

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7月16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

1F燃料デブリ分析に係る使用の方法

1. 使用の方法(目的については本文に記載)

【FMF】

- ・臨界管理に関する説明追加(P.6, 15-17)
- ・搬出入時の荷姿に関する説明追加(P.7)
- ・ホットリペア室及びコンタクトリペア室の説明追加(P.8)
- ・安全対策のうち火災対策に関する説明追加(P.9)
- ・安全対策のうち爆発事故対策に関する説明追加(P.10)
- ・安全対策のうち臨界対策に関する説明追加(P.11-14)

2. 核燃料物質の種類(変更なし)

3. 予定使用期間及び年間予定使用量

- ・デブリの年間予定使用量の考え方を追加(P.22)

4. 使用済燃料の処分の方法(変更なし)

5. 使用施設の位置、構造及び設備(項の追加)(P.23)

6. 貯蔵施設の位置、構造及び設備(変更なし)

7. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備(項の追加)(P.23)

【AGF】

- ・試料調製に関する説明追加(P.18-19)
- ・試料移送時における安全対策追加(P.20)
- ・加熱時の安全対策の明確化(P.20)
- ・臨界に関する説明追加(P.21)

添付書類1

FMF別添1

目次

3. 火災等による損傷の防止

- ・消火方法に関する説明追加(P.24)

目次

1. 1F燃料デブリ分析の背景

- ・背景情報の追加(P.25)

2. 1F燃料デブリ分析における安全設計方針

2.1 1F燃料デブリ分析作業と安全設計の基本方針(FMF)

- ・安全対策の記載追加(P.26-27, 29)

2.2 1F燃料デブリ分析作業と安全設計の基本方針(AGF)

- ・安全対策の記載追加(P.28-29)

3. 1F燃料デブリ分析の計画(変更なし)

4. 1F燃料デブリ分析の安全対策

4.3 容器開封時の水素爆発に係る安全対策

- ・評価方法に関わる記載追加(P.30)

5. 1F燃料デブリ分析に係る貯蔵能力及び廃棄物の保管場所の余裕度

- ・章の追加並びに貯蔵能力及び廃棄物量の余裕度の説明追加(P.31-32)

目次

1. 概要
2. 1F燃料デブリ分析に係る最大取扱放射能量評価
 - 2.1 1F燃料デブリの線源の選定
 - ・燃料組成に関わる説明追加(P.33)
 - ・希ガス発生量に関わる説明追加(P.34-35)
3. 1F燃料デブリ分析に係る境界線量評価
 - 3.1 人が立ち入る場所の線量率
 - ・年間被ばく量の説明追加(P.36-37, 40)
 - ・実作業における被ばく量の評価追加(P.38-39)
 - 3.2 管理区域境界における実効線量の評価
 - ・実効線量の評価の説明追加(P.41)
 - 3.3 周辺監視区域境界における実効線量の評価
 - ・実効線量の評価の説明追加(P.42)
4. 1F燃料デブリ分析に係る臨界評価
 - 4.1 1F燃料デブリの最小臨界重量の評価
 - ・臨界評価に用いた燃料組成及び用語の説明追加(P.43-44)
5. 1F燃料デブリ分析に係る「安全上重要な施設」再評価
 - 5.1 1F燃料デブリの公衆の実効線量評価
 - ・評価モデルの説明追加(P.45-46)

【FMF】

ガスクロマトグラフ質量分析計(実験室)及び放射線管理機器校正用線源保管庫(放射線管理室)の解体・撤去に係る安全性について

- ・廃棄物発生量に関する説明追加(P.47)

【AGF】

No.19グローブボックス(除染室)の解体・撤去に係る安全性について

- ・撤去対象設備に関する説明追加(P.47)

1. 使用の方法(臨界管理に関する説明追加)

1. 使用の方法

整理番号	使用の方法
	<p><u>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。</u></p> <p><u>1F燃料デブリ分析に関するフローを図-1に示す。</u></p> <p><u>なお、本施設の臨界安全を確保するために表-3に示すセル等の最大取扱核燃料物質重量のとおり臨界管理を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</u></p> <p><u>※1F燃料デブリの取扱い許可のある施設</u></p> <p><u>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、最大取扱量以下で取扱う。単一ユニットでの1F燃料デブリを移動する場合、予め計算機により最大取扱量以下であることを確認後、移動作業を行うため、臨界に至ることはない。</u></p>

1. 使用の方法(搬出入時の荷姿に関する説明追加)

【安全対策】

① 閉じ込め

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バッグ及び気密容器により気密性を損なうことなく行う。

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。

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。

1. 使用の方法(ホットリペア室及びコンタクトリペア室の説明追加)

② 遮蔽・被ばく

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、**汚染のある区域であることから、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。汚染のある区域である**ホットリペア室内作業は、フロッ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。

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。

1. 使用の方法(安全対策のうち火災対策に関する説明追加)

③ 火災

試験セル及び第2試験セルは常時、金相セルについては、メンテナンスの際にセル内を一時的に空気雰囲気にすることが可能であるが、常時窒素雰囲気で運転する。当該核燃料物質の取扱い時は常に窒素雰囲気を取り扱うため、火災発生のおそれは全くない。

試験作業中に発生したウエス等の可燃物（「廃棄しようとする物」とする）は、所定の容器がカートンボックス（紙バケツ）の場合は、火災防止のため金属製容器に収納する。作業後に所定の容器は、施設内の保管廃棄施設にて保管する。現在の保管廃棄施設内の保管量は、容量に対して20%以下であり、これまでの発生量実績を考慮しても十分である。所定の容器が金属製容器（L缶、S缶等）の場合は、廃棄物管理施設へ搬出する。今回発生する量は廃棄物缶1本程度であるため保管先の容量は十分である。その他、治工具類等の廃棄しない物は不燃物である。

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。

1. 使用の方法(安全対策のうち爆発事故対策に関する説明追加)

④爆発事故（水素発生）

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PVCバッグ内の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0.1vol%未満である。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。

1. 使用の方法(安全対策のうち臨界対策に関する説明追加)

④ 臨界

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図-2に示すように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判定後、1F燃料デブリ移動時に現場にて確認を行う。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。

中性子相互干渉の評価は以下のとおりである。中性子相互干渉を防止する厚さは文献値より 30cm^{*1-3} である。

*1 TID-7016Rev.1 Nuclear Safety Guide Revise.1(1961)

*2 CEA R-3114 Guid de Criticite(1967)

*3 TID-7016Rev.2 Nuclear Safety Guide Revise.2(1978)

試験セルと除染セル間の壁：厚さ [] 以上のコンクリート（比重 [] 以上）>30cmであるため、中性子相互干渉は起こらない。

第2試験セルと第2除染セル間の壁：厚さ [] 以上のコンクリート（比重 [] 以上）>30cmであるため、中性子相互干渉は起こらない。

除染セルとクリーンセル間の壁：セル間に扉があり、扉の部分がコンクリート厚さが [] であるため、立体角法の評価を行った。評価モデルを図-3に示す。また、評価方法については以下のとおりである。

未臨界を確認した単一ユニットが複数配列場合に、各ユニット間の中性子のやりとりによる臨界を防止する必要がある。このような中性子相互干渉を防止して、ユニット間の安全な配置を定めるため、配列内の単一ユニットによる全立体角を求め制限立体角と比較して、単一ユニット間の立体角、すなわち距離を制限する。

立体角法による評価は、一つのユニットから他のユニットを見込んだ立体角（ Ω_t ）と許容立体角（ Ω_ℓ ）を求め、 $\Omega_t < \Omega_\ell$ であることを確認する。 Ω_t については、図-4*4より求め、 Ω_ℓ については下式によって算出する。

$$\Omega_\ell = \left(\frac{1 - k_{\text{eff}}}{2} \right)$$

未臨界条件は以下のとおりである。

$$\Omega_\ell > \frac{\Omega_t}{4\pi}$$

除染セルとクリーンセル間の壁厚が [REDACTED] であるため、立体角法で中性子相互干渉の評価を行い、臨界に達しないことを確認した。計算方法は以下のとおりである。

1F燃料デブリ [REDACTED] が収納された直径10cm、高さ55cmの容器を中心間距離100cm離れた配置とする。1F燃料デブリ [REDACTED] の中性子実効増倍率は解析によって求められており [REDACTED] である。

制限立体角 Ω_ℓ の計算式は以下のとおりである。

$$\Omega_\ell = \frac{1 - k_{\text{eff}}}{2} = \text{[REDACTED]}$$

全立体角 Ω_t の導出に必要な λ 及び σ の計算式は以下のとおりである。

$$\lambda = \frac{\text{形状モデルの長辺}}{2\text{ユニット間の端面距離}} = \frac{55}{90} = 0.62$$

$$\sigma = \frac{\text{形状モデルの長辺}}{\text{形状モデルの短辺}} = \frac{55}{10} = 5.5$$

算出した λ 、 σ 及び図-4*4より、全立体角 $\Omega_t (=5.25 \times 10^{-2})$ を0.06とした。

以上の計算結果から以下のとおり未臨界条件を満たすので、中性子相互干渉は起こらない。

$$\Omega_\ell (= \blacksquare) > \frac{\Omega_t}{4\pi} = \frac{0.06}{4\pi} = 0.005$$

*4 CEA R-3114, Guide Criticite(1967).

1. 使用の方法(臨界管理に関する説明追加)

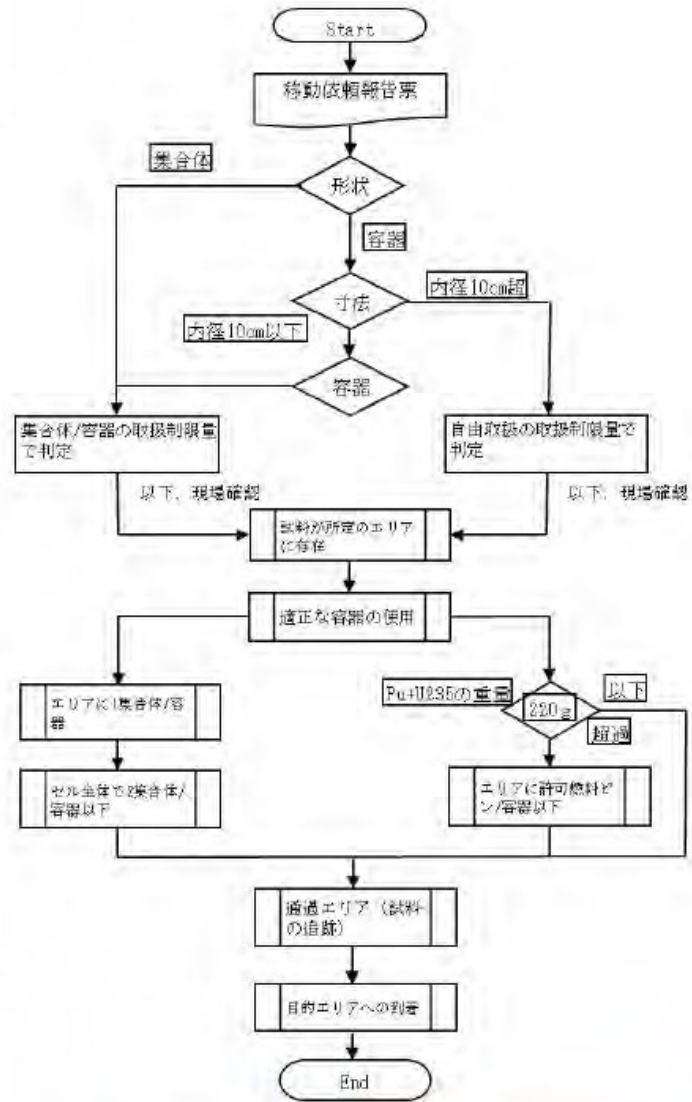


図-2 試料移動前の判定及び試料移動時の確認フロー

1. 使用の方法(安全対策のうち臨界対策に関する説明追加)

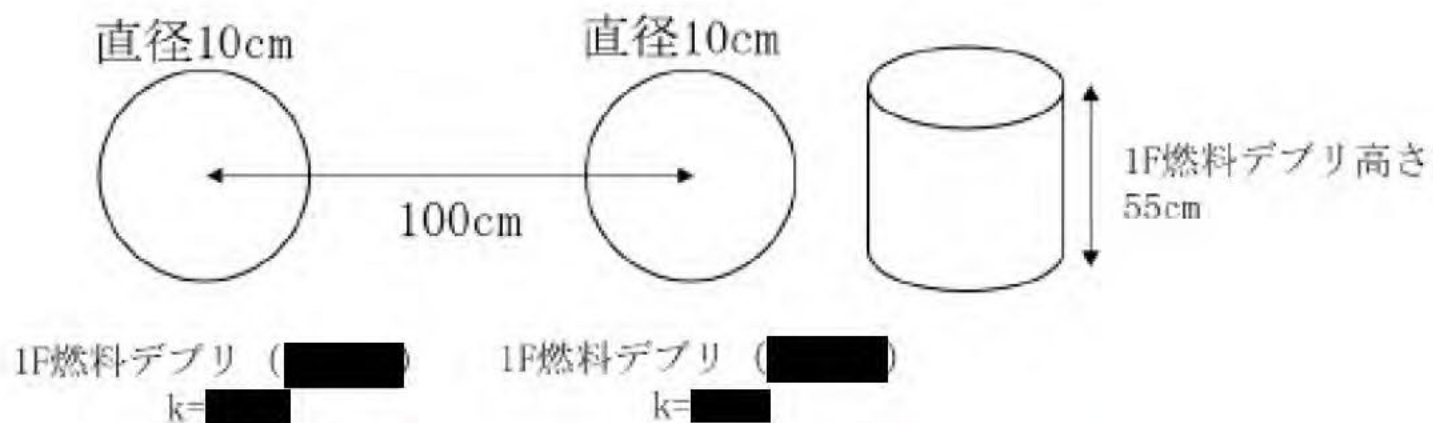


図-3 立体角法における評価モデル

1. 使用の方法(安全対策のうち臨界対策に関する説明追加)

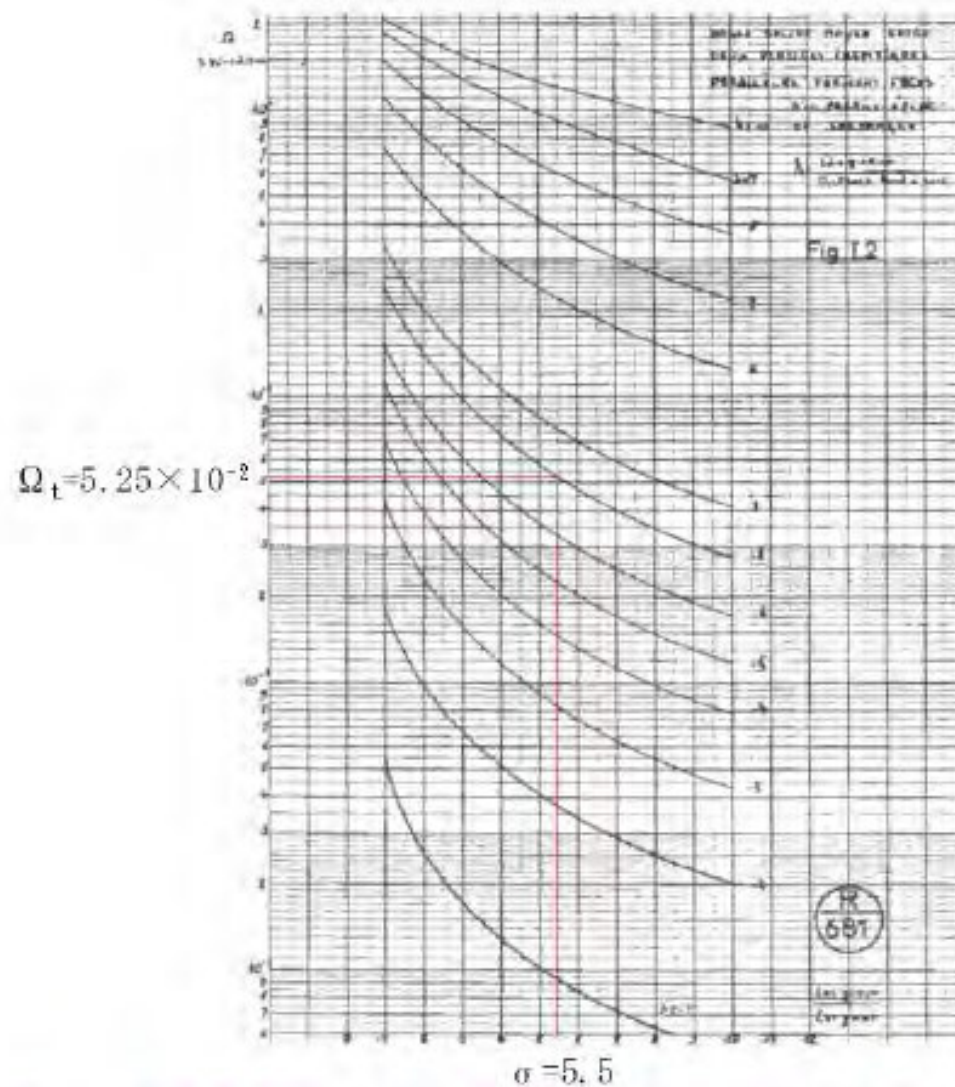


図-4 全立体角 Ω_1 (CEA R-3114*⁴の図I.2より引用)

1. 使用の方法(試料調製(溶解・分離・焼付け)に関する説明追加)

②溶解、分離、焼付け

溶解、分離、焼付けの作業フローを図-2に示す。また、溶解、分離、焼付け操作の一例を図-3～図-5に示す。

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。溶解の際には、使用実績のある約100℃に加熱された硝酸を用いる。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。

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。具体的には、硝酸溶解した1F燃料デブリ溶液試料を、イオン交換樹脂の入ったカラムの上部から添加することにより、UやPuをイオン交換樹脂に吸着させて分離する。その後、硝酸溶液の濃度を変えて通液することにより、Pu及びUを溶液として抽出・分離する。

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。具体的には、分離後の分析試料(1F燃料デブリを溶解して分離した試料)をフィラメント部に塗布した後に電流を流して加熱し、溶液中の溶媒を蒸発させることにより、試料溶液中に含まれるUやPu等の元素をフィラメント部に焼き付ける。



図-2 1F燃料デブリの溶解、分離、焼付けに関するフロー

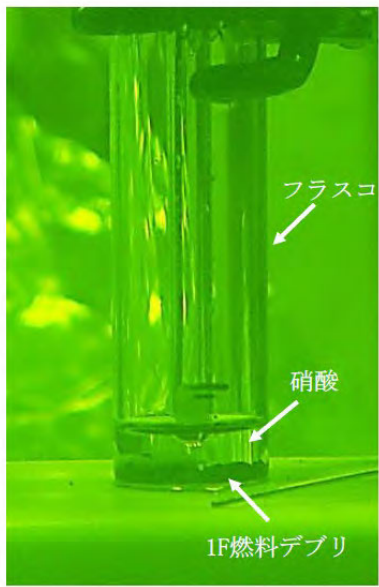


図-3 溶解操作の一例

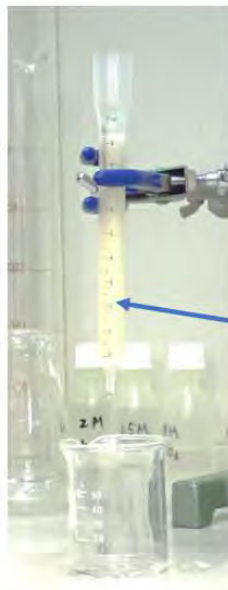


図-4 分離操作の一例



図-5 焼付け操作の一例

1. 使用の方法(試料移送時における安全対策追加)

②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。また、化学室、実験室は汚染の可能性のある区域であるため、汚染の閉じ込め処置をした気密容器に収納した試料の移送時は半面マスクを着用する。

1. 使用の方法(加熱時の安全対策の明確化)

③火災

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理し、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、試料調製及び処理においては溶液を加熱するため、加熱作業においては人による常時監視、万一の火災に備えた消火剤の配置を行う。

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。

1. 使用の方法(臨界に関する説明追加)

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（単一ユニット）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、XXXXXXXXXXは、正方格子状に配列し、一つの単一ユニットにある核燃料物質を引き上げた場合、他の貯蔵ピット内の核燃料物質との相互干渉による臨界が起こらぬよう制限量を設定した。すなわち、一つの貯蔵ピット（単一ユニット）から核燃料物質を引き上げた場合、その周囲に位置する4つの貯蔵ピット（単一ユニット）にある合計5つの単一ユニットに存在する全ての核燃料物質重量が金属の場合の安全基準量（2.6 kg）以下となるようにした。従って、各貯蔵ピット（単一ユニット）については、その1/5である520gを制限量とした。XXXXXXXXXXの構造及びTID-7016「Nuclear Safety Guide」における安全基準量について図-6に示す。

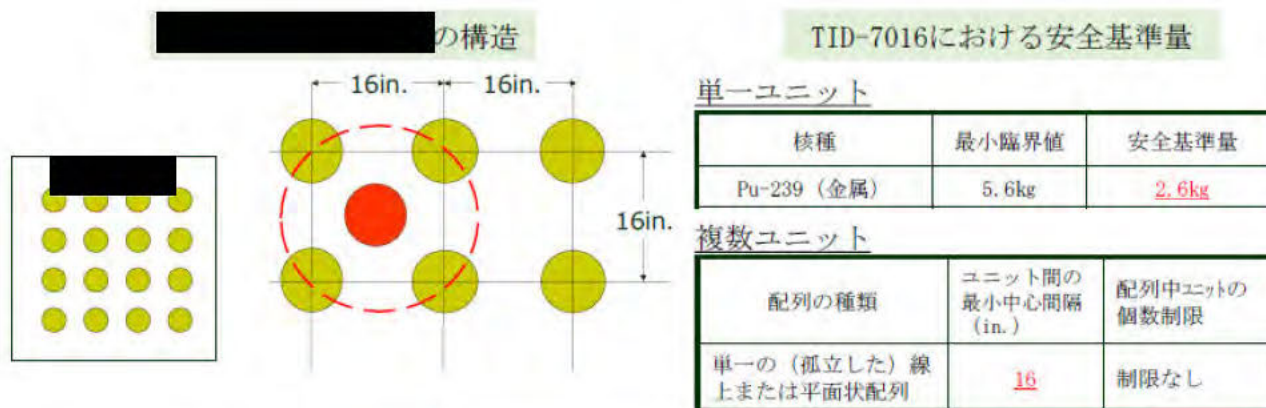


図-6 XXXXXXXXXXの構造及びTID-7016「Nuclear Safety Guide」における安全基準量

3. 予定使用期間及び年間予定使用量(デブリの年間予定使用量の考え方を追加)

3. 年間予定使用量

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、燃料成分(U、Pu)のみの重量として90gを取扱う。実際の1F燃料デブリは、燃料成分に加えて金属等の不純物が含まれた混合物であるため、施設の受け入れ時には、受け入れ試料全体の重量(1Fで測定した重量)を燃料成分として取り扱うことで、正味の燃料成分よりも多く核燃料物質を見積ることにより、保守側の管理とする。また、1F燃料デブリを搬入する際は、天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウムについて1F燃料デブリの重量(受入量)がそれぞれ①から④の年間予定使用量を超えないことを確認する。さらに、1F燃料デブリの受入量は既許可の年間予定使用量(本文5項に記載する(1)から(6)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。

5. 使用施設の位置、構造及び設備(項の追加)

5. 使用施設の位置、構造及び設備

使用施設の位置、構造及び設備は、本文7章から変更なし。

7. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備(項の追加)

7. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備

核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備は、本文9章から変更なし。

3. 火災等による損傷の防止（消火方法に関する説明追加）

3. 火災等による損傷の防止

第四条

使用施設等は、火災または爆発によりその安全性が損なわれないよう、火災及び爆発の発生を防止することができ、かつ、火災及び爆発の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 施設検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、消火を行う設備（以下「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。

3 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても安全上重要な施設の安全機能を損なわないものでなければならない。

本1F燃料デブリ分析において、EMF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。

セル火災に対しては、除染セル、クリーンセル及びラジオグラフィーセルには押釦操作の粉末消火設備を、第2除染セルにはハロゲン化物消火設備を設置する。また金相セル及びCT検査室には粉末消火器を接続する。

なお、試験セル及び第2試験セルは常時、窒素雰囲気維持するので火災発生のおそれは全くない。セル火災の消火を行う場合は、酸素供給を遮断するため、セルの給気弁を閉じ、負圧を維持しながら行う。

なお、爆発による損傷の危険はない。

以上のことから、本1F燃料デブリ分析に関する作業は既許可の範疇で実施可能である。

1. 1F燃料デブリ分析の背景(背景情報の追加)

1. 1F 燃料デブリ分析の背景

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)及びデブリ分析(図-2～図-4)が計画されている。また、JAEAでは「JAEA-Review 2020-004 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所 燃料デブリ等分析について」において、安全評価(遮蔽及び臨界評価)、分析項目及び分析課題等の知見をまとめている。

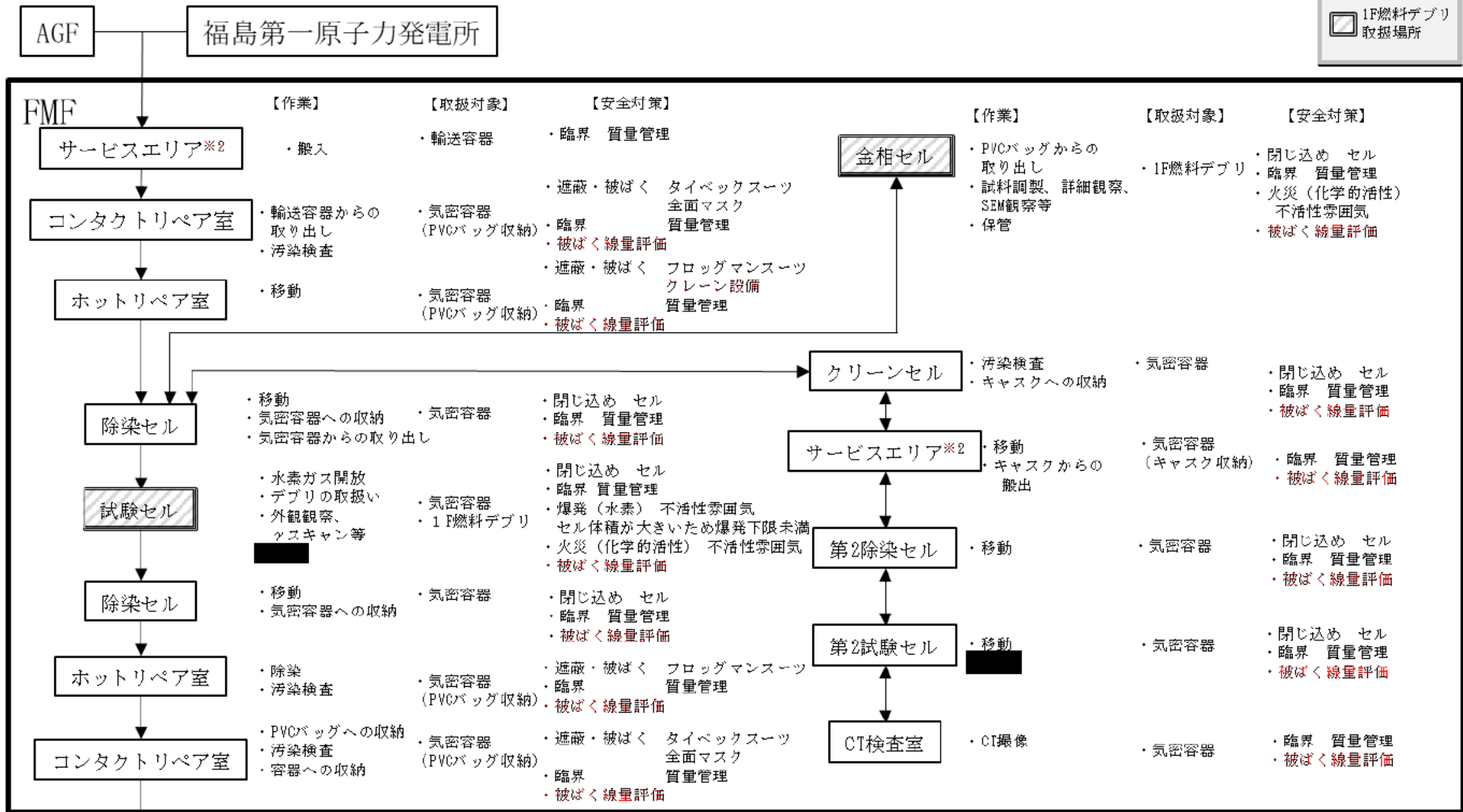
取り出された燃料デブリは、燃料デブリを取り扱うための使用許可を取得した施設の中から、サンプルや分析目的に適した施設に依頼することとなっている*1。

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。従って、1Fの廃止措置に資するため、FMF及びAGFにおいて1F燃料デブリ分析を行う。

燃料デブリ取り出しの初号機(2号機)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)。図-5に示す保管設備を1F内に整備し、取り出した1F燃料デブリを分析用払出セルで気密構造の輸送容器(及びサンプル収納缶)に収納し、分析施設へ払い出すため、FMFで搬入時に輸送容器の汚染検査を行い、気密性が維持されていることを確認し受け入れる。

*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)。

2.1 1F燃料デブリ分析作業と安全設計の基本方針 (FMF及びAGF) (安全対策の記載追加)



☐ 1F燃料デブリ取扱場所

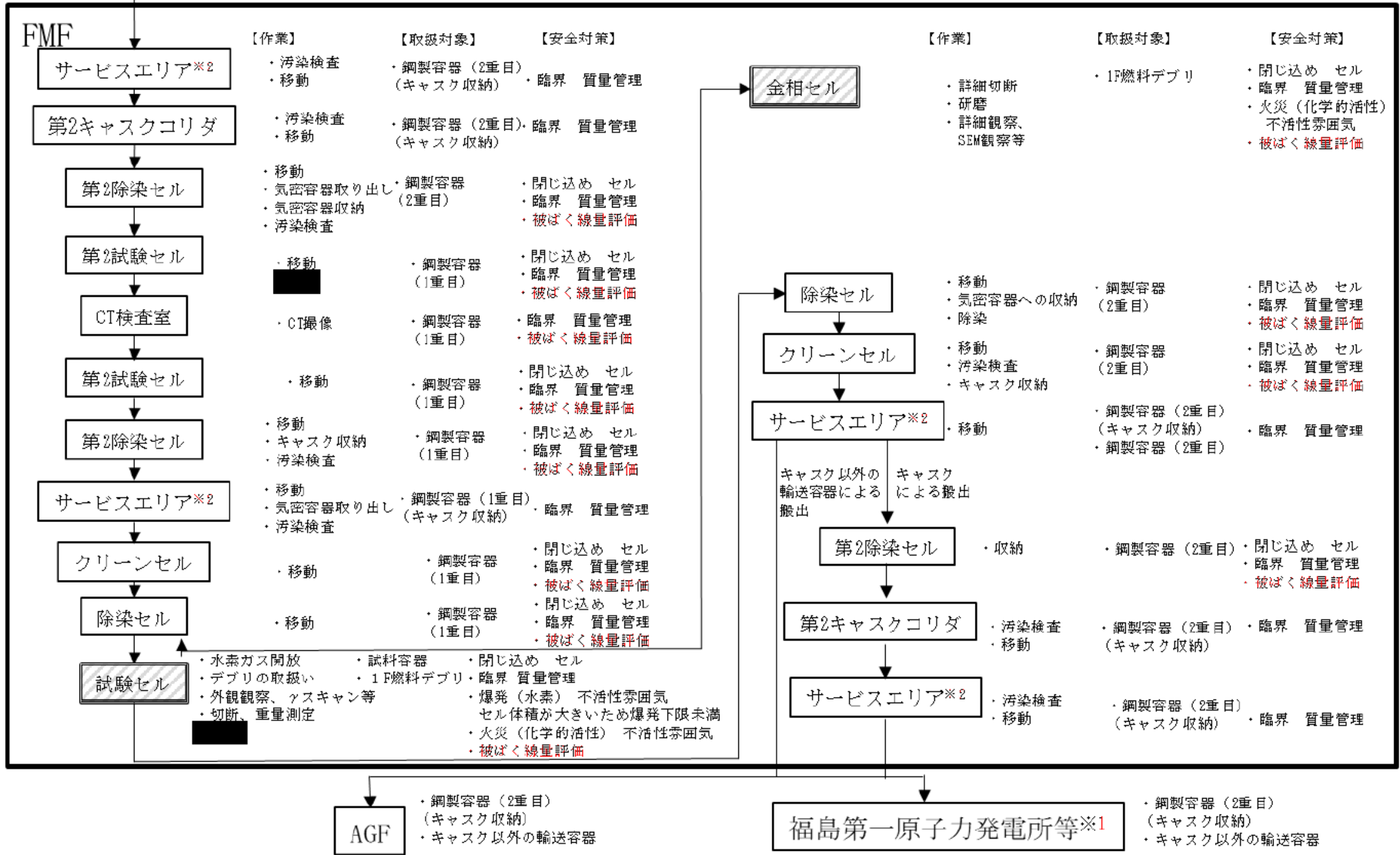
AGF ← **福島第一原子力発電所等※1**

・キャスク以外の輸送容器
・キャスク以外の輸送容器

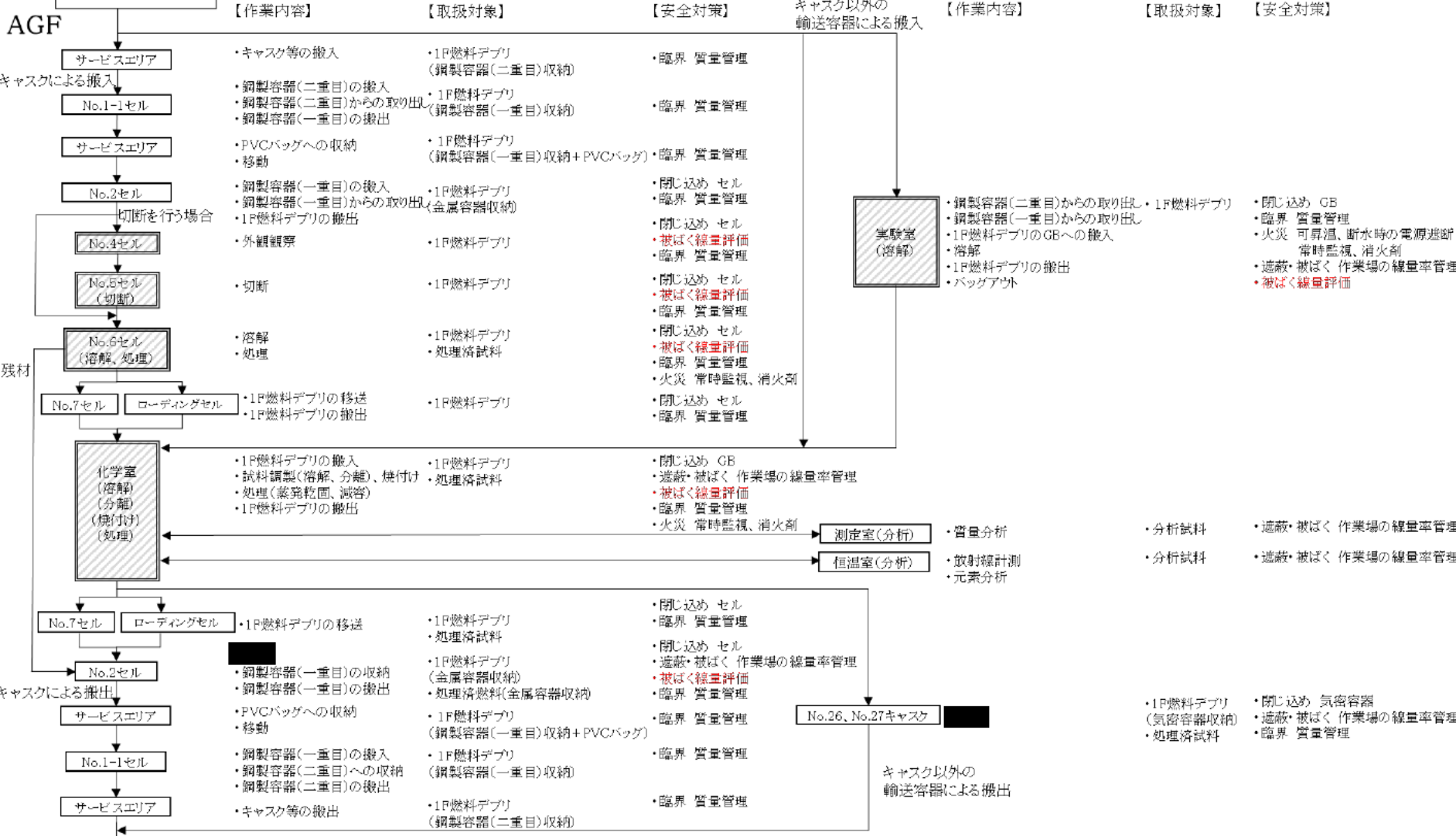
※1 1F燃料デブリの取扱許可施設
※2 セル又はグローブボックス以外の安全対策は表2-1参照

福島第一原子力発電所

☐ 1F燃料デブリ
取扱場所



※1 1F燃料デブリの取扱許可施設
 ※2 セル又はグローブボックス以外の安全対策は表2-1参照



※1F燃料デブリの取扱許可施設

表 2-1 セル又はグローブボックス以外の施設内移動

	FMF	AGF
取扱い	取扱場所：無し（施設内移動のみ） 移動経路：サービスエリア⇄コンタクトリペア室	取扱場所：無し（施設内移動のみ） 移動経路：セル⇄グローブボックス、グローブボックス⇄グローブボックス、グローブボックス⇄キャスク
閉じ込め	気密容器収納+PVCバッグ密封	気密容器収納+PVCバッグ密封 半面マスク
遮蔽	作業場の線量率管理	作業場の線量率管理
火災・爆発	火災：消火器具による消火 爆発：気密容器を開封しないため、爆発の可能性なし	火災：移動において熱源の使用はないため該当なし 爆発：移動時間は極短時間のため可能性なし
臨界	質量管理（移動前に電算機により受入れ先計量単位区域における移動後の在庫量が制限量以下であることを確認する。）	質量管理（移動前に電算機により受入れ先計量単位区域における移動後の在庫量が制限量以下であることを確認する。）

4.3 容器開封時の水素爆発に係る安全対策(評価方法に関わる記載追加)

4.3 容器開封時の水素爆発に係る安全対策

1F 燃料デブリ中には、水の放射線分解により発生した水素が含まれている可能性がある(1Fからの搬入時)。1F 燃料デブリと同量の水が含まれているとし、全ての水が放射線分解によって水素ガスとなり、容器開封時にセル及びグローブボックスに全量が開放された場合を想定した。水分解の反応式は $H_2O \rightarrow H_2 + \frac{1}{2}O_2$ である。気体の標準状態(0℃, 1気圧, NTP)の体積は、22.4L/molである。

FMF の場合、90gで水5molに相当する。試験セルの容積は、 $6m \times 19.5m \times 7m = 819m^3 = 819,000L$ である。試験セル内は常に循環されており、開放された水素は速やかに希釈され、水素濃度は $112L/819,000L \approx 0.000137 \approx 0.014vol\%$ (0.1vol%未満)となる。このため、1F燃料デブリ90g中に含まれる水素ガスが試験セルで開放されたとしても、セル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0.1vol%未満(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。

AGF の場合、10gで水0.56molに相当する。グローブボックスの容積は、 $1m^3$ である。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、グローブボックス内は常に換気されており、開放された水素は速やかに希釈され、水素濃度は $12.6L/1,000L \approx 0.0126 \approx 1.3\%$ となる。このため、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1.3vol%(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。

FMFの貯蔵施設()において1F燃料デブリを貯蔵する際は、気密性のない小さな容器に収納して貯蔵するため、容器内で発生する水素は、セル内に放出されるため容器内の内圧上昇のおそれはない。

なお、容器から放出した水素は、窒素循環系の()に開放されるが、()は、水素が過剰とならないように水素濃度管理及び窒素供給により水素濃度を制御するため、セル雰囲気中の水素濃度が爆発下限まで上昇することはない。

管理方法については、「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」に基づき、核燃料物質を貯蔵した容器については、定期的な点検(FMFにおいては、1年に1回)及び保守を行うとともにその結果を記録として保存する。

AGFの貯蔵施設()において1F燃料デブリ又は溶液試料を加熱した1F燃料デブリを貯蔵する際は、気密性のない小さな容器に収納してセル内貯蔵ピットで貯蔵するため、容器内で発生する水素が、セル内に放出された場合、セルの換気(ワンスルー)によりセル内雰囲気は爆発下限濃度未満で維持され、容器内の内圧上昇のおそれはない。

なお、溶解を実施していない1F燃料デブリの残材についてはFMFに輸送して、1Fに返却するまで保管貯蔵する予定であり、AGFにおいて長期的な貯蔵はなく、輸送後の安全管理はFMFに従う。

5. 1F燃料デブリ分析に係る貯蔵能力及び廃棄物の保管場所の余裕度 (章の追加並びに貯蔵能力及び廃棄物量の余裕度の説明追加)

5. 1F燃料デブリ分析に係る貯蔵能力及び廃棄物の保管場所の余裕度

5.1 1F燃料デブリに係る貯蔵能力

FMF及びAGFの貯蔵能力(令和2年6月現在)との貯蔵量を表1に示す。表1よりFMF、AGF共に、1F燃料デブリの最大取扱量(FMF:90g、AGF:10g)に対して、貯蔵容量は十分な容量を有している。

表1 FMF及びAGFの貯蔵能力と現在の貯蔵量

FMF	(1) 天然ウラン及びその化合物			AGF	ウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量		
	最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度		最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度
	1kg				8.32kg		
	1kg						
FMF	(2) 劣化ウラン及びその化合物			AGF	ウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量		
	最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度		最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度
	308kg				8.32kg		
	1308kg						
FMF	(3) 濃縮ウラン及びその化合物(低濃縮、高濃縮)			AGF	ウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量		
	最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度		最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度
	80.40kg				8.32kg		
	28.71kg						
FMF	(4) プルトニウム及びその化合物			AGF	ウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量		
	最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度		最大取扱核燃料物質重量	現在の使用量	貯蔵可能裕度
	36.34kg				8.32kg		
	125.48kg						

5.2 1F 燃料デブリに係る廃棄物発生量

FMF における 1F 燃料デブリ分析に係る作業で発生するウエス等の廃棄物は、容量 18.4L のカートンボックス（紙バケツ）に収納される。その発生量の見込みは、カートンボックス（紙バケツ）1 個程度である。

なお、カートンボックス（紙バケツ）は、火災防止のため金属製容器に収納する。

AGF においては、施設搬入後は、グローブボックス又はセル内での作業になるため、防火対策が必要な廃棄物（紙バケツに収納する廃棄物）の発生はわずかである。

5.3 1F 燃料デブリに係る廃棄物の保管場所の余裕度

FMF の場合、カートンボックス（紙バケツ）は、施設内の保管廃棄施設にて保管する。令和 2 年 6 月現在、紙バケツの大半を保管している保管室の最大保管個数は 504 個、現在の保管数は 64 個である。今後のメンテナンス等で発生する廃棄物を考慮しても、1F 燃料デブリの作業で発生する廃棄物はカートンボックス（紙バケツ）1 個程度のため、保管場所の容量には十分な余裕がある。

AGF の場合、保管廃棄施設 2（サービスエリア（北））において、金属製容器を最大 476 個収納することが可能であり、令和 2 年 6 月現在の保管数は 130 個である。今後のメンテナンス等で発生する廃棄物を考慮しても、発生する廃棄物は金属製容器 1 個を下回るため、容量には十分な余裕がある。

2.1 1F燃料デブリの線源の選定(燃料組成に関わる説明追加)

2. 1F 燃料デブリ分析に係る最大取扱放射能量評価

2.1 1F 燃料デブリの線源の選定

放射能量の評価に当たり、1F 燃料デブリの線源選定を行った。

(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 2-1 及び表 2-2 に示すウラン燃料及び MOX 燃料について評価した。また、1F 燃料デブリは構造材を含むため、構造材の評価について別途 2.2 項に示す。

燃料組成は、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、ウランの中でも U-238 については公差情報から小数点第 2 位以下を切り捨て、切り捨てた分を全て核分裂断面積の大きい U-235 に割り当てた。ウラン燃料の組成については最高濃縮度及び最低濃縮度とした(表 2-1)。MOX 燃料の組成については最高及び最低 Pu 富化度とした(表 2-2)。MOX 燃料については、燃料組成の製造時公差情報が含まれなかったため、UO₂ 燃料の燃料組成の製造時公差を参考として、存在比の小数点以下を繰上げ又は繰り下げすることで臨界評価上より厳しい組成とすることにした。具体的には、プルトニウムの中でも核分裂断面積の大きい Pu-239 及び Pu-241 については製造時の存在比を繰上げ、その他は繰り下げとした。ただし、平均については、最高と最低の平均値とした。

2.1 1F燃料デブリの線源の選定(希ガス発生量に関わる説明追加)

(5) 評価結果

ORIGEN2.2による燃料組成及びライブラリごとの評価結果をウラン燃料の結果を表2-5、MOX燃料の結果を表2-6に示す。表2-5及び表2-6の結果から 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、断面積ライブラリ番号「 」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2-7及び表2-8のとおりとする。

ORIGEN2.2による希ガスの放射エネルギーは表2-9に示す。1F燃料デブリの γ 線発生数のうち、希ガス(主にKr-85)によるものは約2.5%を占める。1F燃料デブリの形成過程の熱影響により、大部分が外部に放出されたことが想定されるが、本申請の最大取扱放射エネルギー評価及び境界線量評価では生成した希ガス全量の放射線を含めた評価を行っており、保守的な評価である。

表 2-9 希ガスの発生量

核種	1F燃料デブリ10gに含まれる希ガスの質量(g)	1F燃料デブリ10gに含まれる希ガスの放射能(Bq)	1F燃料デブリ90gに含まれる希ガスの質量(g)	1F燃料デブリ90gに含まれる希ガスの放射能(Bq)
Kr-81				
Kr-83m				
Kr-85				
Xe-127				
Rn-218				
Rn-219				
Rn-220				
Rn-222				

3.1 人が立ち入る場所の線量率(年間被ばく量の説明追加)

3. 1F 燃料デブリ分析に係る境界線量評価

3.1 人が立ち入る場所の線量率

3.1.1 評価方法

2.3 項の最大取扱放射エネルギーの評価結果のうち、遮蔽評価に必要な γ 線及び中性子線の放出率及びエネルギー情報を使用し、人が立ち入る場所(常時及び一時的)の線量率及び年間被ばく線量の評価を実施した。

なお、遮蔽評価は NPSS Version2.1 に格納された一次元輸送計算コード ANISN を用いて評価を行った。

3.1.2 評価条件

(1) 対象施設

FMF 及び AGF

(2) 試料重量

FMF : 1F 燃料デブリ 90g(1 サンプル 5g、計 18 サンプルとする。)

AGF : 1F 燃料デブリ 10g(FMF で調製した 18 サンプル、計 10g とする。)

表 3-1 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	<u>試験セル (側壁)</u>	<u>重コンクリート</u>		<u>160</u>
	<u>除染セル (側壁)</u>	<u>重コンクリート</u>		<u>160</u>
	<u>クリーンセル (側壁)</u>	<u>重コンクリート</u>		<u>160</u>
	<u>金相セル (側壁)</u>	<u>鉄</u>		<u>45</u>
	<u>コンタクトリペア室 (側壁)</u>	<u>コンクリート</u>		<u>40</u>
	<u>ホットリペア室 (側壁)</u>	<u>コンクリート</u>		<u>40</u>
	<u>第2試験セル (遮蔽窓)</u>	<u>遮蔽ガラス</u>		<u>164</u>
	<u>第2除染セル (遮蔽窓)</u>	<u>遮蔽ガラス</u>		<u>164</u>
AGF	<u>No. 2 セル (背面)</u>	<u>重コンクリート</u>		<u>90</u>
	<u>No. 4 セル (窓)</u>	<u>鉛ガラス</u>		<u>130</u>
	<u>No. 5 セル (窓)</u>	<u>鉛ガラス</u>		<u>130</u>
	<u>No. 6 セル (窓)</u>	<u>鉛ガラス</u>		<u>130</u>

3.1 人が立ち入る場所の線量率(実作業における被ばく量の評価追加)

表 3-2 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	1F 燃料デブリ 18 サンプル (FMF90g、AGF10g) を受け 入れた場合の作業見積	常時人が立ち入る 場所の線量率 (μ Sv/h) (設計基準値: 20 μ Sv/h)	一時的に人が立ち 入る場所の線量率 (μ Sv/h) (設計基準値: 200 μ Sv/h)	年間被ばく 線量 (μ Sv/y)			
FMF	試験セル	1 サンプル (5g) に対して 60 時間 (6 時間×10 日間) で 最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						
	除染セル	1 サンプル (5g) に対して 60 時間 (6 時間×10 日間) で 最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						
	クリーン セル	1 サンプル (5g) に対して 60 時間 (6 時間×10 日間) で 最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						
		最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						
	金相セル	1 サンプル (0.5g) に対して 120 時間 (6 時間×20 日間) で最大 18 サンプル (最大 取扱量 9g)						
	コンタク トリペア 室	18 サンプル (最大取扱量 90g) に対して 1 時間						
	ホットリ ペア室	18 サンプル (最大取扱量 90g) に対して 1 時間						
	第2 試験 セル	1 サンプル (5g) に対して 60 時間 (6 時間×10 日間) で 最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						
	第2 除染 セル	1 サンプル (5g) に対して 60 時間 (6 時間×10 日間) で 最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						
	CT 検査室	1 サンプル (5g) に対して 60 時間 (6 時間×10 日間) で 最大 18 サンプル (最大取 扱量 90g)						

AGF	<u>No. 2 セル</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 6 時間 (6 時間×1 日間)</u>	[Redacted]
	<u>No. 4 セル</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 6 時間 (6 時間×1 日間)</u>	
	<u>No. 5 セル</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 6 時間 (6 時間×1 日間)</u>	
	<u>No. 6 セル</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 36 時間 (6 時間×6 日間)</u>	
	<u>化学室</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 48 時間 (6 時間×8 日間)</u>	
	<u>実験室</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 36 時間 (6 時間×6 日間)</u>	
	<u>測定室</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 30 時間 (6 時間×5 日間)</u>	
	<u>恒温室</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 12 時間 (6 時間×2 日間)</u>	
	<u>キャスク 保管室</u>	<u>18 サンプル (最大取扱量 10g) に対して 3 時間 (6 時間×0.5 日間)</u>	

3.1 人が立ち入る場所の線量率(年間被ばく量の説明追加)

(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 \blacksquare μ Sv/h となり、設計基準値の 20μ Sv/h を超えない。

本施設における放射線業務従事者の被ばく線量は、常時立ち入る場所を設計基準値 (20μ Sv/h) 以下に抑えることにより行われており、1F燃料デブリの取扱いにおいても設計基準値の 20μ Sv/h を超えることはない。また、常時立ち入る場所での年間作業時間について、最大勤務時間(年間2080時間(520h/3ヶ月×4四半期))全て従事していると想定した場合においても線量限度である50mSv/年を超えない。

なお、被ばく管理については、大洗研究所南地区の放射線安全取扱要領において、20mSv/年で放射線業務従事者の被ばく線量を管理することとしているため、100mSv/5年を超えることはない。さらに、20mSv/年を超えた場合は被ばく原因の調査を行い、適切な処置を講ずる。

(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、人が立ち入る場所の線量率は、最大でも \blacksquare μ Sv/h となり、設計基準値の 20μ Sv/h を超えない。

本施設における放射線業務従事者の被ばく線量は、常時立ち入る場所を設計基準値 (20μ Sv/h) 以下に抑えることにより行われており、1F燃料デブリの取扱いにおいても設計基準値の 20μ Sv/h を超えることはない。また、常時立ち入る場所での年間作業時間について、最大勤務時間(年間2080時間(520h/3ヶ月×4四半期))全て従事していると想定した場合においても線量限度である50mSv/年を超えることはない。

なお、被ばく管理については、大洗研究所南地区の放射線安全取扱要領において、20mSv/年で放射線業務従事者の被ばく線量を管理することとしているため、100mSv/5年を超えることもありません。さらに、20mSv/年を超えた場合は被ばく原因の調査を行い、適切な処置を講ずる。

3.2 管理区域境界における実効線量の評価(実効線量の評価の説明追加)

3.2.3 評価結果

評価結果を表 3-4 に示す。

表 3-4 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。

なお、現在の管理区域境界における実効線量は、約 1.1mSv/3 月であり、1F 燃料デブリの取扱いを考慮しても 1.3mSv/3 月を超えることはない。

(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。

なお、現在の管理区域境界における実効線量は、約 2.0×10^{-1} mSv/3 月であり、1F 燃料デブリの取扱いを考慮しても 1.3mSv/3 月を超えることはない。

3.3 周辺監視区域境界における実効線量の評価(実効線量の評価の説明追加)

3.3.3 評価結果

評価結果を表 3-6 に示す。

表 3-6 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。

なお、現在の周辺監視区域境界における実効線量は、 6.5×10^{-3} mSv/年であり、1F 燃料デブリの取扱いを考慮しても 1.0mSv/年を超えることはない。

(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。

なお、現在の周辺監視区域境界における実効線量は、 7.6×10^{-3} mSv/年であり、1F 燃料デブリの取扱いを考慮しても 1.0mSv/年を超えることはない。

4.1 1F燃料デブリの最小臨界重量の評価(臨界評価に用いた燃料組成及び用語の説明追加)

4.1 1F燃料デブリの最小臨界重量の評価

4.1.1 評価方法

未照射燃料は、核分裂性物質の量が最大である*7。1F燃料デブリは性状不明のため、臨界安全評価上最も保守的なものとした。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、最小臨界質量(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*1-4。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、臨界評価では各種評価によって妥当性が確認された*5、*6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 C. E. Johnson, et al., Reactor Technol., 15(1972/73)303.

*2 H. Bailly et al., “The nuclear fuel of pressurized water reactors and fast neutron reactors: design and behavior”, Intercept Limited, (1999)p105.

*3 石井徹哉他, 日本原子力学会 1993年秋の年会 K20.

*4 前田 宏治, 他, 日本原子力学会 2008年春の年会 G10.

*5 奥村啓介他, 「JENDL-4.0に基づく連続エネルギーモンテカルロコードMVP用の中性子断面積ライブラリーの作成とICSBEPハンドブックの臨界性ベンチマーク解析への適用」, JAEA-Data/Code2011-010.

*6 須崎武則他, 「PWR型MOX燃料を用いたTCA臨界実験に関するモンテカルロコードMVPによる解析」, RISTニュース No. 37(2004).

*7 Y. Takano et al., “Study on the Criticality Safety Evaluation Method for Burnup Credit in JAERI”, Nucl. Technol., 110, 40 (1995).

(3) 水の取扱い

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、核燃料と水の混合モデルである均一体系（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 4-1 に示す。MOX 燃料については、製造実績の燃料組成の Pu 存在比において、臨界評価上最も厳しい組成とするため、プルトニウムの中でも Pu-239 及び Pu-241 以外の核種については公差情報が不明なため小数点以下を切り捨て、切り捨てた分を全て核分裂断面積の大きい Pu-239 に割り当てた。また、Pu-241 は半減期 14 年で毒物（中性子を吸収し、臨界しにくくなる。）の Am-241 に壊変する。従って、臨界安全評価上 Pu-241 の壊変を考慮せず、さらに Am-241 の存在比 [REDACTED] をより核分裂断面積の大きい Pu-241 に割り当てた。

4.3.1 FMF における臨界管理

FMF においてデブリを取り扱う使用場所の最大核燃料物質重量はダブルバッチを想定し、安全係数を 0.43 とした。計算式は以下のとおりである。

最大取扱核燃料物質重量 = 最小臨界質量 × 0.43

計算結果を表 4-5 に示す。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。

4.3.2 AGF における臨界管理

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ダブルバッチを考慮し、最小臨界重量を 0.43 倍した値であり、表 4-6 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。

5.1 1F燃料デブリの公衆の実効線量評価(評価モデルの説明追加)

5.1 1F燃料デブリの公衆の実効線量評価

5.1.1 評価方法

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扱を行うため、切断代の計算方法は、[図5-1](#)に示すとおりである。

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。

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。

AGFについては[図5-1](#)に示すとおり、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、切断粉の最大重量は約0.5gである。

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。

[*7 吉村壽次著, 化学辞典\(第2版\), 森北出版.](#)

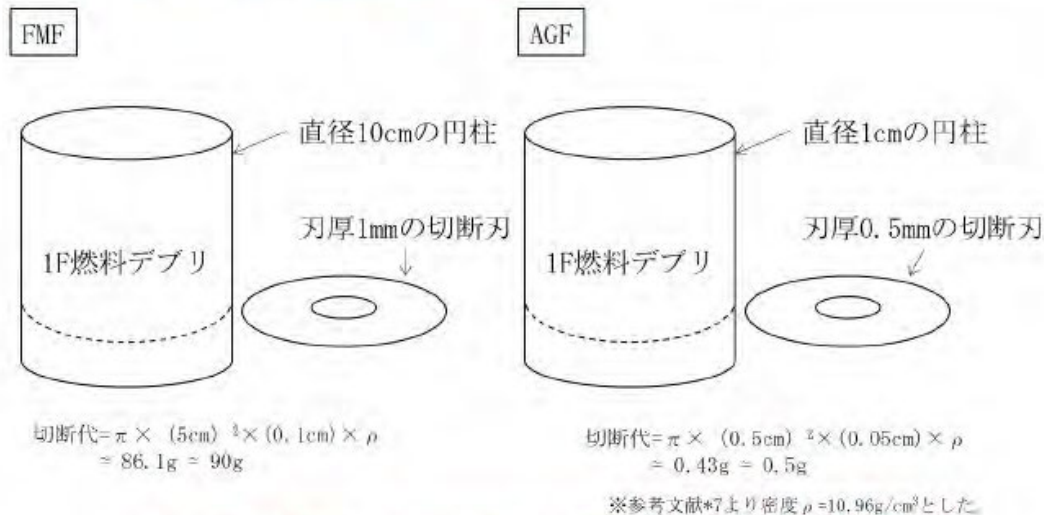


図5-1 FMF及びAGFにおける1F燃料デブリの切断代の計算方法

(7) 評価のモデル図

「安全上重要な施設」の各種条件を示したモデル図を図5-2に示す。

FMFの場合、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。

AGFの場合、建家、セル及びグローブボックス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、セル及びグローブボックスからDF値1で環境に放出される。

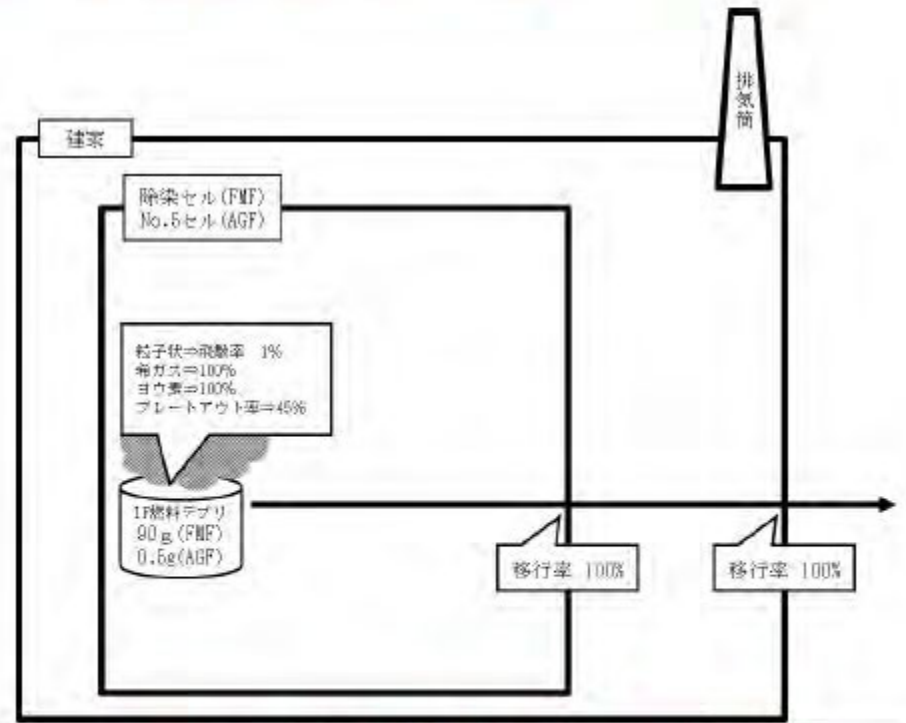


図5-2 「安全上重要な施設」のモデル図

廃棄物発生量に関する説明追加

2. 解体・撤去に伴う放射性固体廃棄物の発生量

本作業において発生する放射性固体廃棄物の量は、1.5m 角コンテナ (容量 3.4m³) 換算で、4 容器 (容量 13.6m³) 程度である。発生したコンテナは、廃棄物の仕掛品として FMF の保管廃棄施設で保管を行い、固体廃棄物前処理施設の受入れ可能時期に廃棄物として払い出す。現在、固体廃棄物前処理施設は、北地区の廃棄物管理施設への搬出後に受け入れ可能としている。

撤去対象設備に関する説明追加

1. 解体・撤去する設備の概要及び撤去の方法

(1) 解体・撤去する設備の概要

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。本設備を用いた試料調製について今後行う予定がないことから、撤去を行う。

なお、No.19 グローブボックス内に設置する予定であったマイクロ波試料前処理装置については、管理区域外での装置モックアップを実施したものの、No.19 グローブボックス内には設置せず、現在コールド区域にて保管しており、実際の管理区域内での撤去作業については、No.19 グローブボックスのみである。

法令改正に伴う見直し

①核燃料物質の使用等に関する規則の見直し

【共通編】

- ・本文 10項を追加
(使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項)
- ・添付書類4の追加
(変更後における使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書)
- ・添付書類4の追加に伴い、添付書類3の一部(組織図など)見直し

【施設編】

- ・本文10項の追加
- ・添付書類4の追加

②使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の見直し

【施設編】

- ・添付書類1及び2における条文の記載の見直し