

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3月27日

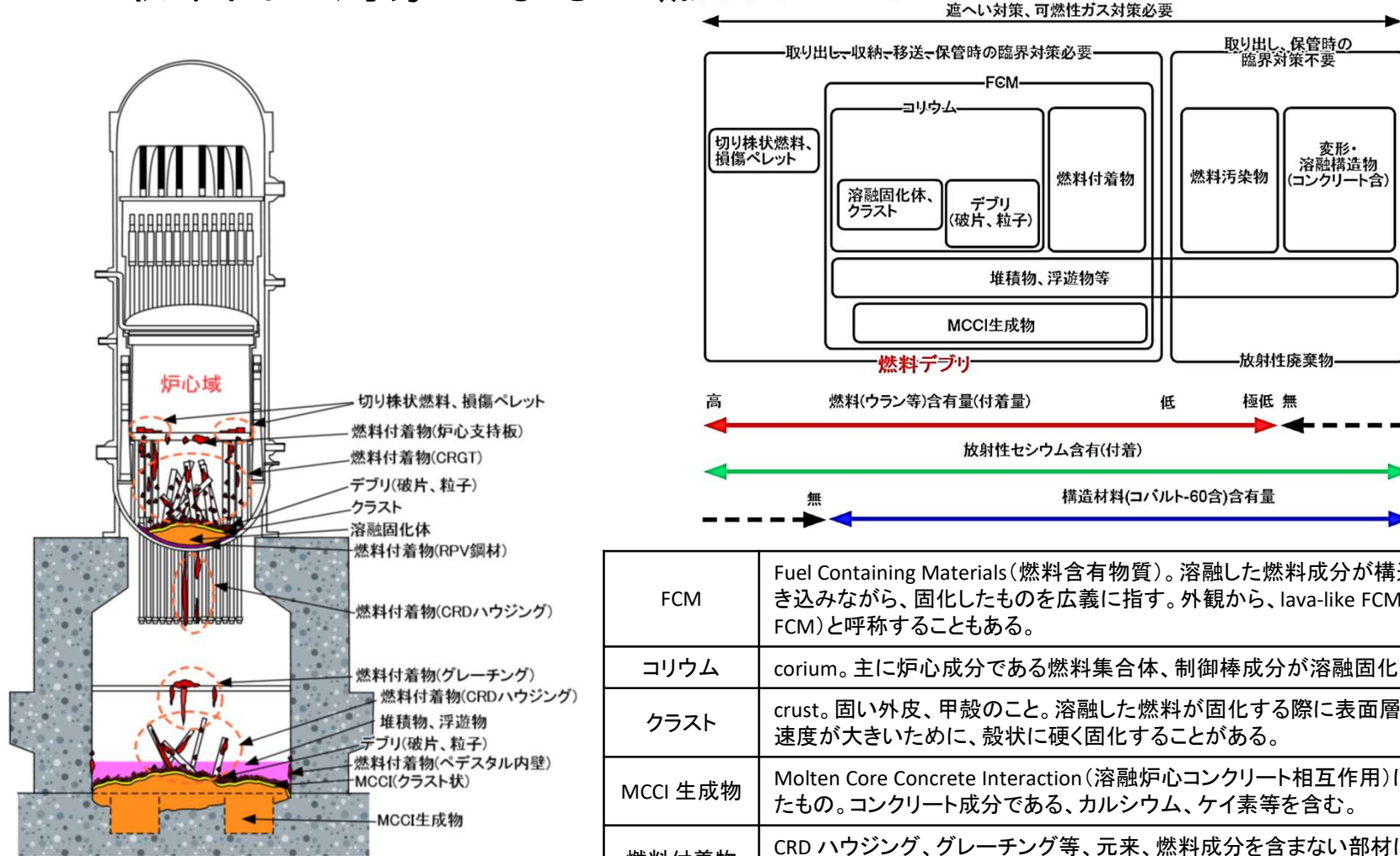
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所 燃料材料開発部

1. 本申請の背景

- 2019年12月の「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」の改訂では、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。）において、燃料デブリ（図1）取り出し及びデブリ分析（図2～図4）が計画されている。
- 初号機(2号機)の燃料デブリ取り出しについては、現場の状況を大きく変えずに、格納容器内に通じる既存の開口部から取り出し装置を投入、把持・吸引などにより試験的取り出しを2021年から開始し、段階的に取り出し規模を拡大するものとなっている(図5)。
- 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。
- 本申請では、燃料材料開発部の照射後試験施設（FMF，AGF）について、1F燃料デブリの取り扱いに必要な変更許可申請を実施する。
- 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。

*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 取り出し対象となる1F燃料デブリについて

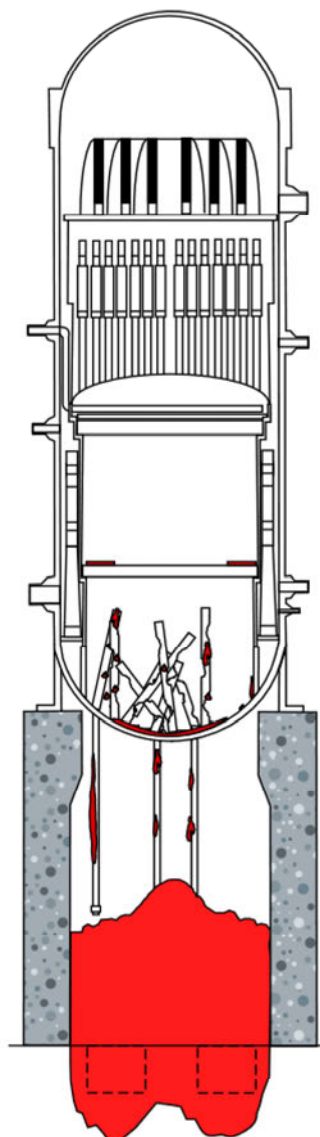


1Fで想定されるPCV内の状態

FCM	Fuel Containing Materials (燃料含有物質)。溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら、固化したものを広義に指す。外観から、lava-like FCM (溶岩状FCM) と呼称することもある。
コリウム	corium。主に炉心成分である燃料集合体、制御棒成分が溶融固化したものの。
クラスト	crust。固い外皮、甲殻のこと。溶融した燃料が固化する際に表面層では冷却速度が大きいために、殻状に硬く固化することがある。
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。
燃料付着物	CRD ハウジング、グレーチング等、元来、燃料成分を含まない部材に溶融した燃料が付着、固化したもので、目視で燃料の付着が確認可能なもの。
燃料汚染物	目視では溶融した燃料の付着が確認できないがα線検出器等により燃料成分が検知されるもの。付着している燃料成分の粒子の大きさが極めて小さく、かつ微量であるために、電子顕微鏡でなければ、燃料成分の所在が特定できないもの。

図1 1F燃料デブリの状態及び分類

1.1 取り出し対象となる1F燃料デブリについて



(1)RPV 底部の燃料デブリ

- ・ RPV 底部に固着している少量の燃料デブリの燃料成分、化学形の確認。
- ・ U、Pu の同位体比率の確認。
- ・ 密度及び粒子径。
- ・ ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- ・ CRGT、CRD ハウジング内の燃料デブリ付着・侵入量の確認。

(2)ペDESTAL底部の燃料デブリ

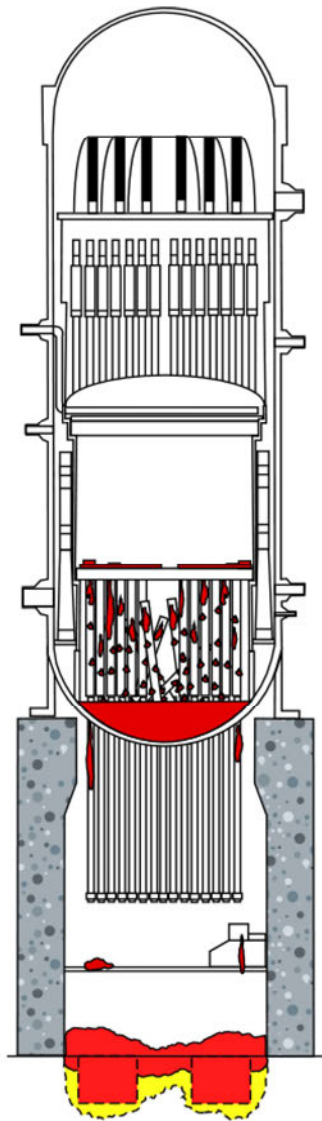
- ・ 燃料集合体(U、Pu、Gd、Zr)、制御棒(B、C、Fe、Cr、Ni)、構造材(Fe、Cr、Ni)の成分を位置ごとに確認。
- ・ U、Pu の同位体比率の確認。
- ・ 密度及び粒子径。
- ・ ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- ・ コンクリート成分(Ca、Si 等)の確認。
- ・ MCCI による浸食深さの確認。

(3)その他

- ・ 海水注入の影響(Na、Mg、Cl)の残存の有無の確認。
- ・ Cs-137、Cs-134 の付着・残存形態と残存量の確認。
- ・ U の酸化度(経年変化度)の確認。
- ・ インベントリ量から ND となる可能性の高い核種は、分析の是非を要検討。
- ・ 廃棄物の保管・処理・処分に関する核種は第3期で検討。

図2 1号機の燃料デブリにおいて分析により確認する事項

1.1 取り出し対象となる1F燃料デブリについて



(1)RPV 底部の燃料デブリ

- ・燃料集合体(U、Pu、Gd、Zr)、制御棒(B、C、Fe、Cr、Ni)、構造材(Fe、Cr、Ni)の成分を位置ごとに確認。
- ・U、Pu の同位体比率の確認。
- ・密度及び粒子径。
- ・ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- ・未熔融燃料中の FP 核種の有無、量を確認。
- ・CRGT、CRD ハウジング内の燃料デブリ付着・侵入量の確認。

(2)ペDESTAL 底部の燃料デブリ

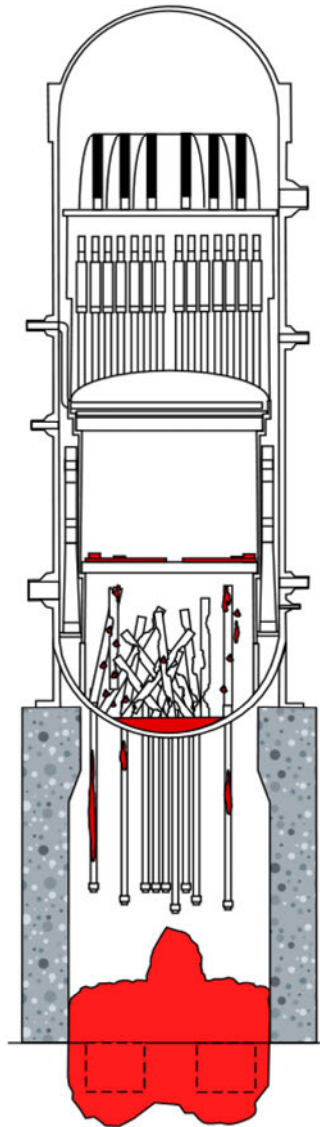
- ・燃料集合体、制御棒、構造材の成分を確認(燃料成分は 10%以下の可能性)。
- ・U、Pu の同位体比率の確認。
- ・密度及び粒子径。
- ・コンクリート成分(Ca、Si 等)の確認。
- ・グレーチング上の落下物の成分の確認。
- ・落下している上部タイプレート の装荷位置と落下経路の確認。
- ・ドレンサンプルピットへの燃料デブリの侵入確認。
- ・MCCI による浸食深さの確認。

(3)その他、共通事項

- ・海水注入の影響(Na、Mg、Cl)の残存の有無を確認。
- ・Cs-137、Cs-134 の付着・残存形態と残存量を確認。
- ・U の酸化度(経年変化度)の確認。
- ・インベントリ量から ND となる可能性の高い核種は、分析の是非を要検討。
- ・廃棄物の保管・処理・処分に関する核種は第 3 期で検討。

図3 2号機の燃料デブリにおいて分析により確認する事項

1.1 取り出し対象となる1F燃料デブリについて



(1)RPV 底部の燃料デブリ

- ・燃料集合体(U、Pu、Gd、Zr)、制御棒(B、C、Fe、Cr、Ni)、構造材(Fe、Cr、Ni)の成分を位置ごとに確認。
- ・U、Pu の同位体比率の確認。
- ・密度及び粒子径。
- ・ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- ・CRGT、CRDハウジング内の燃料デブリ付着・侵入量の確認。

(2)ペDESTAL底部の燃料デブリ

- ・燃料集合体、制御棒、構造材の成分を確認。
- ・U、Pu の同位体比率の確認。
- ・密度及び粒子径。
- ・中央部の盛り上がり部の確認(CRD交換機?)。
- ・ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- ・コンクリート成分(Ca、Si等)の確認。
- ・MCCIによる浸食深さの確認。

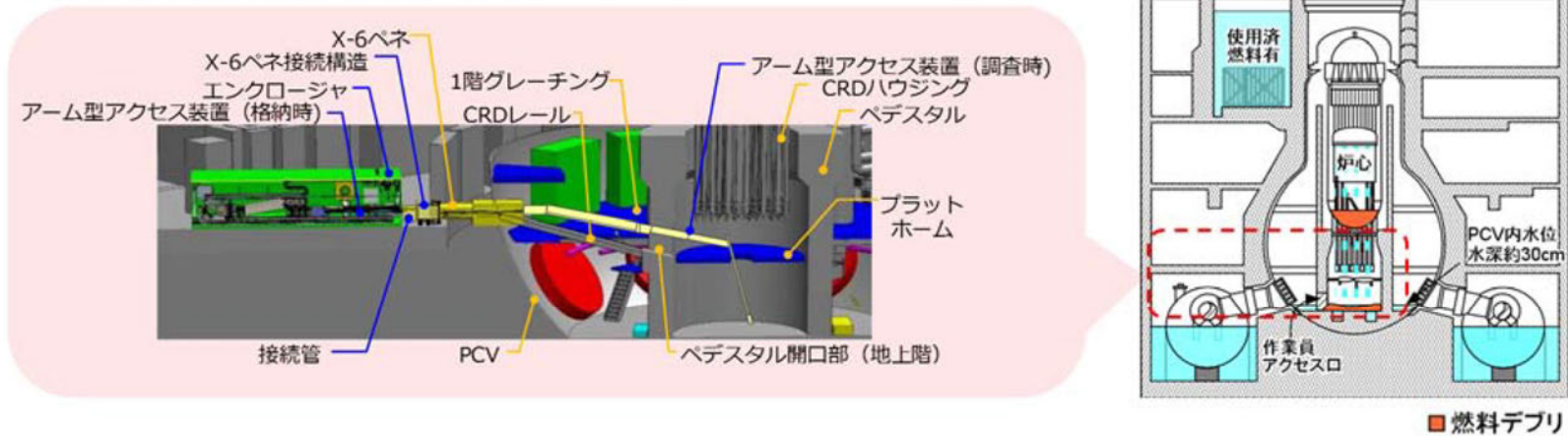
(3)その他

- ・海水注入の影響(Na、Mg、Cl)の残存の有無の確認。
- ・Cs-137、Cs-134の付着・残存形態と残存量の確認。
- ・Uの酸化度(経年変化度)の確認。
- ・インベントリ量からNDとなる可能性の高い核種は、分析の是非を要検討。
- ・廃棄物の保管・処理・処分に関する核種は第3期で検討。

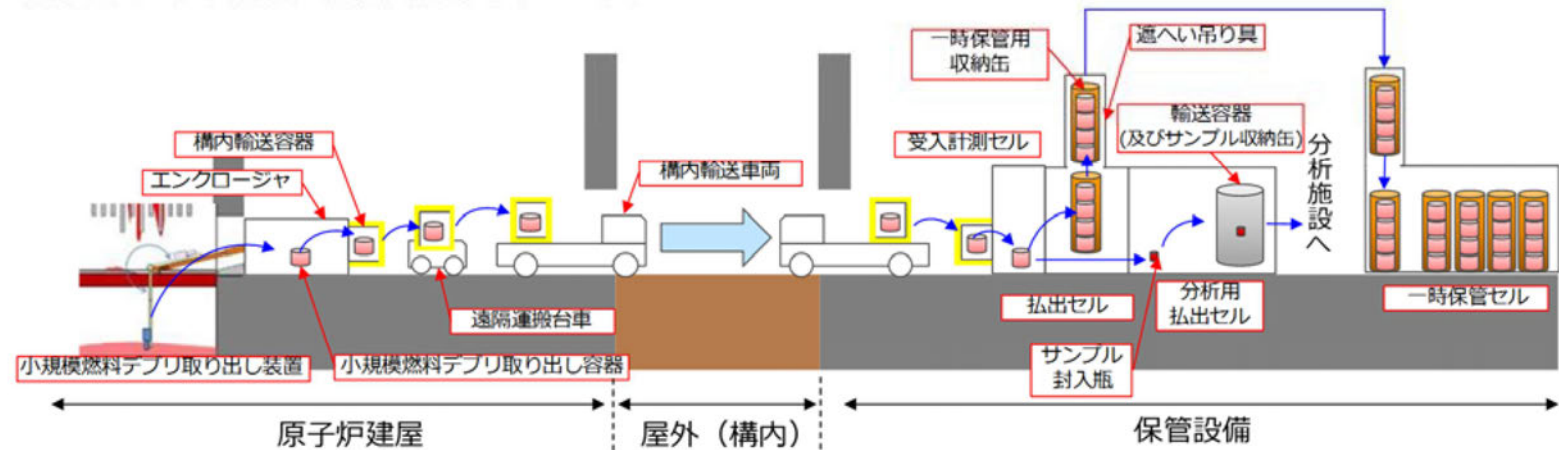
図4 3号機の燃料デブリにおいて分析により確認する事項

1.1 取り出し対象となる1F燃料デブリについて

＜燃料デブリの取り出しのイメージ＞



＜燃料デブリの収納・移送・保管のイメージ＞



(東京電力資料を NDF にて加工)

図5 燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管のイメージ

1.2 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

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年7月26日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第56回）報告資料より引用)

1.3 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	<ul style="list-style-type: none">・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	<ul style="list-style-type: none">・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。

2. 大洗研究所 南地区の変更申請概要

- ・ 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

2.1 全体概要

①1F燃料デブリの分析等に係る変更申請内容 (FMF, AGF)

【FMF】

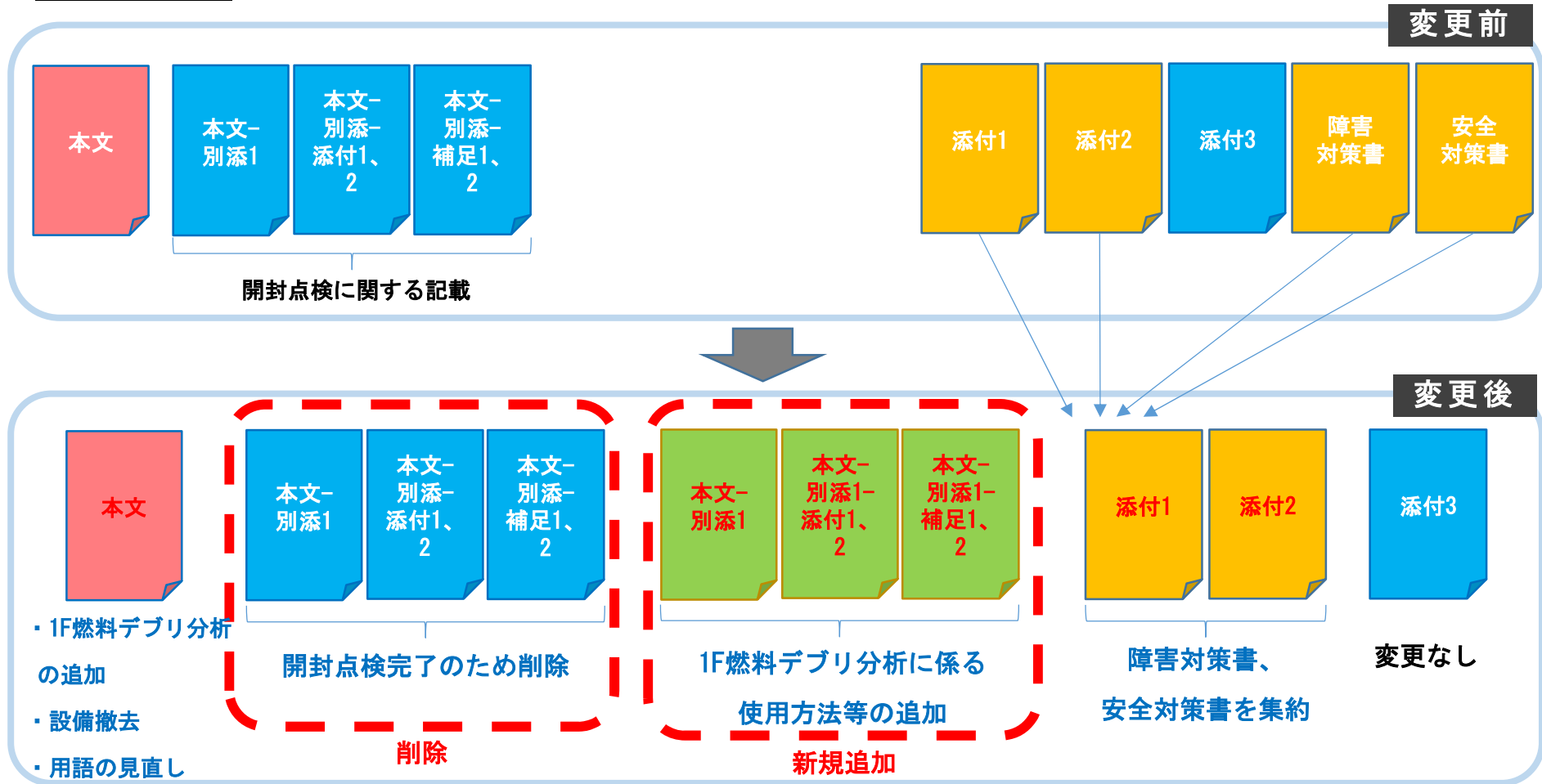
- 1F燃料デブリの分析に係る記載の追加
- 障害対策書及び安全対策書の添付書類1及び添付書類2への統合
- 燃料研究棟のプルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の開封点検に係る記載（使用の目的、別添1）の削除
- ガスクロマトグラフ質量分析計（主要試験機器）の削除
- 放射線管理機器校正用線源保管庫（貯蔵設備）の削除
- 記載の適正化（「しゃへい」⇒「遮蔽」、 「調整」⇒「調製」）

【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」）

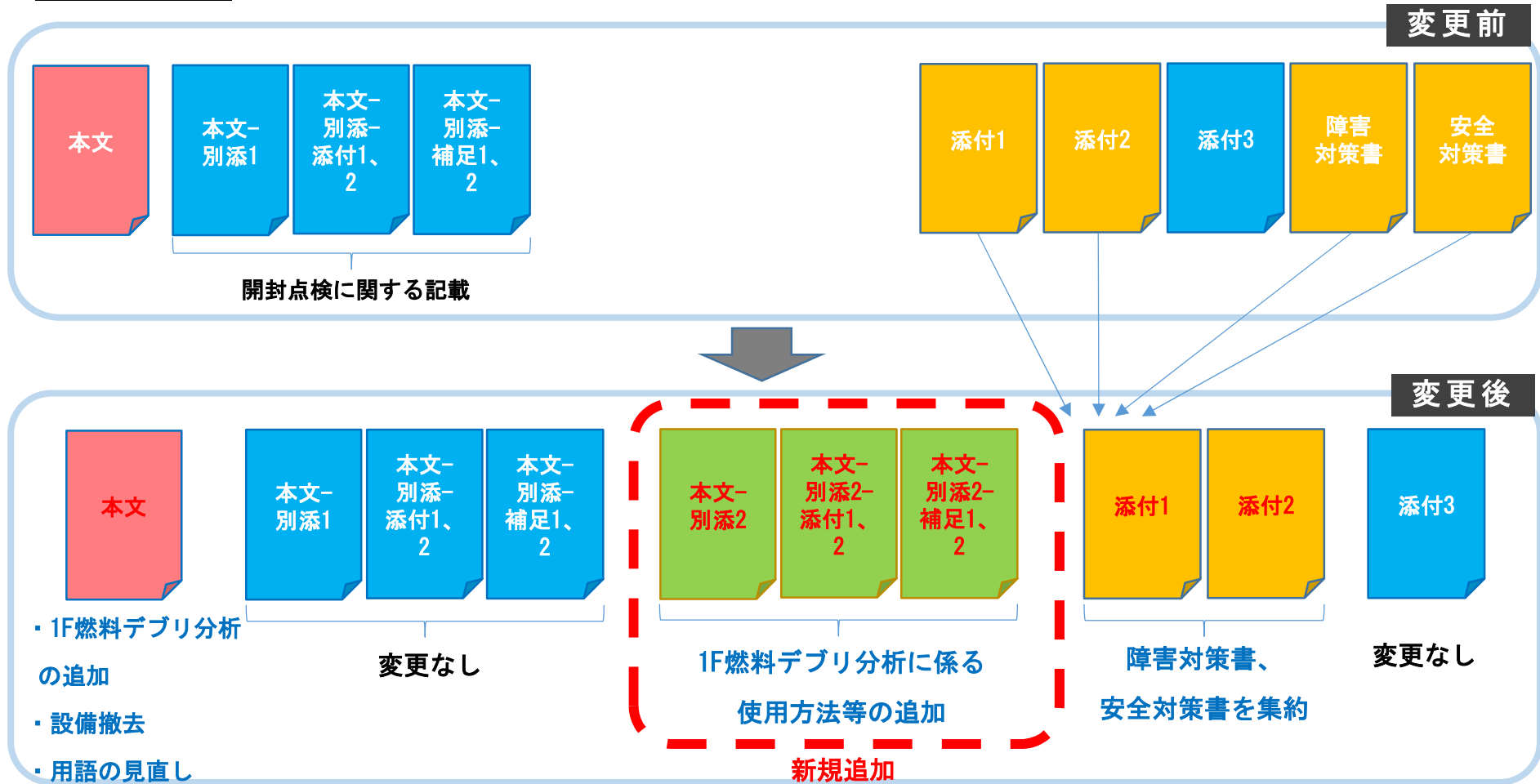
②変更申請に伴う施設編構成の見直し

FMFの場合



②変更申請に伴う施設編構成の見直し

AGFの場合



②変更申請に伴う施設編構成の見直し

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)

③1F燃料デブリの安全設計基本方針

- 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、火災に至らぬよう管理を行う。
- 水素爆発の可能性があるもの
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こと。(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)

④施設間輸送

(1) 1F燃料デブリを収納した輸送容器の施設間輸送

【キャスク以外の輸送容器の場合】

- ・ Puを含む1F燃料デブリを収納した気密容器の外観検査、汚染検査を行う。
- ・ Puを含む1F燃料デブリを収納した気密容器をPVCバッグへ封入する。
- ・ 気密容器を運搬容器（キャスク以外の輸送容器）へ収納する。

【キャスクの場合】

- ・ Puを含む1F燃料デブリを収納した金属容器の外観検査、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（1重目）をPVCバッグへ封入する。
- ・ 鋼製容器（1重目）が収納されたPVCバッグの汚染検査を行う。
- ・ 鋼製容器（2重目）へ収納する。
- ・ 鋼製容器（2重目）を運搬容器（キャスク）へ収納する。

(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6に示す輸送容器及び荷姿にて、大洗研究所内放射性物質等運搬規則に基づいて実施する。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。

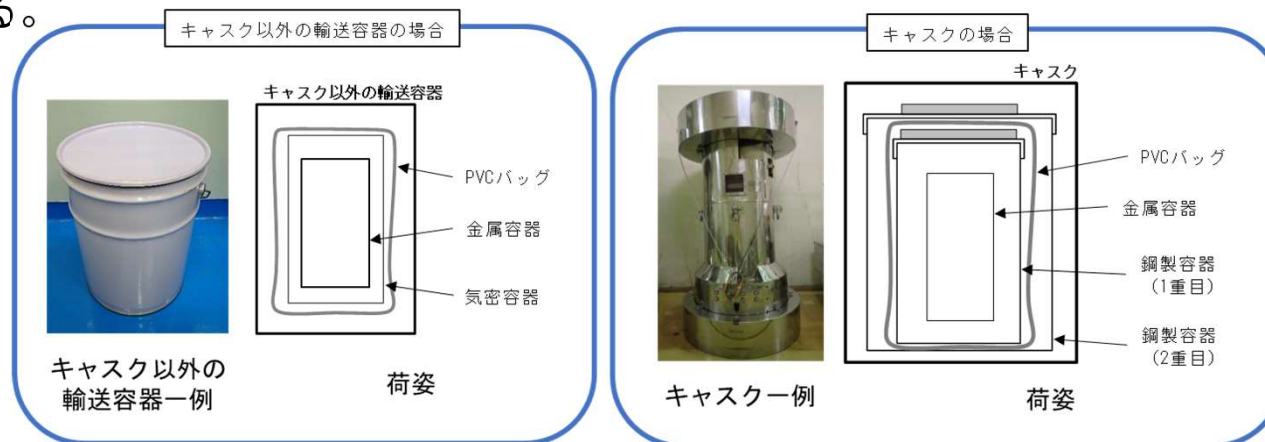
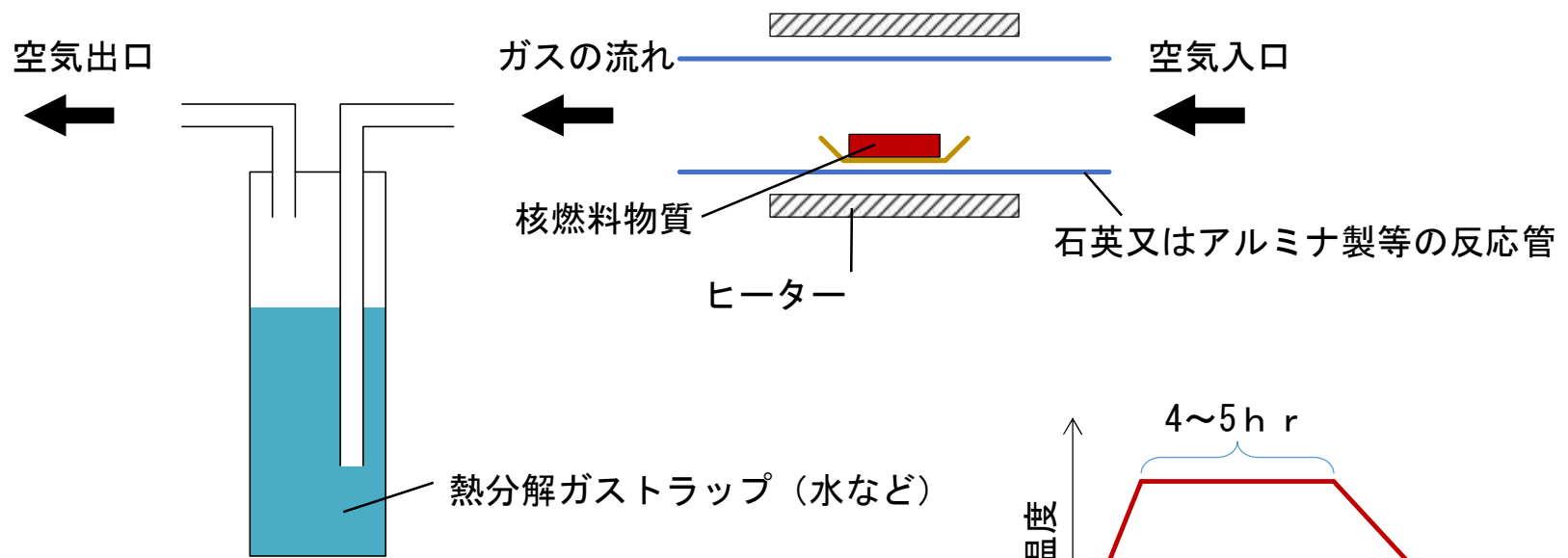


図6 施設間輸送時の荷姿

⑤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

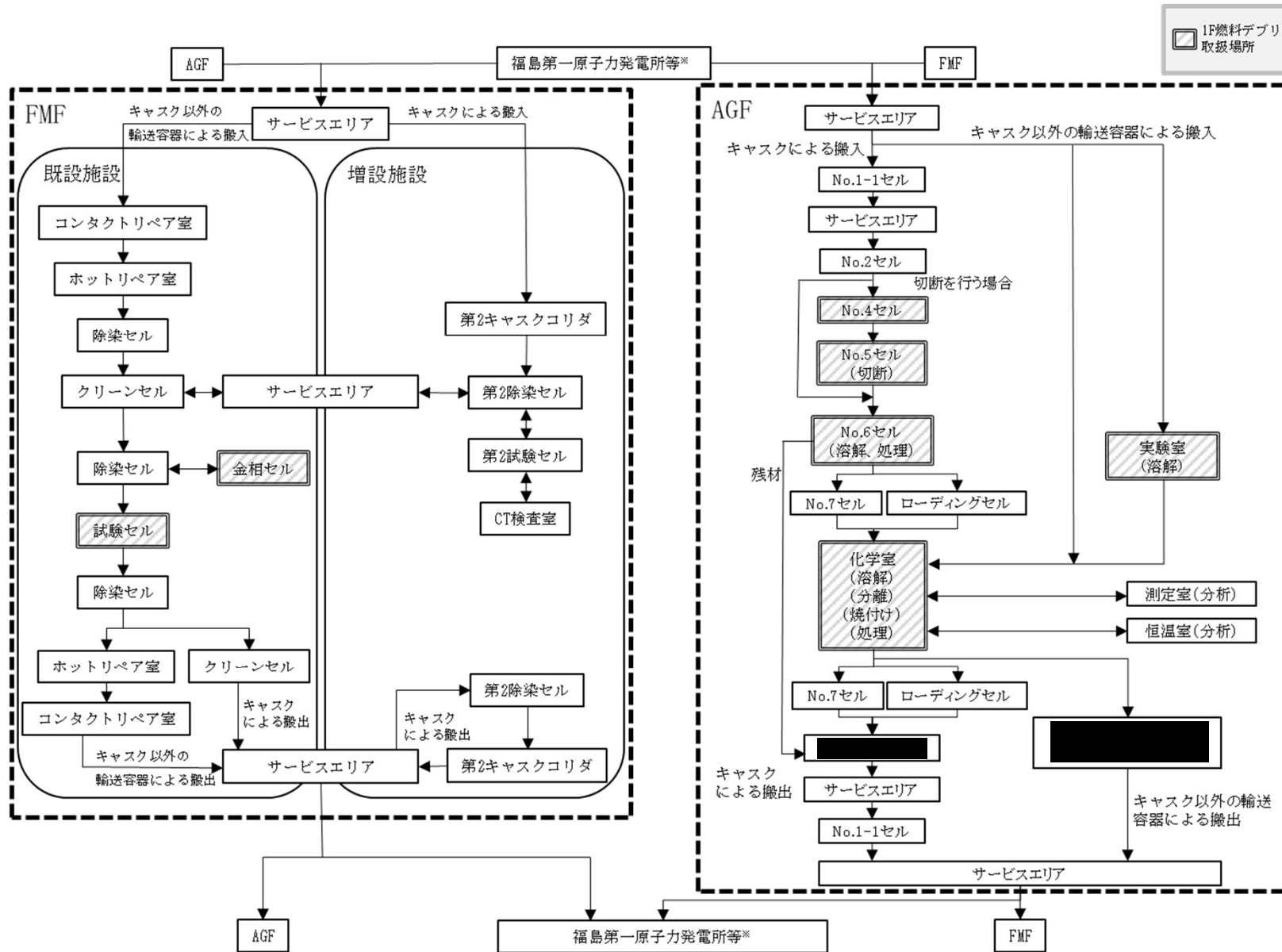
（蒸発乾固により溶媒（水）を除去した後、酸化物へ転換するために高温で加熱）



- 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7 酸化物転換作業の概略

⑥1F燃料デブリ分析全体フロー



※1F燃料デブリの取扱許可施設

2.2 1F燃料デブリ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燃料デブリ分析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	②福島第一原子力発電所内で採取した1F燃料デブリ（溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら固化した物、切り株状燃料及び損傷ペレット）（以下「1F燃料デブリ」という。）の分析を行う。

・ 使用の方法

整理番号	使用の目的
1-②	福島第一原子力発電所から搬入された1F燃料デブリの取扱いについては、別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料集合体試験施設）を参照。

整理番号	使用の方法
1-②	<p>福島第一原子力発電所等※、照射燃料試験施設（以下「AGF」という。）から照射燃料集合体試験施設（以下、既設施設及び増設施設を合わせ「FMF」という。）に搬入された1F燃料デブリは、表-1場所別使用方法に従って使用する。また、最大取扱放射能量、最大取扱核燃料物質重量を表-2、3に示す。</p> <p>1F燃料デブリ分析に関するフローを図-1に示す。</p> <p>なお、本施設の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
1-②	<p>(1) 搬入</p> <p>1) キャスク以外の輸送容器による搬入 キャスク以外の輸送容器による搬入の場合は、コンタクトリペア室及びホットリペア室を経由して除染セルに搬入される。ホットリペア室又はクリーンセルにおいて輸送容器から気密容器をPVCバッグごと取り出す。</p> <p>2) キャスクによる搬入 キャスクによる搬入の場合は、ローディングドック天井ハッチ(H-C)又は第2ローディングドック天井ハッチ(H-22)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(H-22及びH-20)を経由して第2キャスク移送台車に積載し、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(P-20)に接続し、ポート及びキャスクの蓋を開けて鋼製容器(2重目)を第2除染セルに搬入する。</p> <p>(2) 移送</p> <p>1) 第2試験セル、第2除染セル間の移送 第2除染セルのマニプレータ及びインセルクレーンを用いて搬入した鋼製容器をCT撮像用容器に収納する。インセルクレーン等を用いて第2トランスファカートに積載して第2試験セルに移送する。インセルクレーンを用いて第2試験セルに搬入し、X線CT試料駆動装置まで搬送する。</p> <p>2) 増設施設、既施設間の移送 既施設と増設施設間の移送はキャスク2又は集合体キャスクを用いて行う。 キャスク2は既施設クリーンセル天井ポート(P-4)及び除染セル天井ポート(P-11)、増設施設第2除染セル天井ポート(P-23)にそれぞれ接続して試料の移送を行う。また、集合体キャスクは既施設クリーンセル天井ポート(P-3)と増設施設第2除染セル天井ポート(P-22)にそれぞれ接続して試料の移送を行う。</p> <p>3) 既施設内での移送 除染セルとクリーンセル間の移送にはセル間気密ポート(L-7)、除染セルと金相セル間の移送には気送管設備を用いる。 除染セルから試験セルへの移送は、セル間気密ポート(L-1)又はトランスファカートを使用して移送する。トランスファカートを用いる場合は、インセルクレーン等を使用して試料(気密容器収納)を床ポート(L-6)からトランスファカートに積載して試験セルに移送する。試験セルまで移送された試料(気密容器収納)は床ポート(L-2)からセル内に搬入する。</p>

整理番号	使用の方法
1-②	<p>(3) 試験</p> <p>1) 試料調製</p> <p>① 試験セルにおける試料調製（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製（切断）</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。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>2) 分析</p> <p>① 1F燃料デブリ試料のγスキャンニング及びX線CT検査装置による撮像</p> <p>1F燃料デブリの非破壊検査を行う。1F燃料デブリは容器に入れた状態でインセルクレーン、パワーマニプレータ等の遠隔操作機器にて取扱う。γスキャンニングはコリメータ前面に燃料デブリを収納した容器を配置し、燃料デブリからのγ線をコリメータを介してGe検出器により測定してγ線強度分布等を取得する。X線CT検査では1F燃料デブリを収納した容器を遠隔操作によりX線CT試料駆動装置に装荷して高エネルギーX線による撮像を行い、透過像及び断層像を取得する。</p> <p>② 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>除染セルより気送管設備を用いて、金相セルの調整ボックスに搬入した1F燃料デブリは研磨等の試料調製を行い、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>(4) 1F燃料デブリの</p> <p>貯蔵は██████████にて行う。</p> <p>(5) 搬出</p> <p>1) キャスク以外の輸送容器による搬出</p>

整理番号	使用の方法
1-②	<p>キャスク以外の輸送容器による搬出の場合は、試験セルマニプレータ等を用いて、1F燃料デブリを気密容器に収納する。気密容器をインセルクレーン及びマニプレータを用いて、ワークステーションFE2から試験セルと除染セル間のポート(L-1)へ搬入する。ポート内を窒素雰囲気から空気雰囲気に置換した後、除染セルのインセルクレーン及びマニプレータを用いて、天井ポート(P-5)まで移送する。ホットリペア室クレーンを用いて、気密容器をホットリペア室に移送し、汚染検査を行い、コンタクトリペア室に移送する。コンタクトリペア室にてPVCバッグに収納した後、輸送容器に収納し、AGF又は福島第一原子力発電所等へ搬出する。</p> <p>2)キャスクによる搬出</p> <p>キャスクによる搬出の場合は、試験セルマニプレータ等を用いて、1F燃料デブリを鋼製容器(1重目)に収納する。鋼製容器(1重目)をインセルクレーン及びマニプレータを用いて、ワークステーションFE2から試験セルと除染セル間のポート(L-1)へ搬入する。ポート(L-1)内を窒素雰囲気から空気雰囲気に置換した後、除染セルのインセルクレーン及びマニプレータを用いて、鋼製容器(1重目)を除染セルに搬出する。除染セル天井ポート(P-11)からキャスク2に収納してクレーンにより第2除染セル天井ポート(P-23)まで移動して接続する。鋼製容器(1重目)をキャスク2から天井ポート(P-23)を經由して第2除染セル内に搬入する。搬入した鋼製容器(1重目)はマニプレータ、インセルクレーン等を使用して第2キャスク移送台車に積載され、第2除染セル床面のポート(P-20)に接続されたキャスク内に収納する。キャスクはクレーンによりサービスエリアに移動された後、第2ローディングドック天井ハッチ(H-22)から第2ローディングドックへ搬出し、施設外へ運搬される。</p> <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>

整理番号	使用の方法
1-②	<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>核燃料物質は、重コンクリート等の放射線遮蔽を考慮したセル内及び室内で取扱うため外部被ばくに係る安全を確保している。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>1F燃料デブリ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> <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■■■■■である。これは空気中での爆発限界4.0vol%よりはるかに小さく安全である。</p>

整理番号	使用の方法
1-②	<p>⑤臨界</p> <p>1F燃料デブリの使用又は貯蔵に当たっては、各取扱場所又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	化合物の名称 ^{注1}	主な化学形 ^{注1}	性状 (物理的形態)
(1) 1F燃料デブリ	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 ^{注3} 、粉体
	金属 (合金)	U, Pu Fe-Cr-Ni-U-Zr Fe-Cr-Ni-U-Pu-Zr	
	ケイ酸塩 (MCCI生成物 ^{注2})	(U, Zr, Ca) O ₂ (U, Pu, Zr, Ca) O ₂	
	ケイ酸塩 (MO 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	
	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- U-Pu-Gd-O	
(2) (1) を含む混合物	上記化学形とその他構造材との混合物		

注1 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。

注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。

注3 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

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 ^{注1}	90g	90g
ただし、①～④の重量の合計がいかなる組合せにおいても90g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

注1 1F燃料デブリの年間予定使用量については、既許可の年間予定使用量（本文5項に記載する(1)から(7)の種類及び数量）の範囲で行い、これを超える核燃料物質の受入れは行わない。そのため、核燃料物質の貯蔵も既許可の貯蔵施設で行う。

・使用済燃料の処分の方法

1F燃料デブリの処分の方法	分析後の1F燃料デブリ（試料及び残材）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: 150px; height: 15px; margin: 5px 0;"></div>
---------	--

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	コンタクト リペア室	ホット リペア室	集合体 キャスク	
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			4.05×10 ¹⁵	
	中性子線 (中性子/s)	7.30×10 ⁸	1.46×10 ⁸	1.46×10 ⁸	1.15×10 ⁵			3.46×10 ⁷	
	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}			集合体1体 ^{注4}
		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}			集合体1体 ^{注5}
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

- 注1 1光子/secを1Bqとする。
- 注2 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注3 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注4 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、300日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注5 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、300日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注6 「常陽」MK-III内側炉心燃料ピン (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能)
- 注7 「常陽」MK-III外側炉心燃料ピン (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能)
- 注8 「もんじゅ」内側炉心燃料集合体 (714MW炉心で5サイクル燃焼させた後、365日冷却した時点での放射能、燃焼度94,000 MWD/tを想定)
- 注9 「もんじゅ」内側炉心燃料ピン (714MW炉心で5サイクル燃焼させた後、365日冷却した時点での放射能)
- 注10 「もんじゅ」中性子源集合体 (714MW炉心で5サイクル燃焼させた後、115日冷却した時点での放射能及び崩壊放射能)
- 注11 1F燃料デブリ ()
- なお、1F燃料デブリの取扱制限量については、本文2項表2-2に記載する範囲内において表-2の範囲で取扱う。

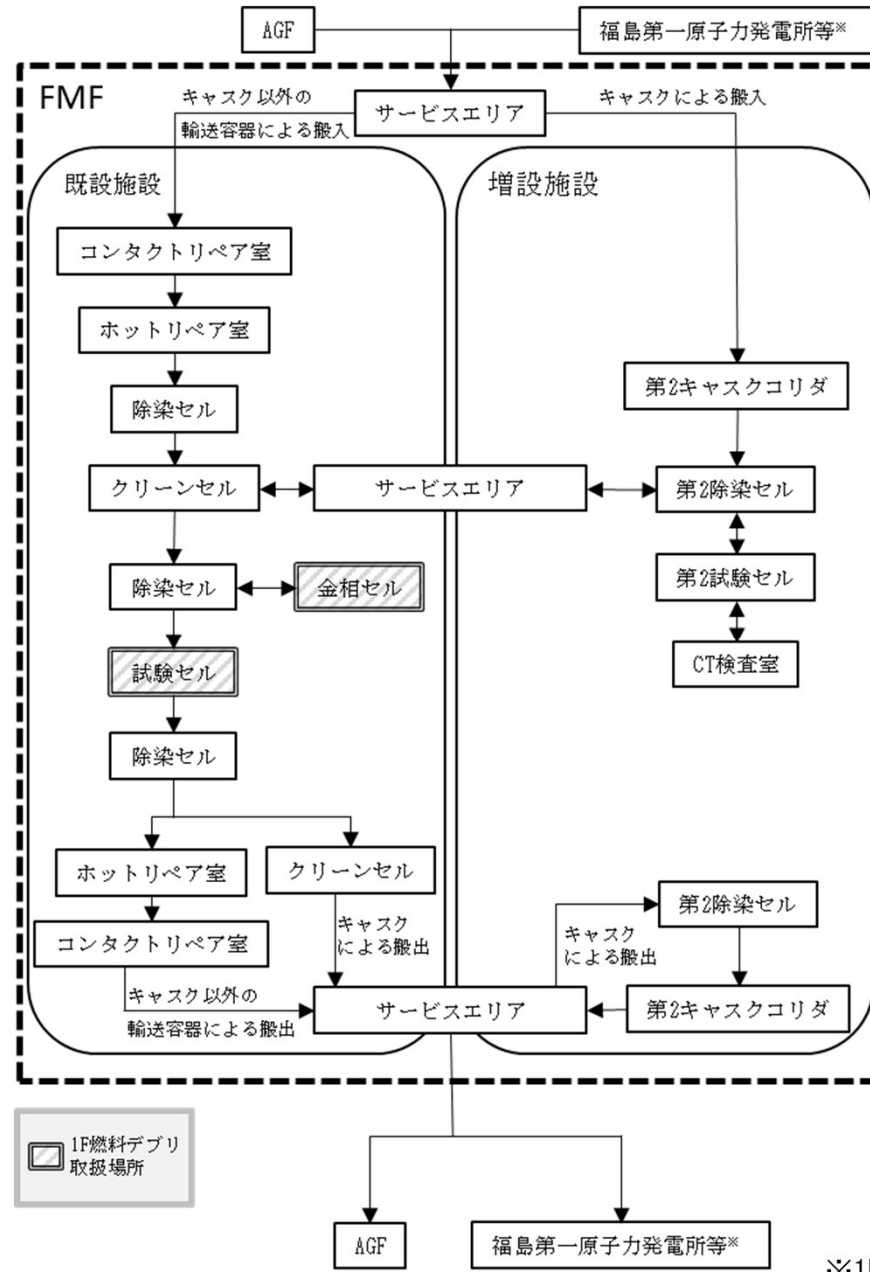
表-3 最大取扱放射能量 (2/2)

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4}	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}
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						

注1 1光子/secを1Bqとする。

- 注2 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注3 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注4 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、300日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注5 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体 (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、300日冷却した時点での放射能、燃焼度90,000 MWD/tを想定)
- 注6 「常陽」MK-III内側炉心燃料ピン (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能)
- 注7 「常陽」MK-III外側炉心燃料ピン (140MW炉心で6サイクル燃焼させた後、80日冷却した時点での放射能)
- 注8 「もんじゅ」内側炉心燃料集合体 (714MW炉心で5サイクル燃焼させた後、365日冷却した時点での放射能、燃焼度94,000 MWD/tを想定)
- 注9 「もんじゅ」内側炉心燃料ピン (714MW炉心で5サイクル燃焼させた後、365日冷却した時点での放射能)
- 注10 「もんじゅ」中性子源集合体 (714MW炉心で5サイクル燃焼させた後、115日冷却した時点での放射能及び崩壊放射能)
- 注11 1F燃料デブリ ()

なお、1F燃料デブリの取扱制限値については、本文2項表2-2に記載する範囲内において表-2の範囲で取扱う。



※1F燃料デブリの取扱許可施設

図-1 1F燃料デブリ分析に関するフロー

1F燃料デブリの分析に係る作業と安全設計の基本方針（FMF）

【FMFにおける作業】

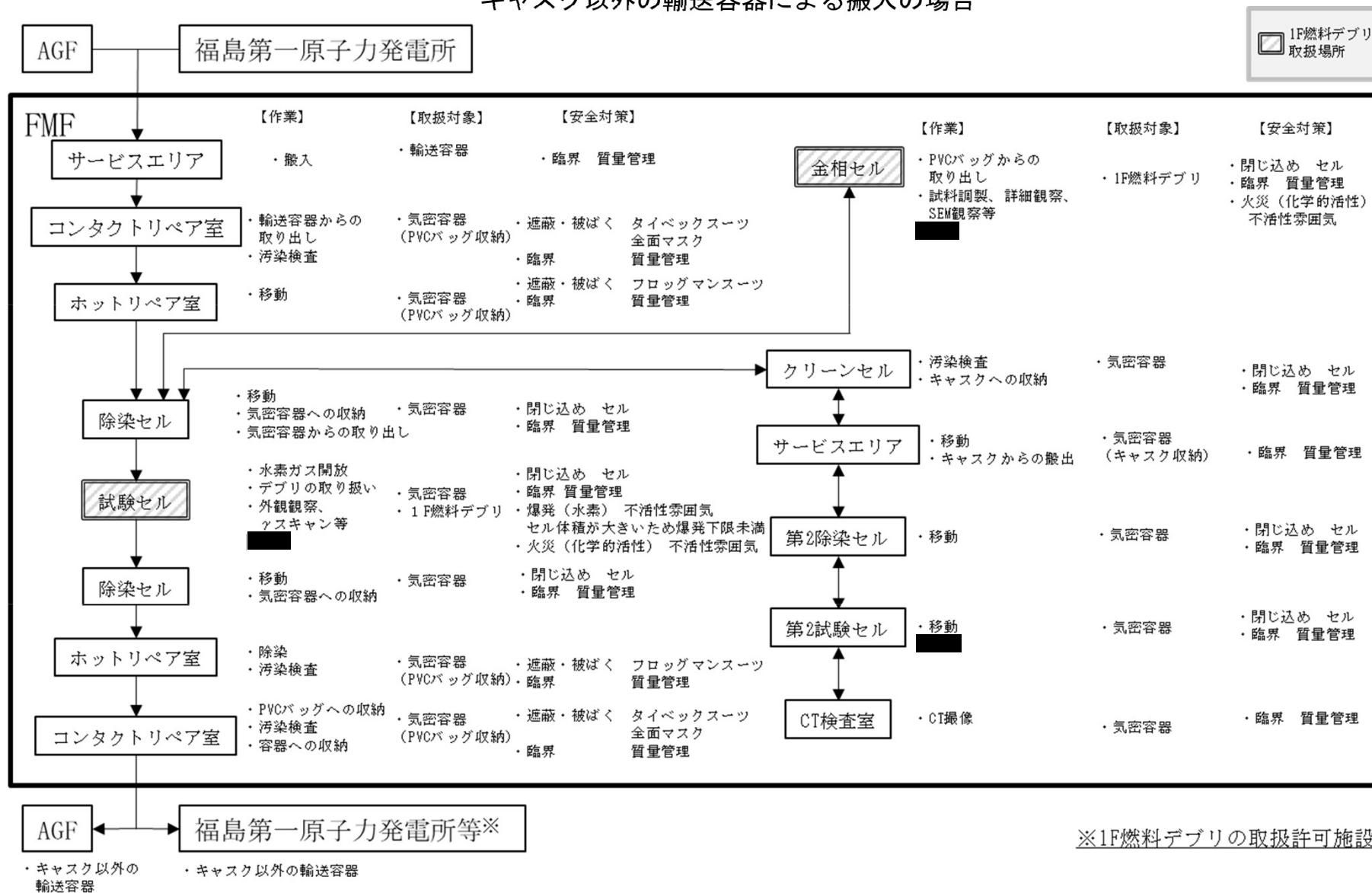
- 搬出入
- 試料調製（切断、研磨）
- 分析（非破壊検査、外観観察、元素分析）
- 貯蔵

【設計の基本方針】

- 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こと。（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燃料デブリ分析に係る作業内容及び安全対策 (FMF)

キャスク以外の輸送容器による搬入の場合



【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、窒素雰囲気にて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（4.0vol%）を下回るため、水素ガスによる火災の恐れはない。

【臨界】

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。

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。

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。また、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過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。

2.3 1F燃料デブリ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、焼付け）
- ・ 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燃料デブリ分析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	③福島第一原子力発電所内で採取した1F燃料デブリ（溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら固化した物、切り株状燃料及び損傷ペレット）（以下「1F燃料デブリ」という。）の分析を行う。

・ 使用の方法

整理番号	使用の方法
1-③	福島第一原子力発電所から搬入された1F燃料デブリの取扱いについては、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。

整理番号	使用の方法
1-③	<p>照射燃料集合体試験施設(以下「FMF」という。)、福島第一原子力発電所等^{※1}から照射燃料試験施設(以下「AGF」という。)に搬入された1F燃料デブリ^{※2}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。</p> <p>1F燃料デブリ分析に関するフローを図-1に示す。</p> <p>※1 1F燃料デブリの取扱許可のある施設 ※2 化学的に活性な燃料として取り扱う。</p> <p>(1)搬入</p> <p>1) キャスク以外の輸送容器による搬入 1F燃料デブリが収納されたキャスク以外の輸送容器をグローブボックス設置室(化学室又は実験室)へ移動する。キャスク以外の輸送容器から金属容器を取り出し、実験室のNo.5グローブボックス又は化学室のNo.13若しくはNo.15グローブボックスにバッグイン等により搬入する。</p> <p>2) キャスクによる搬入 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燃料デブリが収納された金属容器(以下「金属容器」という。)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又はNo.6セルへ移動する際は、金属容器を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>① 切断</p> <p>No.4セルにて1F燃料デブリの外観観察をした後、No.5セルに移動させて切断を行う。切断後の1F燃料デブリのうち、溶解に供するものをNo.6セルに移動する。セル間の移動には、コンベア装置を用いる。</p> <p>② 溶解、分離、焼付け</p> <p>No.6セル、実験室のNo.5グローブボックス、化学室の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、水溶液又は融剤とともに、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(溶解)を行う。融剤とともに加熱した場合は、放冷後、水溶液に融成物を溶解する。</p> <p>化学室の化学ボックス又はNo.13グローブボックスにて、イオン交換分離等の分離操作を行う。</p> <p>化学室の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セルから化学室の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、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>

整理番号	使用の方法
1-③	<p>2)分析</p> <p>測定室の質量分析用グローブボックスにおいて、焼付け試料を質量分析装置に装着し、質量分析を行う。</p> <p>測定室のNo.12グローブボックスにおいて、溶液試料をICP質量分析装置に吸引させ、質量分析を行う。</p> <p>恒温室のNo.16グローブボックスにおいて、溶液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、焼付け試料又は分取された溶液試料を放射線計測装置内に置き、放射線計測を行う。</p> <p>溶液試料又は焼付け試料を移動する際は、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.6セル又は化学室のNo.13グローブボックスにおいて、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、酸化物に転換するために、高温で加熱する。元の1F燃料デブリが同一である分析済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溶液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>

整理番号	使用の方法
1-③	<p>(3) 貯蔵</p> <p>セル内に存在する1F燃料デブリ及び溶液試料を加熱した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>化学室内にある分析済試料については、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、キャスクに収納するか、又は金属容器に収納した上で██████へ移動し、クレーン設備を用いて貯蔵ピットに貯蔵する。化学室から██████に移動させる場合、気送管設備を用いてNo.7セルに、又は、バググインによりローディングセルに搬入後、コンベア設備を用いて移動させる。</p> <p>(4) 搬出</p> <p>1) キャスク以外の輸送容器による搬出</p> <p>キャスク保管室にて、金属製の気密容器をNo.26又はNo.27キャスクから取り出し、汚染検査を行った後、キャスク以外の輸送容器に収納し、FMF、福島第一原子力発電所等へ搬出する。</p> <p>2) キャスクによる搬出</p> <p>██████において、クレーン設備を用いて貯蔵ピットから金属容器を取り出し、鋼製容器(1重目)に収納する。██████天井ポートにPVCバッグを装着する。██████天井ポートにキャスクを設置する。天井ポートを開けて、キャスク内に付属しているマグネットで、PVCバッグ越しに鋼製容器(1重目)を吊り上げてキャスク内に収納した後、天井ポートを閉める。</p> <p>No.1-1セル天井ポートにキャスクを移動し、天井ポートを開け、マグネットにて、鋼製容器(1重目)をNo.1-1セル内に搬入した後、天井ポートを閉める。鋼製容器(1重目)を鋼製容器(2重目)に収納する。</p> <p>No.1-1セル天井ポートにキャスクを設置し、天井ポートを開け、鋼製容器(2重目)をキャスクに収納した後、天井ポートを閉める。クレーン設備を用いてサービスエリアからローディングドック天井ハッチを通じて、キャスクをローディングドックに搬出し、施設外へ運搬する。</p>

整理番号	使用の方法
1-③	<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、セル及びグローブボックスにて行い、セル及びグローブボックスへのバッグイン、バッグアウトによる試料の搬出入はPVCバッグにより気密性を損なうことなく行う。</p> <p>②遮蔽・被ばく</p> <p>核燃料物質を使用する場合は、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、グローブボックスの場合は、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たグローブボックス内にて取り扱い、グローブボックス表面線量率が200μSv/h以下となるよう管理して作業を行う。</p> <p>③火災</p> <p>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。従って、火災防止のためにグローブボックス内は常によく整頓し、グローブボックス内への可燃性物質の持込みを最低限にし、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採る。また、試料調製及び処理を行う小型焼成用加熱炉並びに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している。その他、作業を行うグローブボックス内には消火剤を配置する。さらに加熱中は常時作業員が監視を行う。</p> <p>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。</p>

整理番号	使用の方法
1-③	<p>④爆発事故（水素発生） 1F燃料デブリ10gに含まれる水素ガスが最も体積の小さいグローブボックスで開放された場合でも、グローブボックス内は常に換気されているために、速やかに希釈され、水素濃度は██████（大気圧）となり、空気中における爆発下限濃度4.0vol%を下回るため、水素ガス開放による火災のおそれはない。</p> <p>⑤臨界 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。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しか核分裂性物質を取り扱わないこととし、各単一計量単位区域については相互干渉しない配置とする。取扱制限量はTID-7016「Nuclear Safety Guide」を参考に設定するとともに、██████は、正方格子状に配列し、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設定した。すなわち、引き上げたピット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。</p>

ただし、上記は平和の目的に限る。

表-1 場所別使用方法の方法

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燃料デブリの搬出入及び移動
ローディングセル	1F燃料デブリの搬出入
No.1-1セル	(1) 1F燃料デブリの搬出入 (2) 1F燃料デブリの収納容器の外観確認
■	(1) 1F燃料デブリの搬出入 ■
No.4セル	1F燃料デブリの観察
No.5セル	1F燃料デブリの切断、分取
No.6セル	1F燃料デブリの溶解、化学分離及び処理
No.7セル	気送管装置による1F燃料デブリの移送
測定室	(1) 焼付した1F燃料デブリの質量分析 (2) 溶解した1F燃料デブリの質量分析
■	■
恒温室	1F燃料デブリの放射線計測及び元素分析
化学室	(1) 1F燃料デブリの調製 (2) 溶解液の燃焼率測定、化学分析及び焼付け
実験室	1F燃料デブリの調製

・核燃料物質の種類

核燃料物質の種類	化合物の名称 ^{注1)}	主な化学形 ^{注1)}	性状 (物理的形態)
(1) 1F燃料デブリ	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 ^{注3)} 、粉体、 液体 ^{注4)}
	金属 (合金)	U, Pu Fe-Cr-Ni-U-Zr Fe-Cr-Ni-U-Pu-Zr	
	ケイ酸塩 (MCCI生成物 ^{注2)})	(U, Zr, Ca) O ₂ (U, Pu, Zr, Ca) O ₂	
	ケイ酸塩 (MO 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	
	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- U-Pu-Gd-O	
(2) (1) を含む混合物	上記化学形とその他構造材との混合物		

注1) 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。

注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。

注3) 切断作業を行う場合は固体から粉体へ変化する。

注4) 左記の化合物を水溶液に溶解したもの。

・年間予定使用量

核燃料物質の種類	年間予定使用量 注1)	
	最大存在量	延べ取扱量
1F燃料デブリ	10g	10g
ただし、①～④の重量の合計がいかなる組合せにおいても10gを超えないこととする。		
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

注1) 1F燃料デブリの年間予定使用量については、既許可の年間予定使用量（本文5項に記載する(1)から(7)の種類及び数量）の範囲で行い、これを超える核燃料物質の受入れは行わない。そのため、核燃料物質の貯蔵も既許可の貯蔵施設で行う。

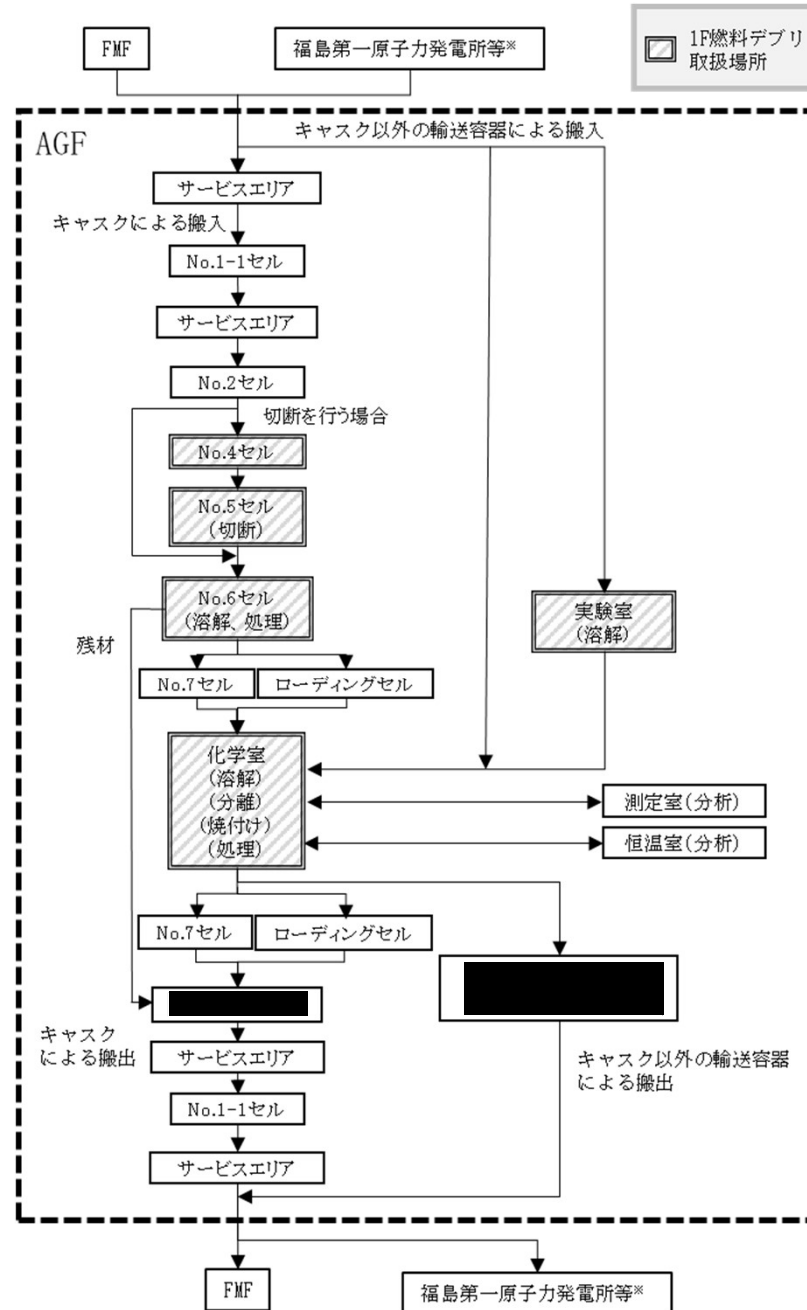
・使用済燃料の処分の方法

1F燃料デブリの処分の方法	分析後の1 F燃料デブリ（試料及び残材）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>
---------	--

図-1 1F燃料デブリ分析に関するフロー



※1F燃料デブリの取扱許可施設

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）

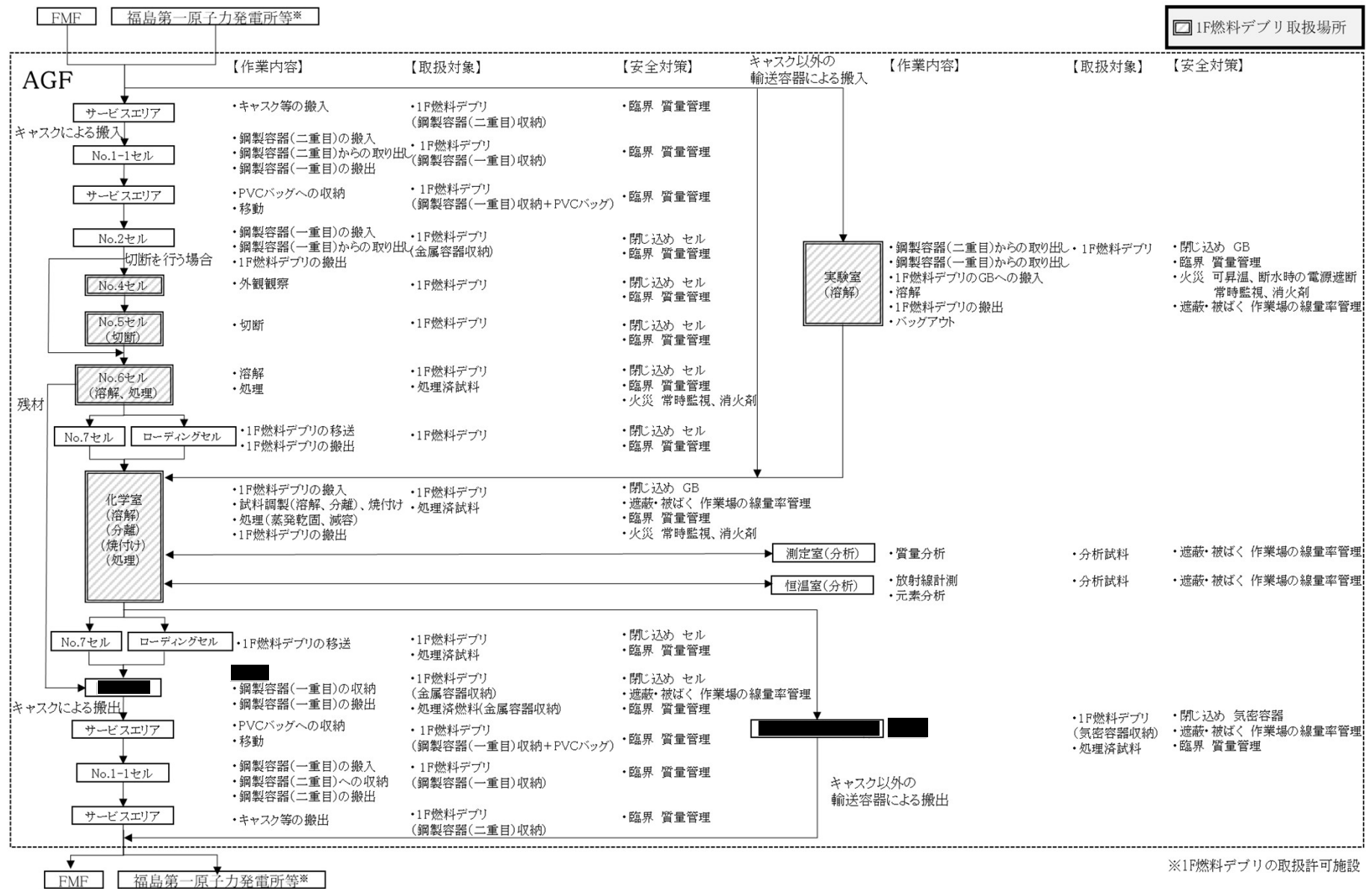
【AGFにおける作業】

- 搬出入
- 試料調製（切断、溶解、分離、焼付け）
- 分析（質量分析、元素分析、放射線計測）
- 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臨界に達することがないこと（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）
- セル及びグローブボックス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1F燃料デブリの取り扱いで、火災に至ることがないこと（火災）。
- 作業において、火気の使用がなく火災に至ることがないこと（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燃料デブリ分析に係る作業内容及び安全対策 (AGF)



【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。従って、火災防止のためにグローブボックス内は常によく整頓し、グローブボックス内への可燃性物質の持込みを最低限にし、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採る。

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、酸化セラミック及びケイ酸塩が想定され、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反応する可能性がある。そのため、1F燃料デブリを切断する場合、切断により粉体が発生することで火災に至るおそれがある。

本施設では、セル内での切断において発生する粉体の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扱い、万一酸素との反応に起因して発火したとしても延焼を防ぐような対策を行う。

そのほか、1F燃料デブリ10gに含まれる水素ガスが最も体積の小さいグローブボックスで開放された場合でも、グローブボックス内は常に換気されているために、速やかに希釈され、水素濃度は■■■■（大気圧）となり、空気中における爆発下限濃度4.0vol%を下回るため、水素ガス開放による火災のおそれはない。

【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。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しか核分裂性物質を取り扱わないので臨界事故発生のおそれはない。■は、正方格子状に配列しており、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。すなわち、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)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、グローブボックス内における核燃料物質の取扱いは、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過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。

2.4 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果

①安全上重要な施設に係る評価

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・銚田・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、大洗研究開所の北方約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。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・①最大取扱放射能量評価

1. 1F燃料デブリの線源の選定

計算にはORIGEN2.2を使用する。

ORIGEN2.2では燃料1t当りの放射能を計算し、放射能を 10^6 で除することで1g当りの放射能を評価した。

(1) 燃料組成

東京電力ホールディングス株式会社から提供された事故発生時に1F各号機に装荷されていた燃料組成情報を基に、表①-1及び表①-2に示すウラン燃料及びMOX燃料について評価する。

表①-1 ウラン燃料の組成

	核種	原子量	組成比 (wt%) ^{*1}		
			高濃縮度燃料	平均濃縮度燃料	低濃縮度燃料
U	U-235	235.04	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]
	U-238	238.05			
O ¹⁶	16.99				
不純物	C-12	12.00			
	N-14	14.00			
U濃縮度 (U-235/U-235+U-238)					

*1 炭素、窒素についてはwtppm。

*2 酸素原子は全てのU, Pu, Am原子に2つ結合しているものとした。

表①-2 MOX燃料の組成

	核種	原子量	組成比 (wt%) ^{*1}					
			最高Pu富化度	平均Pu富化度	最低Pu富化度			
U	U-235	235.04	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]			
	U-238	238.05						
Pu	Pu-238	238.05						
	Pu-239	239.05						
	Pu-240	240.05						
	Pu-241	241.06						
	Pu-242	242.06						
	Am-241	241.06						
O ¹⁶	16.99							
不純物	C-12	12.00						
	N-14	14.00						
U濃縮度 (U-235/U)								
PuAm含有率 (Pu/HM)								

*1 炭素、窒素についてはwtppm。

*2 酸素原子は全てのU, Pu, Am原子に2つ結合しているものとした。

(2) 燃焼度

各号機のペレット最大燃焼度とし、
[REDACTED]とした。

(3) 冷却期間

2011年3月から2020年3月の9年間とした。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・①最大取扱放射能量評価

1. 1F燃料デブリの線源の選定

(4) 断面積ライブラリ番号

ORIGEN2.2-UPJ(JENDL-4.0)に搭載されている標準ライブラリのうち、1Fの炉型と同じBWRであるもの全て(表①-3)について計算を行った。

表①-3計算対象断面積ライブラリ一覧

核燃料種類	断面積ライブラリ		備考
	番号	名称	
ウラン燃料	U-1	BS100J40	BWR STEP-I, 0% Void
	U-2	BS140J40	BWR STEP-I, 40% Void
	U-3	BS170J40	BWR STEP-I, 70% Void
	U-4	BS200J40	BWR STEP-II, 0% Void
	U-5	BS240J40	BWR STEP-II, 40% Void
	U-6	BS270J40	BWR STEP-II, 70% Void
	U-7	BS300J40	BWR STEP-III, 0% Void
	U-8	BS340J40	BWR STEP-III, 40% Void
	U-9	BS370J40	BWR STEP-III, 70% Void
MOX燃料	M-1	BS2M040SJ40	BWR STEP-II, 0% Void, MOX Pu 4wt%, Standard Pu Compo.
	M-2	BS2M044LJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 4wt%, Low Pu Compo.
	M-3	BS2M044SJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 4wt%, Standard Pu Compo.
	M-4	BS2M044HJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 4wt%, High Pu Compo.
	M-5	BS2M047SJ40	BWR STEP-II, 70% Void, MOX Pu 4wt%, Standard Pu Compo.
	M-6	BS2M084SJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 8wt%, Standard Pu Compo.
	M-7	BS2M134SJ40	BWR STEP-II, 40% Void, MOX Pu 13wt%, Standard Pu Compo.

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・①最大取扱放射能量評価

1. 1F燃料デブリの線源の選定


評価結果

ORIGENによる燃料組成及びライブラリ毎の評価結果をウラン燃料の結果を表①-5、MOX燃料の結果を表①-6に示す。

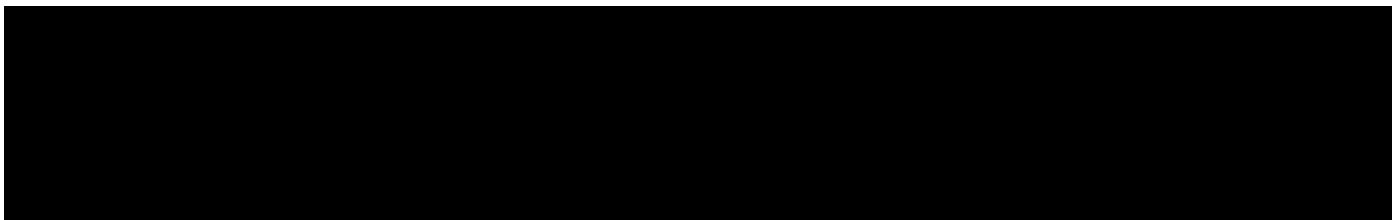
γ線発生数が最大となるのは断面積ライブラリ番号「 」のウラン濃縮度 の場合であり、中性子線発生数が最大となるのは、断面積ライブラリ「 」のウラン燃料の濃縮度 の場合となった。

なお、遮蔽評価で使用するγ線及び中性子線のエネルギー情報は表①-7及び表①-8のとおりとする。

表①-5 ORIGEN2.2によるウラン燃料の線源選定結果



表①-6 ORIGEN2.2によるMOX燃料の線源選定結果



【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・①最大取扱放射能量評価

1. 1F燃料デブリの線源の選定

評価結果

表①-7 1F燃料デブリ1g当たりのγ線エネルギー情報

上限 エネルギー	固定線源 (photon/s・cm ³)
10.0 MeV	
8.0 "	
6.5 "	
5.0 "	
4.0 "	
3.0 "	
2.5 "	
2.0 "	
1.66 "	
1.33 "	
1.00 "	
800 keV	
600 "	
400 "	
300 "	
200 "	
100 "	
50 "	
10 "	

表①-8 1F燃料デブリ1g当たりの中性子線エネルギー情報

上限 エネルギー	SOURCES-4C(スペクトル×発生数)			固定線源 (n/s・cm ³)
	自発核分裂	(α, n)反応	自発核分裂 +(α, n)	
14.9 MeV				
12.2 "				
10.0 "				
8.2 "				
6.4 "				
5.0 "				
4.1 "				
3.0 "				
2.5 "				
2.4 "				
1.8 "				
1.1 "				
550.0 keV				
111.0 "				
3.4 "				
583.0 eV				
101.0 "				
29.0 "				
10.1 "				
3.1 "				
1.1 "				
0.414 "				
0.01 "				
合計				

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・①最大取扱放射能量評価

2. 構造材が放射化したことによる全体放射能への影響評価

1F燃料デブリに混入する可能性のある構造材として、ジルカロイ-2 (ZrTN802D)、ジルカロイ-4 (ZrTN804D) 及びステンレス鋼 (SUS304) を対象に線源評価を行った。

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①-7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、ウラン燃料は断面積ライブラリ番号「 」の濃縮度 、MOX燃料は断面積ライブラリ番号「 」の濃縮度 を使用した。

表①-7構造材の組成

元素 (%)	ジルカロイ-2 (ZrTN802D)	ジルカロイ-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

評価結果

放射化した構造材構成核種の各エネルギー帯の γ 線発生数は燃料に比べて十分低く、また有意な中性子線の発生もないため、燃料の評価結果を基に最大放射能を設定することとした。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・①最大取扱放射能量評価

3. 最大取扱放射能量の評価

(1) 対象施設

FMF及びAGF

(2) 1F燃料デブリ重量

FMF:90g, AGF:10g

(3) 線源

表①-5、表①-6の結果より、表①-8にまとめる。

表①-8 1F燃料デブリ1g当りの γ 線及び中性子線発生数

1F燃料デブリ重量(g)	γ 線発生数(photon/s)	中性子線発生数(neutron/s)
1g	■■■■■	■■■■■

評価結果

表①-9の結果より、 γ 線及び中性子線の最大取扱放射能量は現行許可の範囲内である。

表①-9 1F燃料デブリの最大取扱放射能量

1F燃料デブリ重量(g)	γ 線発生数(photon/s)	中性子線発生数(中性子/s)
90g (FMF年間使用量)	■■■■■	■■■■■
FMF現行許可	1.50×10^{17}	5.72×10^9
10g (AGF年間使用量)	■■■■■	■■■■■
AGF現行許可	3.33×10^{14}	2.43×10^6

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・②境界線量評価

1. 人が立ち入る場所の線量率の評価

ORIGENの計算結果を基にANISNを用いて被ばく評価を実施した。

(1) 対象施設

FMF及びAGF

(2) 1F燃料デブリ重量

FMF:90g, AGF:10g

(3) 線源

評価①の結果を使用した。

(4) 線源配置

線源の配置については、1F燃料デブリの取扱量が最も大きいセル内に配置するものとし、評価点までの距離が最短となる場所とした。

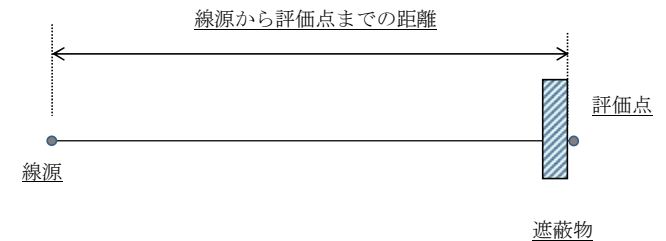
(6) 遮蔽物

線源と各評価点の間にあるセルについて、その材質及び厚さを遮蔽物として考慮した。

上記に基づき、評価条件を表②-1に、評価モデルを図②-1示す。

表②-1 評価条件

施設	線源配置エリア	遮蔽物		線源から評価点までの距離 (cm)
		材質	厚さ (cm)	
FMF	試験セル (側壁)	重コンクリート	■	160
	第2試験セル (遮蔽窓)	遮蔽ガラス	■	164
AGF	No.2セル (背面)	重コンクリート	■	90
	No.6セル (窓)	鉛ガラス	■	130



図②-1 評価モデル

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・②境界線量評価

1. 常時人が立ち入る場所の線量率の評価

評価結果

評価結果を表②-2に示す。

表②-2 評価点における実効線量の評価結果

施設	線源配置エリア	人が立ち入る場所の線量率 (μ Sv/h)	設計基準値 (μ Sv/h)
FMF	試験セル	■■■■■	20
	第2試験セル	■■■■■	20
AGF	No.2セル	■■■■■	200
	No.6セル	■■■■■	20

(1) FMF

最も厳しい条件として、第2試験セル（遮蔽窓）において1F燃料デブリ90gを取り扱う際を想定して計算した結果、人が立ち入る場所の線量率は、最大でも■■■■■ μ Sv/hとなり、設計基準値の20 μ Sv/hを超えない。

(2) AGF

最も厳しい条件として、No.6セル（窓）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、常時人が立ち入る場所の線量率は、最大でも■■■■■ μ Sv/hとなり、設計基準値の20 μ Sv/hを超えない。

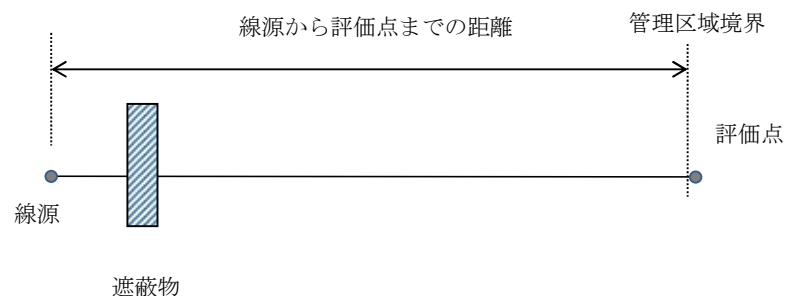
【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・②境界線量評価

2. 管理区域境界における実効線量の評価

(1)対象施設、(2)1F燃料デブリ重量、(3)線源、(4)線源配置、(6)遮蔽物は1.人が立ち入る場所の線量率の評価の条件と同様とする。評価条件を表②-3に、評価モデルを図②-2示す。

表②-3 評価条件

施設	線源配置エリア	遮蔽物		線源から評価点までの距離 (cm)
		材質	厚さ (cm)	
FMF	試験セル (遮蔽窓)	遮蔽ガラス	■	160
	第2試験セル (側壁)	重コンクリート	■	160
AGF	No. 2 セル (背面)	重コンクリート	■	90
	No. 6 セル (窓)	鉛ガラス	■	130



図②-2 評価モデル

評価結果

評価結果を表②-4に示す。

表②-4評価点における実効線量の評価結果

施設	線源配置エリア	管理区域境界 (mSv/3月)	線量限度 (mSv/3月)
FMF	試験セル	■	1.3
	第2試験セル	■	
AGF	No. 2 セル	■	
	No. 6 セル	■	

(1) FMF

最も厳しい条件として、試験セルにおいて1F燃料デブリ90g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、最大でも■■■■■mSv/3月となり、1.3mSv/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、最大でも■■■■■mSv/3月となり、1.3mSv/3月を超えない。

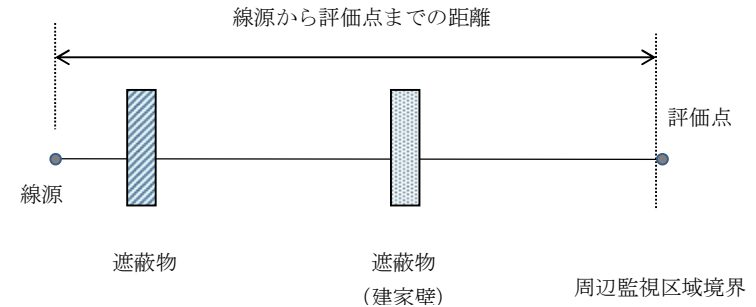
【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・②境界線量評価

3. 周辺監視区域境界における実効線量の評価

(1)対象施設、(2)1F燃料デブリ重量、(3)線源、(4)線源配置、(6)遮蔽物は1.人が立ち入る場所の線量率の評価の条件と同様とする。評価条件を表②-5に、評価モデルを図②-3示す。

表②-5 評価条件

施設	線源配置エリア	遮蔽物				線源から評価点までの距離 (m)
		材質	厚さ (cm)	材質	厚さ (cm)	
FMF	試験セル	重コンクリート	■	コンクリート	■	242
	第2試験セル	重コンクリート	■	コンクリート	■	238
AGF	No.2セル	重コンクリート	■	コンクリート	■	185
	No.7セル	鉛ガラス	■	コンクリート	■	185



図②-3 評価モデル

評価結果

評価結果を表②-6に示す。

表②-6 評価点における実効線量の評価結果

施設	線源配置エリア	周辺監視区域境界 (mSv/年)	線量限度 (mSv/年)
FMF	試験セル	■	1.0
	第2試験セル	■	
AGF	No.2セル	■	
	No.7セル	■	

(1) FMF

最も厳しい条件として、試験セルにおいて1F燃料デブリ90gを取り扱う際を想定して計算した結果、周辺監視区域境界における実効線量は、最大でも■mSv/年となり、1.0mSv/年を超えない。

(2) AGF

最も厳しい条件として、No.2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、最大でも■mSv/年となり、1.0mSv/年を超えない。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・③臨界評価

1. 最小臨界重量の評価

未照射のウラン燃料及びMOX燃料について、中性子実効増倍率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のみの重量) 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、装荷時の最高Pu富化度に10wt%を上乗せすることで、燃料組成が不明な1F燃料デブリに対する臨界安全を確保することとした。

なお、臨界評価では連続エネルギーモンテカルロ法コードMVP-IIを用いて評価を行った。

(1) 評価対象

- ・未照射のMOX燃料 (Pu富化度■■■■及び■■■■)
- ・未照射のウラン燃料 (濃縮度■■■■)

(2) 評価体系 減速系

(3) 水の取り扱い

1F燃料デブリは内部に水を含有している可能性があるため、均一体系 (燃料と水が均一に混合)、非均一体系 (燃料粒子の隙間に水が存在) の両方で評価を実施した。

(4) 試料組成

表③-1に示す。ただし、Am-241の存在比■■■■については臨界安全を考慮し、より核分裂断面積が大きなPu-241の存在比に加えることとした。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・③臨界評価

1. 最小臨界重量の評価

臨界評価で用いた燃料組成を表③-1に示す。

表③-1 1F燃料デブリの燃料組成

MOX 燃料			ウラン燃料		
MOX 燃料	核種	存在比 (%)	ウラン燃料	核種	存在比 (%)
U	U-235	■	U	U-235	■
	U-238	■		U-238	■
Pu+Am-241 ■ 又は ■	Pu-238	■			
	Pu-239	■			
	Pu-240	■			
	Pu-241	■			
	Pu-242	■			
	Am-241	■			

評価結果

表③-2に各条件下での最小臨界重量（U、Puのみの重量）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（Pu富化度■）とウラン燃料（濃縮度■）の混合燃料で■である。

表③-2 1F燃料デブリの最小臨界重量（減速系）

該当原子炉	核燃料種類	最小臨界重量* (kg)	
		均一体系	非均一体系
1, 2 号機	ウラン燃料 U 濃縮度■	■	■
3 号機	MOX 燃料 Pu 富化度■	■	■
3 号機	MOX 燃料とウラン燃料の混合燃料 Pu 富化度■ U 濃縮度■	■	■
3 号機	MOX 燃料 Pu 富化度■	■	■
3 号機	MOX 燃料とウラン燃料の混合燃料 Pu 富化度■ U 濃縮度■	■	■

※U、Puのみの重量である。71

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・③臨界評価

2. 1F燃料デブリと貯蔵ピットとの相互作用評価

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た場合を想定し、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配置されていることを想定する。また、1F燃料デブリの取扱量は1F燃料デブリの最小臨界重量以下かつ最大輸送回数分に相当する■■■■kg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した。

(1) 対象施設

FMFの■■■■及び■■■■

(2) 試料重量

1F燃料デブリ■■■■kg (U, Puのみの重量)

(3) 評価体系

乾燥系

(4) 水の取り扱い

非均一系

(5) 燃料組成

表③-1と同じ

(6) 燃料ピンの配置及び本数

- ・燃料ピンは三角格子ピッチ状に配列した。
- ・各燃料ピンの試験セル及び第2試験セルの配置本数は、常陽ピン■■■■本（制限値■■■■本）、特燃ピン■■■■本（制限値■■■■本）、もんじゅピン■■■■本（制限値■■■■本）とした。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・③臨界評価

2. 1F燃料デブリと貯蔵ピットとの相互作用評価

評価結果

1F燃料デブリ■■■■kgと制限値以上の燃料ピンが配置された■■■■及び■■■■の貯蔵ピットとの相互作用の結果を表③-3、表③-4に示す。いずれのケースであっても中性子実効増倍率が0.95を超えることはなく、臨界に達することはない。

表③-3 ■■■■の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 (%)
非均一体系	常陽ピン	■■■■	■■■■
	特燃ピン	■■■■	■■■■
	もんじゅピン	■■■■	■■■■

表③-4 ■■■■の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 (%)
非均一体系	常陽ピン	■■■■	■■■■
	特燃ピン	■■■■	■■■■
	もんじゅピン	■■■■	■■■■

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・③臨界評価

3. FMF及びAGFにおける臨界管理

(1) FMF

FMFにおいてデブリを取り扱う使用場所の取扱制限量は表③-5に示すとおりであるが、1F燃料デブリの最大取扱重量は90gであり、取扱制限量よりも十分に小さいため臨界に達することはない。

表③-5 取扱制限量(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③-5 取扱制限量(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 キャスク(最大取扱重量: ■g(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 キャスク(最大取扱重量: ■g(1F燃料デブリ))を想定した場合、1回輸送分に相当する。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・③臨界評価

3. FMF及びAGFにおける臨界管理

(2) AGF

AGFにおいて1F燃料デブリを取り扱う使用場所の取扱制限量は表③-6に示すとおりであるが、1F燃料デブリの最大取扱重量は10gであり、取扱制限量よりも十分に小さいため臨界に達することはない。

表③-6 取扱制限量

使用場所	計量単位区域	臨界管理方	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
No.1-1 セル	No.1-1 セル	質量管理	2,600
		質量管理	520
No.4 セル	No.4 セル	質量管理	220
No.5 セル	No.5 セル	質量管理	220
No.6 セル	No.6 セル	質量管理	220
No.7 セル	No.7 セル	質量管理	220
化学室	化学ボックス	質量管理	220
	No.13 グローブボックス	質量管理	220
	No.15 グローブボックス	質量管理	220
実験室	No.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

備考 制限量はウラン-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。

【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・④「安全上重要な施設」の再評価

1. 公衆の実効線量の評価

FMFについては、B型輸送相当（数百g程度）の1F燃料デブリを受け入れた場合、試料分取のため切断代1mmで切断を行うため、切断時に発生した切断粉の一部が外部に放出される想定である。

B型輸送相当重量の1F燃料デブリは、最小臨界直径である直径10cmの円柱容器内に収納し取り扱いを行うため、1F燃料デブリの1回切断で発生する切断粉の最大重量は約90gである。1F燃料デブリ90gは、A型輸送相当のデブリ重量（1個当たり5g）を想定すると18個相当である。粉体の核燃料が90g発生することを想定し、安全機能喪失時の周辺監視区域周辺の公衆の実効線量を評価する。

AGFについては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、切断粉の最大重量を約0.5gとした。

なお、公衆の被ばく評価に必要な核種の放射能情報は核種生成崩壊計算コードORIGEN2.2を用いて評価を行った。

(1) 対象施設

FMF及びAGF

(2) 粉体試料重量

FMF：粉体の1F燃料デブリ90g（U、Pu及びAmのみの重量）

AGF：粉体の1F燃料デブリ0.5g（U、Pu及びAmのみの重量）

(3) 燃料組成、(4) 冷却期間、(5) 断面積ライブラリは①最大取扱放射能評価の1. 1F燃料デブリの線源の選定と同じとした。

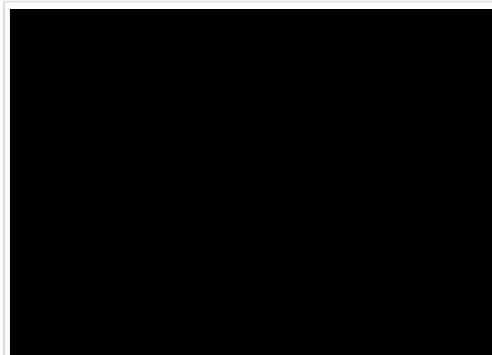
【補足資料】 1F燃料デブリ分析に係る安全評価確認結果・・・④「安全上重要な施設」の再評価

2. Pu富化度の公衆の実効線量への影響評価

公衆の実効線量が大きいFMFにおける粉体の1F燃料デブリ90gの取り扱いについて、公衆の実効線量が最大となる条件である断面積ライブラリ番号「■■■■」の下、Pu富化度を■■■■から■■■■まで変化させ、Pu富化度の公衆の実効線量への影響を評価した。

評価結果

結果（図④-1）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■■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。



図④-1 Pu富化度とFMFの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

3. 結論

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④-2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④-2 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価結果

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)	
	現行の評価結果	再評価結果
FMF	2.6	■■
AGF	3.4	■■

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。

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。



②設備撤去に係る概要(AGF)

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。

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	【既存の状況について追加】
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 【既存の状況について追加】
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	【既存の状況について追加】
第十三条 溢水による損傷の防止	【既存の状況について追加】
第十四条 化学薬品の漏えいによる損傷の防止	【既存の状況について追加】

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 (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 【既存の状況について追加】
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 【既存の状況について追加】
第十七条 環境条件を考慮した設計	【既存の状況について追加】
第十八条 検査等を考慮した設計	【既存の状況について追加】
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	【既存の状況について追加】
第二十三条 貯蔵施設	【既存の状況について追加】
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	【既存の状況について追加】

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 (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