

# 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4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

## 質問① (AGF別添2-30、FMF別添1-34)

FMFではセル内でデブリを開放しても水素濃度は0.1vol%未満、AGFではグローブボックス内でデブリを開放しても1.3vol%となるとあるが、その根拠、計算式等を示すこと。

### AGF別添2-30、FMF別添1-34

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 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。

FMF の場合、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 の場合も同様に、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。

1F燃料デブリを受入れ、最初に気密容器を開封する試験セルで評価

水分解の反応式は $\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{H}_2 + \frac{1}{2}\text{O}_2$ である。気体の標準状態(0°C, 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、 $6\text{m} \times 19.5\text{m} \times 7\text{m} = 819\text{m}^3 = 819,000\text{L}$ 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

$112\text{L}/819,000\text{L} \doteq 0.000137 \doteq 0.014\%$  (0.1%未満)となる。

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、 $1\text{m}^3$ である。

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

$12.6\text{L}/1,000\text{L} \doteq 0.0126 \doteq 1.3\%$ となる。

質問②(AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

臨界評価、臨界管理について、全体的に説明してほしい。(ポンチ絵等があるとよい。)また、その際に以下の点についても説明願いたい。

AGF及びFMFの臨界管理方法は以下の3つである。

○質量管理(AGF、FMF)

核分裂性物質の濃度、容積、形状等に係わらず、施設内の1箇所での取扱い量を臨界しない量(制限値)以下に制限して管理すること。

○形状管理(FMF)

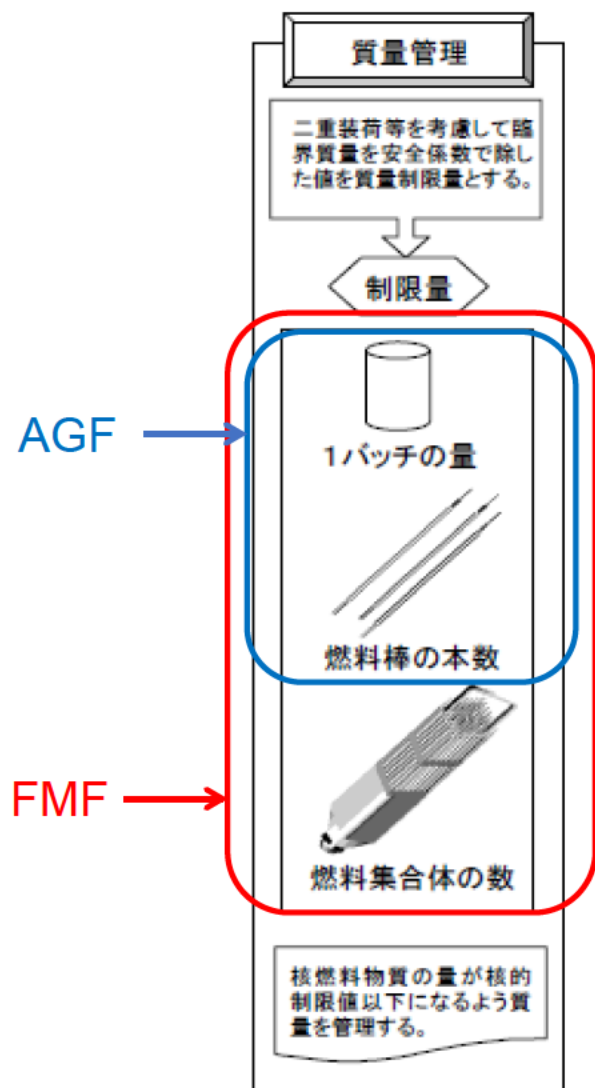
核分裂性物質をその濃度、質量、容積に係わらず未臨界である形状寸法(制限値)にして管理すること。

○複数ユニット管理(AGF、FMF)

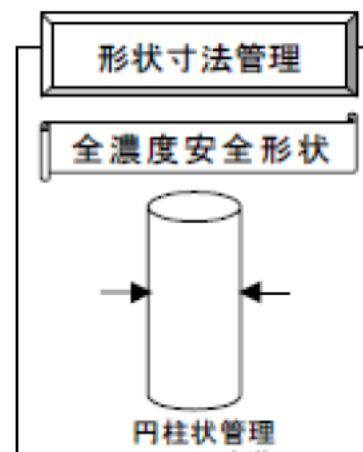
ユニット間の間隔の維持、中性子遮蔽材の使用によって臨界安全を担保すること。  
単一ユニット相互の間隔が近い場合、各ユニットから発生する中性子の相互干渉によって、臨界に達する可能性がある。

質問② (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

臨界評価、臨界管理について、全体的に説明してほしい。(ポンチ絵等があるとよい。)また、その際に以下の点についても説明願いたい。



FMF



## 質問② (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

臨界評価、臨界管理について、全体的に説明してほしい。(ポンチ絵等があるとよい。)また、その際に以下の点についても説明願いたい。

既許可 表2-3 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	ラジオグラフィセル	金相セル	キャスクカー	集合体キャスク	キャスク1	キャスク2	キャスク3	キャスク4
最大取扱核燃料物質重量	(1)天然ウラン及びその化合物	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	0.22 kg	1 kg-U	1 kg-U	0.22 kg	0.22 kg	0.22 kg	0.22 kg
	(2)劣化ウラン及びその化合物 <sup>注1</sup>	308 kg-U	75 kg-U	75 kg-U	35 kg-U		10 kg-U	38 kg-U				
	(3)濃縮ウラン及びその化合物 <sup>注2</sup>	80.04 kg-U	18.7 kg-U	18.7 kg-U	9.35 kg-U		7.56 <sup>注6</sup> kg-U	9.35 kg-U				
	(4)プルトニウム及びその化合物 <sup>注3</sup>	36.34 kg-Pu	9.0 kg-Pu	9.0 kg-Pu	3.22 kg-Pu		2.83 kg-Pu	4.50 kg-Pu				
	(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質	116.38 kg-Pu・U	27.7 kg-Pu・U	27.7 kg-Pu・U	12.57 kg-Pu・U		10.39 kg-Pu・U	13.85 kg-Pu・U				
	(6)トリウム及びその化合物	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th		0.05 kg-Th	0.05 kg-Th				
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	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理
	系区分	乾燥系	減速系	減速系	乾燥系	減速系	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系
参考	(4)項に対する燃料集合体及び燃料ピンの数	集合体3体 <sup>注2</sup> + ピン520本 <sup>注2</sup> + ピン255本 <sup>注4</sup>	ピン <sup>注4</sup> 170本	ピン <sup>注4</sup> 170本	集合体1体 <sup>注2</sup>		集合体1体 <sup>注7</sup>	ピン85本 <sup>注4</sup>				

質問②(AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

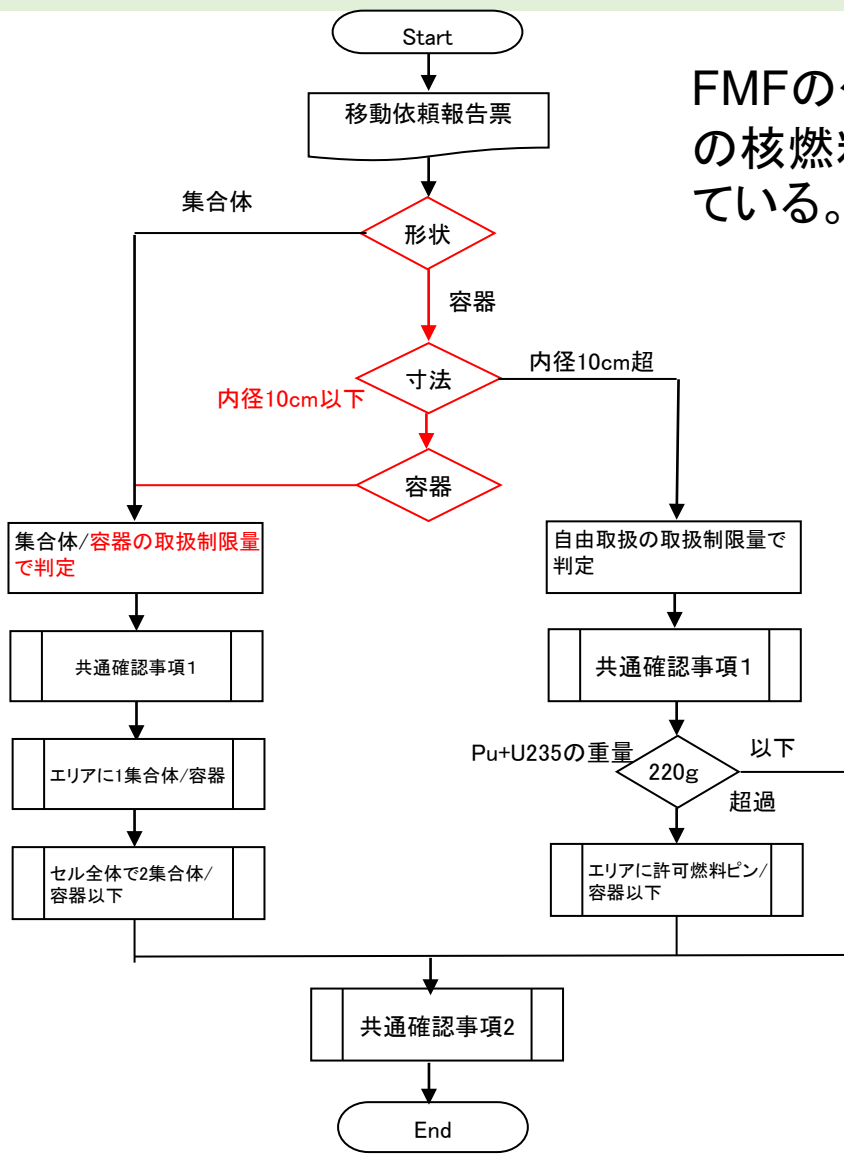
臨界評価、臨界管理について、全体的に説明してほしい。(ポンチ絵等があるとよい。)また、その際に以下の点についても説明願いたい。

既許可 表2-3 最大取扱核燃料物質重量 (2/2)

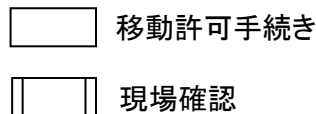
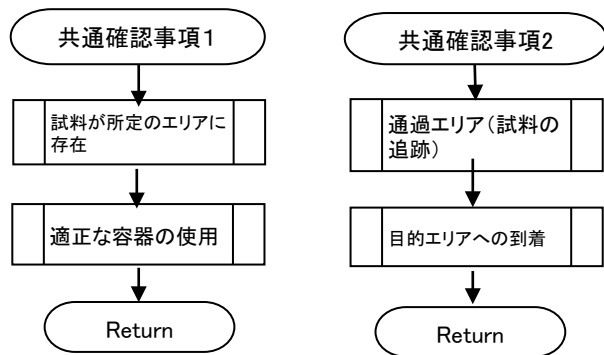
セル等		第2試験セル	第2除染セル	CT検査室	キャスク5
最大取扱核燃料物質重量	(1)天然ウラン及びその化合物	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	-----
	(2)劣化ウラン及びその化合物 <small>注1</small>	1,038 kg-U	259 kg-U	74 kg-U	9.65 kg-U <small>注8</small>
	(3)濃縮ウラン及びその化合物 <small>注2</small>	28.71 kg-U	9.35 kg-U	9.35 kg-U	0.60 kg-U
	(4)プルトニウム及びその化合物 <small>注3</small>	125.48 kg-Pu	31.32 kg-Pu	8.94 kg-Pu	0.58 kg-Pu <small>注9</small>
	(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質	154.19 kg-Pu-U	40.67 kg-Pu-U	18.29 kg-Pu-U	1.18 kg-Pu-U <small>注10</small>
	(6)トリウム及びその化合物	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	-----
臨界管理	管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理
	系区分	乾燥系	減速系	乾燥系	乾燥系
参考	(4)項に対する燃料集合体及び燃料ピンの数	集合体8体 <sup>注4</sup> +ピン1,020本 <sup>注4</sup>	集合体3体 <sup>注4</sup> +ピン85本 <sup>注4</sup>	集合体1体 <sup>注4</sup>	ピン16本 <sup>注9</sup>

## 質問② (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

臨界評価、臨界管理について、全体的に説明してほしい。(ポンチ絵等があるとよい。)また、その際に以下の点についても説明願いたい。



FMFのクリーンセル、除染セル、第2除染セルの核燃料物質の管理は以下の図の通りとなっている。



質問②-1 (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)  
 評価対象が未照射の燃料である理由は何か。

未照射燃料は、核分裂性物質の量が最大である。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。

以下に燃焼度と核分裂性物質の割合の関係を示した図を示す。

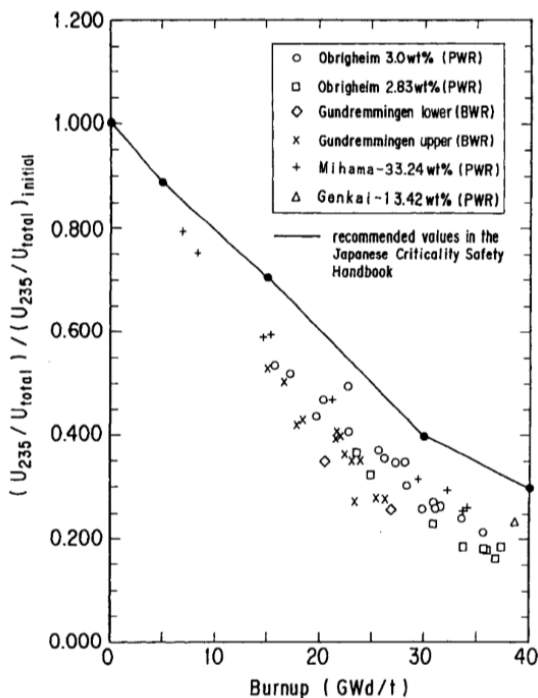


Fig. 5. Variation of  $[(U_{235}/U_{total})/(U_{235}/U_{total})_{initial}]$  with burnup.

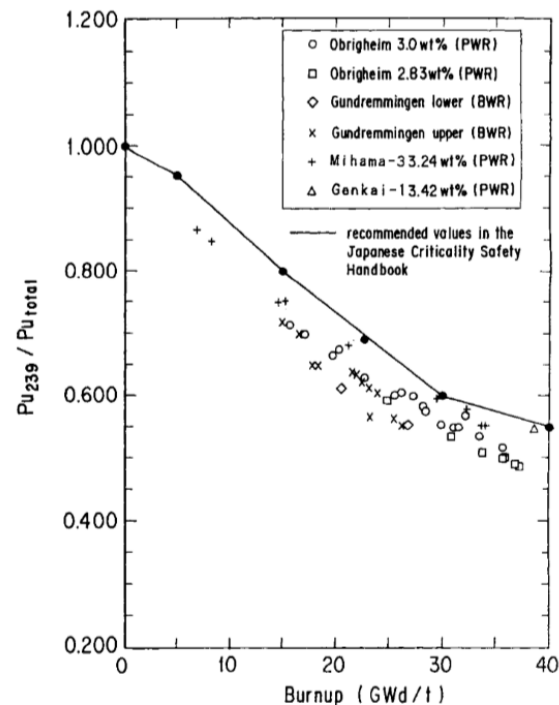


Fig. 6. Variation of  $(Pu_{239}/Pu_{total})$  with burnup.



質問②-2 (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

プルトニウム富化度 [ ] の根拠は何か。(同じことかもしれないが、AGF別添2-34、FMF別添1-39のMOX燃料の組成に関する表についても説明してほしい。)

臨界評価: 表4-1 (AGF、FMF)

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。さらに、Am-241の存在比についても核分裂断面積の大きいPu-241に割り当てた。

遮蔽評価: 表2-2 (AGF、FMF)

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。最高濃縮度及び最低濃縮度を転記した(表2-1)。最高及び最低Pu富化度を転記した(表2-2)。平均については、最高と最低で平均値とした。

質問②-3 (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

MOX燃料の存在比の算定根拠は何か。Am-241のみPu-241の存在比に含めた理由は何か。

MOX燃料の存在比の算定根拠について

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、UO<sub>2</sub>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。

Am-241のみPu-241の存在比に含めた理由について

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の壊変は考慮せず、Am-241の存在比をPu-241に加えることとした。

質問②-4 (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)

4.2において、4.2.2で試料重量[ ]としているのに対し、4.2.3で1F燃料デブリ[ ]となっているのは何故か。

4.2.3 評価結果

1F燃料デブリ[ ]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4-3、表4-4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。

[ ]は[ ]です。表4-3、4-4については、[ ]の評価となっております。

質問②-5 (AGF別添2-45～、FMF別添1-49～)  
最小臨界質量と最大取扱核燃料物質重量の関係は何か。

#### 最小臨界質量

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。

#### 最大取扱核燃料物質重量

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

質問②-6( AGF別添2-45～、FMF別添1-49～ )

質量管理又は形状管理としている場所については、形状管理のみで臨界管理することもありうるのか。

大洗研究所(南地区)核燃料物質使用施設等保安規定

第73条 第2項

核燃料物質の使用及び保管に係る臨界管理は、管理する区域を設定し、質量管理によりこれを行う。  
ただし、FMFの除染セル、クリーンセル、第2除染セルにおける取扱い及び集合体キャスクによる移送においては、質量管理及び形状管理によりこれを行う。質量管理に係る取扱制限量は、それぞれ別表 第40のとおりとする。

詳細は質問②の回答参照。

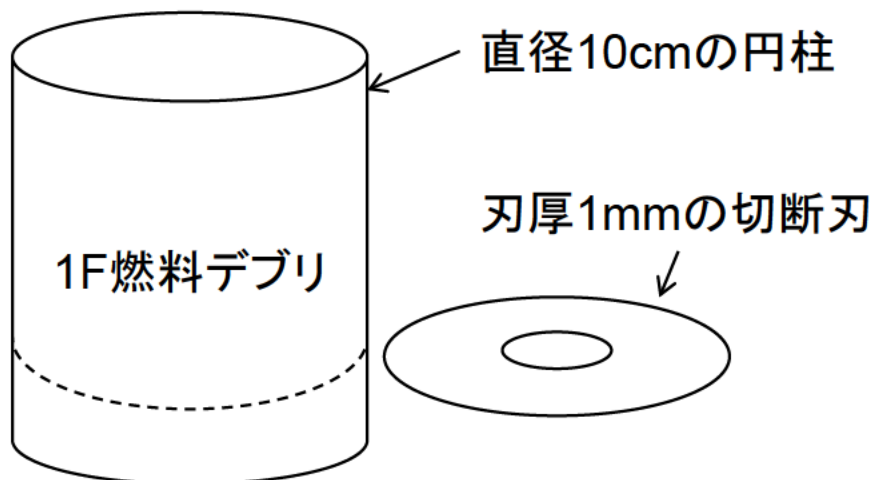
### 質問③ (AGF別添2-49～、FMF別添1-53～)

安重施設の再評価について、条件や根拠等、結果の妥当性について説明してほしい。  
UO2燃料及びMOX燃料について

#### FMF別添1-53

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。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。



$$\text{切断代} = \pi \times (5\text{cm})^2 \times (0.1\text{cm}) \times \rho$$

$$\rho = 10.96\text{g/cm}^3$$

(化学辞典 第2版 森北出版)

$$\cong 86.1\text{g} \cong 90\text{g}$$

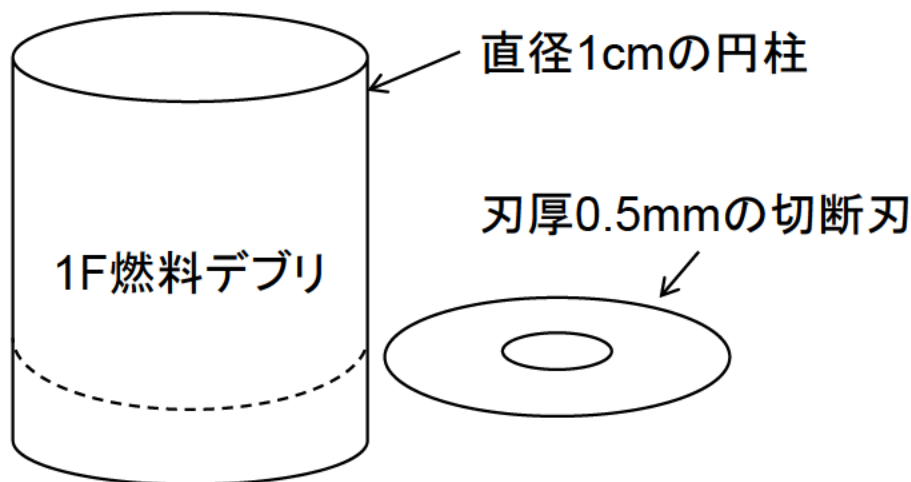
### 質問③ (AGF別添2-49～、FMF別添1-53～)

安重施設の再評価について、条件や根拠等、結果の妥当性について説明してほしい。  
UO<sub>2</sub>燃料及びMOX燃料について

#### AGF別添2-49

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1 cmの試料に対して切断代0.5 mm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。



$$\text{切断代} = \pi \times (0.5\text{cm})^2 \times (0.05\text{cm}) \times \rho$$

$$\rho = 10.96\text{g/cm}^3$$

(化学辞典 第2版 森北出版)

$$\cong 0.43\text{g} \cong 0.5\text{g}$$

### 質問③(AGF別添2-49～、FMF別添1-53～)

安重施設の再評価について、条件や根拠等、結果の妥当性について説明してほしい。  
UO2燃料及びMOX燃料について

#### FMF

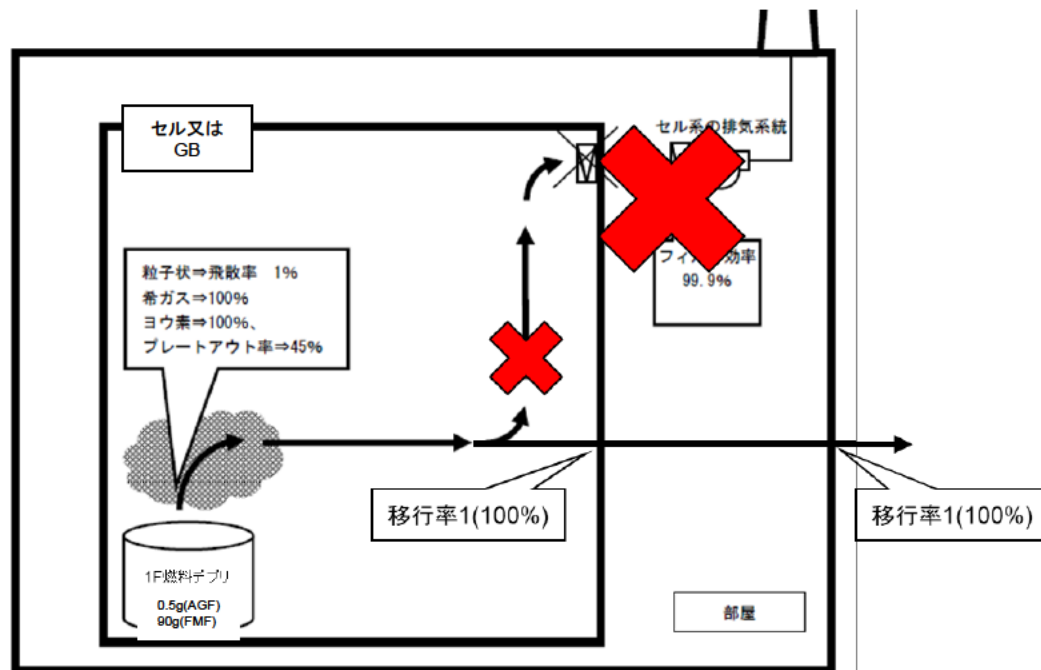
建家及びセルに対し適切な移行率(DF値)の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%(DF=1)として評価する。

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

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。

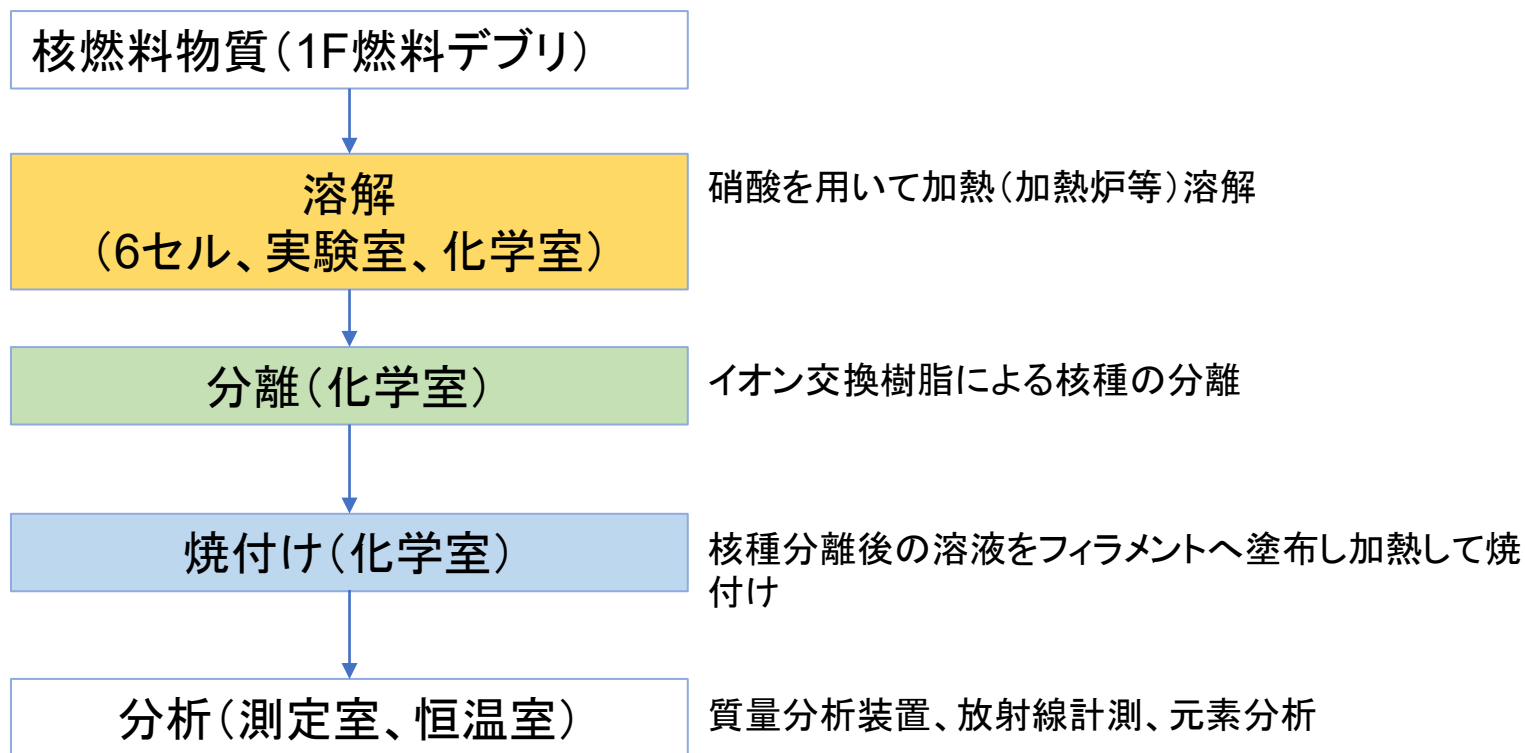




#### 質問④(AGF別添2-2～)

「②溶解、分離、焼き付け」の記載は、実際どういことをやるのか説明してほしい。(具体的なイメージがわからない。)

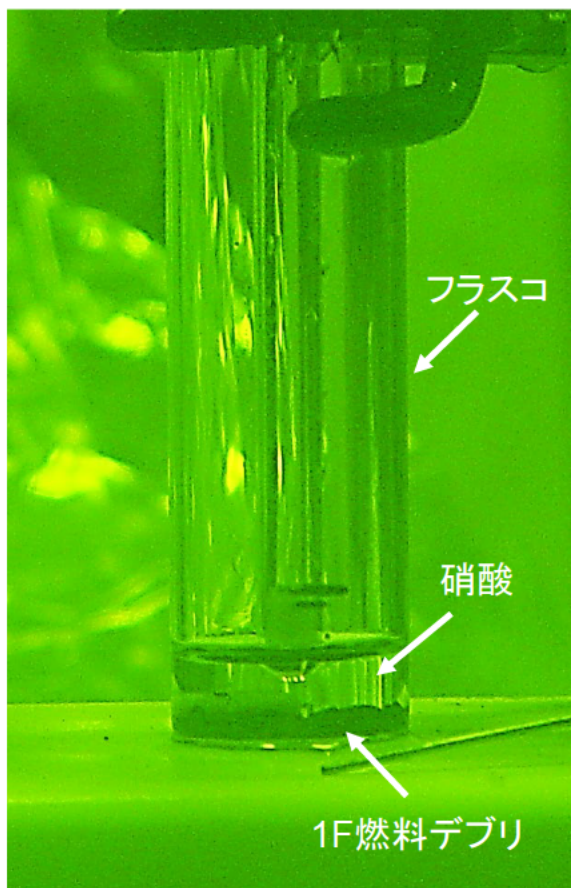
作業フローを以下に示す。



#### 質問④ (AGF別添2-2～)

「②溶解、分離、焼き付け」の記載は、実際どういことをやるのか説明してほしい。(具体的なイメージがわからない。)

#### 溶解操作

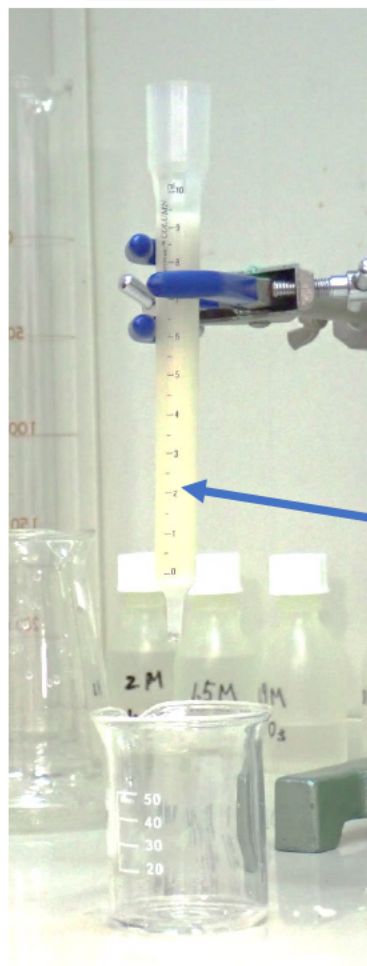


ガラスのフラスコに1F燃料デブリを入れて、硝酸で溶解する。  
溶解中は100℃で加熱する。

#### 質問④ (AGF別添2-2～)

「②溶解、分離、焼き付け」の記載は、実際どういふことをやるのか説明してほしい。(具体的なイメージがわからない。)

#### 分離操作



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。

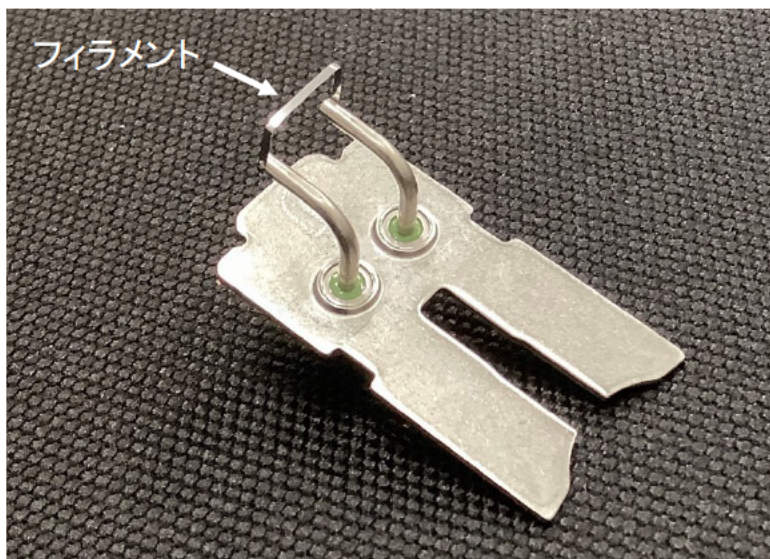
その後、硝酸溶液の濃度を変えて通液することにより、Pu及びUを溶液として抽出・分離する。

プラスチック製のカラムに、粒径100ミクロン程度のイオン交換樹脂を充填する。

#### 質問④ (AGF別添2-2～)

「②溶解、分離、焼き付け」の記載は、実際どういことをやるのか説明してほしい。(具体的なイメージがわからない。)

焼き付け操作



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。

フィラメント(約1 cmの幅)部に、数 $\mu$ Lの試料溶液を塗布する。

### 質問⑤(AGF別添2-3～)

「3)処理」として、加熱工程があるが、これは既許可と同じプロセスであり、1Fデブリを取り扱うことにより特別生じるものではないという理解でよいか。この加熱工程に対しての安全性はどう担保されているのか。

#### 【AGF別添2-3】

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。

#### 安全性の担保

#### 【AGF別添2-5】

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。

#### 変更案

「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。」

## 質問⑥(FMF別添1-4～)

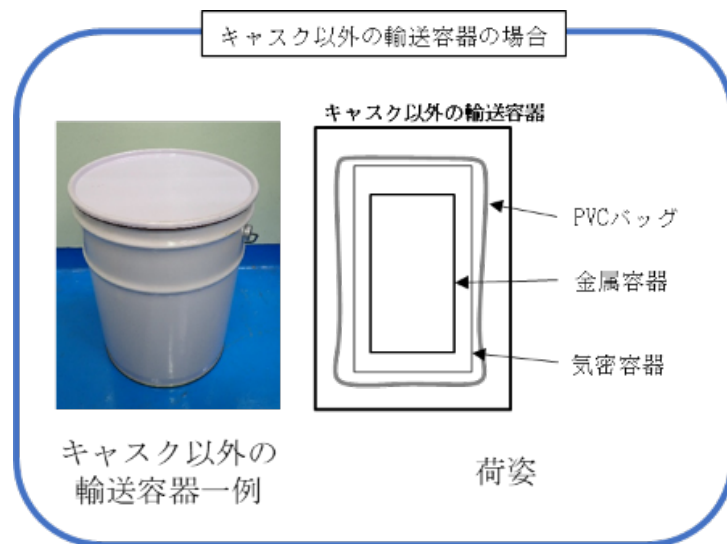
閉じ込めの説明の中で、セルへの試料の搬入はPVCバッグ等で行うとあるが、「等」に含まれるものは何か。

### FMF別添1-4

#### 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バッグ等により気密性を損なうことなく行う。

補足資料の図-11のとおり、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。



補足資料 図-11 輸送時の荷姿

質問⑦-1(FMF別添1-5～)

火災対策において、金相セルは随時窒素雰囲気にするところがあるが、「随時」とはどのようなことを指すか。

FMF別添1-5

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随時、セル内を窒素雰囲気に維持するので火災発生のおそれは全くない。

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。その他は、常時窒素雰囲気で運転し、当該核燃料物質の取扱い時は常に窒素雰囲気で取り扱うため、火災発生のおそれは全くない。

## 質問⑦-2(FMF別添1-5～)

火災対策において、「試験作業中に発生する廃棄しようとする物」はどこに保管するのか、その保管先の容量は十分あるのか。

### FMF別添1-5

#### ③火災

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。

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。



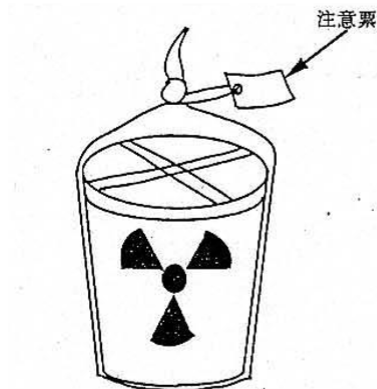
質問⑦-3(FMF別添1-5～)  
「所定の容器」とは何であるか。

FMF別添1-5

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随時、セル内を窒素雰囲気<sup>ニ</sup>に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。

大洗研究所の放射性廃棄物に関する要領においては、施設で発生した廃棄物の仕掛品は、区分、分類に従って所定の容器に収納すると定められており、本作業で発生した廃棄しようとする物を収納する容器はカートンボックス(紙バケツ)である。



## 質問⑦-4(FMF別添1-5～)

廃棄しようとする物は金属製容器を用いるとあるが、廃棄しない物(貯蔵物?)はどのようにするのか。

### FMF別添1-5

#### 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。

可燃物(未使用のウエス等)の持ち込みは最低限にし、金属製容器に収納して防火対策を行う。また、治工具類等の廃棄しない物は不燃物である。

### 質問⑦-5(FMF別添1-5～)

「セル火災」の表すセルは窒素雰囲気とするセル(試験セル、第2試験セル、金相セル)以外のセルという理解でよいか。

#### FMF別添1-5

##### 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随時、セル内を窒素雰囲気に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。

#### FMF別添1-15 3.火災等による損傷の防止

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、窒素雰囲気に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、セルの給気弁を閉じ、負圧を維持しながら行う。

## 質問⑦-6(FMF別添1-5～)

上記のとおりであれば、「セルの給気弁を閉じ」とは、酸素供給を遮断するためという理解でよいか。

### FMF別添1-5

#### 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随時、セル内を窒素雰囲気<sup>①</sup>に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。

セル火災の際、セルの給気弁を閉じる操作は酸素供給を遮断する目的で行う。

## 質問⑧(FMF別添1-5)

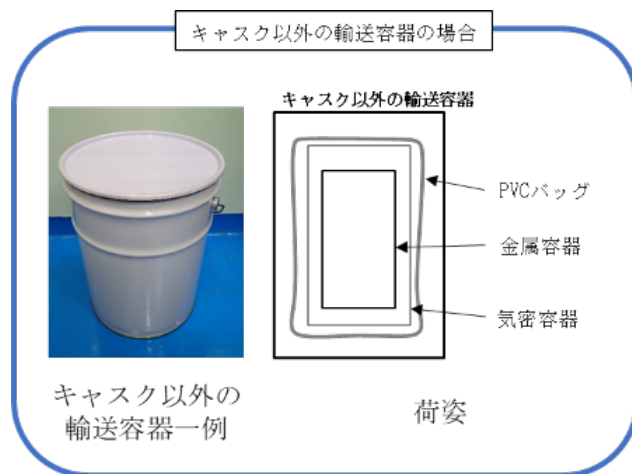
爆発事故(水素発生)について、気密容器とはPVCバッグのことか。

### FMF別添1-5

#### 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間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。

補足資料 図-11(以下の図)に示すように、PVCバッグ及び気密容器を指す。



補足資料 図-11 輸送時の荷姿

## 質問⑨(FMF別添1-5)

臨界について、中性子相互干渉を防止する厚さ以上の壁とあるが、どのくらいの厚さか、壁の材質は何か。立体角法による評価の概要を説明してほしい。

### FMF別添1-5

#### ⑤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。

### FMF添付1-35

中性子相互干渉を防止する厚さは $30\text{cm}^{*1-3}$ 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：

除染セルとクリーンセル間の壁：であるため、立体角法により相互干渉しないことを確認

第2試験セルと第2除染セル間の壁：

## 質問⑨(FMF別添1-5)

臨界について、中性子相互干渉を防止する厚さ以上の壁とあるが、どのくらいの厚さか、壁の材質は何か。立体角法による評価の概要を説明してほしい。

### 立体角法とは

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の手法の一つであり、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方法である。

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( $\Omega_t$ )と許容立体角( $\Omega_\ell$ )を求め、 $\Omega_t < \Omega_\ell$ であることを確認する。 $\Omega_t$ については、CEA R-3114図R681より求め、 $\Omega_\ell$ については下式によって算出する。

$$\Omega_\ell = \left( \frac{1 - k_{eff}}{2} \right) \cdot 4\pi$$

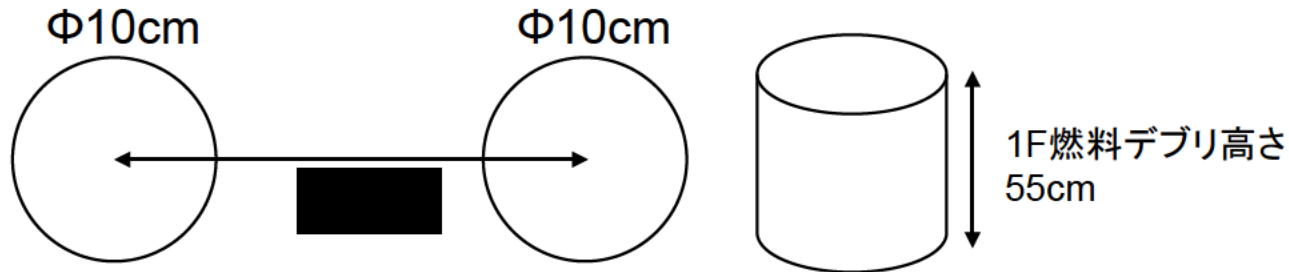
未臨界条件は以下のとおりである。

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

参考文献: CEA R-3114, Guid de Criticite(1967).

# 立体角法による評価の概要

除染セルとクリーンセル間の壁：立体角法により相互干渉しないことを確認



1F燃料デブリ( )  
k=

1F燃料デブリ( )  
k=

制限立体角 $\Omega_l$ の算出

$$\Omega_l = \frac{1-k}{2} =$$

全立体角 $\Omega_t$ の算出

(1)  $\lambda$ の算出

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

(2)  $\sigma$ の算出

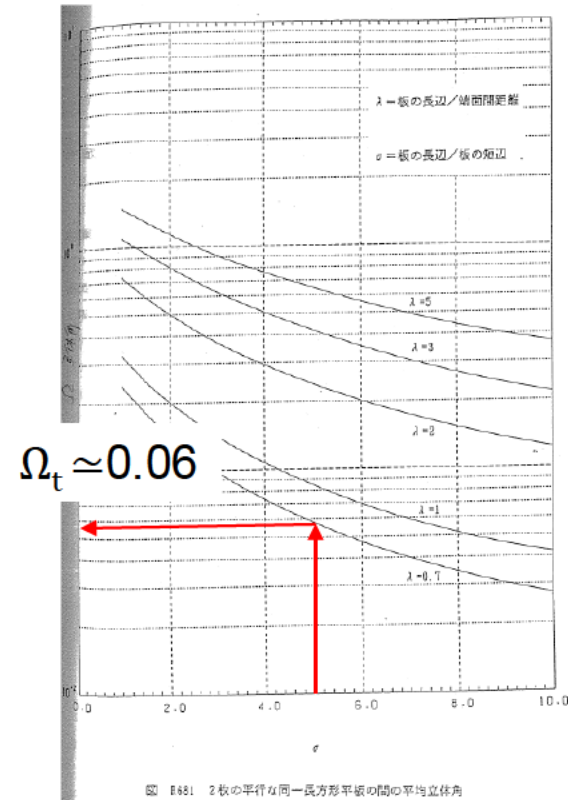
$$\sigma = \text{形状モデルの長辺} / \text{形状モデルの短辺} \\ = 55 / 10 = 5.5$$

(1)、(2)及び右図より、 $\Omega_t \approx 0.06$

複数ユニットの未臨界条件は、 $\Omega_l > \frac{\Omega_t}{4\pi}$ であるから

$$> 0.005$$

であり、未臨界である。





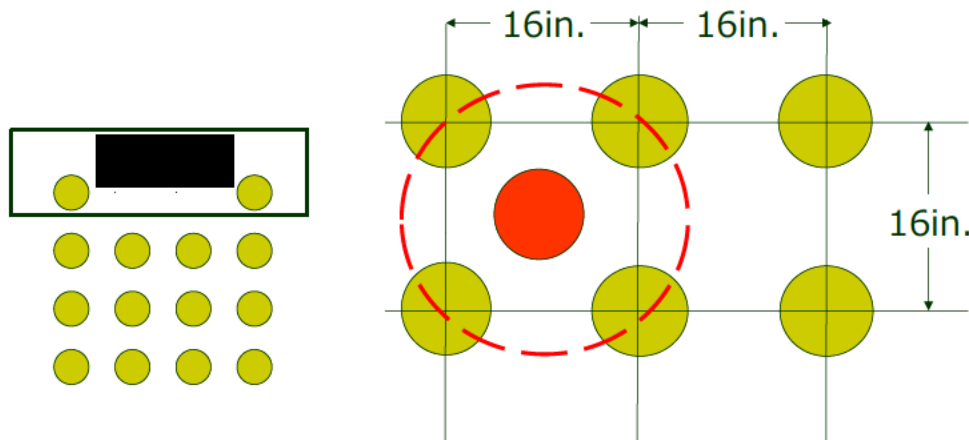
## 質問⑩ (AGF別添2-5)

臨界について、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、について説明してほしい。

### 【AGF別添2-5】

取扱制限量はTID-7016「Nuclear Safety Guide」を参考に設定するとともに、■■■■ ■■■■の貯蔵ピットは、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。

### ■■■■ 貯蔵ピットの構造



### TID-7016における安全基準量

#### 単一ユニット

核種	最小臨界値	安全基準量
Pu-239 (金属)	5.6kg	2.6kg

#### 複数ユニット

配列の種類	ユニット間の最小中心間隔 (in.)	配列中ユニットの個数制限
単一の (孤立した) 線上または平面状配列	16	制限なし

■■■■については、1ピット引き上げた場合に5個の貯蔵ピットで構成する仮想の格子点の質量が2.6kg (金属における安全基準量) 以下としている。そのため、1ピットの制限量は1/5で520gと設定している。

## 質問⑪

本変更の理由は、1Fにおいて今後に計画されている1F燃料デブリのサンプリングに際し、1Fの廃止措置に資するためという理解でよいか。変更の理由が1F燃料デブリの取扱いを行うため、とだけあり、もう少し背景事情の記載がほしい。

### 別紙

#### (2) 照射燃料試験施設(別添2)

1) 1F燃料デブリの取扱いに伴い、以下の変更を行う。

#### (3) 照射燃料集合体試験施設(別添3)

1) 1F燃料デブリの取扱いに伴い、以下の変更を行う。

国の1F廃止措置に資する1F燃料デブリのサンプリング・分析計画に基づく1F燃料デブリの取扱いに伴い、以下の変更を行う。

## 質問⑫

本変更において、既許可から設備の増設等はなく、既存の設備を使用して分析等を行うとあるが、運用面で安全性を担保する部分はあるか。(保安規定への追加事項があるか。)

大洗研究所(南地区)核燃料物質使用施設等保安規定

別表第39 年間予定使用量(第72条)への追記

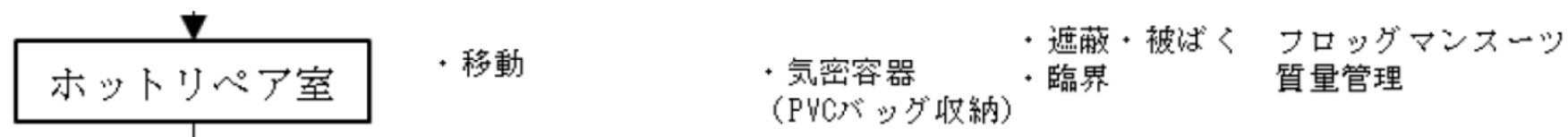
1F燃料デブリに関する年間予定使用量について追記する。

審査の状況に応じて記載を検討する。

質問⑬(FMF別添1-5)

遮蔽において、フロッグマン設備等の「等」は何を指すか。

FMF別添1-30 図-6



ホットリペア施設から除染セルへの搬入作業については、フロッグマン設備およびクレーン設備を用いる。

## 質問⑭

貯蔵設備に変更はないか。

AGF別添2-7、FMF別添1-7

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(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。

※AGF別添2-7では、「(1)から(7)」である。

## 質問⑮(AGF別添2-4)

グローブボックス表面線量率が $200\mu\text{Sv/h}$ 以下とあるが、この値の設定の根拠は何か。

### ① $200\mu\text{Sv/h}$ の設定根拠

#### 【AGF添2-1】

本施設の外部被ばく対策は、遮蔽体によって線量率をあらかじめ決められた設計基準値以下に抑えることにより行われる。そのため各セルで取り扱う放射能の最大値(以下「最大取扱放射能」という。)において、設計基準値以下であることを評価する。

設計基準値は次のように決める。

- (1) 放射線業務従事者が常時立入る区域  $20\mu\text{Sv/h}$  以下
- (2) 放射線業務従事者が一時的に立入る区域  $200\mu\text{Sv/h}$  以下

なお、グローブボックスについては遮蔽体の装着が困難であるため、第2 操作室に設置するものについては $20\mu\text{Sv/h}$  以下、それ以外の場所に設置されるものについては $200\mu\text{Sv/h}$  以下に管理する。

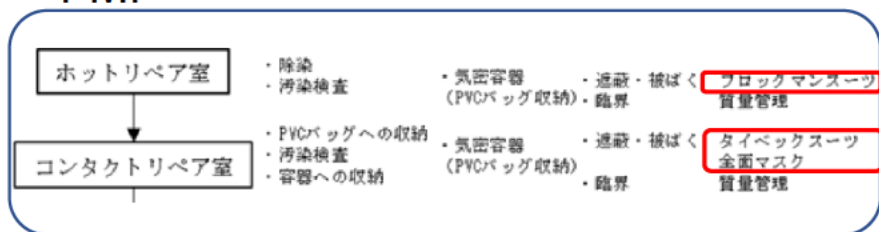
## 質問⑮ (AGF別添2-4)

FMFでは施設内の試料移送時は全面マスク及びタイベックスーツを着用することで内部被ばくを低減しているが、AGFではこのような内部被ばく対策は不要であるのか。

### ②内部被ばく対策の違い

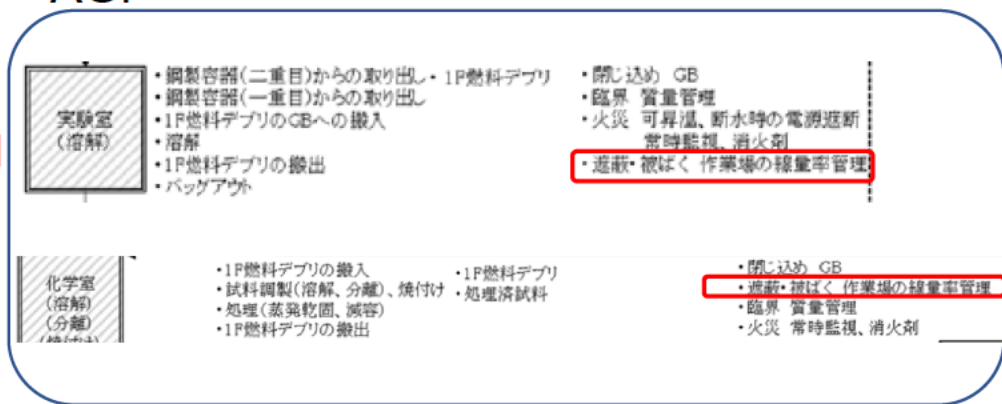
【FMF別添1-30、AGF別添2-26】

#### FMF



FMFの場合、コンタクトリペア室及びホットリペア室については汚染のある区域であることから、内部被ばく防止のため全面マスク、タイベックスーツ等の装備を着用する。

#### AGF



AGFの場合は、化学室、実験室は汚染の可能性のある区域であり、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。

## 質問⑩(FMF参考資料)

ガスクロマトグラフ質量分析計及び放射線管理機器構成用線源保管庫の解体に際して、廃棄物はコンテナに収納するとあるが、コンテナ一つの容量はどのくらいか。また、発生する廃棄物量はコンテナ数でどのくらいが見込まれ、固体廃棄物前処理施設にはどのくらいの空き容量があるのか。

コンテナ1.5m角一つの容量は、 $3.4\text{m}^3$ ( $1.5\text{m} \times 1.5\text{m} \times 1.5\text{m}$ )である。  
放射性廃棄物の総量は、 $13.6\text{m}^3$ (コンテナ1.5m角換算で4容器)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う。その後、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。



## 質問⑰

1Fデブリに関する変更内容は(AGFであれば)別添2にまとめられているが、別添2に記載がないものについては、既許可の内容を踏襲するという理解で良いか。(例えば、廃棄施設、廃棄設備については記載がない又は変更がないが、廃棄物は金属製容器に収納する等)

別添で省略した各章は、既許可の内容を踏襲するものである。

- ~~1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名~~  
別添に記載あり→ 1. 使用の方法(目的については本文に記載)  
記載あり→ 2. 核燃料物質の種類  
~~3. 使用の場所~~  
記載あり→ 3. 予定使用期間及び年間予定使用量  
記載あり→ 4. 使用済燃料の処分の方法  
**記載なし**→ 5. 使用施設の位置、構造及び設備  
記載あり→ 6. 貯蔵施設の位置、構造及び設備  
**記載なし**→ 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

## 変更案

別添で省略した各章について、既許可の対応する章を読み出す。

### 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

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。

## 質問⑱

線量限度に対する評価がよくわからない。デブリを扱う場合において、人が常時立ち入る場所はAGFであれば最大でも[ ] $\mu\text{Sv/h}$ 、管理区域境界は[ ] $\text{mSv/3月}$ 、周辺監視区域境界は[ ] $\text{mSv/年}$ 、とありますが、施設全体において本変更を踏まえてどのような評価になるのか、どこかに記載があるのか？また、放射線業務従事者に関する評価も見つけれないが、記載があるか。

### ①施設全体の評価【FMF別添1-46、AGF別添2-42】

#### ①-1管理区域境界

##### (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[ ] $\text{mSv/3月}$ となり、1.3 $\text{mSv/3月}$ 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、最大でも[ ] $\text{mSv/3月}$ となり、1.3 $\text{mSv/3月}$ を超えない。

##### (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[ ] $\text{mSv/3月}$ となり、1.3 $\text{mSv/3月}$ 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1.1 $\text{mSv/3月}$ であり、1F燃料デブリの取扱いを考慮しても1.3 $\text{mSv/3月}$ 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[ ] $\text{mSv/3月}$ となり、1.3 $\text{mSv/3月}$ 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 $2.0 \times 10^{-1} \text{mSv/3月}$ であり、1F燃料デブリの取扱いを考慮しても1.3 $\text{mSv/3月}$ を超えることはない。

## 質問⑱

線量限度に対する評価がよくわからない。デブリを扱う場合において、人が常時立ち入る場所はAGFであれば最大でも [ ]  $\mu\text{Sv/h}$ 、管理区域境界は [ ]  $\text{mSv/3月}$ 、周辺監視区域境界は [ ]  $\text{mSv/年}$ 、とありますが、施設全体において本変更を踏まえてどのような評価になるのか、どこかに記載があるのか？また、放射線業務従事者に関する評価も見つけれないが、記載があるか。

①施設全体の評価【FMF別添1-46、AGF別添2-42】

①-2周辺監視区域境界

(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 [ ]  $\text{mSv/年}$ となり、 $1.0\text{mSv/年}$ 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 [ ]  $\text{mSv/年}$ となり、 $1.0\text{mSv/年}$ を超えない。

(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 [ ]  $\text{mSv/年}$ となり、 $1.0\text{mSv/年}$ 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、 $6.5 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$ であり、1F燃料デブリの取扱いを考慮しても $1.0\text{mSv/年}$ 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 [ ]  $\text{mSv/年}$ となり、 $1.0\text{mSv/年}$ 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、 $7.6 \times 10^{-3}\text{mSv/年}$ であり、1F燃料デブリの取扱いを考慮しても $1.0\text{mSv/年}$ を超えることはない。

## 質問⑱

線量限度に対する評価がよくわからない。デブリを扱う場合において、人が常時立ち入る場所はAGFであれば最大でも [redacted]  $\mu\text{Sv/h}$ 、管理区域境界は [redacted]  $\text{mSv/3月}$ 、周辺監視区域境界は [redacted]  $\text{mSv/年}$ 、とありますが、施設全体において本変更を踏まえてどのような評価になるのか、どこかに記載があるのか？また、放射線業務従事者に関する評価も見つけれないが、記載があるか。

### ②放射線業務従事者に関する評価【FMF別添1-45、AGF別添2-41】

#### (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 [redacted]  $\mu\text{Sv/h}$  となり、設計基準値の20 $\mu\text{Sv/h}$ 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、人が立ち入る場所の線量率は、最大でも [redacted]  $\mu\text{Sv/h}$  となり、設計基準値の20 $\mu\text{Sv/h}$ を超えない。

#### (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 [redacted]  $\mu\text{Sv/h}$  となり、設計基準値の20 $\mu\text{Sv/h}$ を超えない。

なお、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を超えないことから放射線業務従事者の線量限度(50 $\text{mSv/年}$ )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(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 [redacted]  $\mu\text{Sv/h}$  となり、設計基準値の20 $\mu\text{Sv/h}$ を超えない。

なお、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を超えないことから放射線業務従事者の線量限度(50 $\text{mSv/年}$ )を超えることはない。