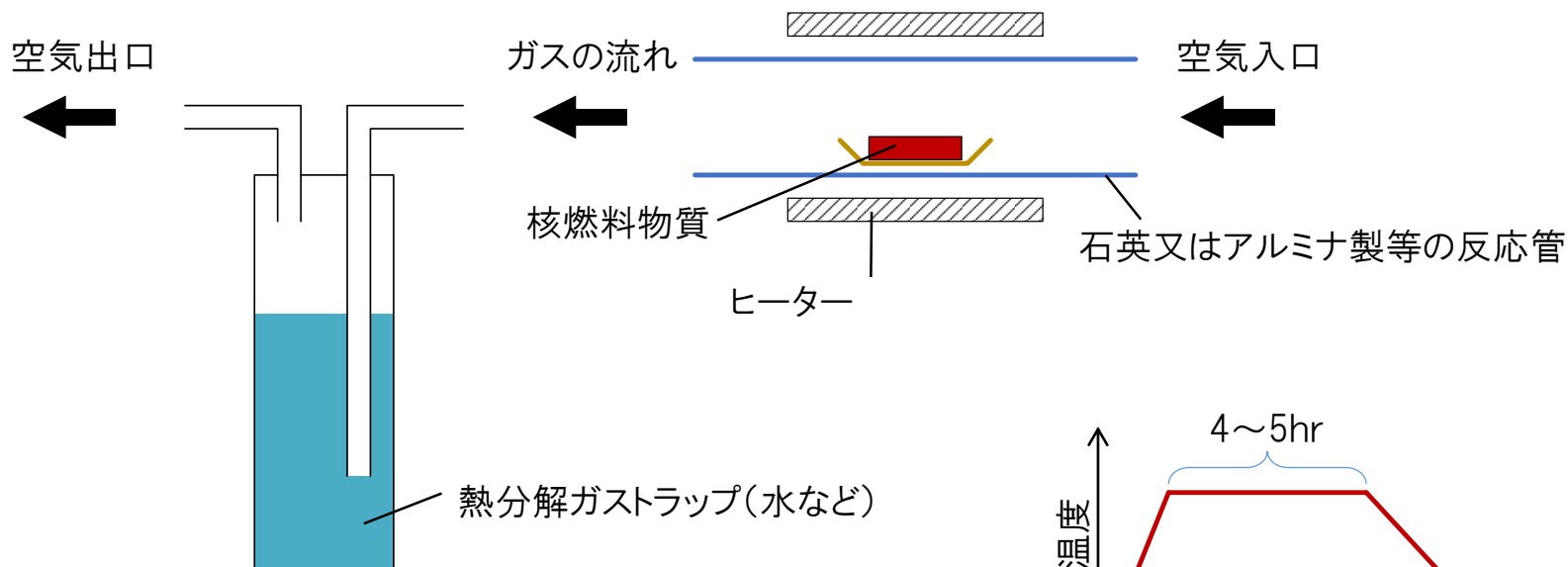


荷姿

図1 施設間輸送時の荷姿

7.核燃料物質の処理(AGF)

1F燃料デブリ溶解後の液体に含まれるU, Puを、酸化物へ転換するための処理
(蒸発乾固により溶媒(水)を除去した後、酸化物へ転換するために高温で加熱)



- 加熱中は継続監視を実施
- 過昇温、冷却水断水が生じた場合、加熱を停止

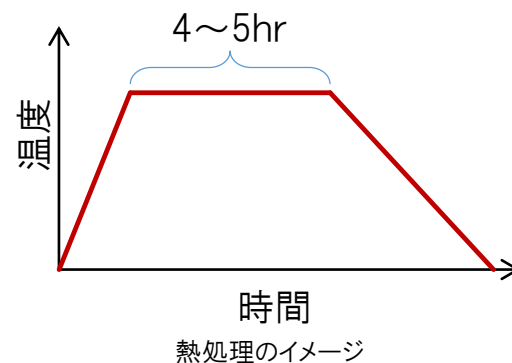


図2 酸化物転換作業の概略

8.大洗研究所 南地区の申請概要

- ・1F燃料デブリの分析等に係る変更申請内容(FMF,AGF)
- ・1F燃料デブリの分析に係る安全設計の基本方針(FMF,AGF)
- ・1F燃料デブリの分析に係る安全対策(FMF,AGF)
- ・事故想定及び一般公衆への影響評価結果(FMF,AGF)
- ・安全上重要な施設に係る評価結果
- ・「大洗研究所(南地区)核燃料物質使用施設等保安規定」の改正

1F燃料デブリの分析等に係る変更申請内容(FMF,AGF)

【FMF】

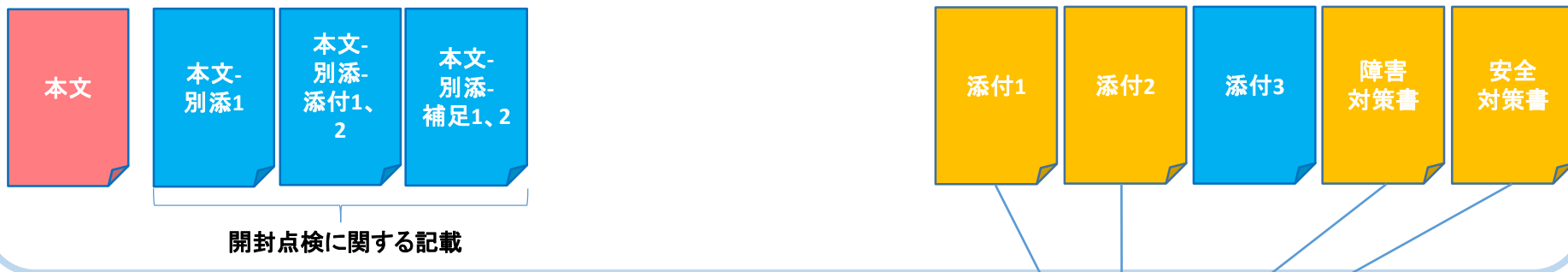
- 1F燃料デブリの分析に係る記載の追加
- 障害対策書及び安全対策書の添付書類1及び添付書類2への統合
- 燃料研究棟のプルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の開封点検に係る記載(使用の目的、別添1)の削除
- ガスクロマトグラフ質量分析計(主要試験機器)の削除
- 放射線管理機器校正用線源保管庫(貯蔵設備)の削除
- 記載の適正化(「しゃへい」⇒「遮蔽」、「調整」⇒「調製」)

【AGF】

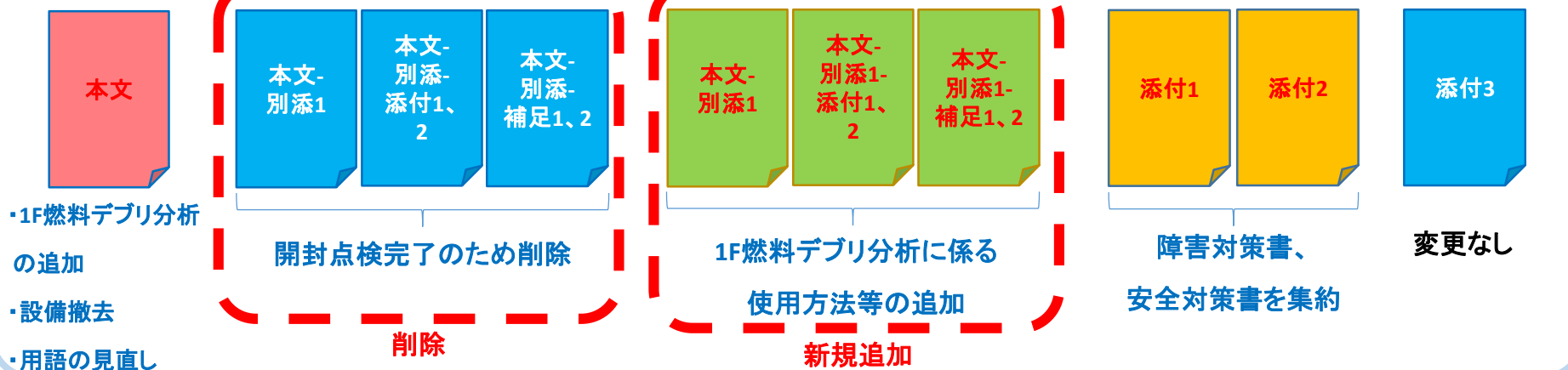
- 1F燃料デブリの分析に係る記載の追加
- 障害対策書及び安全対策書の添付書類1及び添付書類2への統合
- No.19グローブボックス及びマイクロ波試料前処理装置の削除
- 記載の適正化(「しゃへい」⇒「遮蔽」)

変更申請に伴うFMF施設編構成の見直し

変更前

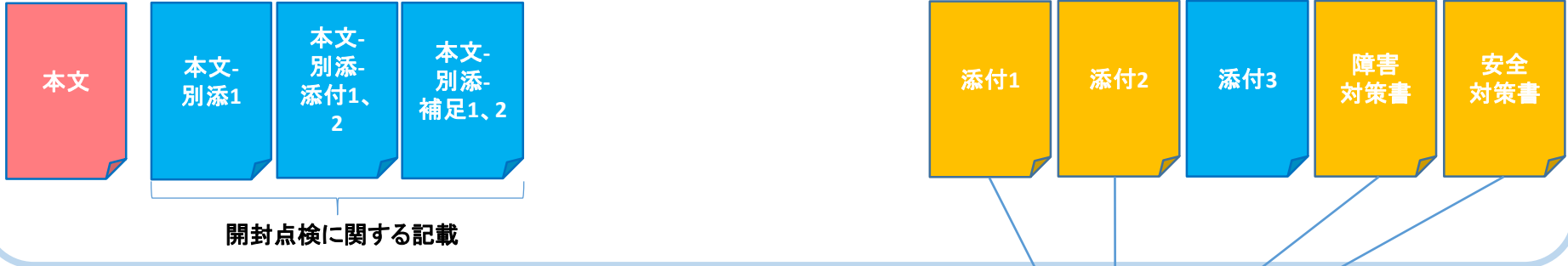


変更後

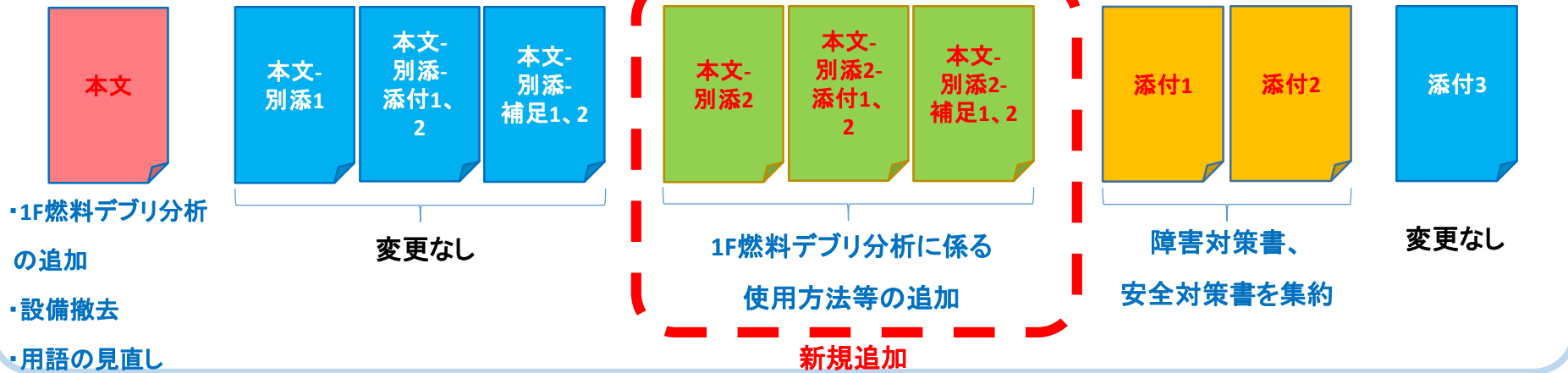


変更申請に伴うAGF施設編構成の見直し

変更前



変更後



1F燃料デブリ分析の追加に伴う見直し概要

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燃料デブリ分析に関する事項について明記(別添1(FMF)、別添2(AGF))**

本文- 別添1 (別添2)

- ・使用の方法に**1F燃料デブリ分析に係る具体的な手順・安全対策を追加**
- ・関連する場所別使用方法等を明記

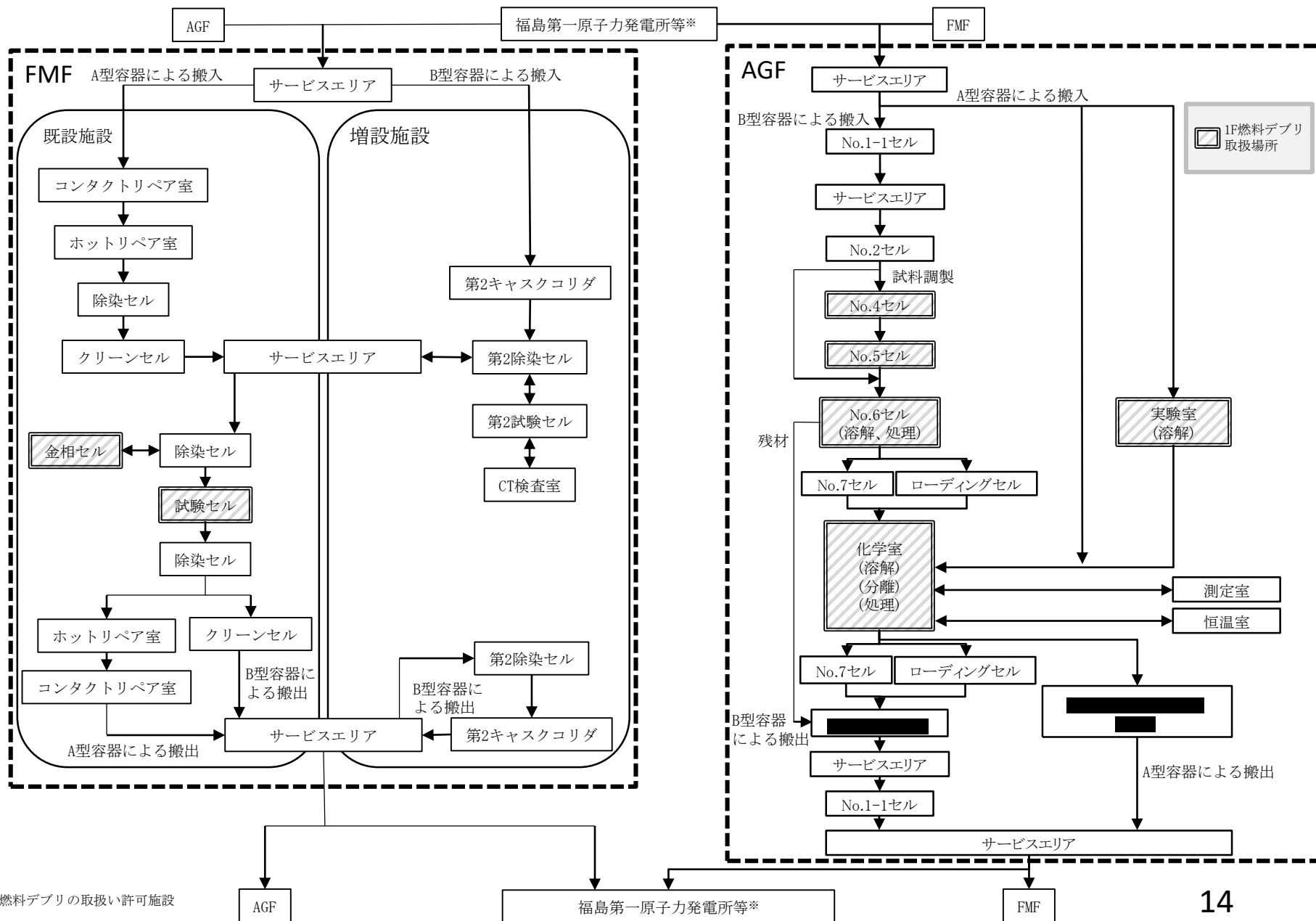
本文- 別添1 (別添2)- 添付1、2

添付書類1: 使用規則で定める施設の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書
添付書類2: 添付書類1のうち、事故に関する事項の詳細の説明書
(設計評価事故時の放射線障害の防止、多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止)

本文- 別添1 (別添2)- 補足1、2

補足資料1: **1F燃料デブリ分析の概要(背景、安全設計方針、安全対策)**
補足資料2: **1F燃料デブリ分析に係る線量等確認結果**
(最大取扱放射能、臨界、管理区域境界線量、安重再評価)

1F燃料デブリ分析の全体マテリアルフロー



※1F燃料デブリの取扱い許可施設

1F燃料デブリの分析に係る作業内容と変更申請内容(FMF)

【 1F燃料デブリの分析に係る作業内容】

- ・搬出入
- ・試料調製(切断、研磨)
- ・分析(非破壊検査、外観観察、元素分析)
- ・貯蔵

【 1F燃料デブリの分析に係る主な変更点】

- ・使用の目的、使用の方法の追記
- ・核燃料物質の種類追記
- ・年間予定使用量の追記
- ・使用済燃料の処分の方法の追記
- ・貯蔵施設への貯蔵に関する事項の追記
- ・場所別使用方法の追記
- ・1F燃料デブリの取扱いに関するフローの追加

・使用の目的

整理番号	使用の目的
1	<p>②福島第一原子力発電所内で採取した使用済燃料由来の原子炉内損傷燃料を含む物質又は原子炉構造物が混合された混合物(以下「1F燃料デブリ」という。)の分析を行う。</p>

・使用の方法

整理番号	使用の方法
1	<p>照射燃料試験施設、福島第一原子力発電所等※からFMFに搬入された1F燃料デブリは、表-1場所別使用の方法、表-2最大取扱放射能量、表-3最大取扱核燃料物質重量に従って使用する。セルから漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量を抑制するために、セル内において容器に収納されていない粉体の核燃料物質の取扱いを表4に示すとおり制限する。</p> <p>1F燃料デブリの取扱いに関するフローを図-1に示す。</p> <p>なお、本施設臨界安全を確保するために表-3に示すとおり核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>※1F燃料デブリの取扱い許可のある施設。</p>

整理番号	使用の方法
1	<p>(1)搬入（B型輸送容器）</p> <p>1F燃料デブリが収納されたB型輸送容器をローディングドックからサービスエリアクレーンを用いてサービスエリアに搬入する。搬入したキャスクはハッチを経由して第2キャスク移送台車に積載される。第2キャスク移送台車を走行させ、第2除染セル床面のポートに接続し、ポート及びキャスクの蓋を開けて試料容器を第2除染セルに搬入する。搬入した試料容器をCT撮像容器に収納する。</p> <p>(2)搬入（A型輸送容器）</p> <p>1F燃料デブリが収納されたA型輸送容器はコンタクトリペア室、ホトリペア室を経由、又はクリーンセルを経由して除染セルに搬入される。また、増設施設においては第2コンタクトリペア室を経由して第2除染セルに搬入する。</p> <p>(3)移送</p> <p>既設施設のクリーンセルと増設施設の第2除染セル間はキャスク2又は集合体キャスクにより移送する。また、除染セルと金相セル間の移送には気送管設備を用いる。</p> <p>(4)試験</p> <p>①試験セルにおける試料調整（外観検査）</p> <p>試験セルに搬入した1F燃料デブリについて外観検査を行い、形状及び表面状態を確認し、検査箇所の選定を行う。</p> <p>②試験セルにおける試料調整（切断、計量）</p> <p>試験セルに搬入した1F燃料デブリを各種試験に供するため切断及び計量を行う。切断に際しては切断粉の拡散を防ぐため集塵機を作動させた状態にて行う。</p> <p>切断した1F燃料デブリ試料は試験に供するための容器に収納する。</p> <p>③1F燃料デブリ試料のγスキヤニング及びX線CT検査装置による撮像</p> <p>容器に入れた1F燃料デブリ試料の非破壊検査を行う。容器の取扱い、検査手順は通常マニュアル通りとする。</p> <p>④金相セルにおける光学顕微鏡及び電界放射走査型電子顕微鏡による観察</p> <p>金相セルの調整ボックスに搬入した1F燃料デブリ試料の試料調整を行い、試料ホルダーに固定する。試料ホルダーに固定された試料を光学顕微鏡による観察、電界放射走査型電子顕微鏡による観察及び元素分析を行う。</p> <p>⑤1F燃料デブリの貯蔵</p> <p>貯蔵は XXXXXXXXXX にて行う。</p>

整理番号	使用の方法
1	<p>【安全対策】</p> <p>①閉じ込め</p> <p>本作業の主要な工程で使用する1F燃料デブリは、プルトニウムを含む可能性がある物質であり、非密封の試料である。試料の取扱いはセル内にて行い、セルへの試料の搬出入はPVCバッグ等により気密性を損なうことなく行う。</p> <p>プルトニウムを含むα放射性物質を取り扱う試験セル、除染セルは、気密構造(漏えい率0.1Vol%/h以下)とし、常時負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>これらのセルは、ステンレス鋼板によるライニングを施し、遮蔽窓、ポート等はガスケット又はOリングを用いた気密構造とする。</p> <p>なお、クリーンセルは負圧を維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。セルの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>排気設備には、予備の排風機と停電時の非常用電源設備を設けることにより、セルの負圧を試験セルは290Pa(30mmH₂O)以上、除染セル、クリーンセル、ホットリペア室及びコンタクトリペア室は80Pa(8mmH₂O)以上(負圧の深い側)に保持する。</p> <p>以上のようにFMFでは、セルからの放射性物質の漏えいを防止し、さらにローカルエアサンプリング装置及び室内ダストモニタにより管理区域の空気中の放射性物質濃度を監視する等、放射線管理面からも放射線業務従事者の内部被ばくが生じないよう、安全を十分に確保する。</p> <p>②遮蔽・被ばく</p> <p>核燃料物質を使用するセルは、重コンクリート等の放射線遮蔽を考慮したセル内にて取り扱う。施設内の試料移送に伴う第2除染セル、クリーンセル、コンタクトリペア室及び第2コンタクトリペア室内作業については、全面マスク及びタイベックスーツを着用するため、内部被ばくに対して安全である。ホットリペア室内作業は、フログマン設備等を使用するため内部被ばくに対して安全である。</p> <p>燃料研究棟の貯蔵容器の最大取扱放射エネルギーにおいても、法令等に定める管理区域境界の制限値を超えることはないため安全である。</p>

整理番号	使用の方法
1	<p>③火災</p> <p>試験セル及び第2試験セルは常時、金相セルについては随時、セル内を窒素雰囲気維持するので火災発生のおそれは全くない。試験、作業中に発生する廃棄しようとする物を所定の容器に収納する場合は、金属製容器を用いるなどの防火対策を行う。セル火災の消火を行う場合は、セルの給気弁を閉じ、負圧を維持しながら行う。</p> <p>④爆発事故（水素発生）</p> <p>1F燃料デブリには水が含まれている可能性があり、水の放射線分解により気密容器内部に水素が充満している可能性がある。これを試験セル内に瞬時開放した際の試験セル内雰囲気の水素濃度は■■■■（大気圧）である。これは空気中での爆発限界4%よりはるかに小さく安全である。</p> <p>⑤臨界</p> <p>1F燃料デブリの使用又は貯蔵にあたっては、各取扱場所あるいは容器の単一ユニットで質量管理による臨界管理を実施し、最大取扱量以下でしか取り扱わない。単一ユニットによる臨界管理として、1F燃料デブリを移動する際は事前に計算機により単一ユニットの最大取扱量以下であることを確認後、移動作業を行う。複数ユニットの臨界管理は、ユニット相互の端面間距離が中性子相互干渉を防止する厚さ以上の壁で仕切られるか、又は立体角法によって評価して臨界の起こらない安全な配置とする。</p>

ただし、上記は平和の目的に限る。

・核燃料物質の種類

核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状（物理的形態）
(1) 1F燃料デブリ	酸化セラミック	(U, Zr)O ₂ (Pu, Zr)O ₂	固体 ^{注1} 、粉体
	金属	(Fe, Cr, Ni) ₂ (U, Zr) (Fe, Cr, Ni) ₂ (Pu, Zr)	
	ケイ酸塩（MCCI）	(U, Zr, Ca)O ₂ (Pu, Zr, Ca)O ₂	
	ケイ酸塩（MO ₂ ）	(U, Zr, Ca, Al)O ₂ (U, Zr, Ca, Gd)O ₂ (U, Zr, Gd, Ca)O ₂ (Pu, Zr, Ca, Al)O ₂ (Pu, Zr, Ca, Gd)O ₂ (Pu, Zr, Gd, Ca)O ₂	
	ケイ酸塩（ガラス）	Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg-Na-K-Zr-U-Gd-O Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg-Na-K-Zr-Pu-Gd-O	
	上記化学形とその他構造材との混合物		

注1 切断作業等を行う場合は固体から粉体へ変化する。

・年間使用予定量

1F燃料デブリの年間予定使用量については、本文5項に記載する最大存在量及び延べ取扱量の範囲内において以下の範囲で取扱う。

核燃料物質の種類	年間予定使用量	
	最大存在量	延べ取扱量
1F燃料デブリ	90g	90g
ただし、下記の数値を超えないこととする。		
①天然ウラン及びその化合物	① 90g	① 90g
②劣化ウラン及びその化合物	② 90g	② 90g
③濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度20%未満)	③ 90g	③ 90g
④プルトニウム及びその化合物	④ 90g	④ 90g

・使用済燃料の処分の方法

使用済燃料の 処分の方法	1F燃料デブリは、福島第一原子力発電所に搬出する。
-----------------	---------------------------

・貯蔵施設

貯蔵施設の位置	以下の貯蔵施設においては1F燃料デブリを貯蔵する。 <div style="background-color: black; width: 150px; height: 15px; margin: 5px 0;"></div> <div style="background-color: black; width: 180px; height: 15px; margin: 5px 0;"></div>
---------	--

表-1 場所別使用方法

使用場所	使用の方法
サービスエリア	キャスク等による1F燃料デブリの移動
試験セル	(1) 1F燃料デブリの搬出入 (2) 1F燃料デブリの外観検査 (3) 1F燃料デブリのγスキャンニング (4) 1F燃料デブリの切断 (5) 1F燃料デブリの重量測定 ██████████
トランスファトンネル	1F燃料デブリの移送
除染セル	(1) 1F燃料デブリの除染 (2) 1F燃料デブリの搬出入
クリーンセル	1F燃料デブリの搬出入
金相セル	(1) 1F燃料デブリの試料調整 (2) 1F燃料デブリの観察 ██████████
ホットリペア室	1F燃料デブリの搬出入
コンタクトリペア室	1F燃料デブリの搬出入
第2キャスクコリダ	1F燃料デブリの運搬
第2試験セル	(1) 1F燃料デブリの搬出入 (2) 1F燃料デブリのX線トモグラフィー(CT検査) ██████████
第2トランスファトンネル	1F燃料デブリの移送
第2除染セル	1F燃料デブリの搬出入
CT検査室	1 F燃料デブリのX線トモグラフィー (CT検査)

(補足)1F燃料デブリの取扱いによる最大取扱放射エネルギーの変更について

1. 最大取扱放射エネルギー

1.1 評価方法

以下の計算コードを用いて、 γ 線及び中性子線（自発核分裂及び (α, n) 反応）の放出率を評価した。

- ・ γ 線及び中性子線：ORIGEN-2.2-UPJ(JENDL-4.0)、SOURCES-4(中性子スペクトル)
- ・ 断面積ライブラリは、「安全上重要な施設に係る評価」と同様で、ウラン燃料は9ライブラリ、MOX燃料は7ライブラリで評価した。

1.2 評価条件

(1) 試料重量 1F燃料デブリ（重金属重量）90g(FMF)

(2) 濃縮度（Pu富化度）

- ・ 東電HDより提供された燃料組成情報より、表1の濃縮度（Pu富化度）で評価

(3) 燃焼度

(4) 冷却期間 2011年3月から2020年3月の9年間

表1 評価対象濃縮度/Pu富化度一覧

核燃料の種類	濃縮度/Pu富化度(wt%)		
	最低	平均	最高
ウラン燃料	■	■	■
MOX燃料	■	■	■

(補足)1F燃料デブリの取扱いによる最大取扱放射エネルギーの変更について

1.3 1g当りのウラン燃料及びMOX燃料の放射能

1g当りのウラン燃料及びMOX燃料の放射能を表2、表3以下に示す。

表2 ウラン燃料の放射能評価結果

表3 MOX燃料の放射能評価結果

(補足)1F燃料デブリの取扱いによる最大取扱放射エネルギーの変更について

1.4 放射化した構造材による最大取扱放射エネルギーへの影響評価

➤ 評価条件

1F燃料デブリに混入する可能性の高い構造材として、ジルカローイ-2(ZrTN802D)、ジルカローイ-4(ZrTN804D)及びステンレス鋼(SUS304)を対象に線源評価を行った。評価モデルは、各燃料1tあたりと比較するため、燃料1tに対して構造材1tを配置した。線源各構造材の組成については、日本産業規格(JIS)に基づくものであり表5に示す。濃縮度(又はPu富化度)及び断面積ライブラリの条件は γ 線発生数が最大になる条件とし、ウラン燃料は「 」及び「 」、MOX燃料は「 」及び「 」を使用し、評価1)と同様の条件で計算を行う。

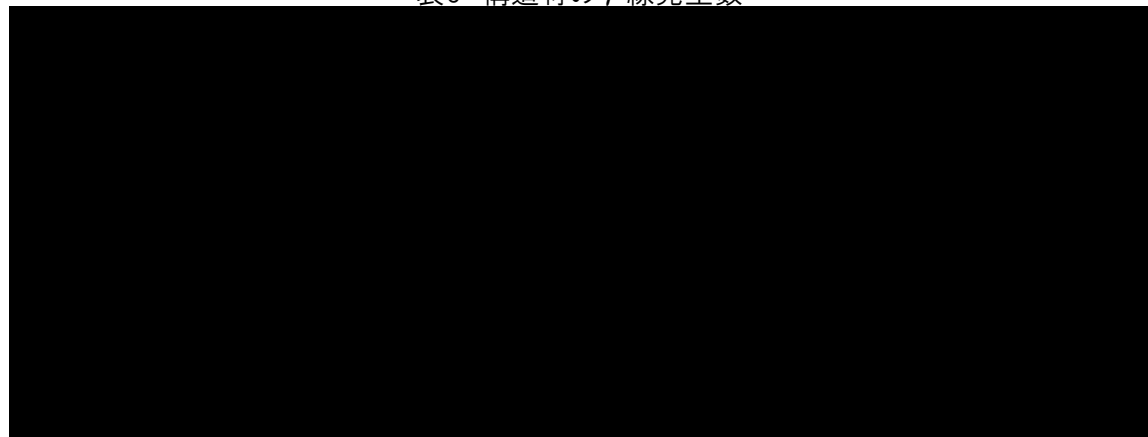
➤ 評価結果

構造材の γ 線発生数の評価結果を表6に示す。構造材による γ 線発生数は、燃料の 程度になることが分かった。1F燃料デブリの全量が燃料である条件が最も厳しいことが分かったため、1F燃料デブリの線源設定には構造材の影響は考慮しないこととした。

表5 構造材の組成

元素(%)	ジルカローイ-2 (ZrTN802D)	ジルカローイ-4 (ZrTN804D)	ステンレス鋼 (SUS304)
Sn	1.45	1.45	-
Fe	0.135	0.21	68.595
Cr	0.1	0.1	19
Ni	0.055	-	9.25
Zr	98.26	98.24	-
C	-	-	0.08
Si	-	-	1
Mn	-	-	2
P	-	-	0.045
S	-	-	0.03

表6 構造材の γ 線発生数



(補足)1F燃料デブリの取扱いによる最大取扱放射エネルギーの変更について

1.5 評価結果

1g当りのウラン燃料及びMOX燃料の放射能に取扱重量を乗ずることで、表4に示すとおり最大取扱放射エネルギーを設定した。

表4 1F燃料デブリの γ 線及び中性子線の放出率

	γ 線 (光子/s)	中性子線 (n/s)
FMF 1F燃料デブリ 90g	■	■

表-2 最大取扱放射能量(1/2)

セル等		試験セル	除染セル	クリーンセル	金相セル		
集合体又は燃料ピン	γ線 ^{注1} (Bq)		1.14×10^{17}	2.64×10^{16}	2.64×10^{16}	2.08×10^{13}	
	中性子線(中性子/s)		7.30×10^8	1.46×10^8	1.46×10^8	1.15×10^5	
	参考 最大放射能に相当する燃料集合体 及び燃料ピンの数量	γ線	集合体3体 ^{注2} + ピン715本 ^{注6}	集合体1体 ^{注2} + ピン127本 ^{注6}	集合体1体 ^{注2} + ピン127本 ^{注6}	ピン 1/5本 ^{注6}	
		中性子線	集合体3体 ^{注3} + ピン520本 ^{注7} + ピン255本 ^{注9}	集合体1体 ^{注3} + ピン127本 ^{注7}	集合体1体 ^{注3} + ピン127本 ^{注7}	ピン1/5本 ^{注7}	
セル等		試験セル	除染セル	クリーンセル	金相セル	コンタクトリペア室	ホットリペア室
1F燃料 デブリ※	γ線 ^{注1} (Bq)						
	中性子線(中性子/s)						
	参考 最大放射能に相当する1F燃料デブ リの数量	γ線					
		中性子線					

※分析結果を年間予定使用量の変更及び安全評価に反映させる方針

表-3 最大取扱放射能量(2/2)

セル等		集合体キャスク	キャスク2	第2試験セル	第2除染セル	CT検査室	
集合体又は燃料ピン	γ 線 ^{注1} (Bq)	4.05×10^{15}	7.26×10^{14}	1.50×10^{17}	3.50×10^{16}	9.98×10^{15}	
	中性子線(中性子/s)	3.46×10^7	4.19×10^6	5.72×10^9	4.22×10^9	3.87×10^9	
	参考 最大放射能に相当する燃料集合体及び燃料ピンの数量	γ 線	集合体1体 ^{注5}	ピン7本 ^{注6}	集合体5体 ^{注8} + 集合体3体 ^{注2} + ピン1,020本 ^{注9}	集合体3体 ^{注8} + ピン85本 ^{注9}	集合体1体 ^{注8}
	中性子線	集合体1体 ^{注5}	ピン5本 ^{注9}	集合体7体 ^{注8} + 集合体1体 ^{注10} + ピン1,020本 ^{注9}	集合体2体 ^{注8} + 集合体1体 ^{注10} + ピン85本 ^{注9}	集合体1体 ^{注10}	
セル内		集合体キャスク	キャスク2	第2試験セル	第2除染セル	CT検査室	
1F燃料 デブリ	γ 線 ^{注1} (Bq)						
	中性子線(中性子/s)						
	参考 最大放射能に相当する1F燃料デブリの数量						γ 線
	中性子線						

2. 臨界評価

2.1 1F燃料デブリの臨界評価方法

未照射のウラン燃料及びMOX燃料について、中性子実効倍率 σ_{eff} を計算によって求め、臨界に達する($\sigma_{\text{eff}} \geq 0.95$)重量(U, Puのみ)を評価した。1F燃料デブリは、内部に水を含む可能性があるため、核燃料と水の混合モデル(均一系及び非均一系)で評価した。1F燃料デブリの組成は、臨界安全を考慮してU, Puのみで構成されていることとした。Pu富化度については、FMFにおける高速炉燃料の照射後試験の知見として、PuとUの熱拡散係数の違いから燃料ペレット中の高温部でPu濃度が約10%上昇することが知られている。従って、Pu装荷時の最高Pu富化度に10wt%を加えることで、1F燃料デブリに対する臨界安全を確保することとした。

2.2 評価条件

(1)計算コード : 連続エネルギーモンテカルロ法コードMVP-II (JENDL-4.0)

(2)濃縮度(Pu富化度)

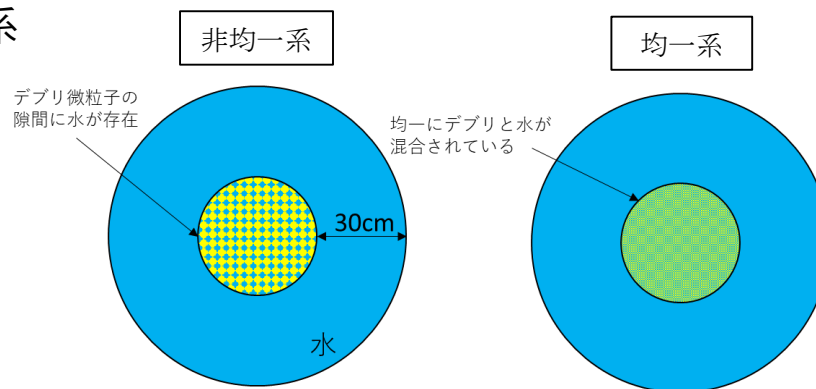
・ウラン燃料

・MOX燃料

(3)燃焼度 : 未照射燃料

(4)水の取扱い : 燃料と水の混合率を最適化し、均一系及び非均一系で評価

(5)評価体系 : 減速系



(補足)1F燃料デブリの取扱いによる取扱制限量の変更について

2.3 評価結果

表1に各条件下での最小臨界重量を示す。結果として、1F燃料デブリの最小臨界重量は、MOX燃料でPu富化度[]のときの[]である。参考として、Pu富化度が[]の場合は1F燃料デブリでは、[]で臨界に達する。ウラン燃料の場合は、[]であっても臨界に達することはない。

表1 1F燃料デブリの臨界評価結果

核燃料種類	最小臨界重量(kg)	
	均一体系	非均一体系
MOX燃料 Pu富化度[]	[]	[]
MOX燃料 Pu富化度[]	[]	[]
ウラン燃料	[]	[]

2.4 FMF及びAGFの臨界管理

FMF及びAGFにおいてデブリを取扱う使用場所の取扱制限量を表2及び表3に示す。本取扱制限量で管理することで臨界に達することはない。

表2 FMFにおける取扱制限量

セル等		試験セル	除染セル	クリーンセル	金相セル	コンタクトリペア室	ホットリペア室
		1F燃料デブリ		[]	[]	[]	[]
臨界管理	管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理
	系区分	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系

表3 AGFにおける取扱制限量

使用場所	計量単位区域	臨界管理方式	制限量(g)
ローディングセル	ローディングセル	質量管理	220
Na.1-1セル	Na.1-1セル	質量管理	2,600
[]	[]	質量管理	520
Na.4セル	Na.4セル	質量管理	220
Na.5セル	Na.5セル	質量管理	220
Na.6セル	Na.6セル	質量管理	220
Na.7セル	Na.7セル	質量管理	220
化学室	化学ボックス	質量管理	220
	Na.13 グローブボックス	質量管理	220
	Na.15 グローブボックス	質量管理	220
実験室	Na.5 グローブボックス	質量管理	220
キャスク保管室	1 キャスクにつき	質量管理	2,600
サービスエリア	1 キャスクにつき	質量管理	2,600
	その他	質量管理	220

セル等		集合体キャスク	キャスク2	第2試験セル	第2除染セル	CT検査室
		最大取扱核燃料物質量 ^{注1}		[]	[]	[]
臨界管理	管理方法	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量又は形状管理	質量管理
	系区分	減速系	減速系	乾燥系	減速系	乾燥系

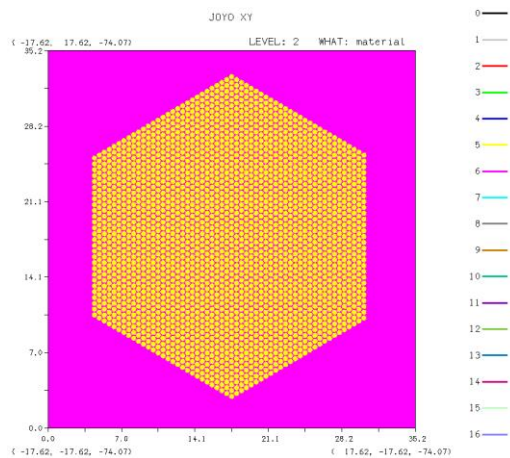
(補足)1F燃料デブリの取扱いによる取扱制限量の変更について

2.5 1F燃料デブリと貯蔵ピットとの相互作用評価方法

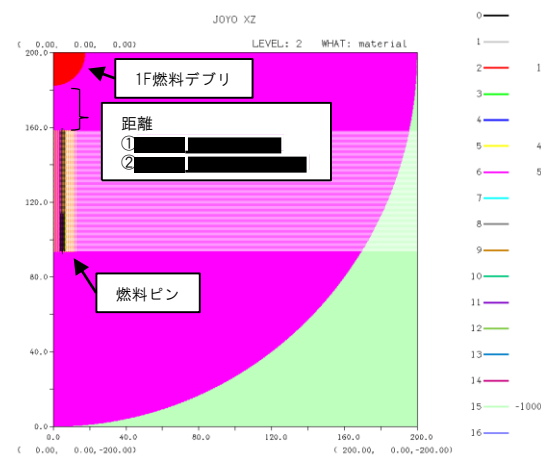
1F燃料デブリを移送中に誤って貯蔵ピット上に落下させる場合を想定し、貯蔵ピットと1F燃料デブリとの相互作用評価を実施した。貯蔵ピット内には常陽ピン、特燃ピン、もんじゅピンが制限値以上の本数配置されていることを想定する。また、1F燃料デブリは[]を取り扱うことを想定した。1F燃料デブリから燃料ピンまでの距離は、それぞれの貯蔵ピットの遮蔽プラグの厚さとする。

2.6 評価条件

- (1)計算コード : 連続エネルギーモンテカルロ法コードMVP-II (JENDL-4.0)
- (2)Pu富化度 : []
- (3)1F燃料デブリ重量 : []
- (3)燃焼度 : 未照射燃料
- (4)水の取扱い : 非均一系
- (5)評価体系 : 乾燥系
- (6)ジオメトリ : 以下に示す。



燃料ピンの配列



1F燃料デブリと燃料ピンの配列 (横視線)

(補足)1F燃料デブリの取扱いによる取扱制限量の変更について

2.7 評価結果

1F燃料デブリと貯蔵ピットに制限値分の常陽ピン、特燃ピン、もんじゅ燃料ピンが配置されたケースでは、いずれの場合であっても中性子実効像倍率が0.95を下回り、臨界に達することはない。各ケースにおける中性子実効像倍率の評価結果を以下の表に示す。

①1F燃料デブリの中性子実効像倍率

デブリモデル	keff	相対統計誤差(%)
均一体系		
非均一体系		

②制限値本数分の各燃料ピンの中性子実効像倍率

燃料ピン名称	炉心中の本数	keff	相対統計誤差(%)
常陽ピン			
特燃ピン			
もんじゅピン			

③1F燃料デブリと貯蔵ピットとの相互作用評価結果

デブリモデル	燃料ピン名称	keff	相対統計誤差(%)
均一体系	常陽ピン		
	特燃ピン		
	もんじゅピン		
非均一体系	常陽ピン		
	特燃ピン		
	もんじゅピン		

④1F燃料デブリと貯蔵ピットとの相互作用評価結果

デブリモデル	燃料ピン名称	keff	相対統計誤差(%)
均一体系	常陽ピン		
	特燃ピン		
	もんじゅピン		
非均一体系	常陽ピン		
	特燃ピン		
	もんじゅピン		

2.8 今後の臨界評価について

3号機はプルサーマル燃料を使用しており、UO₂燃料とMOX燃料が装荷されていたため、UO₂燃料とMOX燃料の比率を考慮した臨界評価を今後実施する。

表-4 最大取扱核燃料物質重量(1/2)

セル等		試験セル	除染セル	クリーンセル	金相セル	コンタクトリペア室	ホットリペア室
		1F燃料デブリ ^{注1}		■	■	■	■
臨界管理	管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理
	系区分	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系

表-5 最大取扱核燃料物質重量(2/2)

セル等		集合体キャスク	キャスク2	第2試験セル	第2除染セル	CT検査室
		1F燃料デブリ ^{注1}		■	■	■
臨界管理	管理方法	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量又は形状管理	質量管理
	系区分	減速系	減速系	乾燥系	減速系	乾燥系

注1 最大取扱核燃料物質重量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。

注2 B型輸送容器（最大取扱重量：■（1F燃料デブリ））を想定した場合、3回輸送分に相当する。

注3 B型輸送容器（最大取扱重量：■（1F燃料デブリ））を想定した場合、1回輸送分に相当する。

表-6 試験セルでの臨界管理

工程	取扱場所	臨界管理の方法	制限値 ^{注1}	最大取扱量 ^{注1}
1F燃料デブリの分析・ XXXXXXXXXX	セル内	質量	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX

表-7 第2試験セルでの臨界管理

工程	取扱場所	臨界管理の方法	制限値 ^{注1}	最大取扱量 ^{注1}
1F燃料デブリの XXXXXXXXXX	セル内	質量	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX

表-8 除染セル、クリーンセルでの臨界管理

工程	取扱場所	臨界管理の方法	制限値 ^{注1}	最大取扱量 ^{注1}
1F燃料デブリの移送	ワークステーション	質量又は形状	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX

表-9 第2除染セルでの臨界管理

工程	取扱場所	臨界管理の方法	制限値 ^{注1}	最大取扱量 ^{注1}
1F燃料デブリの移送	ワークステーション	質量又は形状	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX	1F燃料デブリ XXXXXXXXXX

注1 最大取扱核燃料物質重量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。

注2 B型輸送容器（最大取扱重量：XXXXXXXXXX（1F燃料デブリ））を想定した場合、3回輸送分に相当する。

注3 B型輸送容器（最大取扱重量：XXXXXXXXXX（1F燃料デブリ））を想定した場合、1回輸送分に相当する。

表-10 キャスクでの臨界管理

工程	取扱場所	臨界管理の方法	制限値 ^{注1}	最大取扱量 ^{注1}
1F燃料デブリの移送 (集合体キャスク)	ローディングドック サービスエリア	質量又は形状	1F燃料デブリ ■	1F燃料デブリ ■
1F燃料デブリの移送 (キャスク2)	ローディングドック サービスエリア	質量	1F燃料デブリ ■	1F燃料デブリ ■

表-11 金相での臨界管理

工程	取扱場所	臨界管理の方法	制限値 ^{注1}	最大取扱量 ^{注1}
1F燃料デブリの分析	金相セル	質量	1F燃料デブリ ■	1F燃料デブリ ■

注1 最大取扱核燃料物質重量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。

注2 B型輸送容器（最大取扱重量：■（1F燃料デブリ））を想定した場合、3回輸送分に相当する。

注3 B型輸送容器（最大取扱重量：■（1F燃料デブリ））を想定した場合、1回輸送分に相当する。

1F燃料デブリの分析に係る作業と安全設計の基本方針(FMF)

【FMFにおける作業】

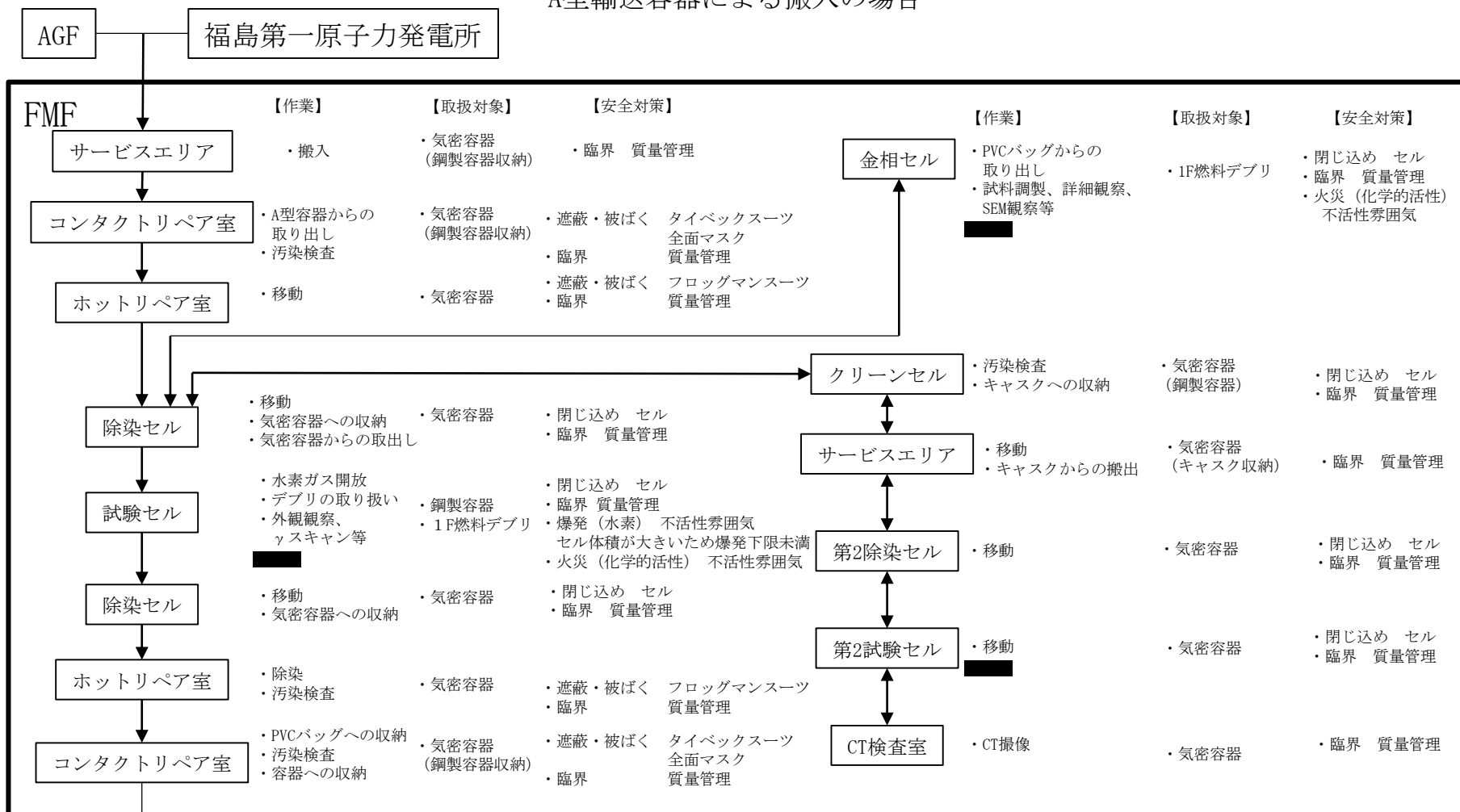
- ・搬出入
- ・試料調製(切断、研磨)
- ・分析(非破壊検査、外観観察、元素分析)
- ・貯蔵

【設計の基本方針】

- ・【設計の基本方針】
- ・全ての作業において、作業員の内部被ばくのおそれがないこと、遮蔽が十分であること。(被ばく)
- ・全ての作業において臨界に達することがない。(臨界)
- ・1F燃料デブリの運搬において、気密性が維持されていること。(閉じ込め)
- ・セルでの容器開封作業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)
- ・化学的活性を持つ試料の取り扱いで、火災にいたることがないこと。(火災)
- ・全ての作業において、火気の使用が無く、火災にいたることがないこと。(火災)
- ・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)

1F燃料デブリに係る作業内容及び安全対策(FMF)

A型輸送容器による搬入の場合



AGF ← 福島第一原子力発電所等※

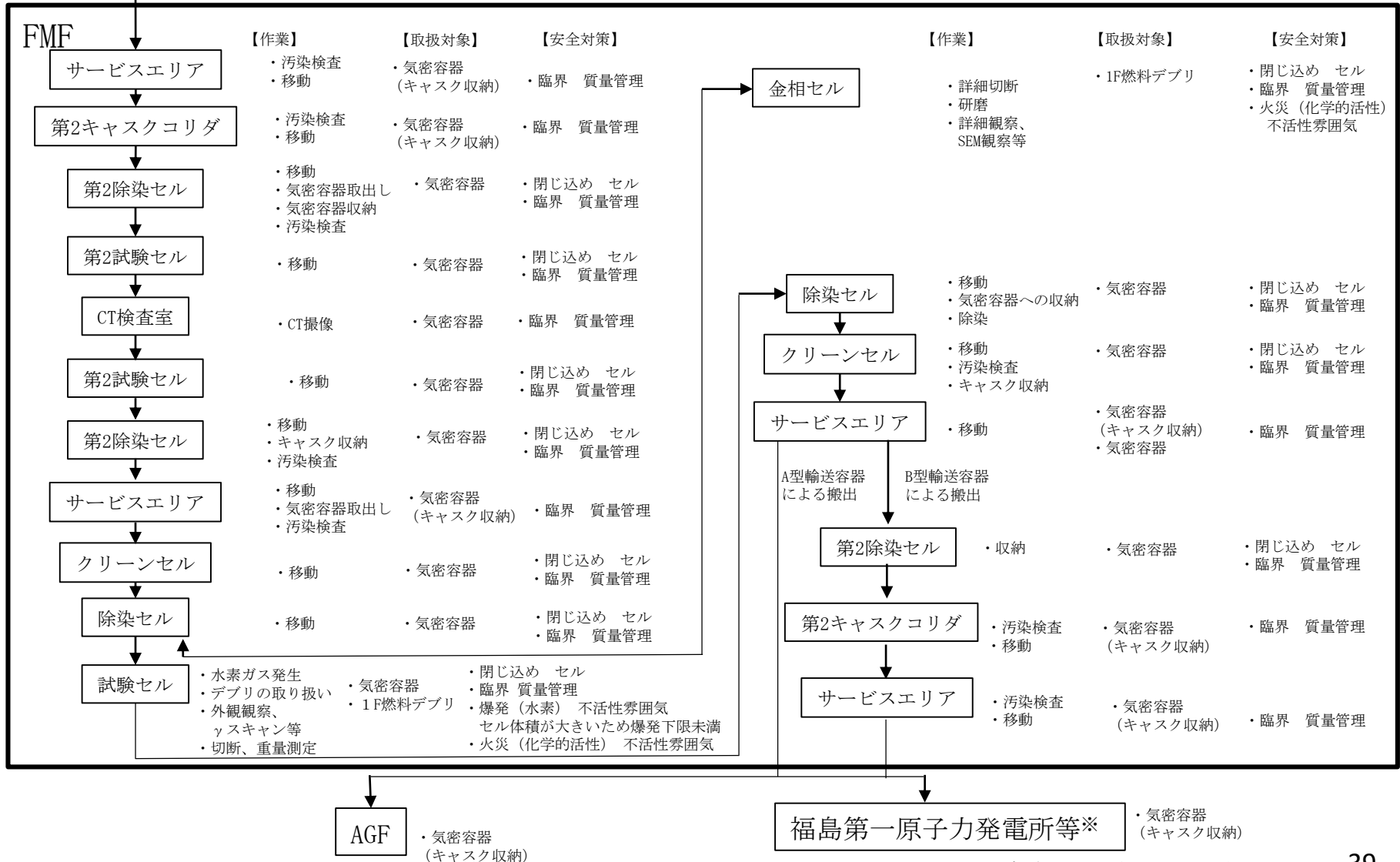
・気密容器 (鋼製容器収納)
・気密容器 (鋼製容器収納)

※1F燃料デブリの取扱い許可施設

1F燃料デブリに係る作業内容及び安全対策(FMF)

B型輸送容器による搬入の場合

福島第一原子力発電所



※1F燃料デブリの取扱い許可施設

【火災事故】

FMFの建家及びセルは、鉄筋コンクリート造(一部鉄骨造)で、内部の主要な設備も不燃材料又は難燃材料であるので、一般火災の可能性は非常に少ない。また、可燃性の放射性廃棄物を保管廃棄施設に保管する場合、又は試験・作業中に発生する廃棄しようとする物を所定の容器に収納する場合は、金属製容器を用いるなどの防火対策を行う。

セル火災に対しては、試験セルは常時、窒素雰囲気中に維持するので火災発生のおそれは全くない。建家内火災に対しては、消防法に基づく自動火災報知設備、屋内消火栓設備及び消火器具が設置されており、また必要な箇所には防火扉を設ける。特に、非管理区域と管理区域の境界には防火壁及び防火ダンパを設置し、非管理区域からの延焼を防止する構造とする。

また、1F燃料デブリに含まれる物質には、核燃料物質の種類に示す通り、金属、酸化セラミック、ケイ酸塩が想定され、この内、空気中の酸素と反応する可能性があるのは、金属である。福島第一原子力発電所で使用されていた金属は、主に、鉄、クロム、ニッケル及びジルコニウムから構成されたものであり、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。1F燃料デブリを切断した際に、これまで空気に触れていなかった面が新たに接触するようになり、かつ、粉体が発生するおそれがある。試験セル及び金相セルで取り扱う場合は、不活性雰囲気のため火災に至ることはない。不活性ガス雰囲気以外で取り扱う場合は、気密容器に収納した状態で取り扱う。

1F燃料デブリ中に水素ガスが含まれており、気密容器開封の際、ガスが放出される可能性があるが、1F燃料デブリ90g中に含まれる水素ガスは少量であり、セルに放出されたとしても、速やかに希釈されて、濃度は■■■■(大気圧)となるため、空気中における爆発下限濃度(4vol%)を下回るため、水素ガスによる火災の恐れはない。

【臨界事故】

1F燃料デブリの使用又は貯蔵にあたっては、各取扱場所あるいは容器の単一ユニットで質量管理による臨界管理を実施し、最大取扱量以下でしか取り扱わない。単一ユニットによる臨界管理として、1F燃料デブリを移動する際は事前に計算機により単一ユニットの最大取扱量以下であることを確認後、移動作業を行う。複数ユニットの臨界管理は、ユニット相互の端面間距離が中性子相互干渉を防止する厚さ以上の壁で仕切られるか、又は立体角法によって評価して臨界の起こらない安全な配置とする。

【閉じ込め】

プルトニウムを含む α 放射性物質を取扱う試験セル、第2試験セル、除染セル、第2除染セル、金相セル及びグローブボックスは、気密構造(漏えい率0.1Vol%/h以下)とし、常時負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。

これらのセルは、ステンレス鋼板によるライニングを施し、遮蔽窓、ポート等はガスケット又はOリングを用いた気密構造とする。

なお、クリーンセルは負圧を維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。セル及びグローブボックスの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。

排気設備には、予備の排風機と停電時の非常用電源設備とを設けることにより、セル及びグローブボックスの負圧を290Pa(30mmH₂O)以上(負圧の深い側)に保持する。

以上のようにFMFでは、セル及びグローブボックスからの放射性物質の漏えいを防止し、さらにローカルエアサンプリング装置及び室内ダストモニタにより管理区域の空気中の放射性物質濃度を監視する等、放射線管理面からも放射線業務従事者の内部被ばくが生じないように、安全を十分に確保する。

【遮蔽・被ばく】

ホットリペア室における作業は、フロッグマン設備を使用するため内部被ばくに対して安全である。

コンタクトリペア室における作業は、全面マスク及びタイベックスーツを着用するため内部被ばくに対して安全である。1F燃料デブリの最大取扱放射エネルギーを超えないため安全である。

事故想定及び一般公衆への影響評価結果(FMF)

本申請においては、核燃料物質の最大取扱量に変更がないため、既存の事故想定評価に変更はない。以下に既存の事故想定の内容等を示す。

事故想定を選定と内容

本施設は、建家、セル、内装設備及び機器について火災、爆発、臨界、停電、誤操作等によって、事故が発生し、建家外に放射性物質を放出した場合、一般公衆の放射線被ばくによる線量を評価する。

試験セルは窒素雰囲気であるため火災の発生は考えられない。したがって、事故としては除染セルにおける火災の発生を考える。

すなわち、この火災によってセル内高性能エアフィルタは破損するが、排風機室の高性能エアフィルタは正常に機能し、セル内気体廃棄物は排風機室高性能エアフィルタを通して排気筒から建家外への放出を想定する。

評価結果

施設から放出された放射性物質が気象条件に従って拡散するものとして、施設から最短距離の周辺監視区域境界における相対濃度を用いて計算し、線量換算係数を乗じて実効線量及び等価線量を算出した。

その結果、実効線量は十分小さい値であり、また等価線量も原子力安全委員会によって報告された「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に定められている値に対して十分に小さい値であると評価できる。

1F燃料デブリの分析に係る作業内容と変更申請内容(AGF)

【 1F燃料デブリの分析に係る作業内容】

- ・搬出入
- ・試料調製(切断、溶解、分離)
- ・分析(質量分析、元素分析、放射線計測)
- ・処理
- ・貯蔵

【 1F燃料デブリの分析に係る主な変更点】

- ・使用の目的、使用の方法の追記
- ・核燃料物質の種類追記
- ・年間予定使用量の追記
- ・使用済燃料の処分の方法の追記
- ・貯蔵施設への貯蔵に関する事項の追記
- ・場所別使用方法の追記
- ・1F燃料デブリの取扱いに関するフローの追加

・使用の目的の追記

AGFの使用の目的について、「1F燃料デブリ」を取扱うことを追記する。

整理番号	使用の目的
1	③福島第一原子力発電所内で採取した使用済燃料由来の原子炉内損傷燃料を含む物質又は原子炉構造物が混合された混合物(以下「1F燃料デブリ」という。)の分析を行う。

・使用の方法の追記

1F燃料デブリの使用の方法について追記する。

整理番号	使用の方法
1-③	別添2 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法(照射燃料試験施設)参照

照射燃料集合体試験施設、福島第一原子力発電所等※からAGFに搬入された1F燃料デブリは、表-1場所別使用の方法及び表-2取扱制限
量に従って使用する。1F燃料デブリ分析に係るフローを図-1に示す。

※1F燃料デブリの取扱い許可のある施設。また、化学的に活性でない1F燃料デブリに限る。

別添2 本文

整理番号	使用の方法
1-③	<p>(1)搬入</p> <p>【A型容器による搬入】</p> <p>1F燃料デブリが収納された鋼製容器(2重目)をローディングドックからサービスエリアに搬入する。その後、鋼製容器(2重)をサービスエリアから、グローブボックス設置室(化学室又は実験室)へ移動する。鋼製容器(2重)から1F燃料デブリを取り出し、No.5, No.13又はNo.15グローブボックスにバグイン等により搬入する。</p> <p>【B型容器(キャスク)による搬入】</p> <p>1F燃料デブリが収納されたキャスクをローディングドック天井ハッチからクレーン設備を用いてサービスエリアに搬入する。No.1-1セル天井ポートにキャスクを設置し、キャスクシャッター及び天井ポートを開け、キャスク内の鋼製容器(2重目)をNo.1-1セル内に搬入する。</p> <p>No.1-1セル天井ポートにキャスクを設置する。天井ポートを開け、キャスク内に付属しているマグネットをNo.1-1セル内に下ろす。鋼製容器(2重目)の蓋を開け、鋼製容器(1重目)をマグネットで吸着して吊り上げ、キャスク内に収納する。</p> <p>No.2セル天井ポートにPVCバッグを装着する。天井ポートを開けて、PVCバッグをNo.2セルに入れる。No.2セル天井ポートにキャスクを設置する。鋼製容器(1重目)をマグネットで吊り下げてNo.2セル内に搬入する。マグネットを切り離して、No.2セル内に鋼製容器(1重目)を下ろす。No.2セル天井ポートを閉め、1F燃料デブリを鋼製容器(1重目)から取り出す。</p> <p>試料調製等のため、No.2セルからNo.4, 5, 6又はNo.7セルへ移動する際は、試料をNo.2セルにてコンベア装置に入れ、各セルへ移動する。</p>

整理番号	使用の方法
1-③	<p>(2)試験</p> <p>①試料調製</p> <p>【切断を行う場合】</p> <p>No.4セルにて1F燃料デブリの外観観察をしたのち、No.5セルにて切断を行う。</p> <p>【溶解、分離、焼付け】</p> <p>No.6セル, No.5, No.13又はNo.15グローブボックスにて、1F燃料デブリを取り出し、水溶液又は融剤と供に、ホットプレート、小型焼成用加熱炉、液体クロマトグラフィーの前処理炉等を用いて加熱を行う。融剤と供に加熱した場合は、放冷後、水溶液に融成物を溶解する。</p> <p>その後、化学ボックス又はNo.13グローブボックスにて、イオン交換分離等の化学分離操作を行う。</p> <p>No.13グローブボックスにて、溶液試料の分取又はホットプレート等を用いた溶液試料の焼付けを行う。</p> <p>グローブボックス間で1F燃料デブリや溶液試料を移動する際は、1F燃料デブリについては金属容器に収納の上、また、溶液試料については密閉容器に収納の上、グローブボックスからバッグアウト等により搬出した後、鋼製容器に収納した状態で移動し、グローブボックスへバッグイン等により搬入する。ただし、No.6セルから化学ボックスへ移動する際は、コンベア装置を用いてNo.6セルからNo.7セルへ移動した後、気送管設備を用いてNo.7セルから化学ボックスへ移動するか、又は、コンベア装置を用いてNo.6セルからローディングセルへ移動した後、バッグアウト等により搬出した後、鋼製容器に収納した状態で移動し、化学ボックスへバッグイン等により搬入する。</p> <p>なお、火災防止のため、小型焼成用加熱炉及び液体クロマトグラフィーの前処理炉は過昇温、断水時に電源が遮断される仕様とする。また、グローブボックス内には消火剤を配置する。加熱中は常時作業員が監視を行うとともに、万一火災が発生した場合には、グローブボックス内に配置した消火剤にて消火を行う。</p>

整理番号	使用の方法
1-③	<p>②分析</p> <p>質量分析用グローブボックスにおいて、分析試料を質量分析装置に装着し、質量分析を行う。</p> <p>No.12グローブボックスにおいて、分析試料をICP質量分析装置に吸引させ、質量分析を行う。</p> <p>No.16グローブボックスにおいて、分析試料を元素分析装置に吸引させ、元素分析を行う。</p> <p>恒温室において、分析試料を放射線計測装置内に置き、放射線計測を行う。</p> <p>分析試料を移動する際は、密閉容器に収納の上、グローブボックスからバッグアウト等により搬出した後、鋼製容器に収納した状態で移動する。グローブボックス内で分析を行う場合は、グローブボックスへバッグイン等により搬入する。</p> <p>③処理</p> <p>No.13グローブボックス又はNo.6セルにおいて、溶液試料をホットプレート等で加熱し、溶媒を蒸発させる。また、元となる1F燃料デブリが同一である分析試料が複数ある場合は、必要に応じてそれらをまとめることにより減容化する。</p> <p>グローブボックス間で分析試料を移動する際は、密閉容器に収納の上、グローブボックスからバッグアウト等により搬出した後、鋼製容器に収納した状態で移動し、グローブボックスへバッグイン等により搬入する。</p> <p>なお、火災防止のため、グローブボックス内には消火剤を配置する。加熱中は常時作業員が監視を行うとともに、万一火災が発生した場合には、グローブボックス内に配置した消火剤にて消火を行う。</p> <p>(3) 貯蔵</p> <p>セル内に存在する1F燃料デブリについては、金属容器に収納した上で、コンベア装置に入れ、 に移動する。 内にある貯蔵ピットをクレーン設備にて吊り上げ、金属容器を貯蔵ピットに収納し、貯蔵ピットをクレーン設備にて挿入する。</p> <p>分析に供した化学室内にある1F燃料デブリについては、必要に応じて減容化を行い、金属製の気密容器に収納した上で へ移動し、 に収納する。</p>

(補足)1F燃料デブリの取扱いによる最大取扱放射能量、取扱制限量の変更の有無について

1. 最大取扱放射能量

1.1 評価方法

以下の計算コードを用いて、 γ 線及び中性子線（自発核分裂及び (α,n) 反応）の放出率を評価した。

- ・ γ 線及び中性子線：ORIGEN-2.2-UPJ(JENDL-4.0)、SOURCES-4(中性子スペクトル)
- ・ 断面積ライブラリは、「安全上重要な施設に係る評価」と同様に、ウラン燃料は9ライブラリ、MOX燃料は7ライブラリで評価した。

1.2 評価条件

- (1) 試料重量 1F燃料デブリ（重金属重量）10g(AGF)
- (2) 濃縮度（Pu富化度）
 - ・ 東電HDより提供された燃料組成情報より、表1の濃縮度（Pu富化度）で評価
- (3) 燃焼度 XXXXXXXXXX
- (4) 冷却期間 2011年3月から2020年3月の9年間

表1 評価対象濃縮度/Pu富化度一覧

核燃料の種類	濃縮度/Pu富化度(wt%)		
	最低	平均	最高
ウラン燃料	■	■	■
MOX燃料	■	■	■

(補足)1F燃料デブリの取扱いによる最大取扱放射エネルギーの変更について

1.3 評価結果

1g当りのウラン燃料及びMOX燃料の放射能を表2、表3以下に示す。

表2 ウラン燃料の放射能評価結果

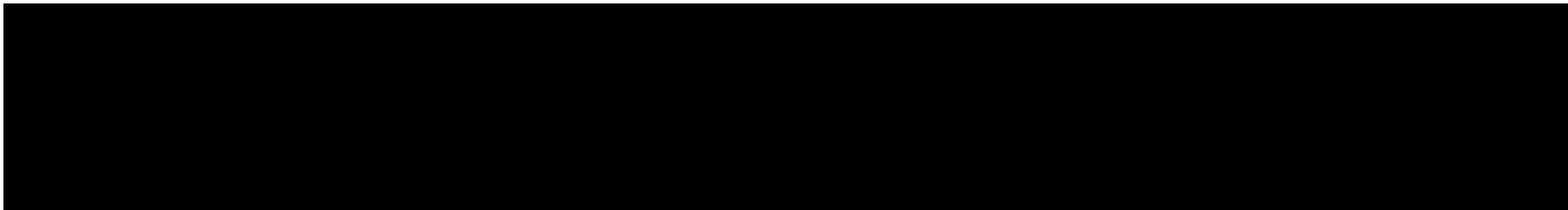
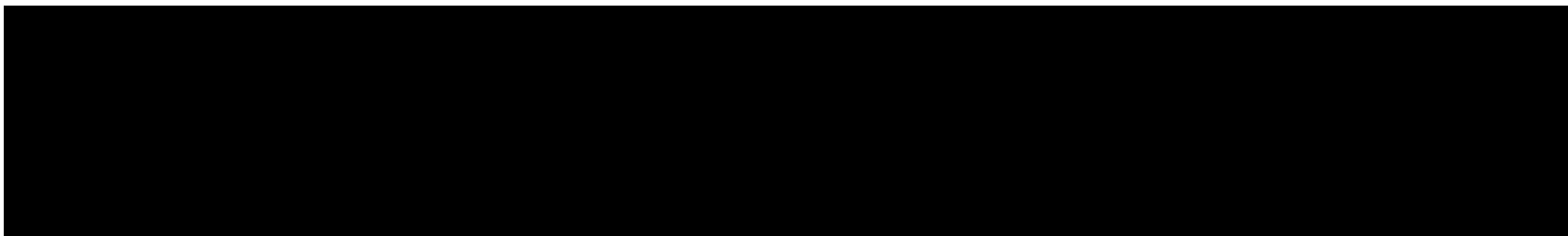




表3 MOX燃料の放射能評価結果



1g当りのウラン燃料及びMOX燃料の放射能に取扱重量を乗じ、最大取扱放射エネルギーは表4に示すとおりとなり、既許可の範囲を超えないため、変更は必要ない。

表4 1F燃料デブリの γ 線及び中性子線の放出率

	γ 線 (光子/s)	中性子線 (n/s)
AGF 1F燃料デブリ 10g		

2. 取扱制限量

AGFにおける1F燃料デブリの取扱量は10gであり、全量Puと仮定しても臨界は起こらないため取扱制限量の変更は必要ない。

・核燃料物質の種類

核燃料物質の種類に、「1F燃料デブリ」に関する項目を追加する。

核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)
1F燃料デブリ	酸化セラミック	$(U, Zr)O_2$ $(Pu, Zr)O_2$	固体、粉体
	金属	$(Fe, Cr, Ni)_2(U, Zr)$ $(Fe, Cr, Ni)_2(Pu, Zr)$	
	ケイ酸塩(MCCL)	$(U, Zr, Ca)O_2$ $(Pu, Zr, Ca)O_2$	
	ケイ酸塩(MO ₂)	$(U, Zr, Ca, Al)O_2$ $(U, Zr, Ca, Gd)O_2$ $(U, Zr, Gd, Ca)O_2$ $(Pu, Zr, Ca, Al)O_2$ $(Pu, Zr, Ca, Gd)O_2$ $(Pu, Zr, Gd, Ca)O_2$	
	ケイ酸塩(ガラス)	<u>Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg-Na-K-Zr-U-Gd-O</u> <u>Si-Al-Ca-Fe-Cr-Mg-Na-K-Zr-Pu-Gd-O</u>	
		上記化学形とその他構造材との混合物	

・年間予定使用量の変更

年間予定使用量に「1F燃料デブリ」に関する記載を追記する。

核燃料物質の種類	年間予定使用量	
	最大存在量	延べ取扱量
<u>1F燃料デブリ</u>	<u>10g</u>	<u>10g</u>
ただし、下記の数値を超えないこととする。		
①天然ウラン及びその化合物	① <u>10g</u>	① <u>10g</u>
②劣化ウラン及びその化合物	② <u>10g</u>	② <u>10g</u>
③濃縮ウラン及びその化合物(濃縮度20%未満)	③ <u>10g</u>	③ <u>10g</u>
④プルトニウム及びその化合物	④ <u>10g</u>	④ <u>10g</u>

・使用済燃料の処分の方法の追記

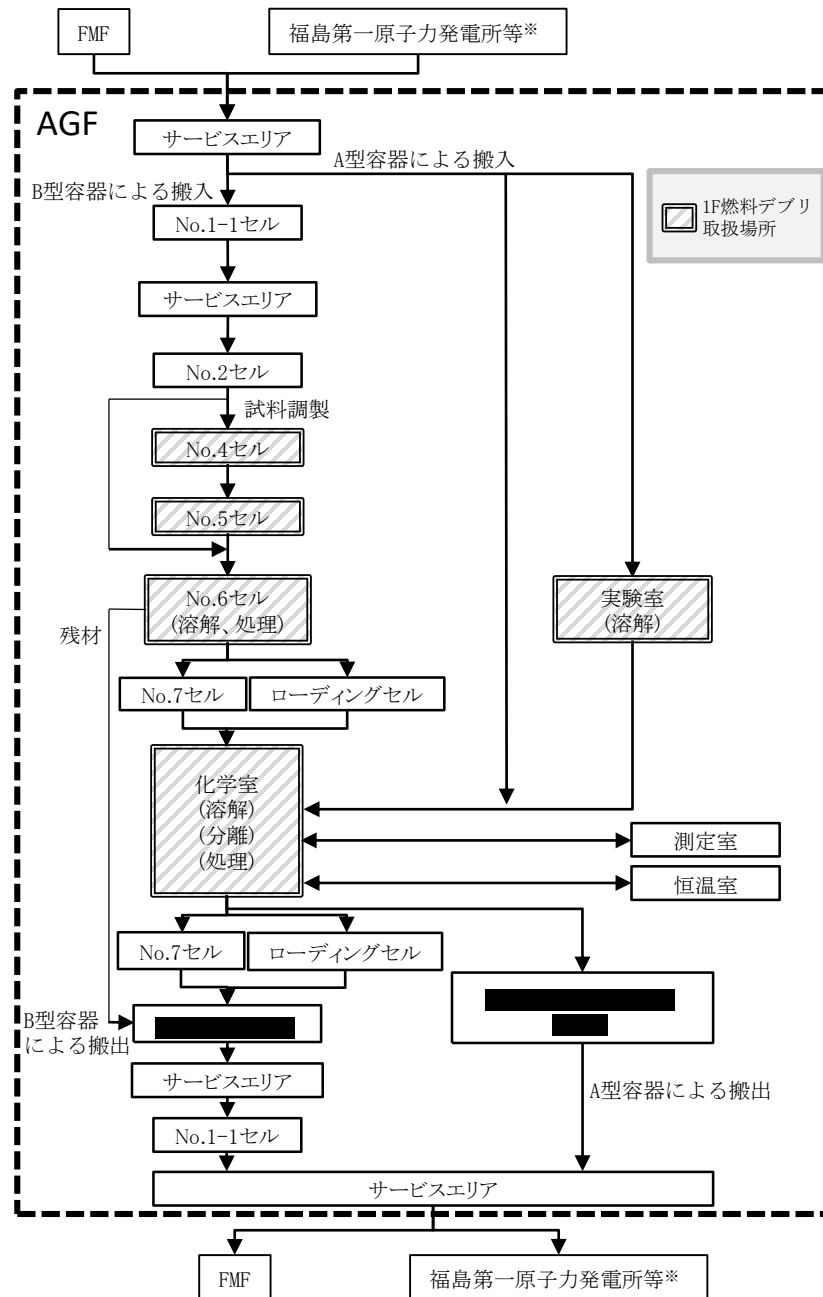
1F燃料デブリの処分方法を追記する。

使用済燃料の処分の方法	<u>1F燃料デブリは、福島第一原子力発電所に搬出する。</u>
-------------	----------------------------------

・貯蔵施設への貯蔵に関する事項の追記

1F燃料デブリの貯蔵施設を明確化する。

貯蔵施設の位置	<u>以下の貯蔵施設においては1F燃料デブリを貯蔵する。</u> <div style="background-color: black; width: 150px; height: 15px; margin: 5px 0;"></div> <div style="background-color: black; width: 180px; height: 15px; margin: 5px 0;"></div>
---------	---



※1F燃料デブリの取扱い許可施設

図-1 1F燃料デブリの取扱いに関するフロー

1F燃料デブリの分析に係る作業と安全設計の基本方針(AGF)

【AGFにおける作業】

- ・搬出入
- ・試料調製(切断、溶解、分離)
- ・分析(質量分析、元素分析)
- ・処理
- ・貯蔵

【設計の基本方針】

- ・全ての作業において、作業員の内部被ばくのおそれがないこと、遮蔽が十分であること。(被ばく)
- ・全ての作業において未臨界を維持できること。(臨界)
- ・全ての作業において、火気の使用が無く、火災にいたることがないこと。(火災)
- ・化学的活性を持つ試料の取り扱いで、火災にいたることがないこと。(火災)
- ・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)

【火災事故】

グローブボックスは、ステンレス鋼であり、窓、フィルタ、グローブポート等も難燃性材料である。グローブボックス設備の中では、グローブが最も燃焼しやすい。したがって、火災防止のため、グローブボックス内は常によく整理し、グローブボックス内への可燃性物質の持ち込みを最低限にし、さらに、それらの可燃性物質は金属製容器に入れておく等の措置をとる。

以上のような対策にもかかわらず、グローブボックス内で火災が発生した場合、各グローブボックス内に配置されている粉末消火剤にて消火する。

また、1F燃料デブリに含まれる物質には、核燃料物質の種類に示す通り、金属、酸化セラミック、ケイ酸塩が想定され、この内、空気中の酸素と反応する可能性があるのは、金属である。福島第一原子力発電所で使用されていた金属は、主に、鉄、クロム、ニッケル及びジルコニウムから構成されたものであり、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。1F燃料デブリを切断した際に、これまで空気に触れていなかった面が新たに接触するようになり、かつ、粉体が発生するおそれがある。

1F燃料デブリとして、金属の塊状の物質10gを想定した場合、その体積は、約■■■cm³となる。(鉄、クロム、ニッケル、ジルコニウム、ウラン及びプルトニウムのうち、常温で金属の密度が最も低いのはジルコニウムであるため、もっとも体積を大きく見積るために、ジルコニウムの密度6.5 cm³/gを用いて、体積を評価した。)

体積■■■cm³から、直径■■■cmの球体を想定し、刃厚0.04cmで半分に切断した場合、発生する粉体の量は、■■■g (■■■cm³) と十分小さい量であるため火災の発生のおそれはない。

なお、セルやグローブボックス内に持ち込まれる1F燃料デブリは、少量であるが、化学的活性である可能性を考慮し、ガラスや金属等の不燃又は難燃性材料製の容器内で取り扱い、酸素との反応に起因して発火したとしても、その延焼を防ぐ。

1F燃料デブリ中に水素ガスが含まれており、切断に伴い、ガスが放出される可能性があるが、1F燃料デブリ10g中に含まれる水素ガスは最大でも■■■molであり、取り扱うセルやグローブボックスで最も狭いグローブボックス内で放出された場合でも、速やかに希釈されて濃度は■■■vol%(大気圧)となり、気中における爆発下限濃度(4vol%)を下回るため、水素ガスによる火災の恐れはない。

【臨界事故】

本施設では、核燃料物質の使用又は保管に当たり質量管理により臨界管理を行う。すなわち、建家内を区分して計量単位区域を設定し、その区域内では、臨界安全管理上の取扱制限量の範囲内では核分裂性物質を取扱わないので臨界事故発生のおそれはない。[REDACTED]は、正方格子状に配列してあり、ピット1個分の核燃料物質を引き上げて格子点の中間に置いても相互干渉の影響のないように制限量を決めた。即ち、引上げたピット1個分の核燃料物質とその周囲の格子点に位置する4つのピットの中にある核燃料物質の寄与を考慮して金属の場合の安全基準量の1/5をもって制限量とした。

【閉じ込め】

プルトニウムを含む α 放射性物質を取扱うセル内ボックス、気密セル及びグローブボックスは気密構造とし、通常負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。

セル内ボックスはステンレス鋼板による溶接構造とし、観察窓、背面PVCポート等はガスケット、Oリング、水銀を用いた気密構造(漏えい率0.1vol%/h以下)とする。

気密セル(No.2セル、No.8セル及びNo.9セル)はステンレス鋼板によるライニングを施し、観察窓、背面PVCポート等はガスケット又はOリングを用いた気密構造(漏えい率0.1vol%/h以下)とする。

セル内ボックス、気密セル及びグローブボックスの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。排気設備には予備の排風機と停電時の非常用電源設備を設けることにより、セル内ボックス250Pa(25mmH₂O)以上、気密セル150Pa(15mmH₂O)以上、グローブボックス200Pa(20mmH₂O)以上の負圧に保持する。

【遮蔽・被ばく】

核燃料物質を使用するセルは、重コンクリート等の放射線遮蔽を考慮した厚みのセル内にて取り扱う。また、グローブボックスは、放射線遮蔽を考慮した厚みの壁を有する化学室、恒温室、測定室及び実験室内に設置され、グローブボックス表面線量率が200 μ Sv/h以下となるよう管理して作業を行う。

事故想定及び一般公衆への影響評価結果(AGF)

本申請においては、核燃料物質の最大取扱量に変更がないため、既存の事故想定評価に変更はない。以下に既存の事故想定の内容等を示す。

事故想定を選定と内容

本施設は、建家、セル、内装設備及び機器について火災、爆発、臨界、停電、誤操作等によって、事故が発生し、建家外に放射性物質を放出した場合、一般公衆の放射線被ばくによる線量を評価する。

No.3-2セルで焼結炉運転の際、炉体内のヒータが損傷、電源供給ケーブルがショートし火花が付近の可燃性物質に引火して火災事故が発生したと考える。

すなわち、この事故によってセル内ボックスの高性能エアフィルタは破損するが、排風機室の高性能エアフィルタは正常に機能し、セル内ボックス内の気体廃棄物は、排風機室高性能エアフィルタを通して排気筒から建家外への放出を想定する。

評価結果

施設から放出された放射性物質が気象条件に従って拡散するものとして、施設から最短距離の周辺監視区域境界における相対濃度を用いて計算し、線量換算係数を乗じて実効線量及び等価線量を算出した。

その結果、実効線量は十分小さい値であり、また等価線量も原子力安全委員会によって報告された「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に定められている値に対して十分に小さい値であると評価できる。

安全上重要な施設に係る評価(南地区)

安全上重要な施設の評価条件

1F燃料デブリの分析に係る取扱いの際、漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量(プルトニウム及びウランの合計量)を、以下のとおり制限する。

FMF:90g、AGF:10g

評価結果

内的事象によって安全機能が喪失したとしても、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生時個当たり5mSvを超える施設はない。

外的事象による安全機能の喪失(共通要因故障を含む。)を考慮した評価においても、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり5mSvを超えず、安全上重要な施設は特定されないことを確認した。

(i) 地震による安全機能喪失を想定した場合

a) 異常事象の想定

地震による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。

異常事象	事象の想定と線量
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	建家及びセルに対し適切な移行率(DF値)の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%(DF=1)として評価する。 地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF値1で環境に放出される。 実効線量: ■■■mSv(FMF)、■■■mSv(AGF)

b) 「安全上重要な施設」の特定結果

地震による安全機能の喪失を想定した異常事象において実効線量は5mSvを下回ったことから、安全上重要な施設は特定されない。

(ii) 津波による安全機能喪失を想定した場合

FMF、AGFは標高約35m、MMFは標高約39mに位置しており、基準津波による大洗研究所敷地前面の海岸での最大遡上高さT.P.+16.9mを考慮した場合でも津波が到達するおそれはないことから、津波の考慮は要しない。

(iii) 竜巻による安全機能喪失を想定した場合

a) 異常事象の想定

竜巻による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。

異常事象	事象の想定と線量
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	竜巻による飛来物は建家外壁を貫通し、グローブボックスの静的閉じ込め機能は喪失するが、セルの静的閉じ込め機能には影響を及ぼさない。 1F燃料デブリの取扱いにおいて発生する漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質は、セル内での切断により発生するため、建家外への放出のおそれはなく、1F燃料デブリの取扱いにおいて公衆の被ばくのおそれはない。

b) 「安全上重要な施設」の特定結果

竜巻による安全機能の喪失を想定した異常事象において建家外への放出のおそれはないため、安全上重要な施設は特定されない。

(iv) その他の外的事象による安全機能喪失を想定した場合

「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第11条第1項及び第5項に例示されている自然現象(竜巻については前項で評価済み。)及び人為事象について評価した結果、以下に示すとおり安全上重要な施設は特定されない。

1) 洪水

敷地は、太平洋に面した標高約35m～40mの鹿島台地にあり、各施設は標高約35mに設置している。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水面は標高約29m、最深部は約6mである。敷地に降った雨水等の表流水のほとんどは夏海湖に集まり、一般排水溝に流れる経路となるが、大雨等により万一夏海湖が増水した場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れる経路となり、谷地や水路を伝って涸沼に流れる。このような地形及び表流水の状況からみて洪水によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

2) 風(台風)

施設の風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行っており、風(台風)によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

3) 凍結

屋外に凍結による影響のおそれのある保安上重要な設備機器はないため、凍結の考慮は要しない。

4) 降水

施設は高台に立地しており地形的にみて降水の影響は考えられないほか、雨水は夏海湖を介して一般排水溝へ排水されており、降水によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

5) 積雪

建家は茨城県建築基準法等施行細則に定める垂直積雪量で設計を行っており、積雪によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

6) 落雷

雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ日本産業規格(JIS)に準拠した避雷設備(避雷針)を設置しており、落雷によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

7) 地滑り

各施設は平地に立地しているため地滑りによって施設の安全機能を損なうおそれはない。

8) 火山の影響

「原子力発電所の火山影響評価ガイド」を参考に立地評価及び影響評価を行った結果、使用施設の安全性に影響を与える可能性のある火山事象は降下火砕物のうち火山灰である。敷地内ボーリング調査結果を用いた降下火砕物の敷地調査の結果及び降下火砕物の敷地周辺の文献調査結果に基づき、降下火砕物の堆積厚さは最大約50cmと評価している。火山灰が施設に降灰する際は、火山灰除去を実施する等の対策を講じることが可能であるため、火山の影響によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

9) 生物学的事象

各施設は海水及び夏海湖からの取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。また、屋外にある変圧器については小動物等の侵入を防止する構造であるため影響はない。そのため生物学的影响の考慮は要しない。

10) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に準じて評価した結果、施設の外壁表面の温度は許容温度200℃を超えないことから、森林火災によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

11) 飛来物

各施設への航空機落下確率を「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に準じて評価したところ、 8.8×10^{-8} 回/年との結果が得られた。このように航空機の落下確率は、基準である 10^{-7} 回/年を超えないことから、飛来物の考慮は要しない。

12) ダムの崩壊

周辺地域のダムとしては、大洗研究所の敷地から北西方向約20kmの地点に楮川(こうぞがわ)ダムが存在するが、敷地との距離が十分離れていることから、ダムの崩壊による影響はない。そのためダムの崩壊の考慮は要しない。

13) 爆発

大洗研究所の敷地外10km以内には、石油コンビナート等特別防災区域に指定される石油コンビナート施設はないことから、爆発による影響はない。そのため爆発の考慮は要しない。

14) 有毒ガス

大洗研究所の敷地外10km以内には、有毒ガスの発生要因となる石油コンビナート等特別防災区域に指定される石油コンビナート施設はないことから、有毒ガスによる影響はない。そのため有毒ガスの考慮は要しない。

15) 近隣工場等の火災

大洗研究所の近隣工場等として東側に国道51号線を隔てた海側にゴミ処理施設(大洗・鉾田・水戸環境組合クリーンセンター)、西側に日本核燃料開発株式会社及び日揮株式会社があるが、いずれの施設も十分離れており、これらの工場等の火災による熱影響はない。敷地内で最も近い屋外タンク貯蔵所が万一火災となっても十分な距離があることから影響はない。また、航空機落下による火災の影響が最も厳しくなる条件にて評価を行った結果、施設の外壁表面の温度は許容温度200℃を超えない。そのため近隣工場等の火災の考慮は要しない。

16) 船舶の衝突

各施設は港湾等を有しておらず、大洗研究所の北方約5kmに大洗港があるが十分離れており、海水の取水を行っていないため、船舶の衝突や座礁により重油等が流出したとしても影響はない。そのため船舶の衝突の考慮は要しない。

17) 電磁的障害

サージ、ノイズや電磁波等、電磁的障害により動的な安全機能が喪失する可能性があるが、そのような機能喪失が発生した場合の評価は「全電源喪失事象」での評価と同等であり、「安全上重要な施設」に該当する施設はない。 62

補足資料 1F燃料デブリ分析に係る線量確認結果

1. 管理区域境界における実効線量の再評価結果

1.1 評価条件

- ・対象施設 FMF及びAGF
- ・計算コード 一次元輸送計算コードANISN(NPSS Version2.1に格納)
- ・試料重量 1F燃料デブリ90g (FMF)、10g (AGF)

1.2 評価結果

(1) FMF

最も厳しい条件として、トランスファトンネルにおいて、1F燃料デブリ90gを取り扱うことを想定して計算した結果、管理区域境界における実効線量は■■■■■mSvとなり、1.3 mSv/3月を超えない。

(2) AGF

最も厳しい条件として、No.6セルにおいて1F燃料デブリ10gを取り扱う際を想定して計算した結果、管理区域境界における実効線量は■■■■■mSv/3月となり、1.3 mSv/3月を超えない。

表2 1F燃料デブリ分析に係る管理区域境界における実効線量

対象施設	実効線量 (mSv/3月)	管理区域境界(mSv/3月)
FMF	■■■■■	1.3
AGF	■■■■■	

2. 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価結果

2.1 粉体の核燃料物質の設定根拠

(FMF)直径10cmの円柱容器内に収納した1F燃料デブリを刃厚1mmで切断した場合に発生する粉体の核燃料物質の量を想定し、粉体の核燃料物質の量(プルトニウム及びウランの合計量)を、90gに制限する。

(AGF)分析に供する試料として10g程度の1F燃料デブリを受け入れ、溶解に供する試料として直径1cmの試料に対して切断代0.5mmで切断を行った場合を想定し、粉体の核燃料物質の量(プルトニウム及びウランの合計量)を、0.5gに制限する。

2.2安全上重要な施設に係る実施評価

- ① ウラン燃料及びMOX燃料のORIGENIによる公衆の実効線量の評価
- ② Pu富化度と公衆の実効線量の関係の評価
- ③ ウラン燃料の中性子照射により発生するPuの評価

①ウラン燃料及びMOX燃料のORIGENIによる公衆の実効線量の評価

➤ 評価条件

公衆の実効線量評価が最も厳しくなる条件を特定するため、以下の条件で評価を行った。

- 計算コード: ORIGEN2.2-UPJ(JENDL-4.0)
- 燃料組成※:ウラン燃料(濃縮度■■■■■)、MOX燃料(Pu富化度■■■■■)
- 燃焼度※:ウラン燃料(1,2号機)■■■■■、MOX燃料(3号機)■■■■■
- 冷却期間:2011年3月から2020年3月の9年間
- 核燃料物質重量:90g
- 断面積ライブラリ:標準ライブラリのうち、炉型がBWRのもの全てを計算対象とした。計算対象のライブラリ一覧を以下に示す。

※東電HDからの提供情報を基に設定

2. 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価結果

①ウラン燃料及びMOX燃料のORIGENIによる公衆の実効線量の評価

計算対象のライブラリー一覧

核燃料種類	ライブラリ名	備考
ウラン燃料	BS100J40	BWR STEP-I, 0% Void
	BS140J40	BWR STEP-I, 40% Void
	BS170J40	BWR STEP-I, 70% Void
	BS200J40	BWR STEP-II, 0% Void
	BS240J40	BWR STEP-II, 40% Void
	BS270J40	BWR STEP-II, 70% Void
	BS300J40	BWR STEP-III, 0% Void
	BS340J40	BWR STEP-III, 40% Void
	BS370J40	BWR STEP-III, 70% Void
MOX燃料	BS2M040SJ40	BWR STEP-II, 0% Void, MOX Pu 4wt%, Standard Pu Compo.
	BS2M044LJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 4wt%, Low Pu Compo.
	BS2M044SJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 4wt%, Standard Pu Compo.
	BS2M044HJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 4wt%, High Pu Compo.
	BS2M047SJ40	BWR STEP-II, 70% Void, MOX Pu 4wt%, Standard Pu Compo.
	BS2M084SJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 8wt%, Standard Pu Compo.
	BS2M134SJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 13wt%, Standard Pu Compo.

➤ 評価結果

ORIGENIによる燃料組成、濃縮度(又はPu富化度)及び断面積ライブラリ毎の公衆の実効線量の評価結果をウラン燃料及びMOX燃料の結果を表2に示す。結果として、MOX燃料でPu富化度■■■■で断面積ライブラリ「■■■■」のとき、公衆の実効線量は最大値をとり、その値は■■■■mSvとなった。

各条件における公衆の実効線量の評価結果

2. 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価結果

➤ 評価結果(続き)

公衆の実効線量が最大となる条件であるMOX燃料でPu富化度[]で断面積ライブラリ「[]」のときの核種ごとの放出量(Bq)を右表に示す。

核種	放出量(Bq)
I131	[]
Kr85	[]
Xe131m	[]
Xe133	[]
Sr90	[]
Cs137	[]
Pu238	[]
Pu239	[]
Pu240	[]
Pu241	[]
Pu242	[]
Am241	[]
Th232	[]

②Pu富化度と公衆の実効線量の関係の評価

➤ 評価方法

公衆の実効線量が最大となる条件であるPu同位体組成比はケース1、ORIGEN計算で使用するライブラリは「[]」の下、Pu富化度を[]から[]まで変化させた。

➤ 評価結果

1F燃料デブリの粉体が90g存在した場合のPu富化度と安全機能喪失時の周辺監視区域周辺の公衆の実効線量との関係の評価した。結果として、評価した範囲内では富化度と実効線量はほぼ比例関係であること、公衆の実効線量が5mSvとなるのはPu富化度が[]であることがわかった。実際に1Fで装荷されていた最高Pu富化度は[]であるため、Pu富化度に対して[]倍以上の裕度を確保した評価となっていることを確認した。



2. 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価結果

③ウラン燃料の中性子照射により発生するPuの評価

➤ 評価条件

γ線発生数及び中性子発生数が最大になるライブラリ「XXXXXXXXXX」及び「XXXXXXXXXX」についてウラン燃料の各組成（濃縮度XXXXXX、XXXXXX、XXXXXX）について、炉の運転期間中に生成されたPuの量を評価する。燃焼度はXXXXXX、冷却期間は9年間とする。

➤ 評価結果

炉の運転中に生成されるPuは、公衆の実効線量への影響が懸念されるため、ORIGENによりPu及びAmの生成量を計算し、照射後に冷却期間を9年間経たときのPu富化度相当値の評価を行った。結果として、最高でもPu富化度はXXXXXXにしかならず、MOX燃料のPu富化度XXXXXXで評価しているため安全側の評価である。

2.3 評価結果

各施設の評価結果のうち、最も公衆の実効線量が大きくなる、地震による安全機能喪失時の評価結果を表3に示す。いずれの施設についても、安全機能喪失時の周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値は、既存の評価結果よりも小さく、発生事故あたり5mSvを超えないため、「安全上重要な施設」に該当しない。

表3 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価結果

施設	安全機能喪失時の周辺監視区域周辺の公衆の実効線量 (mSv)	
	既存の評価結果	再評価結果
FMF	2.6	XXXXXX
AGF	3.4	XXXXXX

「大洗研究所(南地区)核燃料物質使用施設等保安規定」の改正

1F燃料デブリ分析を実施するにあたり、改正概要は以下のとおり。

【改正内容】

・別表第39 年間予定使用量(第72条)への追記

(1)AGF

核燃料物質の種類	年間予定使用量	
	最大存在量	延べ取扱量
<u>1F燃料デブリ</u> ただし、下記の数値を超えないこととする。	10g	10g
①天然ウラン及びその化合物	① 10g	① 10g
②劣化ウラン及びその化合物	② 10g	② 10g
③濃縮ウラン及びその化合物(濃縮度20%未満)	③ 10g	③ 10g
④プルトニウム及びその化合物	④ 10g	④ 10g

(4)FMF

核燃料物質の種類	年間予定使用量	
	最大存在量	延べ取扱量
<u>1F燃料デブリ</u> ただし、下記の数値を超えないこととする。	90g	90g
①天然ウラン及びその化合物	① 90g	① 90g
②劣化ウラン及びその化合物	② 90g	② 90g
③濃縮ウラン及びその化合物(濃縮度20%未満)	③ 90g	③ 90g
④プルトニウム及びその化合物	④ 90g	④ 90g

※審査の状況に応じて記載を検討する。

設備撤去に係る変更申請内容(FMF,AGF)

【FMF】

- ・場所別使用の方法の見直し:表2-1「希ガスの質量分析」の記載を削除
- ・主要試験機器の見直し:表7-3「ガスクロマトグラフ質量分析計」の記載を削除
- ・図面の見直し:図2-8からガスクロマトグラフ質量分析計の配置に係る記載を削除
- ・貯蔵施設の位置、構造及び設備の見直し:8-1, 8-2,8-3から「放射線管理機器校正用線源保管庫」に係る記載を削除
- ・貯蔵設備の概要の見直し:表8-1から「放射線管理機器校正用線源保管庫」に係る記載を削除

【AGF】

- ・場所別使用の方法の見直し:表2-1 測定室の試料の調製を削除
- ・取扱制限量の見直し:表2-3 No.19グローブボックスの記載を削除
- ・主要試験機器の見直し:表7-3 除染室の記載を削除
- ・グローブボックスの概要の見直し:表7-4 No.19グローブボックスの記載を削除
- ・図面の見直し:図2、図6、図11からNo.19グローブボックスの記載を削除
- ・気体廃棄施設の設備の見直し:No.19グローブボックスの記載を削除

①設備撤去に係る概要(FMF)

1. 撤去する設備の概要

①ガスクロマトグラフ質量分析計

照射済燃料中に生成された核分裂生成物(希ガス成分)を分析するための装置であり、実験室に設置されている。当該装置を用いたガス分析は終了しており今後使用予定がないこと及び当該装置は導入から約40年を経過しており老朽化していることから、当該装置の撤去を行う。

②放射線管理機器校正用線源保管庫

保管されていた線源は、放射線管理機器を校正するためのものであり、ウラン238(放射能： 2×10^3 Bq)が酸化物(固体)の状態放射線管理機器校正用線源保管庫に貯蔵されていた。ウラン238線源は既に他施設へ移管されており、線源保管庫は今後使用する予定がないことから当該設備の撤去を行う。

2. 解体・撤去の方法

ガスクロマトグラフ質量分析計については、使用実績はあるものの、分析対象である希ガス成分は化合物を形成しにくく、装置本体内に残留する可能性がないことから、汚染の可能性は低いと考えられるが、汚染の可能性を否定することができないことから、汚染しているものとして取扱うこととする。

放射線管理機器校正用線源保管庫については、核燃料物質による汚染がないものと考えられる。

①設備撤去に係る概要(FMF)

3. 解体・撤去の方法

①解体・撤去を行うための措置

解体・撤去対象装置表面の汚染状況を直接法及びスミヤ法によりサーベイし、汚染のないことを確認する。解体・撤去対象装置のうち、内部が汚染している設備は②に示す方法で、処理・廃棄を行う。汚染がないと考えられる設備は③の方法で処理・廃棄する。

②汚染のある設備の解体・撤去

解体・撤去対象装置の解体用の簡易ハウス内で、半面マスク又は全面マスクを着用し、ハンドソーやチップソー等の電動工具等を用いて解体を行う。廃棄体は、所定の容器(コンテナ等)に収納する。

③汚染のない設備の解体・撤去

その他、ガスクロマトグラフ質量分析計の制御部等の汚染がないと考えられる設備については、原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて(平成20年経済産業省原子力安全・保安院(指示))を参考に、適切に取り扱う。

4. 核燃料物質の譲渡しの方法

解体・撤去対象設備に貯蔵又は使用中の核燃料物質はなく、核燃料物質の譲渡しの方法については該当しない。

5. 核燃料物質による汚染の除去の方法

(1) 汚染の状況

解体・撤去対象装置の表面には汚染はない。装置の内部には核分裂生成物による汚染の可能性は否定できないため、放射線作業計画の立案にあたり、詳細なサーベイを行い、汚染レベルを明確にする。

(2) 汚染の除去方法

装置内部の遊離性汚染は、作業者の被ばく低減等のため、可能な限り除去する。

①設備撤去に係る概要(FMF)

6. 核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法

(1) 放射性気体廃棄物の廃棄

解体用簡易ハウスの排気は、解体・撤去対象装置と連結している既設の排気口を利用し、装置と排気口の接続を切り離した後、即座にハウスの排気を行い、解体中は排気が継続される。既設の排気口に吸引された排気は、高性能エアフィルタでろ過した後、大気中に放出され、周辺監視区域外における空気中の放射性物質濃度が法令に定める濃度限度を超えないよう管理する。

(2) 放射性液体廃棄物の廃棄

解体・撤去対象装置内部に液体はなく、また液体による除染等を行わないため、該当しない。

(3) 放射性固体廃棄物の廃棄

当該作業で発生する放射性固体廃棄物は、所定の容器(コンテナ等)に収納し、照射燃料集合体試験施設(FMF)内の保管廃棄施設に保管した後、大洗研究所内の固体廃棄物前処理施設へ運搬する。

7. 作業の管理

(1) 作業の計画

解体・撤去対象設備の解体・撤去に当たっては、保安規定に基づき作業実施方法、放射線管理、放射性廃棄物管理、作業の安全管理、実施体制、非常時の対応等を記載した放射線作業計画書を作成し、安全確保の徹底を図る。

(2) 作業の記録

作業手順、工程及び保管方法を記録する。

(3) 作業者に対する教育等

作業者については保安教育を実施する。また、放射線作業計画書に基づき作業方法、安全対策、非常時の対応等を周知徹底するとともに、作業開始前には打ち合せを行い、安全意識の高揚を図る。

②設備撤去に係る概要(AGF)

1. 撤去する設備の概要

①No.19グローブボックス

No.19グローブボックスは、核燃料物質によって汚染された物に関する試料調製を行うため設置した設備であり、除染室に設置されている。使用実績はなく、今後使用する予定がないため撤去を行う。

2. 解体・撤去の方法

No.19グローブボックスについては使用実績がなく、汚染のない設備であることから、原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて(平成20年経済産業省原子力安全・保安院(指示))を参考に、適切に取り扱う。



No.19グローブボックス

②設備撤去に係る概要(AGF)

3. 核燃料物質の譲渡しの方法

解体・撤去対象設備に貯蔵又は使用中の核燃料物質はなく、核燃料物質の譲渡しの方法については該当しない。

4. 核燃料物質による汚染の除去の方法

(1) 汚染の状況

撤去対象装設備は使用実績はなく、汚染はない。

(2) 汚染の除去方法

撤去対象設備は汚染がないため、該当しない。

5. 核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法

(1) 放射性気体廃棄物の廃棄

撤去対象設備に汚染がないため該当しない。

(2) 放射性液体廃棄物の廃棄

撤去対象設備に汚染はなく、液体の使用もないため該当しない。

(3) 放射性固体廃棄物の廃棄

撤去対象設備に汚染がないため該当しない。

②設備撤去に係る概要(AGF)

6. 作業の管理

(1) 作業の計画

設備の撤去に当たっては、作業の安全管理、実施体制、非常時の対応等を記載した管理区域内作業届を作成し、安全確保の徹底を図る。

(2) 作業の記録

作業手順、工程及び保管方法を記録する。

(3) 作業者に対する教育等

作業者については保安教育を実施する。また、管理区域内作業届に基づき作業方法、非常時の対応等を周知徹底するとともに、作業開始前には打ち合わせを行い、安全意識の高揚を図る。

障害対策書及び安全対策書の添付書類1及び添付書類2への統合(1)

適用条文	添付書類1
第二条 閉じ込めの機能	障害対策書 3項内部被ばくに対する対策
第三条 遮蔽	既許可添付書類1 1項遮蔽 障害対策書 1項まえがき 2項外部被ばくに対する対策
第四条 火災等による損傷の防止	既許可添付書類1 2項火災等による損傷の防止 安全対策書 2項火災事故 3項爆発事故
第五条 立入りの防止	【新規作成】
第六条 自然現象による影響の考慮	該当なし
第七条 核燃料物質の臨界の防止	安全対策書 7項臨界事故
第八条 施設検査対象施設の地盤	該当なし
第九条 地震による損傷の防止	安全対策書 4項地震及び台風による事故
第十条 津波による損傷の防止	共通編本文 7-1項 【新規作成】
第十一条 外部からの衝撃による損傷の防止	安全対策書 4項地震及び台風による事故 8項社会環境
第十二条 施設検査対象施設への人の不法な侵入等の防止	【新規作成】
第十三条 溢水による損傷の防止	【新規作成】
第十四条 化学薬品の漏えいによる損傷の防止	【新規作成】

障害対策書及び安全対策書の添付書類1及び添付書類2への統合(2)

適用条文	添付書類1
第十五条 飛散物による損傷の防止	安全対策書 3項爆発事故 【新規作成】
第十六条 重要度に応じた安全機能の確保	障害対策書 9項安全上重要な施設に係る評価 【新規作成】
第十七条 環境条件を考慮した設計	【新規作成】
第十八条 検査等を考慮した設計	【新規作成】
第十九条 施設検査対象施設の共用	該当なし
第二十条 誤操作の防止	安全対策書 5項誤操作による事故
第二十一条 安全避難通路等	【新規作成】
第二十三条 貯蔵施設	【新規作成】
第二十四条 廃棄施設	既許可添付書類1 3項廃棄施設 障害対策書 1項まえがき 4項気体廃棄物管理 5項液体廃棄物管理 7項汚染された水銀の管理(AGF)
第二十五条 汚染を検査するための設備	障害対策書 8項放射線管理
第二十六条 監視設備	障害対策書 8項放射線管理
第二十七条 非常用電源設備	安全対策書 6項停電事故
第二十八条 通信連絡設備等	【新規作成】

障害対策書及び安全対策書の添付書類1及び添付書類2への統合(3)

適用条文	添付書類2
第二十二條 設計評価事故時の放射線障害の防止	安全対策書 9項最大想定事故
第二十九條 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	障害対策書 9項安全上重要な施設に係る評価