

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(分析・試験設備の火災防護について)
11月11日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. 第2棟における火災防護の考慮(1/2)

【火災防護の考慮】

- コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス及びフードは、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。
- 火災の早期検知、初期消火を可能にする火災検知器(温度計)、消火設備を設置する。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの火災に対する消火剤は不活性ガス(窒素ガス)とする※1。
- フード内の火災に対しては、フード近傍に設置した消火器により消火する。
- 消火設備を起動した場合においても、コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの負圧を維持する。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの消火設備は、再着火防止を考慮した設備とする。
- コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスの消火設備は、設備の故障等を考慮して複数設置する。

※1: JAEA茨城地区においては、セル等の消火設備としてハロゲン化物消火設備を設置している。

1. 第2棟における火災防護の考慮(2/2)

【火災防護の考慮】

- 燃料デブリ等の前処理により発生する、切断片等は金属製の容器に収納する。
- 放射性の固体廃棄物は、金属製の容器に収納する。
- 放射性の液体廃棄物を一時的に保管する設備は、静電気等の放電のため接地を施す。
- 火災防止及び火災発生時に係る作業手順、注意事項等についてマニュアル化する。

【切断粉の火災防護の考慮】

燃料デブリ等は化学的に不活性な酸化物が主成分であると推定されるが、化学的に活性である可能性を考慮し、切断粉は金属等の不燃又は難燃性材料製の容器内で取り扱う。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に、燃料デブリ等の切断時は周囲に可燃物を置かないこととし、切断粉発生都度、切断粉を金属製の容器内に収納する。

2. コンクリートセル等に使用する材料

コンクリートセルでは、遮へい体に普通コンクリート、ライニングにステンレス鋼、遮へい窓枠にステンレス鋼、遮へい窓に鉛ガラス等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

鉄セルでは、遮へい体に鉄、インナーボックスにステンレス鋼、遮へい窓枠にステンレス鋼、遮へい窓に鉛ガラス等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

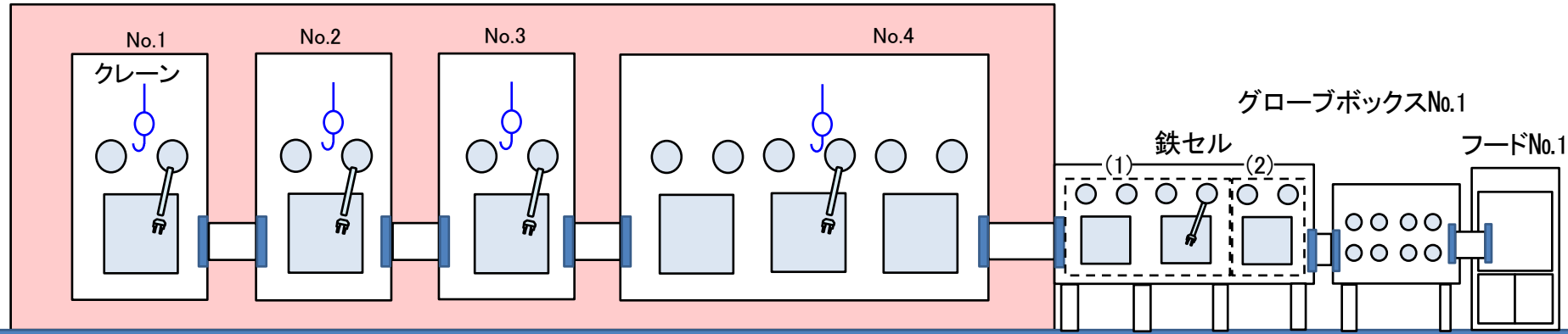
グローブボックスは、本体にステンレス鋼、気密パネルにポリカーボネート樹脂等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

フードは、本体にステンレス鋼、前面シャッターに強化ガラスの不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

コンクリートセル等に付属するダクト、フィルタ及びケーブルは、鋼材、グラスファイバー、難燃性塩化ビニル等の不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

3. 分析・試験設備において使用を想定している試薬（1/3）

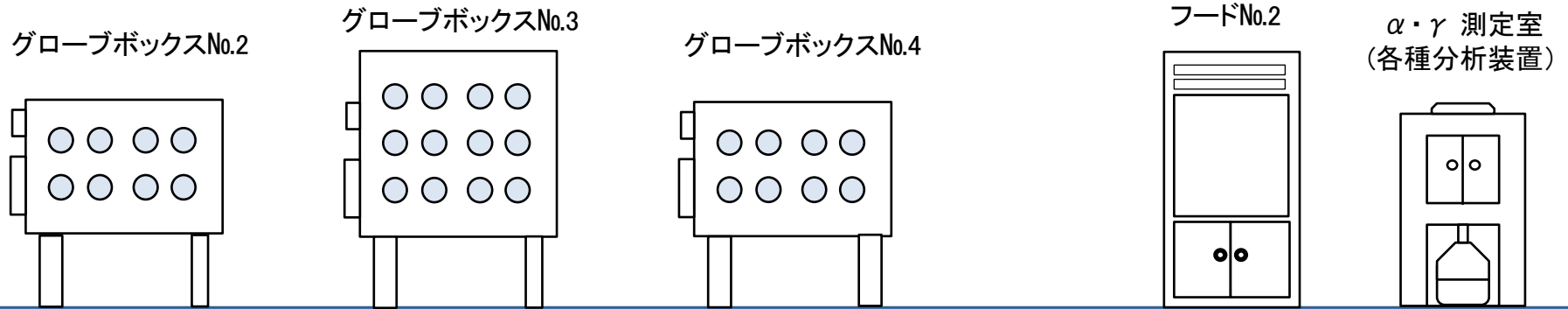
コンクリートセル



使用場所	消防法による危険物の分類 (用途)	想定使用量
コンクリートセルNo.1	第4類(除染)	数100mlオーダー
コンクリートセルNo.2	第4類(除染)	数100mlオーダー
コンクリートセルNo.3	第4類(除染)	数100mlオーダー
コンクリートセルNo.4	第1類(分析・試験) 第4類(分析・除染)	数gオーダー 数100mlオーダー

使用場所	消防法による危険物の分類 (用途)	想定使用量
鉄セル(1)	第4類(分析・試験、除染)	数100mlオーダー
鉄セル(2)	第4類(除染) 第5類(分析・試験) 第6類(分析・試験)	数100mlオーダー 数100mlオーダー 数100mlオーダー
グローブボックスNo.1	第4類(分析・試験、除染) 第5類(分析・試験) 第6類(分析・試験)	数100mlオーダー 数100mlオーダー 数100mlオーダー
フードNo.1	第4類(除染)	数100mlオーダー

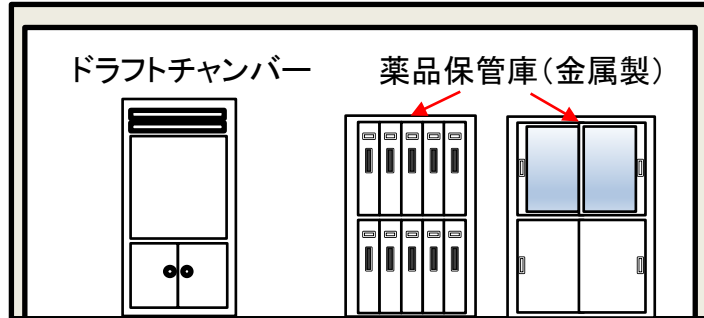
3. 分析・試験設備において使用を想定している試薬(2/3)



使用場所	消防法による危険物の分類 (用途)	想定使用量
グローブボックスNo.2	第4類(除染)	数100mlオーダー
グローブボックスNo.3	第4類(除染)	数100mlオーダー
グローブボックスNo.4	第4類(除染)	数100mlオーダー
フードNo.2	第4類(分析・試験、除染)	数100mlオーダー 数100mlオーダー
α・γ 測定室 (各種分析装置)	第4類(分析・試験)	数100mlオーダー

3. 分析・試験設備において使用を想定している試薬(3/3)

試薬調製室



- 使用を想定している試薬は、試薬調製室の金属製の薬品保管庫に保管する。
- 消防法により混載禁止とされている危険物は分けて保管する。
- 試薬調製室にて分析・試験で使用する試薬の調製(分取、希釈、固体状の試薬の溶解、混合等)を行う。
- 試薬の調製では、加熱処理は行わない。

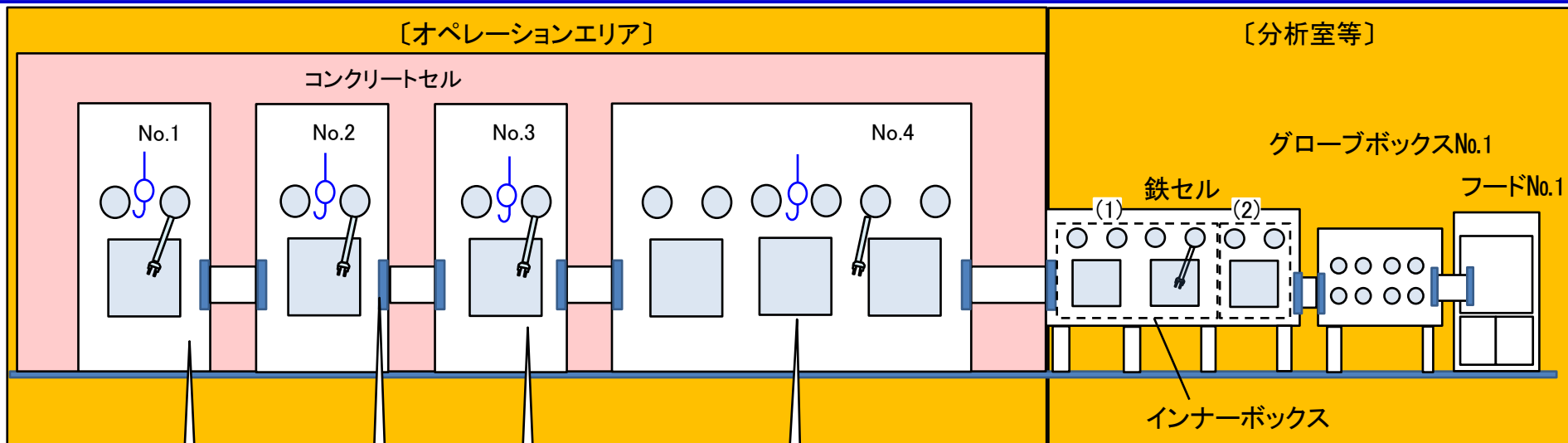
分析・試験設備において使用を想定している試薬の想定保管量は、危険物の規制に関する政令で定める指定数量より十分低く、少量危険物の貯蔵取扱所に該当しない。

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定保管量	適用する消火器
第1類	硝酸銀	数10gオーダー	粉末消火器 ※1:一部の試薬については乾燥砂を適用する。
	過酸化ナトリウム※ ¹	数100gオーダー	
	亜硝酸ナトリウム	数10gオーダー	
第4類	アクアライトRS-A	数ℓオーダー	
	アクアライトCN	数10mℓオーダー	
	メタノール	数100mℓオーダー	
	エタノール	数ℓオーダー	
	Hionic-Fluor	数ℓオーダー	
	Permafluor E+	数ℓオーダー	
	ラッピングオイル	数ℓオーダー	
	アセトン	数100mℓオーダー	
	Carbo-Sorb E	数ℓオーダー	
	Ultima Gold LLT	数ℓオーダー	
	ギ酸	数100mℓオーダー	
	酢酸	数100mℓオーダー	
	テトラエチレングリコール	数10mℓオーダー	
第5類	ヒドロキシルアミン溶液※ ¹	数100gオーダー	
第6類	過酸化水素水	数100gオーダー	

試薬の調製に伴い発生の可能性のある主な危険物

消防法による危険物の分類	化合物	適用する消火器
第1類	硝酸ナトリウム	粉末消火器

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用 (1/8)



コンクリートセルNo.1～3

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダー

コンクリートセルNo.4

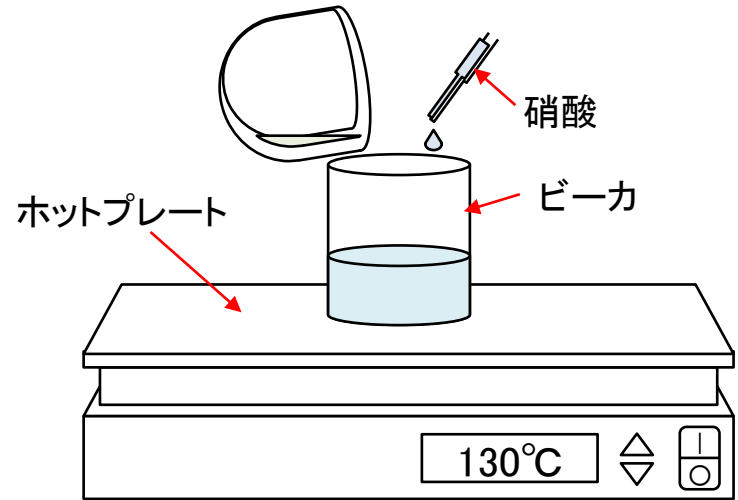
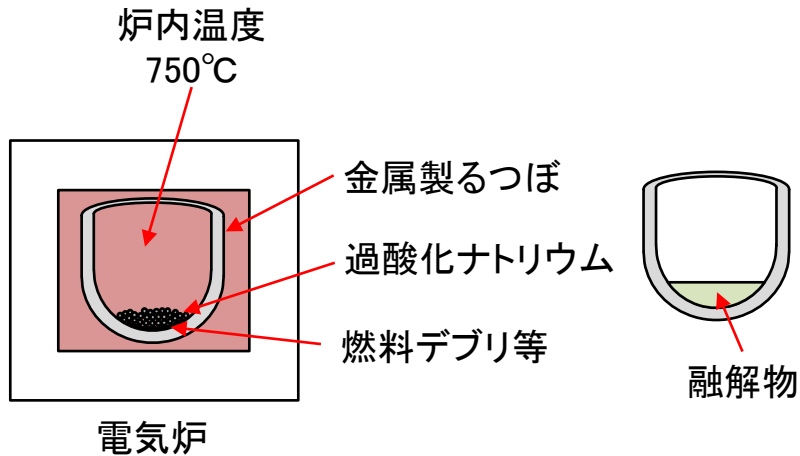
消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第1類	過酸化ナトリウム	数gオーダー
第4類	ラッピングオイル	数100mlオーダー
第4類	アセトン	数100mlオーダー
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダー

前処理等に伴い発生の可能性のある主な危険物

消防法による危険物の分類	化合物
第1類	硝酸ナトリウム

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(2/8)

〔コンクリートセルNo.4: アルカリ融解作業例〕



① 過酸化ナトリウムと燃料デブリ等を金属製のつぼに入れ、750°Cに加熱して融解物とする。

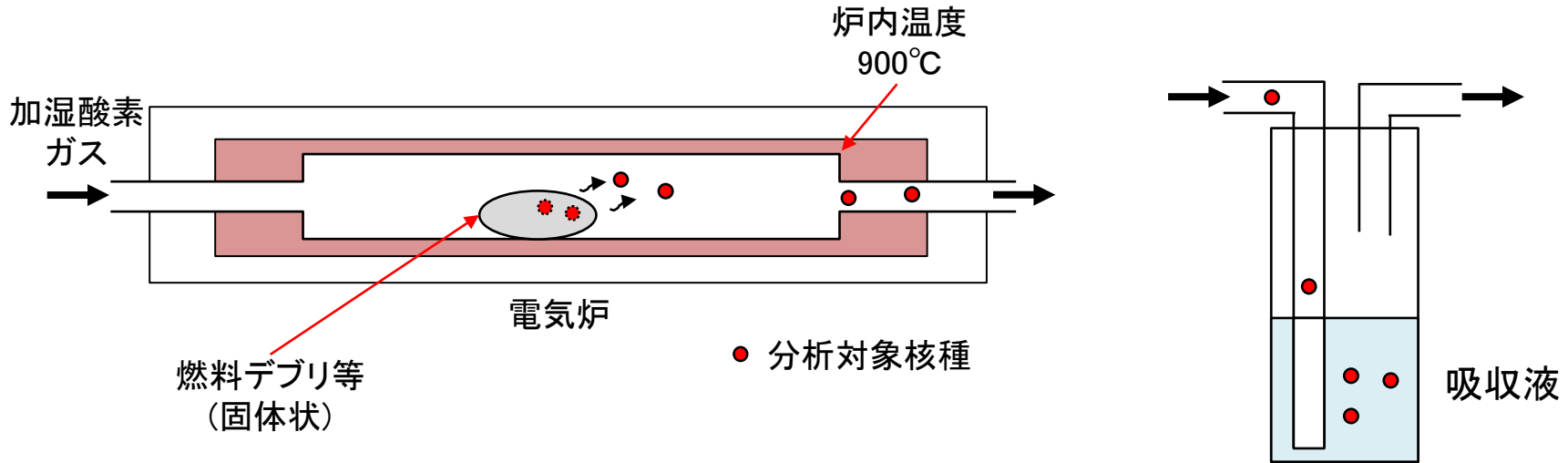
② 融解物をビーカに移し替え、硝酸を加えて加熱して溶液化する。

【当該作業における火災防護への配慮】

- 過酸化ナトリウムは可燃物の存在下で水分との接触により発火する危険性があるため、取扱う際は近傍に可燃物、水分を置かない。
- 電気炉、ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 電気炉、ホットプレートの使用中は常時監視する。

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(3/8)

〔コンクリートセルNo.4:H3,C14,I129分析前処理作業例〕



① 燃料デブリ等を加熱し、分析対象核種を気化させて分離する。

② 気化した分析対象核種は吸収液に回収する。

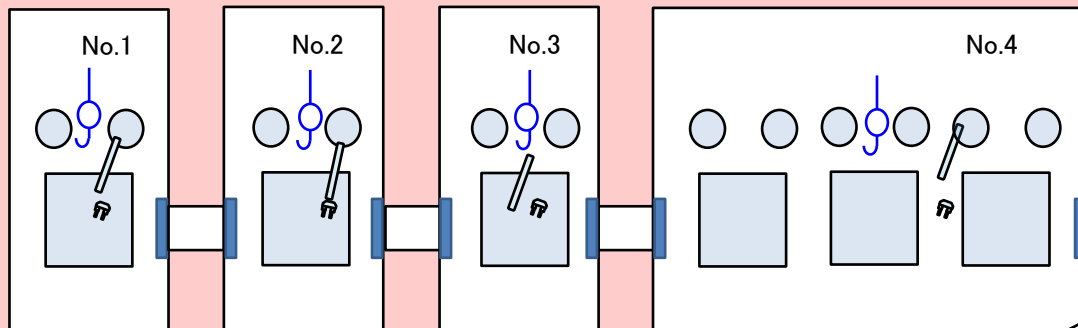
【当該作業における火災防護への配慮】

- 電気炉を使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 電気炉の使用中は常時監視する。

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(4/8)

〔オペレーションエリア〕

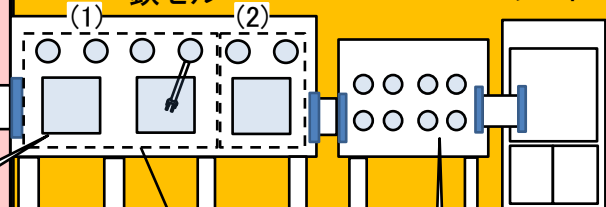
コンクリートセル



フードNo.1 〔分析室等〕

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダ

鉄セル グローブボックスNo.1 フードNo.1



インナーボックス

鉄セル(1)

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	アクアライト RS-A	数100mlオーダ
	アクアライト CN	数10mlオーダ
	エタノール(除染用)	数100mlオーダ

鉄セル(2)

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	エタノール(除染用)	数100mlオーダ
第5類	ヒドロキシルアミン溶液	数100mlオーダ
第6類	過酸化水素水	数100mlオーダ

前処理等に伴い発生の可能性のある主な危険物

消防法による危険物の分類	化合物
第1類	硝酸ナトリウム

グローブボックスNo.1

消防法による危険物の分類	使用を想定している試薬名	想定使用量
第4類	Carbo-Sorb E	数10mlオーダ
	テトラエチレングリコール	数10mlオーダ
	酢酸	数100mlオーダ
	メタノール	数100mlオーダ
	ギ酸	数10mlオーダ
	エタノール(除染用)	数100mlオーダ
第5類	ヒドロキシルアミン溶液	数100mlオーダ
第6類	過酸化水素水	数100mlオーダ

前処理等に伴い発生の可能性のある主な危険物

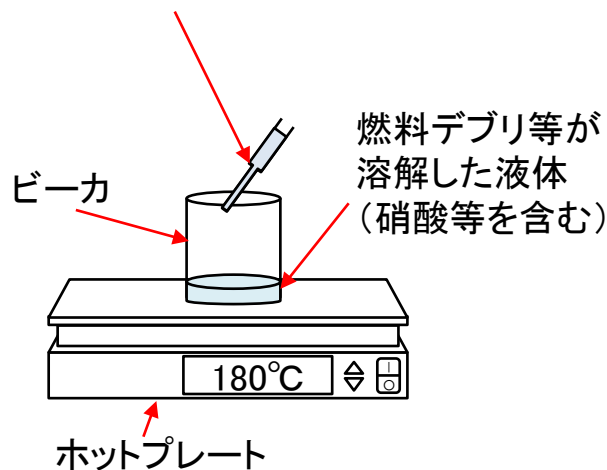
消防法による危険物の分類	化合物
第1類	硝酸ナトリウム

※: 粉じん爆発のおそれのない粒径(500 μ m超過)のものを使用する。
なお、150 μ mを超える粒径の金属粉は危険物に該当しない。

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(5/8)

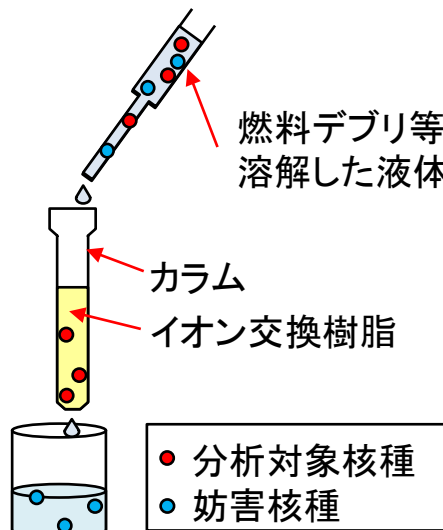
〔鉄セル(2)、グローブボックスNo.1:核種分離(イオン交換分離)作業例〕

試薬(硝酸、塩酸等)



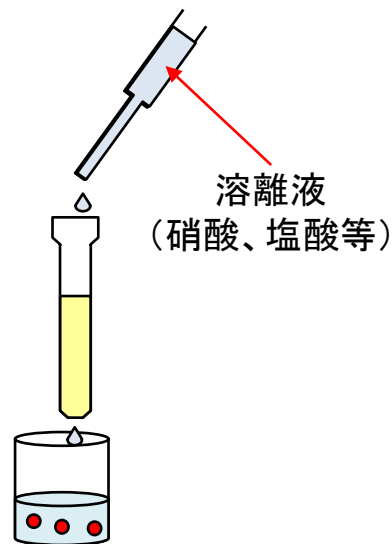
① 分析対象核種をイオン交換樹脂に吸着しやすい化学形に変換するため、試薬を加えて加熱する※。

燃料デブリ等が溶解した液体



② 燃料デブリ等が溶解した液体を、イオン交換樹脂の入ったカラムの上部から添加し、分析対象核種をイオン交換樹脂に吸着させて分離する。

溶離液(硝酸、塩酸等)



③ 吸着した分析対象核種を溶離液で溶出させ、回収する。

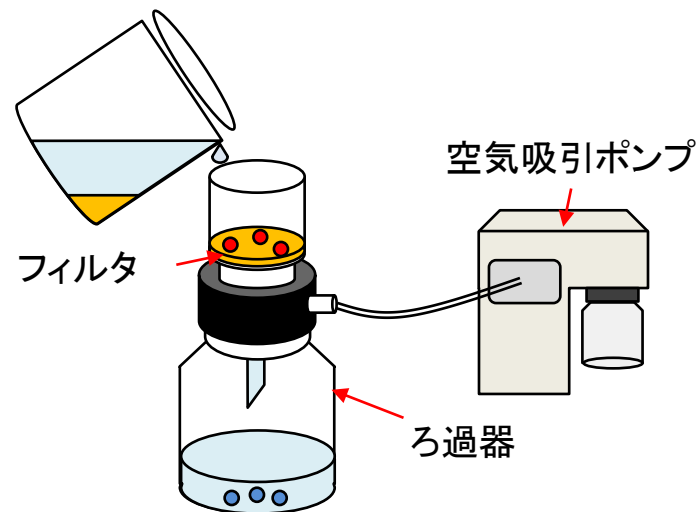
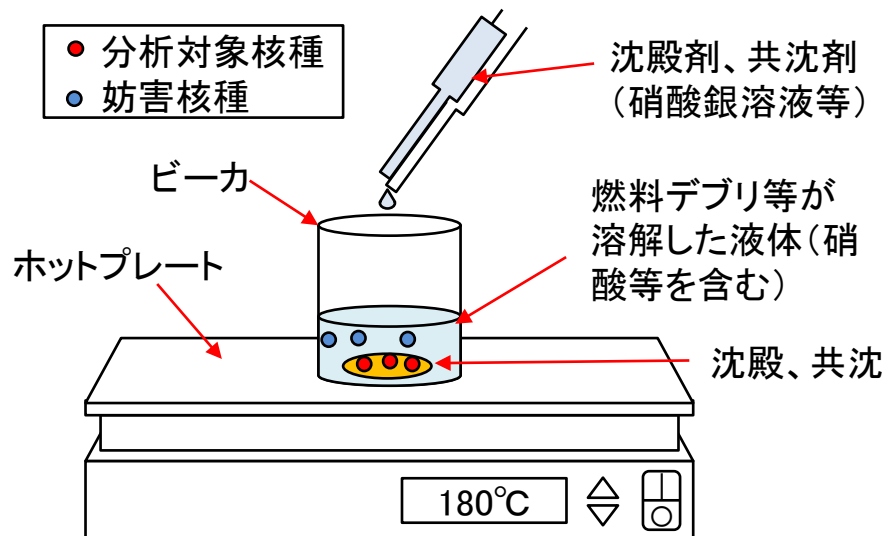
※: 分析対象核種によっては①を行わない場合もある。

【当該作業における火災防護への配慮】

- ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- ホットプレート使用中は常時監視する。
- 溶離液に危険物を含む場合があるため、近傍に着火源、可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 防爆仕様のホットプレートを使用する。
- 混合することにより発火する可能性のある危険物は、同一の場所で使用しない。

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(6/8)

〔鉄セル(2)、グローブボックスNo.1:核種分離(沈殿、共沈)作業例〕



- ① 燃料デブリ等が溶解した液体に沈殿剤、共沈剤を添加し、加熱して※1分析対象核種を沈殿、共沈させる※2。

- ② ろ過により分析対象核種を分離してフィルタ上に回収する。

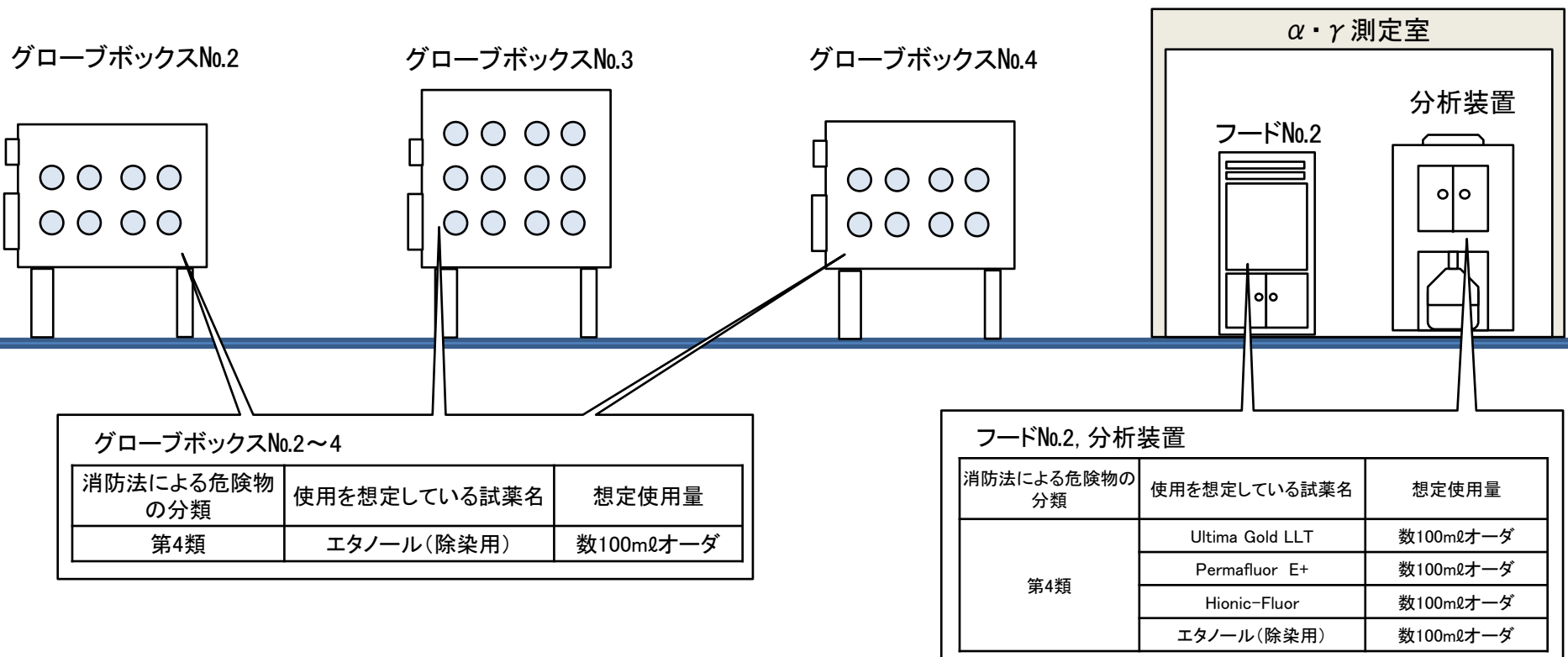
※1:分析対象核種によっては加熱しない場合もある。

※2:妨害核種を沈殿、共沈させ、分析対象核種を溶液側に残す場合もある。

【当該作業における火災防護への配慮】

- ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- ホットプレートの使用中は常時監視する。
- 防爆仕様のホットプレートを使用する。
- 混合することにより発火する可能性のある危険物は、同一の場所で使用しない。

4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用(7/8)



4. コンクリートセル等において想定している試薬の使用 (8/8)

【試薬使用時の火災防護への配慮】

- 使用を想定している試薬は、試薬調製室の薬品保管庫(金属製)に保管する。
- 消防法により混載禁止とされている危険物は、薬品保管庫を分けて保管する。
- 混合することにより発火する可能性のある危険物は、同一の場所で使用しない。
- 電気炉、ホットプレートを使用する際は、周辺に可燃物を置かない。
- 可燃物は金属製の容器に収納し、使用時に取り出す。使用後の可燃物は、別の金属製の容器に収納する。
- 鉄セル、グローブボックスでは引火性の液体を加熱するため、防爆仕様のホットプレートを使用する。
- 電気炉、ホットプレートの使用中は常時監視する。
- 引火性の試薬を取扱う際は、近傍に着火源を置かない。
- 分析装置は接地する。
- 粉末状の金属試薬は、粉塵爆発のおそれのない粒径(500 μ m超過※1)のものを使用する。

上記の対応を行い、火災発生の要因を極力排除することで、火災の発生を防止する。

※1独立行政法人労働者健康安全機構,労働安全衛生総合研究所技術指針JNIOOSH-TR-46-1:2015,工場電気設備防爆指針(国際整合技術指針 2015)

5. 中和後の廃液の火災防護(1/6)

【中和後の廃液の火災防護への配慮】

分析・試験に伴い発生した廃液は、中和、希釈等の安定化処理を行った上で、各設備に払い出す。中和対象の廃液には以下の溶液が含まれており、中和試薬との化学反応(中和反応)により、新たに化合物が生成する可能性がある。

- ① 分析・試験に使用した試薬
- ② 燃料デブリ等が溶解した溶液

生成する可能性のある化合物の中には、性状又は濃度によっては消防法上の危険物に該当する化合物がある。これらの化合物に対する火災防護への配慮について以降に示す。

5. 中和後の廃液の火災防護(2/6)

① 分析・試験に使用した試薬

中和反応で生成する可能性のある化合物のうち、硝酸塩類及びヒドロキシルアミン塩類は性状又は濃度によっては危険物に該当する。

生成する可能性のある硝酸塩類及びヒドロキシルアミン塩類を以下に示す。

分析・試験に使用する試薬	中和反応により生成する可能性のある危険物
硝酸	硝酸ナトリウム
水酸化ナトリウム	硝酸ナトリウム
アンモニア	硝酸アンモニウム
ヒドロキシルアミン	塩酸ヒドロキシルアミン

それぞれに対する火災防護への配慮を次ページに示す。

5. 中和後の廃液の火災防護(3/6)

一部改訂

【硝酸塩類の火災防護への配慮】

中和反応により硝酸ナトリウム、硝酸アンモニウムが生成する可能性がある。固体状の硝酸塩類は危険物に該当する。中和後に希釈することで、固体が析出しない濃度とした後に各設備に払い出す。硝酸塩類の水への溶解度は大きいいため、固体として析出する可能性は低いが、安全を考慮して希釈する※1。

中和により生成する可能性がある硝酸塩類	消防法による危険物の分類	水(20℃)への溶解度※2
硝酸ナトリウム	第1類	46.8※3
硝酸アンモニウム	第1類	65.5※3

【ヒドロキシルアミン塩類の火災防護への配慮】

中和反応により塩酸ヒドロキシルアミンが生成する可能性がある。塩酸ヒドロキシルアミンを含む水溶液は濃度によっては危険物に該当する。中和後に希釈することで、消防法上の危険物から除外される濃度とした後に各設備に払い出す。前処理の過程で希釈され、危険物とならない濃度になるが、安全を考慮して中和後に希釈する※1。

中和により生成する可能性があるヒドロキシルアミン塩類	消防法による危険物の分類	消防法上危険物とならない濃度
塩酸ヒドロキシルアミン	第5類	35wt%以下※4

上記のように中和後に希釈を行うため、消防法上の危険物に該当するものは発生しない。上記対応に係る作業手順、注意事項についてはマニュアル化する。

※1 各設備で一時的に保管する際に蒸発して濃縮されることを考慮し、希釈率を保守的に設定する。

※2 質量百分率、無次元(飽和溶液100g中の化合物の質量)

※3 日本分析化学会編、改訂五版 分析化学便覧 基礎編、丸善出版株式会社、2004

※4 独立行政法人産業安全研究所、産業安全研究所ガイド、ヒドロキシルアミン等の爆発危険性と安全な取扱いについて、NIIS-SG-No.1 (2001)

5. 中和後の廃液の火災防護(4/6)

一部改訂

② 燃料デブリ等が溶解した溶液

中和反応で生成する可能性のある化合物のうち、硝酸塩類は性状又は濃度によっては危険物に該当する。なお、硝酸塩類以外の危険物が生成する可能性はない。燃料デブリ等が溶解した溶液に含まれる化合物の中で、硝酸塩類を生成する可能性のある主な化合物を以下に示す。

燃料デブリ等が溶解した溶液に含まれる主な化合物	中和反応により生成する可能性のある硝酸塩類	水への溶解度※1
ナトリウム化合物	硝酸ナトリウム	46.8※2
ウラン化合物	硝酸ウラニル	54.4※3

固体状の硝酸塩類は危険物に該当するため、中和後の希釈により固体状の硝酸塩類が析出しない濃度とした後に各設備に払い出す※4。

溶液に含まれる燃料デブリ等の量は1g未満を想定しており、仮に燃料デブリ等の全量が硝酸塩類となったとしても、その量は1g未満と少量である。硝酸塩類の水への溶解度は大きいいため、前処理の過程で十分希釈され、中和後に固体状の硝酸塩類として析出する可能性は低いが、安全を考慮して中和後に希釈する。

※1 質量百分率、無次元（飽和溶液100g中の化合物の質量）

※2 日本分析化学会編、改訂五版 分析化学便覧 基礎編、丸善出版株式会社、2004

※3 IUPAC Solubility Data Series, Vol.55., p.11, OXFORD UNIVERSITY PRESS, 1994

※4 各設備で一時的に保管する際に蒸発して濃縮されることを考慮し、希釈率を保守的に設定する。

5. 中和後の廃液の火災防護(5/6)

追加説明

燃料デブリ等を含有する量が最も多い溶液の中和を対象とし、硝酸塩類析出の可能性について検討した。

【評価条件】

対象溶液：燃料デブリ等 約0.15gを含む100mlの4M^{※1}硝酸溶液
(前処理で添加する過酸化ナトリウム 1.5gを含む)

中和試薬：12.5M 水酸化ナトリウム 32ml

中和後の液量：132ml (132g^{※2}) 保守的な評価として、中和後の希釈は考慮していない

評価対象の硝酸塩類：① 硝酸ウラニル^{※3}
② 硝酸ナトリウム^{※4}

【評価結果】

100gの溶液に含まれる質量は①硝酸ウラニル 約0.17g(水への溶解度:54.4g), ②硝酸ナトリウム 約28g(水への溶解度:46.8g) となる。いずれも水への溶解度に比べ十分少ないため、固体として析出する可能性は低い。

※1 M = モル濃度、単位は mol/ℓ (1ℓの溶液中に含まれる溶質の物質量)

※2 溶液の密度を1g/mlと想定

※3 燃料デブリ等の組成が全て酸化ウランと想定し、保守的に酸化ウランの全てが硝酸ウラニルとなることを想定する。

※4 保守的に前処理で使用した過酸化ナトリウムと中和で使用した水酸化ナトリウムの全てが硝酸ナトリウムとなることを想定する。

5. 中和後の廃液の火災防護(6/6)

追加説明

【難溶解性の硝酸塩類の火災防護への配慮】

燃料デブリ等にはウラン、ナトリウム以外に様々な物質が共存しているため、複塩※¹状の硝酸塩類を生成する可能性がある。一般的に硝酸塩類の溶解度は大きい※²が、複塩の中には難溶解性のものが含まれる可能性がある。

万が一、難溶解性の沈殿が生成した場合は、ろ過により溶液から沈殿を分離した後、金属製の容器に一時的に保管する。その後、加熱処理等により沈殿を安定な酸化物※³とした後、放射性の固体廃棄物として各設備に払い出す。

上記のような対策を講ずるため、消防法上の危険物に該当するものは発生しない。上記対応に係る作業手順、注意事項についてはマニュアル化する。

※¹ 2種以上の塩が結合した形式で表すことのできる化合物のうち、それぞれの成分イオンがそのまま存在するものを複塩という。

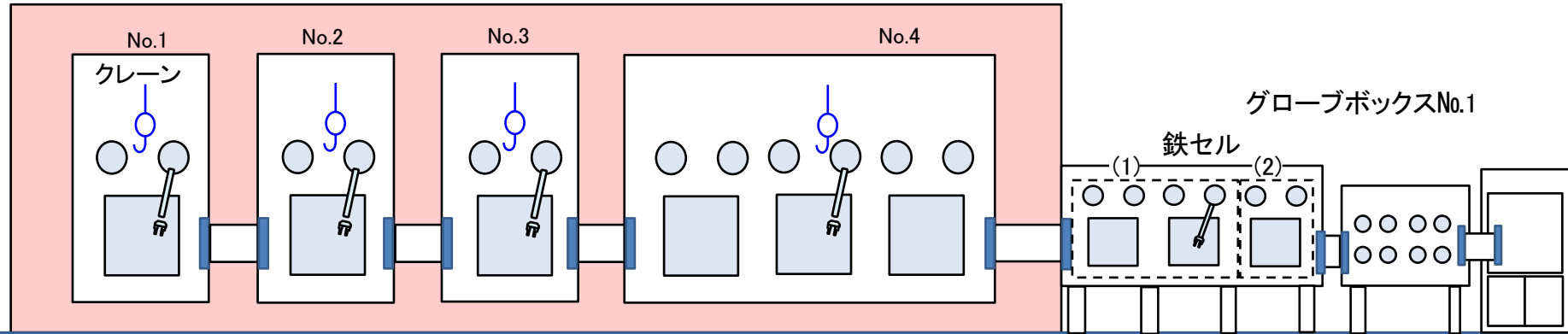
硝酸塩類の複塩の例： $\text{Cs}_2\text{U}(\text{NO}_3)_6$ 、 $\text{Cs}_2\text{UO}_2(\text{NO}_3)_4$ 、 $\text{Cs}_2\text{Pu}(\text{NO}_3)_6$ 出典：柴田淳広ら，“先進湿式法再処理の硝石工程におけるCs挙動把握のための模擬溶解液を用いた基礎試験”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.8，No.3，p.245-253（2009）

※² 「日本化学会編，五版 実験化学講座，丸善出版株式会社，1995」

※³ 「日本化学会編，五版 化学便覧 応用化学編，丸善出版株式会社，1995」、「田川博章，“硝酸塩の熱分解”，横浜国大環境研紀要，Vol.12，p41-57（1987）」

6. コンクリートセル等において想定している主な可燃物 (1/2)

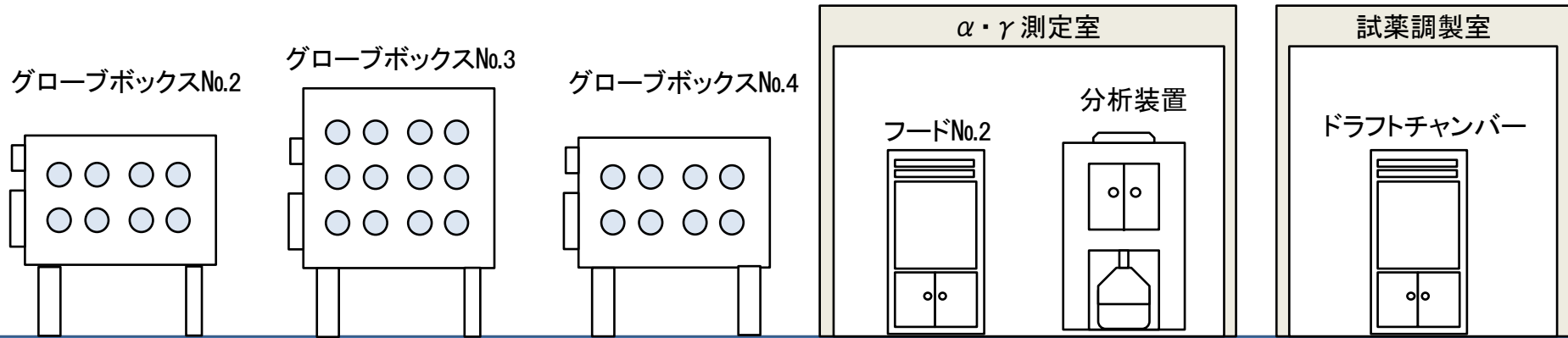
コンクリートセル



使用場所	品名	想定使用量
コンクリートセルNo.1	紙ウェス	数100gオーダー
コンクリートセルNo.2	紙ウェス	数100gオーダー
コンクリートセルNo.3	紙ウェス	数100gオーダー
コンクリートセルNo.4	紙ウェス	数100gオーダー
	ポリ容器等	数100gオーダー

使用場所	品名	想定使用量
鉄セル(1)	紙ウェス	数100gオーダー
鉄セル(2)	紙ウェス	数100gオーダー
	ポリ容器等	数100gオーダー
グローブボックスNo.1	紙ウェス	数100gオーダー
	ポリ容器等	数100gオーダー
フードNo.1	紙ウェス	数100gオーダー

6. コンクリートセル等において想定している主な可燃物 (2/2)



使用場所	品名	想定使用量
グローブボックスNo.2	紙ウエス	数100gオーダー
グローブボックスNo.3	紙ウエス	数100gオーダー
グローブボックスNo.4	紙ウエス	数100gオーダー

使用場所	品名	想定使用量
フードNo.2	紙ウエス	数100gオーダー
α・γ測定室 (各種分析装置)	紙ウエス	数100gオーダー
	ポリ容器等	数100gオーダー
試薬調製室	紙ウエス	数100gオーダー
	ポリ容器等	数100gオーダー

7. コンクリートセル等に設置する加熱装置


設置場所	現状設置を想定している加熱装置	数量
コンクリートセル No.1	-	-
コンクリートセル No.2	-	-
コンクリートセル No.3	-	-
コンクリートセル No.4	<ul style="list-style-type: none"> ・ ホットプレート ・ 電気炉(アルカリ融解用) ・ 電気炉(H-3, C-14, I-129前処理用) 	2 個 1 個 1 個
鉄セル (1)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電気炉(全有機体炭素測定用) ・ 電気炉(水分測定用) ・ 電気炉(蒸着装置) 	1 個 1 個 1 個
鉄セル (2)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ホットプレート 	2 個
グローブボックス No.1	<ul style="list-style-type: none"> ・ ホットプレート 	2 個
グローブボックス No.2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電気炉(ガスクロマトグラフ用) 	1 個
グローブボックス No.3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高周波誘導結合プラズマ質量分析装置 	1 個
グローブボックス No.4	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高周波誘導結合プラズマ発光分析装置 	1 個

8. コンクリートセル等消火設備の設置に係る考え方

第2棟では、消火設備(消火器及び屋内消火栓設備)を設置することで消防法上の要求を満足している。これらの消火設備は、コンクリートセル等の消火にも対応できる位置に配置している。

上記の消防法に基づく消火設備に加えて、燃料デブリ等を取り扱うコンクリート等に対して、自主的に窒素ガス消火設備を設置した。

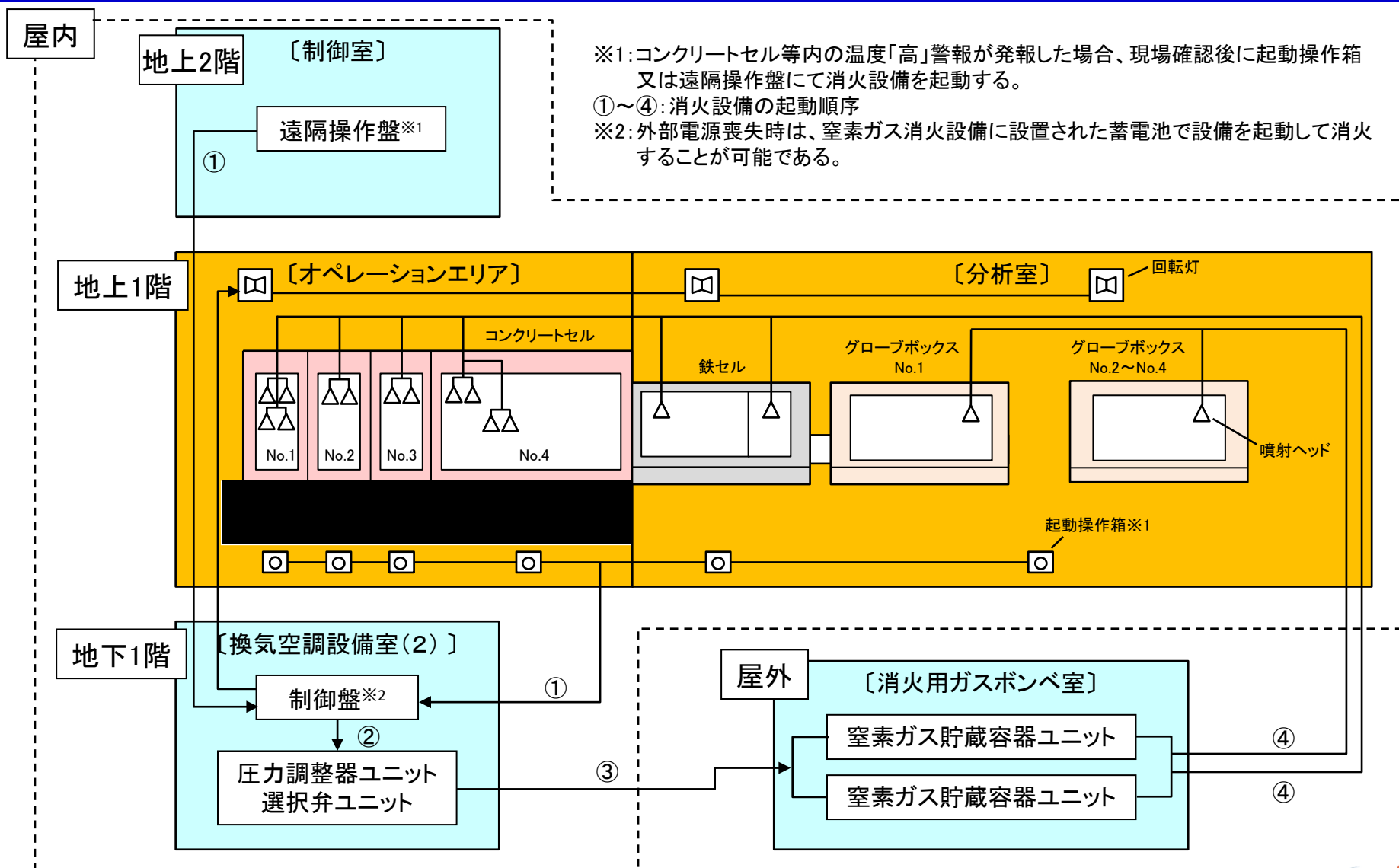
屋内消火栓設備

 :コンクリートセル等

消火器

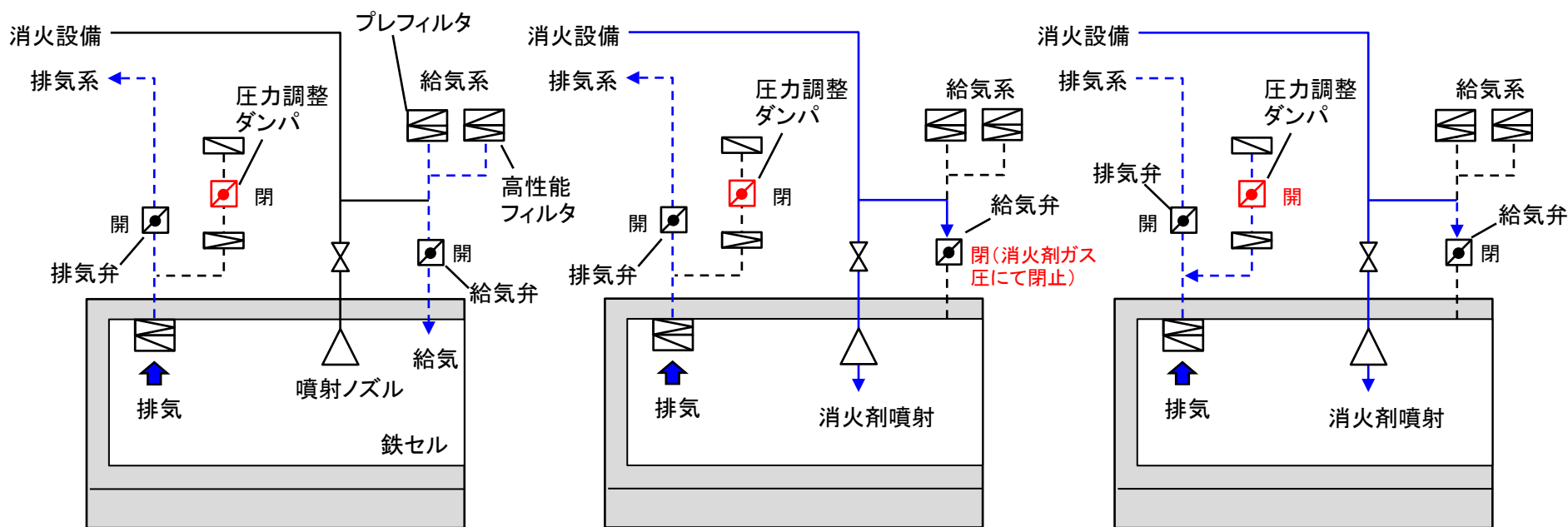
※1: 消防法施行令第11条第3項1号 ※2: 消防法施行規則第6条第6項

9. コンクリートセル等の消火設備概略系統図



10. コンクリートセル等の消火設備起動時の給排気

コンクリートセル等の消火のため不活性ガス(窒素ガス)を噴射後、消火に必要となる消火剤濃度を維持するため、給気ラインに設置している給気弁は消火剤ガス圧にて閉止する。排気ラインは、コンクリートセル等の負圧を維持するため閉止しない。なお、給気ライン閉止に伴うコンクリートセル等の過負圧を考慮し、過負圧防止ダンパ(圧力調整ダンパ)を設置する。



通常時の給排気

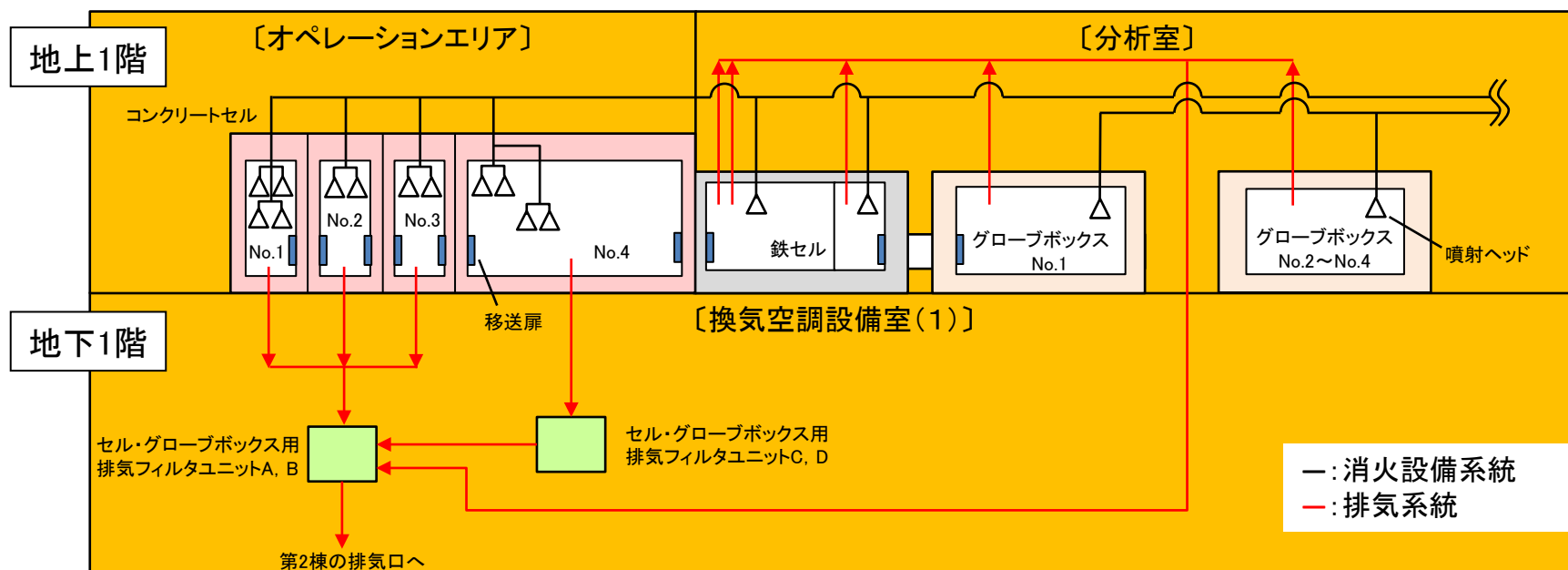
消火設備起動時の給排気

過負圧時の給排気

11. 隣接するセル等への火災の延焼の可能性について

コンクリートセルNo.1～No.4、鉄セル及びグローブボックスNo.1～No.4間の火災の延焼は、下記の設備設計としていることから発生しない。

- ① コンクリートセル等に設置する排気管は独立している。
- ② コンクリートセル等から各排気管が合流するまで数mの距離がある。
- ③ 消火設備起動時も排気は継続しており、コンクリートセル等の負圧は維持している。
- ④ 隣接するセル等にはSUS製の気密を考慮したセル間移送扉等を設置している。
- ⑤ フィルタは、ろ材にグラスファイバーを用いる等の不燃・難燃材料を使用する。

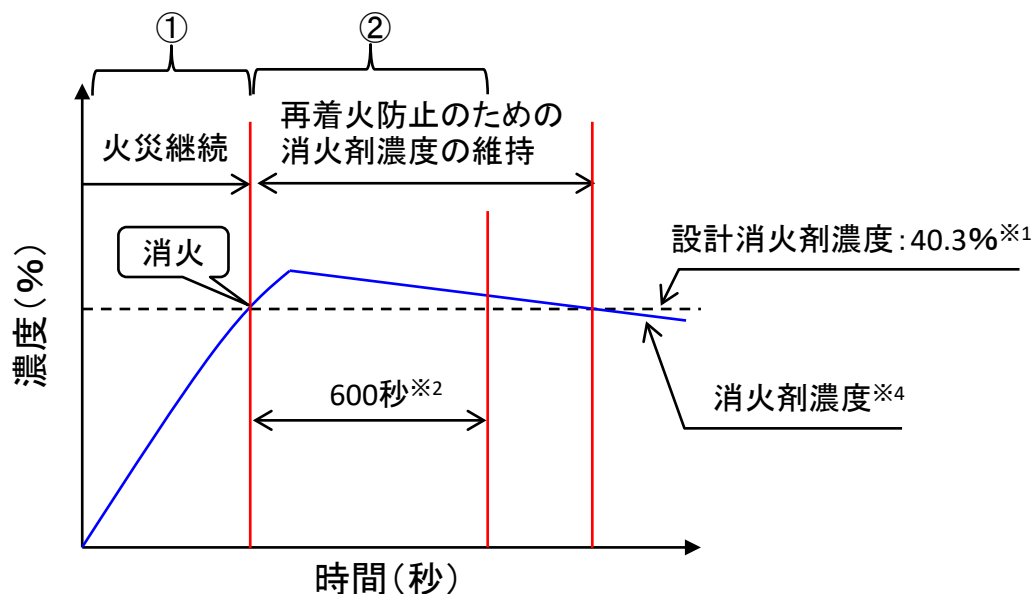


12. 消火に必要な窒素ガス貯蔵容器の本数(1/3)

一部改訂

コンクリートセル等の消火に必要な消火剤量の算出は、コンクリートセル等の容積、設計換気量、設計消火剤濃度、給気弁からの漏えい及び再着火防止のための消火剤濃度の維持時間を考慮して算出した。

消火に必要な窒素ガス貯蔵容器(ボンベ)本数は、コンクリートセル等の各エリアにおいて設計消火剤濃度に到達するまでに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数に、設計消火剤濃度到達後に再着火防止のための消火剤濃度を維持するのに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数を加えたものとした(算出方法を参考に示す)。



<容積の最も大きいコンクリートセルNo.4の場合>

- ① 設計消火剤濃度に到達するまでに必要な消火剤量
→窒素ガス貯蔵容器本数:10本
- ② 設計消火剤濃度到達後に再着火防止のための消火剤濃度を維持するのに必要な消火剤量
→窒素ガス貯蔵容器本数:1本

【消火に必要な窒素ガス貯蔵容器本数】

$$\text{①} + \text{②} = 11\text{本}$$

【第2棟に設置する窒素ガス貯蔵容器本数】

$$11\text{本} \times 2\text{セット}^{\ast 3} = 22\text{本}$$

※1: 消防法施行規則第十九条第4項第一号ロ及び(一社)日本消火装置工業会 不活性ガス消火設備 設計・工事基準書に基づき算出した。

※2: 消火剤放出後の維持時間についてはNFPA2001: Standard on Clean Agent Fire Extinguishing Systemに準拠した。

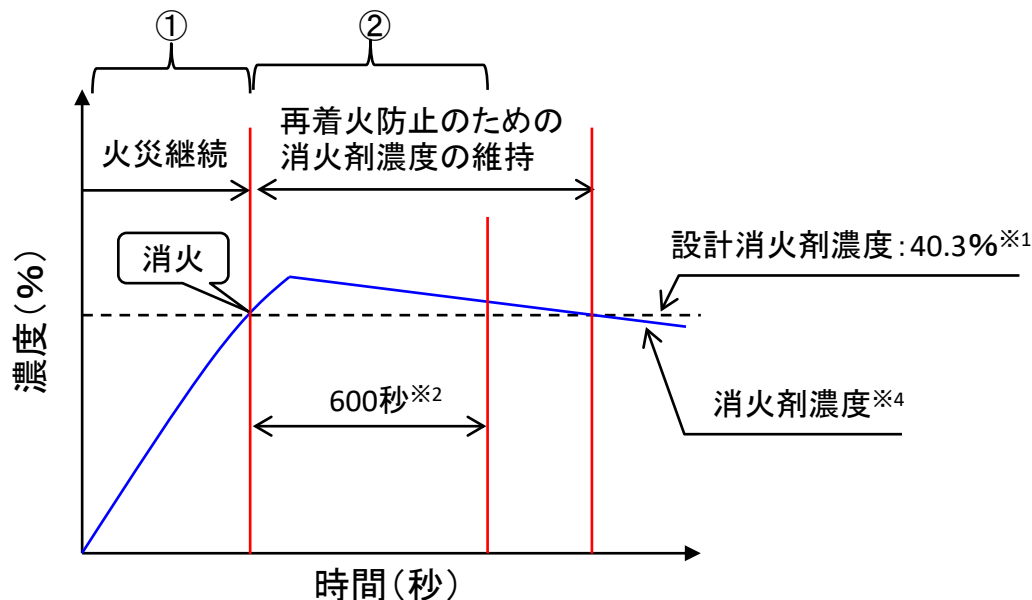
※3: 設備の故障等を考慮して複数台設置した。

※4: 火災が発生しているコンクリートセル等内に不活性ガス(窒素ガス)を噴出し、セル等内を低酸素状態にすることで窒息消火させる。

12. 消火に必要な窒素ガス貯蔵容器の本数(2/3)

コンクリートセル等の消火に必要な消火剤量の算出は、コンクリートセル等の容積、設計換気量、設計消火剤濃度、給気弁からの漏えい及び再着火防止のための消火剤濃度の維持時間を考慮して算出した。

消火に必要な窒素ガス貯蔵容器(ボンベ)本数は、コンクリートセル等の各エリアにおいて設計消火剤濃度に到達するまでに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数に、設計消火剤濃度到達後に再着火防止のための消火剤濃度を維持するのに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数を加えたものとした。



セル等	設計消火剤濃度に達するまでの時間(秒)
コンクリートセルNo.1	169
コンクリートセルNo.2	181
コンクリートセルNo.3	112
コンクリートセルNo.4	143
鉄セル	76
グローブボックスNo.1～No.4	56

※1: 消防法施行規則第十九条第4項第一号ロ及び(一社)日本消火装置工業会 不活性ガス消火設備 設計・工事基準書に基づき算出した。

※2: 消火剤放出後の維持時間についてはNFPA2001: Standard on Clean Agent Fire Extinguishing Systemに準拠した。

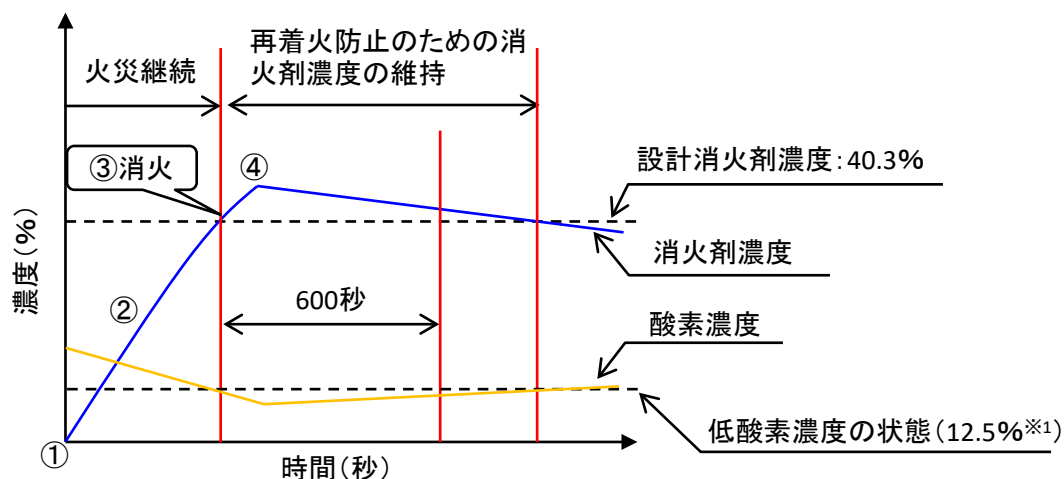
※3: 設備の故障等を考慮して複数台設置した。

※4: 火災が発生しているコンクリートセル等内に不活性ガス(窒素ガス)を噴出し、セル等内を低酸素状態にすることで窒息消火させる。

12. 消火に必要な窒素ガス貯蔵容器の本数(3/3)

一部改訂

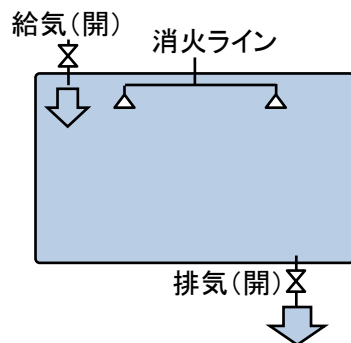
窒素ガス消火設備にてセル等内に消火剤を導入し、低酸素濃度の状態を維持することでセル等内の火災を窒息消火させる。



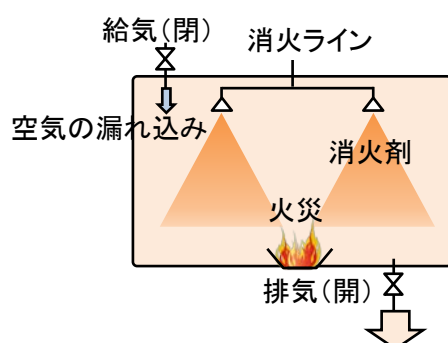
機器名称	設計消火剤濃度到達時の酸素濃度 (算出方法を参考に示す)
コンクリートセルNo.1	11.99%
コンクリートセルNo.2	11.99%
コンクリートセルNo.3	11.98%
コンクリートセルNo.4	11.99%
鉄セル	11.95%
グローブボックス No.1～No.4	11.82%～11.96%

※1: 燃焼が継続できない酸素濃度(15%※2付近)を考慮して設定

※2: 消防科学研究所報22号(東京消防庁)、日本化学学会誌1975年No.10等を参考

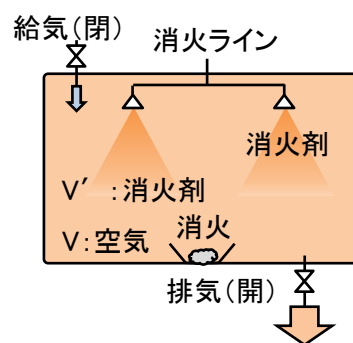


①通常時



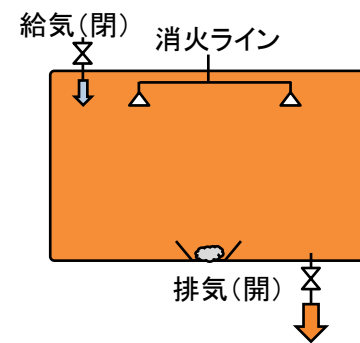
②火災発生、消火設備起動

- 給気弁閉止
- 排気継続
- 消火剤導入開始



③設計消火剤濃度到達、消火

- 給気弁閉止
- 排気継続
- 設計消火剤濃度到達、消火剤導入継続
- 消火剤濃度 = 消火剤量V' / (空気V + 消火剤量V')



④消火剤導入停止、設計消火剤濃度維持

- 給気弁閉止
- 排気継続

13. 分析・試験設備の火災防護(まとめ:1/4)

第2棟では以下の措置を講ずるとともに、セル等内での分析・試験時の火災対策についてマニュアル化することにより、セル等内での火災の発生を防止する。

- コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス及びフードは、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。
- 防爆仕様ホットプレートの使用により試薬等への引火を防止する。
- ホットプレート等の加熱機器は、表面温度が可燃物の発火温度(紙:約350°C、ポリエチレン:約450°C)^{※1}以下で使用する。
- 紙ウエス、ポリビン等は、金属容器に収納し、使用時のみ必要数を取り出す。
- 周囲にその他の可燃物を置かない。

※1:国土交通省自動車交通局, エンジンルーム内の可燃物置き忘れなどに関する調査結果(平成22年4月)

13. 分析・試験設備の火災防護(まとめ:2/4)

仮に火災が発生したとしても以下の理由により、火災は限られた範囲内で発生し、延焼の恐れはない。

- 想定される可燃物は紙ウエス10枚程度及びポリビン等5個程度である。
- 試薬等は金属製のバット内の限られた範囲内で使用する。
- 隣接セルとの気密扉のシールパッキン(難燃材料)は、気密扉(不燃材料)とセル壁(不燃材料)間に設置するため、火災により損傷しないことから隣接セル等への火災の影響はない。
- セル等からフィルタまで約20m以上の距離が離れていることからフィルタに炎が到達することはない。
- 仮にフィルタまで炎が達したとしても、フィルタは難燃材料のろ材、不燃材料のケーシングで構成されているため、フィルタが損傷して延焼する恐れはない。

セル等内で想定される火災が、限られた範囲内での火災であり、その拡大、延焼の恐れはないことから、窒素ガス消火設備を起動し、設計消火剤濃度に達するまでの間も、火災による影響はない。

13. 分析・試験設備の火災防護(まとめ:3/4)

一部改訂

第2棟におけるセル等の消火に係る設備の仕様は以下のとおりである。

- 窒素ガス消火設備起動時に自動で給気弁を閉止する(酸素の供給を停止)。
- セル等の負圧維持を維持するため排気を継続する。
- 設計消火剤濃度(40.3%)までセル等内に消火剤を導入し、酸素濃度を低い状態(12.5%以下)にすることで窒息消火させる。その際、排気継続に伴う換気量(流出分)、給気弁からの空気(酸素)の漏れ込み量等を考慮したうえで設計消火剤濃度まで到達するように十分な量の消火剤をセル等内へ導入できる。
- 消火後、再着火を防止するため、**排気継続に伴う換気量(流出分)等を考慮したうえで**設計消火剤濃度を600秒間維持するために必要な十分な量の消火剤をセル等内へ導入できる。
- なお、JAEA他施設においても、給気弁を閉止し、負圧維持のため排気を継続して消火設備を起動する構成となっている。

他施設	消火設備	給排弁
JAEA大洗地区	ハロゲン化物消火設備	給気弁:閉止 負圧維持のため排気継続
JAEA東海地区	二酸化炭素消火設備 ハロゲン化物消火設備	給気弁:閉止 負圧維持のため排気継続

13. 分析・試験設備の火災防護(まとめ:4/4)

追加説明

燃料デブリ等を取り扱うコンクリートセル等に対して自主的に設置している窒素ガス消火設備の以下の機器等については、消防法上の不活性ガス消火設備に対する法令等の要求事項(以下「法令等の要求事項」という。)を準用している。

機器	第2棟の設計	法令等要求	
貯蔵容器の充填圧力	10.6MPa	30.0MPa以下	規則第十九条第5項第五号
管継手	貯蔵容器～選択弁:SUS304(防腐処理)	配管の基準による。 配管は、選択弁設置の場合、貯蔵容器から選択弁まで銅管又は鋼管(防腐処理)	規則第十九条第5項第七号
設計消火剤濃度	40.3%以上	40.3%以上	消防予第102号 平成13年3月30日

一方、以下の機器等に対しては、法令等の要求事項を準用していないが、前頁までに示したように、セル等内で想定される火災に限られた範囲内であり、拡大・延焼の恐れがないこと、さらに窒息消火が可能となる酸素濃度まで低下させ、その状態を600秒間維持することが可能であることから、本窒素ガス消火設備にてセル等内で発生した火災の消火、再着火防止が可能である。

機器	第2棟の設計	法令等要求	
噴射ヘッド	0.5MPa以上	1.9MPa以上	規則第十九条第2項第二号
消火剤放射時間	最大3分	1分以内	規則第十九条第3項
自動閉鎖装置	給気弁閉止、排気弁開	開口部に自動閉鎖装置を設置	規則第十九条第5項第四号

14. 水素に対する考慮(1/2)

燃料デブリ等からの放射線により、水が放射線分解し水素が発生することを考慮して、水素濃度を評価し、爆発の可能性について検討した。

【評価条件】

- 評価場所は、水素が最も発生する可能性のある(燃料デブリ等の取扱量が多い)コンクリートセルとした。
- 放射線の発生源である燃料デブリ等は、すべて UO_2 燃料であり、2号機の運転履歴に基づいた燃焼度の線源とした。
- 水素濃度は、JIS A 1406「屋内換気量測定方法(炭酸ガス)」を基に次式により求めた。

$$C_t = \frac{M + C_0 Q}{Q} \times 100$$

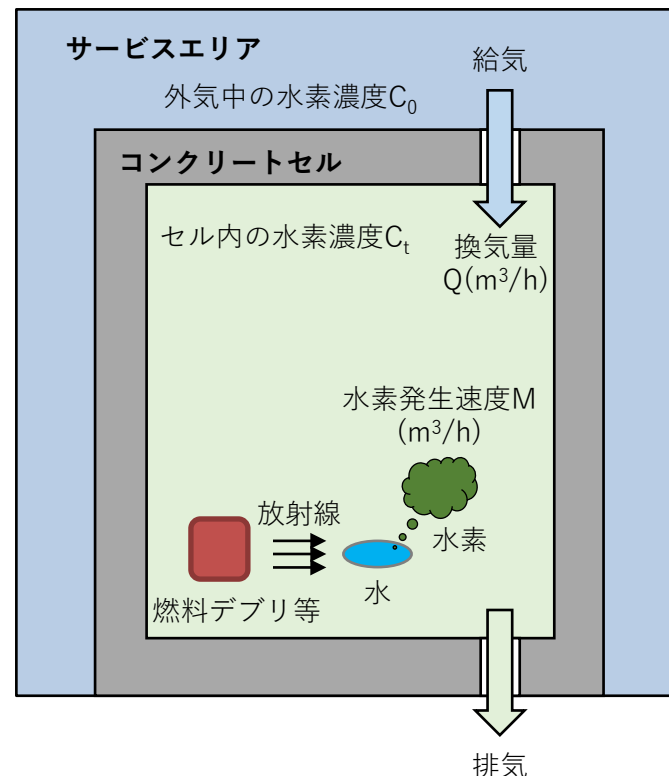
C_t : セル内の水素濃度[vol%]

C_0 : 外気中の水素濃度[-]($= 5 \times 10^{-7}$)※1

M : 水素発生速度[m³/h]

Q : 換気量[m³/h]

- 換気量は、コンクリートセルで最も小さい値(設計値: 380m³/h)を用いた。
- 水素の発生源となる水が常にコンクリートセル内に存在すると仮定した(燃料デブリが水没しているような状態)。



水素濃度の評価イメージ

※1 U.S. Standard Atmosphere, 1976, U.S. Government Printing Office, Washington, D.C., (1976).

14. 水素に対する考慮(2/2)

- 水素発生速度は、TMI-2燃料デブリ移送時に使用された評価式※1を基に次式により算出した。

$$M = w \times F \times \frac{1}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{22.4}{6.0 \times 10^{23}} \times \frac{3600}{1000}$$

- M : 水素発生速度 [m³/(h・g)]
 (燃料デブリ等■の場合: 1.1 × 10⁻⁴、■の場合: 3.0 × 10⁻³)
- w : 燃料デブリ等1gあたりの発熱量 [W/g]
 (燃料デブリ等1gあたりの発熱量は、計算コードORIGEN2.2-UPJを用いて算出)
- F : エネルギー吸収率 [-] (本評価では、全エネルギーが水に吸収されるとし保守的に1とした)
- G : 放射線のエネルギー100eVあたりに生成される分子数 [分子/100eV]
 (β線・γ線: 0.44、α線: 1.40)※2

【評価結果】

燃料デブリ等■の場合、コンクリートセルの水素濃度C_tは約8 × 10⁻⁵vol%となり、爆発限界である4vol%※3を下回るため、爆発は起こらない。

燃料デブリ等■(■の最大取扱量)の場合、コンクリートセルの水素濃度C_tは約9 × 10⁻⁴vol%となり、爆発限界である4vol%を下回るため、爆発は起こらない。

なお、鉄セル等については、燃料デブリ等の取扱量が少量であるため水素発生量が少なく、また、鉄セル等内が常に換気されていることから発生する水素は速やかに希釈される。このため、鉄セル等内の水素濃度は十分低い濃度であり、爆発は起こらない。

※1 J.O.Henrie and J.N.Appel, Evaluation of Special Safety Issues Associated with Handling the Three Mile Island Unit 2 Core Debris, GEND-051, (1985).

※2 H. Christensen, Fundamental Aspects of Water Coolant Radiolysis, SKI Report 2006:16, Swedish Nuclear Power Inspectorate, (2006).

※3独立行政法人産業安全研究所,産業安全研究所技術指針NIIS-TR-No.39(2006),工場電気設備防爆指針(ガス蒸気防爆2006)

参考 消火に必要な窒素ガス貯蔵容器の本数の算出①

追加説明

消火に必要な窒素ガス貯蔵容器(ボンベ)本数は、コンクリートセル等の各エリアにおいて設計消火剤濃度に到達するまでに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数に、設計消火剤濃度到達後に再着火防止のための消火剤濃度を維持するのに必要な消火剤量から算出した窒素ガス貯蔵容器本数を加えたものとした。

1. 設計消火剤濃度に到達させるために必要な窒素ガス貯蔵容器

$$N=W/8.2$$

$$W=t_0 \times Q \times K$$

$$t_0 = - (V/E/3600) \times \ln \{ 1 - (C \times E/3600) / (100 \times Q) \}$$

$$Q = 0.8 \times E / 3600$$

- N : 窒素ガス貯蔵容器本数(本)
 W : 必要消火剤量(m³)
 8.2 : 窒素ガス貯蔵容器(m³/本)
 t₀ : 設計消火剤濃度到達時間(s)
 Q : 消火剤放出流量(m³/s)
 K : 係数(配管内圧力の変化に伴う補正)
 V : コンクリートセル等の内容積(m³)
 E : 換気量(m³/h)
 C : 設計消火剤濃度(=40.3%)

名称	V (m ³)	K	E (m ³ /h)
コンクリートセルNo.1	40		600
コンクリートセルNo.2	30		420
コンクリートセルNo.3	30		680
コンクリートセルNo.4	85		1500
鉄セル1-1	11.4		380
鉄セル1-2	4.8		160
グローブボックスNo.1	2		90
グローブボックスNo.2	2		90
グローブボックスNo.3	3.9		180
グローブボックスNo.4	2		90

※上記算出式は、國川明輝「建築技術者の知っておきたい 消火設備」 理工図書を参考に算出

参考 消火に必要な窒素ガス貯蔵容器の本数の算出②

追加説明

2. 再着火防止のために設計消火剤濃度を600秒維持するのに必要な窒素ガス貯蔵容器本数

$$C1 = \exp\{- (E1 / 60 / V) \times t1 + A\}$$

$$A = \ln(C2) + E1 / 60 / V \times t2$$

$$C2 = (100 \times Q / E / 3600) \times \{1 - \exp(-E / 3600 \times t2 / V)\}$$

$$Q = 0.8 \times E / 3600$$

$$t2 = 8.2 \times N' / K / Q$$

- C1 : 設計消火剤濃度到達時間に600秒加算した時間における消火剤濃度(≥40.3%)
 E1 : 給気弁からの流入量(m³/min)
 V : コンクリートセル等の内容積(m³)
 t1 : 設計消火剤濃度到達時間t0に600秒加算した時間(s)
 A : 消火剤放出終了時の定数
 C2 : 任意の窒素ガス貯蔵容器の消火剤放出終了時の消火剤濃度(%)
 t2 : 任意の窒素ガス貯蔵容器の消火剤放出終了時間(s)
 Q : 消火剤放出流量(m³/s)
 E : 換気量(m³/h)
 8.2 : 窒素ガス貯蔵容器(m³/本)
 N' : 任意の窒素ガス貯蔵容器本数(本)
 K : 係数(配管内圧力の変化に伴う補正)

名称	V (m ³)	K	E (m ³ /h)	E1 (m ³ /min)
コンクリートセルNo.1	40		600	0.29
コンクリートセルNo.2	30		420	0.29
コンクリートセルNo.3	30		680	0.29
コンクリートセルNo.4	85		1500	0.40
鉄セル1-1	11.4		380	0.19
鉄セル1-2	4.8		160	0.11
グローブボックスNo.1	2		90	0.04
グローブボックスNo.2	2		90	0.04
グローブボックスNo.3	3.9		180	0.04
グローブボックスNo.4	2		90	0.04

※上記算出式は、國川明輝「建築技術者の知っておきたい 消火設備」理工図書を参考に算出

参考 設計消火剤濃度到達後の酸素濃度

追加説明

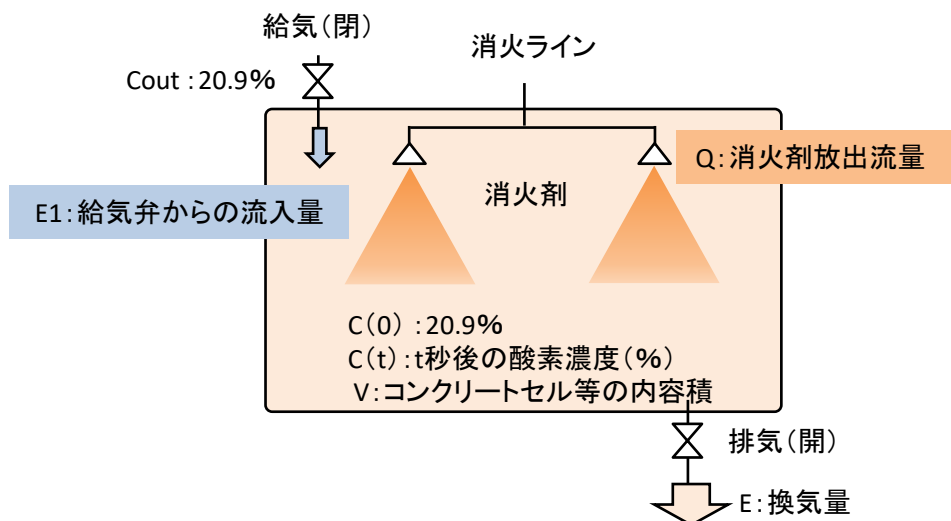
設計消火剤濃度到達後の酸素濃度の算出式を以下に示す。

$$C(t) = ((C(t-1) \times V + C_{out} \times E1 / 60 \times t) / (V + (Q + E1 / 60) \times t)) \times 100$$

$$Q = 0.8 \times E / 3600$$

- C(t)** : t秒後のコンクリートセル等の酸素濃度(%)
C(t-1) : t-1秒後のコンクリートセル等の酸素濃度(%)
V : コンクリートセル等の内容積(m³)
C_{out} : 外気中の酸素濃度(=20.9%)
E1 : 給気弁からの流入量(m³/min)
t : 消火剤放出開始後の任意の経過時間(s)
Q : 消火剤放出流量(m³/s)
E : 換気量(m³/h)

名称	V (m ³)	E (m ³ /h)	E1 (m ³ /min)
コンクリートセルNo.1	40	600	0.29
コンクリートセルNo.2	30	420	0.29
コンクリートセルNo.3	30	680	0.29
コンクリートセルNo.4	85	1500	0.40
鉄セル1-1	11.4	380	0.19
鉄セル1-2	4.8	160	0.11
グローブボックスNo.1	2	90	0.04
グローブボックスNo.2	2	90	0.04
グローブボックスNo.3	3.9	180	0.04
グローブボックスNo.4	2	90	0.04



※上記算出式は、國川明輝「建築技術者の知っておきたい 消火設備」理工図書を参考に算出

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(建屋の火災防護について)
11月11日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. 第2棟建屋の火災防護について(1/5)

第2棟は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方策を適切に組み合わせた措置を講ずる。

1.火災の発生防止

(1) 不燃性材料, 難燃性材料の使用

第2棟は、主要構造部である壁, 柱, 床, はり, 屋根及び階段は、不燃性材料を使用する。間仕切り壁, 天井及び仕上げは、建築基準法, 建築基準法施行令及び建設省告示に基づく他、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用する。

建屋内の機器, 配管, 排気管, 排気ダクト, トレイ, 電線路及び盤の筐体の主要構造体並びにこれらの支持構造物は、不燃性材料とする。また、幹線ケーブル, 動力ケーブル及び制御ケーブルは難燃ケーブルを使用する他、消防設備用のケーブルは消防法, 消防法施行令, 消防法施行規則及び消防庁告示に基づき耐火ケーブル及び耐熱ケーブルを使用する。

(2) 自然現象による火災発生防止

第2棟の建屋, 系統及び機器は、落雷, 地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とし、建築基準法, 建築基準法施行令及び建設省告示に基づき避雷設備を設置する。

第2棟の建屋は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日)に基づき設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する。

(3) 過電流保護, 漏電遮断器の使用

第2棟の分電盤等には、過電流保護機能を有する漏電遮断器や配線用遮断器を適切に設置する。

1. 第2棟建屋の火災防護について(2/5)

一部改訂

2. 火災の検知及び消火

(1) 火災検知器及び消火設備

第2棟の建屋に設置する火災検知器及び消火設備は、早期消火を行えるよう消防法、消防法施行令及び消防法施行規則に基づいた設計とする。

① 火災検知器

放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して検知器の型式(熱・煙)を選定する。なお、火災検知時は、受信器より常時人のいる建屋内制御室及び免震重要棟に代表警報を発報する設計とする。

② 消火設備

消火設備は、屋内消火栓設備及び粉末消火器で構成する。屋内消火栓は、各階に半径25mの範囲に放水できるように配置し、消火器は歩行距離20mの範囲内となるように設置する。

屋内消火栓設備の消火水槽の容量は約16m³*とする。これは約2時間の放水量に相当することから適切な消火を行える設計としている。さらに、屋外には「消防水利の基準」(平成二十六年十月三十一日消防庁告示第二十九号)に基づき地下埋設型の消防水利約40m³を設置し、第2棟屋外での消火活動を行うことができる。

(2) 自然現象に対する消火設備の性能維持

消火設備は、凍結防止、風水害対策等の措置を講じた設計とする。

※消防法施行令 第11条により、ノズルの放水量130ℓ/分から算出した容量。

130ℓ/分×120分=15600ℓ≒16m³

1. 第2棟建屋の火災防護について(3/5)

3. 火災の影響の軽減

第2棟の建屋は、建築基準法及び建築基準法施行令に基づき防火区画を設置し、消防設備と組み合わせることにより、火災の影響を軽減する設計とする。なお、主要構造部の外壁(鉄筋コンクリート造)は、延焼を防止するために必要な耐火性能を有する設計とする。

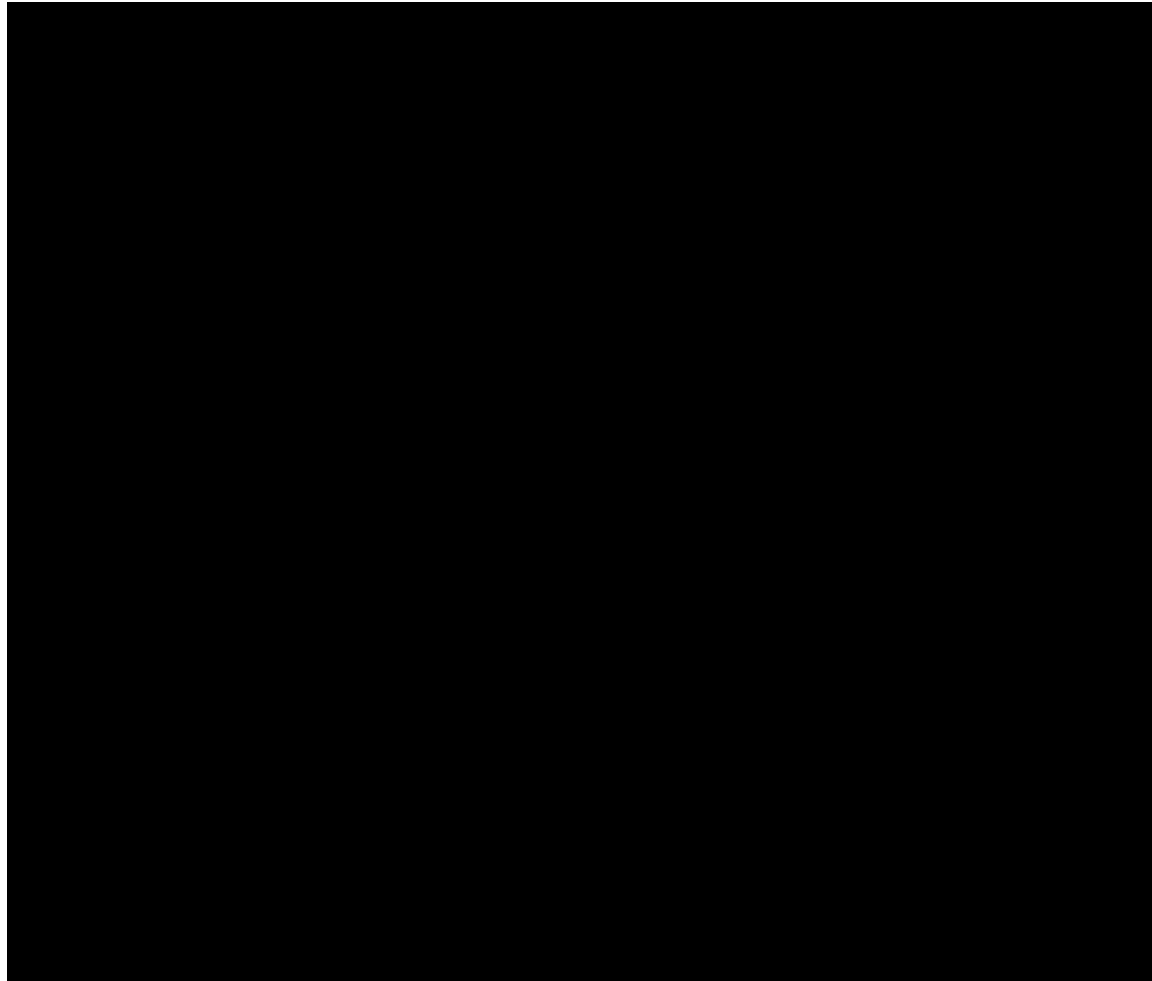
4. 外部火災について

外部火災に対しては、建屋内設備は建屋で防護し、屋外設備は消火活動により防護する。消火活動が可能なように、消防水利を「消防水利の基準」(平成二十六年十月三十一日消防庁告示第二十九号)に基づき設置する。

第2棟周囲の森林から第2棟建屋までは20m以上確保する。

1. 第2棟建屋の火災防護について(4/5)

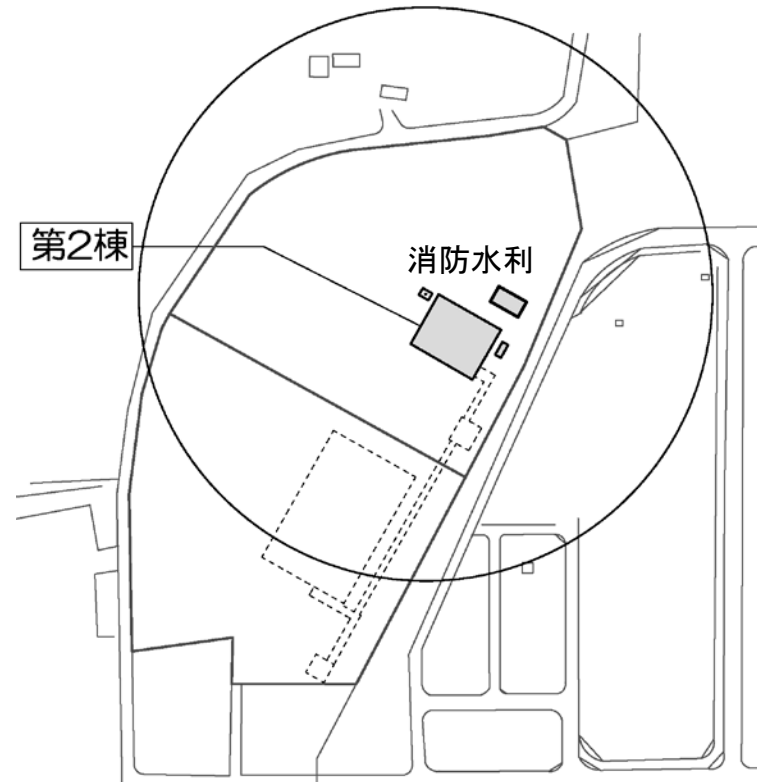
消火設備の取付箇所を以下に示す。



凡例	
	屋内消火栓設備
	消火器

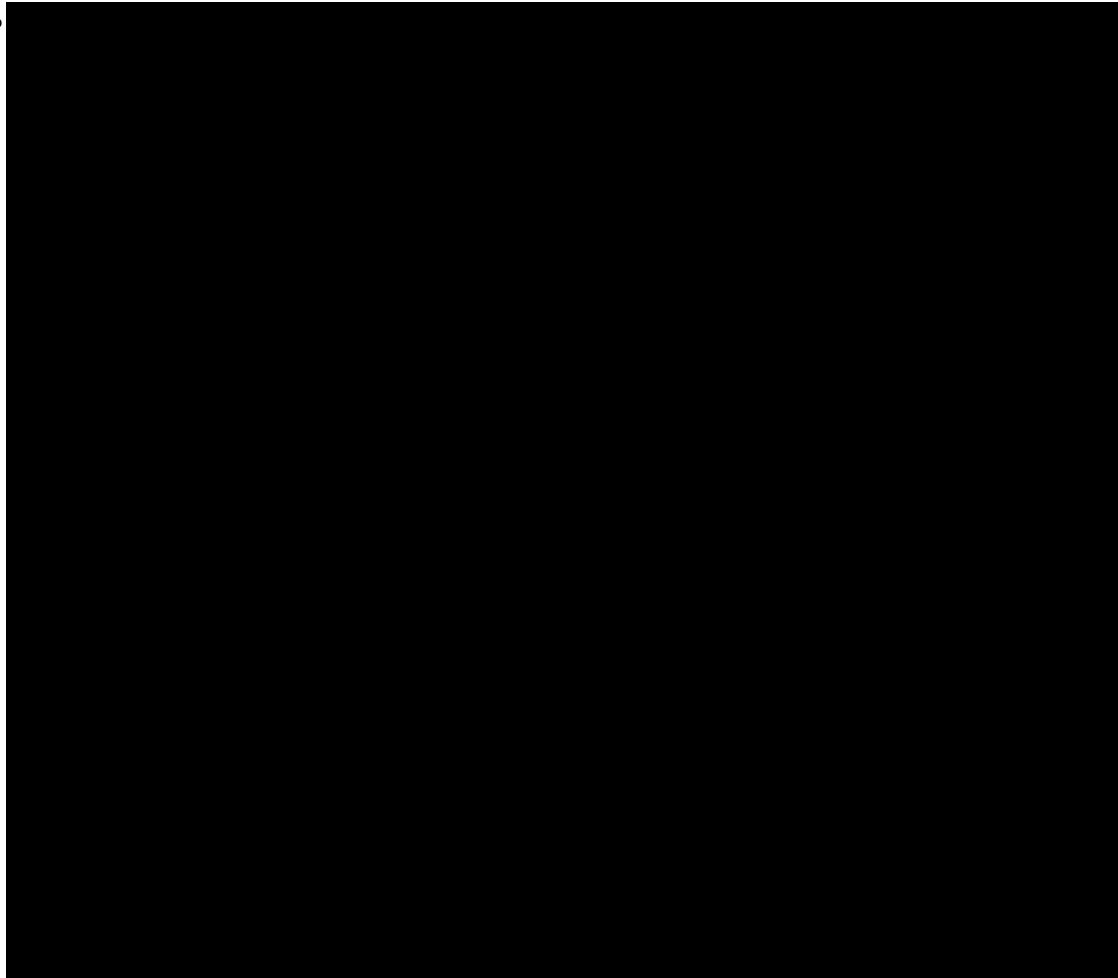
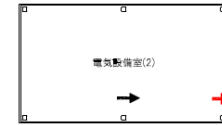
1. 第2棟建屋の火災防護について(5/5)

消防水利の位置



2. 第2棟の安全避難通路について

第2棟の建屋には、分析・試験、定期的な放射線測定、建物及び建屋内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法、建築基準法施行令及び建設省告示並びに消防法及び消防法施行令に基づき安全避難通路を設定する。避難通路を以下に示す。



凡例	
	非常口
	避難経路

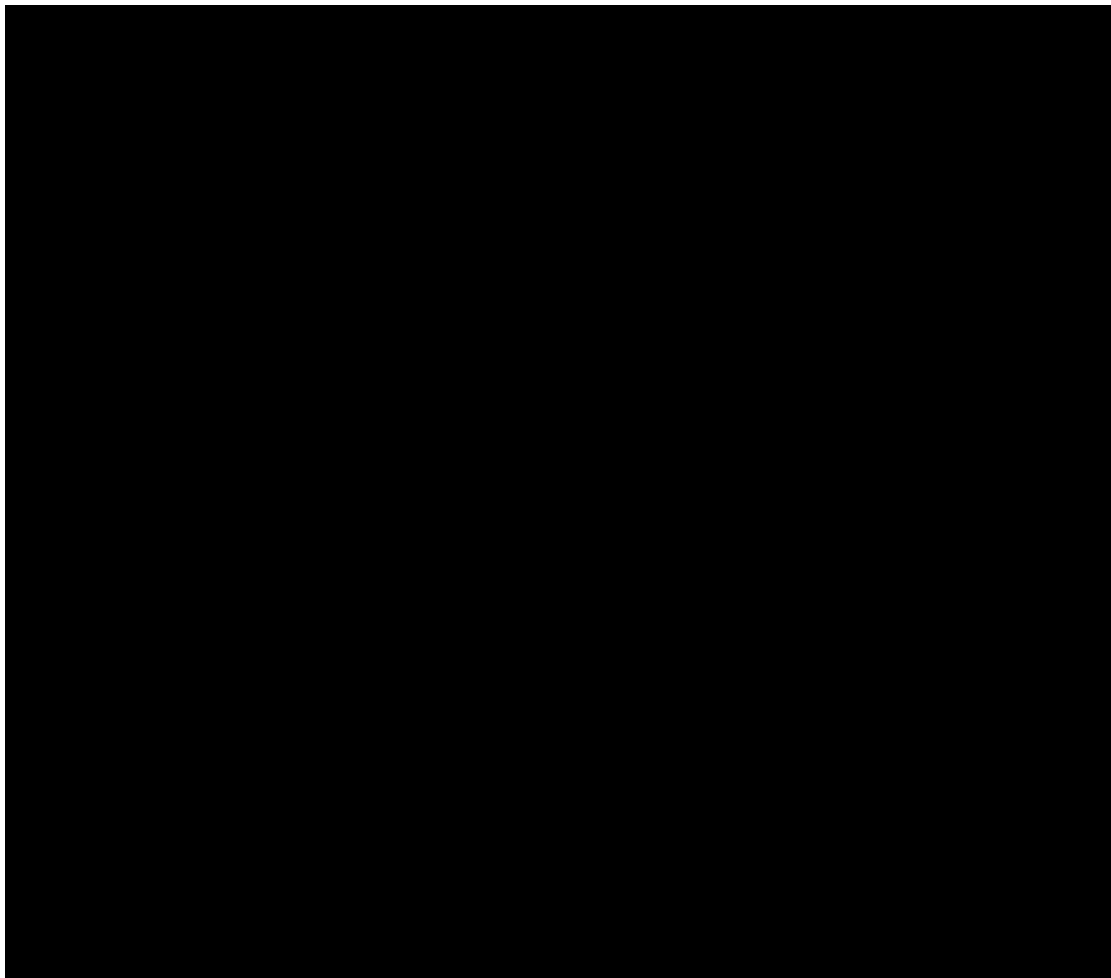
3. 第2棟の非常用照明について

第2棟には、分析・試験、定期的な放射線測定、建物及び建屋内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法、建築基準法施行令及び建設省告示に基づく非常用照明並びに消防法及び消防法施行令に基づく誘導灯を設置する。また、所轄消防の指導により、地下1階 換気空調設備室(2)の屋内消火栓ポンプ操作面及び経路に供する非常用照明を設置する。

非常用照明及び誘導灯の取付箇所を右図に示す。



凡例	
	避難口誘導灯（電池内蔵型）
	通路誘導灯（電池内蔵型）
	非常照明器具（電池内蔵型）
	階段通路誘導灯（電池内蔵型）



4. 第2棟建屋の火災防護に係る適用法令について(1/2)

建屋の火災防護に係る建築基準法、消防法等に関連する対応を下記に示す。

No.	項目	法規	適用及び規制の内容	対応
1	2以上の直通階段	建築基準法施行令第121条	避難階以外の階における「居室」の床面積の合計が避難階の直上階にあっては200㎡を、その他の階にあっては100㎡を超えるものは2以上の直通階段を設ける。	2階が対象 地下1階は非居室のため対象外
2	非常用照明	建築基準法施行令第126条の4	延べ面積が1000㎡を超える建築物の居室及びこれらの居室から地上に通ずる廊下、階段その他の通路(採光上有効に直接外気に開放された通路を除く。)並びにこれらに類する建築物の部分で照明装置の設置を通常要する部分には、非常用照明を設けなければならない。	1,2階が対象 地下1階は消防指導により設置
3	誘導灯	消防法施行令第26条	地階、無窓階の部分。	各階に設置
4	不燃材料	建築基準法 第2条 建設省告示第1400号	建築材料のうち、不燃性能に関して政令で定める技術的基準に適合するもので、国土交通大臣が定めたもの又は国土交通大臣の認定を受けたもの。	建屋の主要構造部(壁、柱、床、はり、屋根及び階段)に使用
5	難燃材料	建築基準法施行令第1条 建設省告示第1402号	建築材料のうち、通常の火災による加熱が加えられた場合に、加熱開始後5分間第108条の2号(不燃性能及びその技術的基準)に掲げる要件をみたしているものとして、国土交通大臣が認めたもの又は国土交通大臣の認定を受けたもの。	間仕切り壁、仕上材等に使用
6	機器、配管等の不燃性材料*	实用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準2.1.2(1)	機器、配管、排気管、排気ダクト、トレイ、電線路、盤の筐体、及びこれらの支持構造物のうち、主要な構造材は不燃性材料を使用すること。	機器、配管、排気管、排気ダクト、トレイ、電線路、盤の筐体の主要構造体並びに支持構造物に使用
7	難燃ケーブル*	实用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準2.1.2(3)	難燃ケーブルを使用すること。	幹線・動力・制御ケーブルに使用
8	耐火ケーブル	消防庁告示第10号	JISで定める加熱条件において性能を30分間確保できるもの。	消火ポンプ用動力ケーブルに使用
9	耐熱ケーブル	消防庁告示第11号	JISで定める加熱条件において性能を15分間確保できるもの。	屋内消火栓等の制御ケーブルに使用

4. 第2棟建屋の火災防護に係る適用法令について(2/2)

一部改訂

No.	項目	法規	適用及び規制の内容	対応
10	耐火性能	建築基準法施行令第107条	通常の火災による火熱を壁、柱、床及びはりは1時間、屋根及び階段は30分間加えた場合に、構造耐力上支障のある変形、溶融、破壊その他の損傷を生じないものであること。	外壁等
11	防火区画	建築基準法施行令第112条	床面積の合計1500㎡以内ごとに区画する。	各階に設置
12	避雷設備	建築基準法 第33条 建築基準法施行令第129条の14	高さ20mをこえる建築物には、有効に避雷設備を設けなければならない。 建築物の高さ20mをこえる部分を雷撃から保護するように設ける。	屋上に避雷針等を設置
13	火災検知器	消防法施行令 第21条	延べ面積が1000㎡以上のもの。	各階に設置
14	粉末消火器	消防法施行令 第10条 消防法施行規則 第6条	延べ面積が300㎡以上のもの。 消火器具は、それぞれ一の消火器具に至る歩行距離が20m以下となるように配置しなければならない。	各階に20m以下となるように設置
15	屋内消火栓設備	消防法施行令 第11条	延べ面積が2000㎡以上のもの。 屋内消火栓は、防火対象物の階ごとに、その階の各部分から一のホース接続口までの水平距離が25m以下となるように設けること。 <u>ノズル放水量は130ℓ/分以上であること。</u> 水源は5.2㎡以上とすること。	各階に25m以下となるように設置 <u>130 ℓ/分のノズル放水量を有する機器を設置</u>
16	水を使用する消火設備*	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準2.2.1(2)	2時間の水量を確保する。	16㎡の消火水槽を設置 <u>(130 ℓ/分 × 120分 = 15600 ℓ ≒ 16㎡)</u>
17	消防水利*	平成二十六年十月三十一日消防庁告示第二十九号 消防水利の基準 第3条	貯水量が40㎡以上のもの	40㎡の <u>地下埋設型</u> 消防水利を設置

注記 *: 設計上の配慮事項

5. 第2棟の緊急時対策について

福島第一原子力発電所の緊急時対策については、実施計画書「Ⅱ.1.13 緊急時対策」のとおりである。これに基づき、第2棟としての具体的な対策を以下に示す。

1. 緊急時において必要な施設及び資機材

- ① 安全避難経路の設定
- ② 火災検知器, 消火設備, 及び防火区画の設置
- ③ 非常用照明, 誘導灯の設置
- ④ 緊急時の資機材としての担架, 除染用具, 線量計の整備

2. 緊急時の警報系及び通信連絡設備

- ① 火災検知警報
- ② 通信連絡設備

第2棟内の人に対する指示は、放送設備、ページング、電話回線を用いて行う。第2棟から免震重要棟に対しては電話回線、LAN回線を用いて連絡する。また、免震重要棟から第2棟に対しても、同設備を用いて連絡する。特定原子力施設内の全ての人に対する指示が必要な場合には免震重要棟を介して行う。

第2棟から福島第一原子力発電所(免震重要棟)及び関係箇所(構外)への連絡設備は、固定電話、携帯電話、FAX及びインターネット回線を用いることで多重性を確保している。

さらに、第2棟と免震重要棟間には、ホットライン(専用電話)及び専用LANを敷設するとともに、構外への連絡手段として衛星電話を設置することで多様性を確保している。

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(臨界管理の方法について)

11月6日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. 臨界管理の方法(1/6)

第2棟は、核燃料物質を含む燃料デブリ等を取り扱うため、臨界防止のための方策を講ずる。第2棟では、燃料デブリ等を取扱量及び形状を制限することで、燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達しない設計とする。

コンクリートセルでは、燃料デブリ等を分析試料として取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため**質量管理**で**臨界管理**を行う。

試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管する設備で、**██████████**に設置する。

██████████があり、各**██████████**に燃料デブリ等(**██████**以下)を収納した容器を**██████**まで積み上げて保管する。最大容量は**██████████**、**██████████**である。

試料ピットでは、**質量管理及び形状管理***で**臨界管理**を行う。

※ 複数の燃料集合体を収納する場合には収納間隔を制限したラック、溶液状の核燃料物質を取扱う場合には厚さを制限した平板型、円環状の槽を用いるなど、核燃料物質を収納する容器等の形状や寸法を制限することで、臨界とならないよう管理することを一般的に形状管理という。

第2棟の形状管理では、燃料デブリ等を収納する試料ピットの**██████████**の径、間隔等を制限することで、臨界とならないよう管理する。

1. 臨界管理の方法(2/6)

第2棟における臨界管理の方法として、受け入れる燃料デブリ等に含まれる核燃料物質の量を定量し管理することが困難であることから、燃料デブリ等のすべてを核燃料物質とみなし、測定可能な燃料デブリ等の重量をもって管理する。

第2棟における臨界管理の方法は以下のように実施する。

(燃料デブリ等の取扱場所における管理)

コンクリートセル、鉄セル並びに分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室において、燃料デブリ等を取り扱う作業を実施する場合、各取扱場所における最大取扱量を超えないことを確認する(質量管理)。

(試料ピットにおける管理)

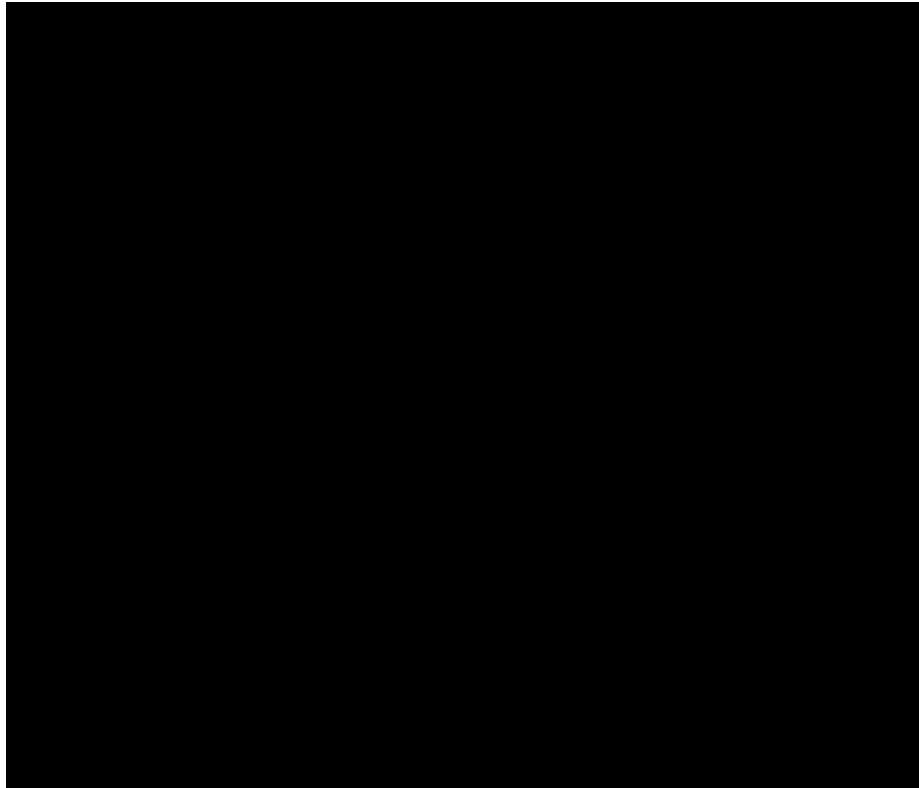
燃料デブリ等は、コンクリートセルNo.4において重量測定し、■以下であることを確認(質量管理)した上で容器に収納する。その後、■の試料ピットに一時的に保管する(形状管理)。

具体的には、燃料デブリ等の受入れ及び施設内の移送の都度、計算機又は伝票を用いて臨界管理上安全であること(受入れ、移送に伴う各取扱場所での存在量が最大取扱量を超えないこと)を確認する。さらに、実際の受入れ及び移送にあたっては、作業を担当する者以外の第三者(例:計量管理担当者)による立会いを行い、移送物及び伝票等の内容に相違のないことを確認する。

1. 臨界管理の方法(3/6)

第2棟における臨界管理の方法のうち、質量管理ではコンクリートセルNo.2及びNo.4並びに鉄セルに重量測定器を設置し、燃料デブリ等の重量を測定する。

また、最大取扱量の異なる取扱場所へ燃料デブリ等を移動する時は、計算機又は伝票により移動先の取扱場所における存在量が最大取扱量以下であることを確認した後に移動を行うとともに、実際の移動にあたっては、作業を担当する者以外の第三者の立会いのもと、移動状況の現場確認を行う。



第2棟の機器配置図 地上1階

1. 臨界管理の方法(4/6)

－燃料デブリ等の受入れ・払出しに伴う管理－

(燃料デブリ等の受入れ)

燃料デブリ等を受け入れる際は、コンクリートセルNo.1～4の燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 受入れに先立ち、容器ID並びに総重量(内容物+容器)及び容器重量の情報提供を受ける。
- ② 計算機又は伝票の記録により、コンクリートセルNo.1～4に存在する燃料デブリ等の量を確認し、受け入れる燃料デブリ等との合計が最大取扱量■以下であることを確認した後、燃料デブリ等を受け入れる。
- ③ 受入れ後、コンクリートセルNo.1にて容器IDの確認及びコンクリートセルNo.2にて総重量の測定を実施する。
- ④ コンクリートセルNo.4にて容器から燃料デブリ等を取り出し、内容物の重量を測定する。
- ⑤ 受入物ごとに、燃料デブリ等の重量、取扱場所等について、計算機又は伝票に記録し管理する。
なお、上記④の作業前に、受け入れた燃料デブリ等を試料ピットへ一時的に保管する場合は、総重量及び容器重量から内容物重量を評価して、計算機又は伝票に記録する。

(燃料デブリ等の払出し)

現在想定している燃料デブリ等を1F他施設へ払い出す際の具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 払出しに先立ち、計算機又は伝票の記録により払い出す燃料デブリ等を収納した容器のID及び燃料デブリ等の重量を確認し、払出先の施設へ通知する。
- ② 容器を払い出す際は、容器IDを確認し、払い出す容器で間違いがないことを確認する。
- ③ 払い出した後、計算機又は伝票の情報を更新し管理する。

1. 臨界管理の方法(5/6)

－燃料デブリ等の一時的な保管に伴う管理－

(燃料デブリ等の一時的な保管)

燃料デブリ等を試料ピットへ一時的に保管する際は、試料ピットの燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、試料ピットへ収納する容器内の燃料デブリ等が■以下であること及び試料ピットの保管量を確認し、それらの合計が最大取扱量■以下であることを確認した上で、試料ピットへ容器を収納する。
- ② 容器を試料ピットへ収納する際は、容器IDを確認し、収納する容器で間違いがないことを確認する。
- ③ 試料ピット内の保管場所については、計算機又は伝票に記録し管理する。

(試料ピットからの燃料デブリ等の取出し)

燃料デブリ等を試料ピットから取り出す際は、コンクリートセルNo.1～4の燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、試料ピットから取り出す容器のID及び収納されている燃料デブリ等の量並びにコンクリートセルNo.1～4に存在する燃料デブリ等の量を確認し、その合計が最大取扱量■以下であることを確認した上で、試料ピットから容器を取り出す。
- ② 試料ピットから容器を取り出す際は、容器IDを確認し、取り出す容器で間違いがないことを確認する。
- ③ 燃料デブリ等の取扱場所については、計算機又は伝票の情報に記録し管理する。

1. 臨界管理の方法(6/6)

－コンクリートセル－鉄セル間の移送に伴う管理－

(コンクリートセルから鉄セルへの移送)

現在想定している燃料デブリ等をコンクリートセルから鉄セルへ移送する際の具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、鉄セルへ移送する容器のID及び重量並びに鉄セルに存在する燃料デブリ等の量を確認し、その合計が■以下であること確認した上で、コンクリートセルから鉄セルへ試料を移送する。
- ② 試料を移送する際は、容器IDを確認し、移送する対象に間違いがないことを確認する。
- ③ 試料の取扱場所については、計算機又は伝票に記録し管理する。

(鉄セルからコンクリートセルへの移送)

鉄セルからコンクリートセルへ移送する際は、コンクリートセルNo.1～4の燃料デブリ等の合計重量が最大取扱量である■以下となるよう管理する。現在想定している具体的な管理の方法は以下のとおり。

- ① 計算機又は伝票の記録により、コンクリートセルへ移送する容器のID及び重量並びにコンクリートセルNo.1～4に存在する燃料デブリ等の量を確認し、その合計が最大取扱量■以下であることを確認した上で、鉄セルから移送する。
- ② 試料を移送する際は、容器IDを確認し、移送する対象に間違いがないことを確認する。
- ③ 試料の取扱場所については、計算機又は伝票に記録し管理する。

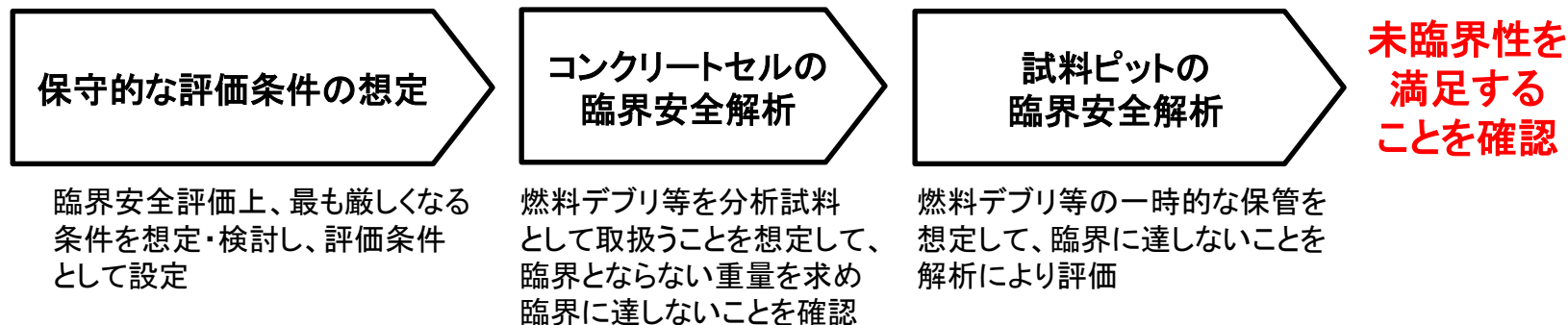
なお、実際に燃料デブリ等を移送する際、作業を担当する者以外の第三者の立会いのもと、移送状況の現場確認を行う。また、燃料デブリ等の分析・試験で得られた²³⁵U+Pu量が、臨界管理上、保守的な条件で評価した値を超えていないことの確認を含め、臨界管理の具体的な方法については、マニュアルを整備する。

2. 臨界安全評価の基本方針

第2棟で想定する燃料デブリ等の最大取扱量及び臨界管理方法を下表に示す。

取扱場所	最大取扱量	臨界管理方法
コンクリートセルNo.1～4: 合計	■	質量管理
試料ピット ■	■	質量管理及び形状管理

また、以下のフローに基づき、未臨界性を満足することを確認する。なお、未臨界性の判断基準は、中性子実効増倍率 (k_{eff}) に標準偏差の3倍 (3σ) を加えた値が 0.95以下※¹ となることとする。



※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

3. 保守的な評価条件の想定

本頁改訂

燃料デブリは、燃料と被覆管等が溶融・固化した状態(酸化物、合金、炉心溶融物—コンクリート混合物など)が想定される。

- 燃料と被覆管等が混ざり合うことで、同量の燃料と比べて核分裂性物質は少なくなる。また、1F 1～3号機にはガドリニア(Gd_2O_3)を添加した燃料が装荷されており、燃料デブリ中に中性子吸収効果の高いガドリニウムが含まれている可能性がある。
- 燃料の燃焼度は、原子炉内で使用された期間や炉心内の燃料配置等により異なる。燃料デブリには、高い燃焼度の燃料と低い燃焼度の燃料が混在している可能性があり、燃焼することで核分裂性物質が減少している。
- 燃料デブリの性状は原子炉内で均一でなく、採取する号機やその位置により異なる。

このような燃料デブリについて、原子炉内に存在する燃料デブリに対し、第2棟で受け入れる量は少量であるため、採取される位置により燃料デブリの性状に違いが生じる可能性を考慮して、臨界安全評価上、以下の保守的な条件を想定した。

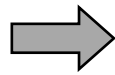
- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されていると想定する。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、未照射燃料を想定する。
- 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。
- 酸化物と比較して核分裂性物質の重量割合が高くなる金属を想定する。

さらに、1F 1及び2号機、並びに3号機の UO_2 燃料及びMOX燃料について比較・検討を行い、臨界安全評価上、厳しいもので評価を行うこととした。

4. 比較に用いる燃料組成の検討(1/2)－UO₂燃料－

1F 1～3号機に装荷されたUO₂燃料(未照射)の²³⁵U濃縮度に基づき、UO₂燃料の燃料組成を核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定した。

	実績値[wt%]
²³⁵ U濃縮度	■



	評価値[wt%]
	■

核分裂性物質である²³⁵Uの濃縮度を保守的に ■ とした。

$$^{235}\text{U濃縮度} = \frac{^{235}\text{U}}{\text{U}} \times 100$$

4. 比較に用いる燃料組成の検討(2/2) – MOX燃料 –

1F 3号機に装荷されたMOX燃料(未照射)のPu含有率等に基づき、MOX燃料の燃料組成を核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定した。

	実績値[wt%]	評価値[wt%]
Pu含有率	■	■
²³⁵ U濃縮度	■	■*

$$\text{Pu含有率} = (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) / (\text{U} + \text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

$${}^{235}\text{U濃縮度} = {}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100$$

- ① Pu + ²⁴¹Amの含有率を ■ とした。
- ② ²³⁵Uの濃縮度を ■*とした

※ ${}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100 = \text{■}$ は
 ${}^{235}\text{U} / (\text{U} + \text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100 = \text{■}$ に相当

・ Pu同位体組成等

核種	実績値[wt%]	評価値[wt%]
■		

$$\text{組成} = \text{核種} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

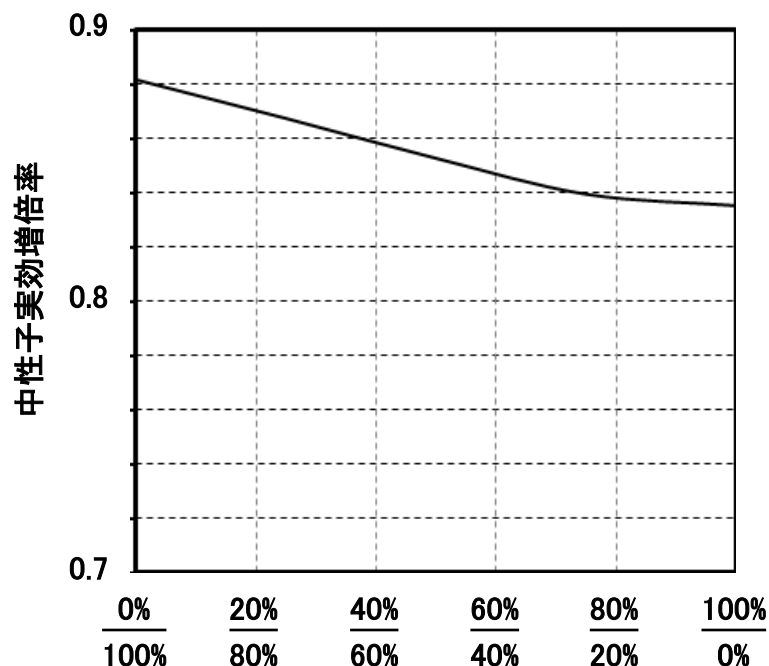
中性子を吸収する核種である ■ の存在比 (■) を ■ に加えた。
 また、 ■ の存在比を小数点以下で切捨て、その分 (■) を ■ に加えた。

5. UO_2 燃料とMOX燃料の比較検討

UO_2 燃料とMOX燃料を比較した場合、MOX燃料の方が臨界安全評価上、厳しい評価となる。

また、1F 3号機には、 UO_2 燃料及びMOX燃料が装荷された。これらの核燃料については、溶けて混ざり合っていることが想定されるため、「4. 比較に用いる燃料組成の検討」の検討結果を用い、 UO_2 燃料とMOX燃料の割合をパラメータとして、臨界安全評価上、最も厳しい評価（中性子実効増倍率が最大）となる条件を検討した。

その結果、**燃料デブリ等をMOX燃料とした場合が厳しい条件**となる。



UO_2 燃料とMOX燃料の割合(上段が UO_2 燃料、下段がMOX燃料の割合を示す)

6. 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成

これまでの想定・検討結果を踏まえ、以下の条件で臨界安全解析を行う。

	評価値[wt%]
Pu含有率	■■■■■
²³⁵ U濃縮度	■■■■■

※ $^{235}\text{U}/\text{U} \times 100 = \text{■■■■■}$ は
 $^{235}\text{U}/(\text{U} + \text{Pu} + ^{241}\text{Am}) \times 100 = \text{■■■■■}$ に相当

$$\text{Pu含有率} = (\text{Pu} + ^{241}\text{Am}) / (\text{U} + \text{Pu} + ^{241}\text{Am}) \times 100$$

$$^{235}\text{U濃縮度} = ^{235}\text{U}/\text{U} \times 100$$

・ Pu同位体組成等

核種	評価値[wt%]
■■■■■	■■■■■
■■■■■	■■■■■
■■■■■	■■■■■

$$\text{組成} = \text{核種} / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am}) \times 100$$

7. 解析コードの概要

一部改訂

第2棟の臨界安全解析に使用する解析コードの概要を示す。

- ・コード名 : MVP(連続エネルギーモンテカルロコード)
- ・使用目的 : コンクリートセル、試料ピットの未臨界性評価
- ・開発機関 : 日本原子力研究開発機構
- ・解析コードの概要

核燃料物質、構造材等の幾何形状等を入力とし、中性子の発生、飛行、衝突といった事象を追跡、これを処理することで中性子実効増倍率を求めるものである。

幾何形状の入力に際し、直方体、球等のあらかじめ用意された基本形状を組み合わせることで、複雑な形状の解析ができる。なお、球とその他の形状を組合せ、さらに球の半径を変化させることで非均質性及び粒子径を考慮した解析を行うことができる。

なお、本コードのSTGM(確率論的幾何形状モデル)は、高温ガス炉などの燃料粒子が不規則に分布した燃料を用いる黒鉛を減速材とした体系を対象として開発、検証が行われてきた。近年では、燃料デブリや水を減速材とする体系における評価に使用されるようになってきているが、水を減速材とする体系に適用した場合、燃料粒径が大きくなると中性子実効増倍率が過大な評価となること等が指摘されている※。

※:『確率論的幾何形状モデルの軽水体系への適用について』, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Research 2018-010, (2018)

8. コンクリートセルの臨界安全解析(1/4)

コンクリートセルにおいて、臨界に達しない重量を評価した。

コンクリートセルでは、燃料デブリ等の受入、外観確認、切断、溶解等を行うため、固体、粉体及び液体の形態が想定される。このうち溶解処理中において、Pu濃度の高い残渣・沈殿が発生する場合を考慮して、臨界安全評価上、最も厳しいPuと水の混合物(非均質性)で臨界に達しない重量を評価した。

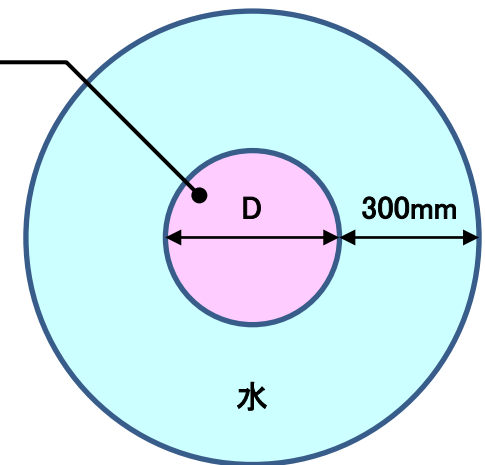
① 解析条件

(1) 解析コード : MVP2.0
(連続エネルギーモンテカルロコード)

(2) 解析モデル

- 表面積が小さく、中性子の漏れの少ない球とする。
- 燃料デブリ等はPuと水の混合物とする。
また、Puは非均質性を考慮して粒子状とする。
- Puと水の混合物の直径(D)は、Puの粒径及び粒子間距離から求められ、保守的な結果となるように設定する。
- 十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)の水反射と仮定する。

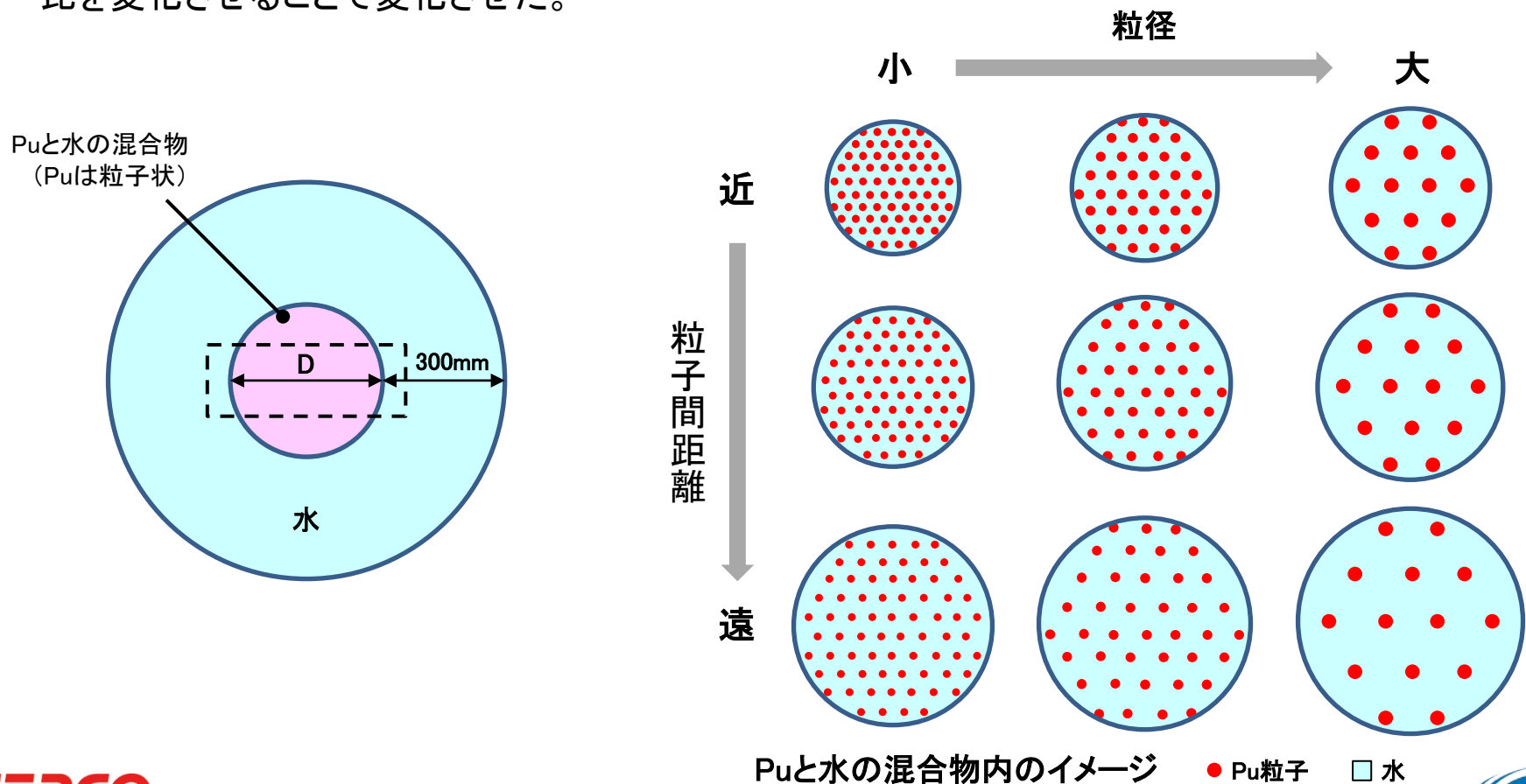
Puと水の混合物
(Puは粒子状)



解析モデル

8. コンクリートセルの臨界安全解析(2/4)

コンクリートセルの臨界安全解析では、既存核燃料サイクル施設の使用済燃料の溶解工程での臨界安全評価と同様にPuと水の混合物(非均質性)を想定し、粒子状のPuの粒径と粒子間の距離を変化させることで、臨界安全評価上、最も厳しい評価(中性子実効増倍率が最大)となるよう直径(D)を設定した。なお、混合物中のPu粒子間の距離については、Puに対する水の体積比を変化させることで変化した。



8. コンクリートセルの臨界安全解析(3/4)

－非均質性を考慮した解析の妥当性について－

一部改訂

第2棟では、燃料デブリの分析の前処理として溶解を実施する。

- 溶解では、粉体状の燃料デブリ等を溶かすため、粉体(粒子)が溶液中に分散して存在する状態(非均質な状態)となる可能性がある。また、粉体が徐々に溶けていくため、粒子径は徐々に小さくなる。
- 過去の知見から燃料デブリの溶解は難しく、非常に溶けにくいいため、残渣が発生する可能性がある。また、既存施設にて実施されたTMI-2燃料デブリ試料に対するアルカリ融解の適用確認のなかで、一部の試料の溶解時に沈殿物が発生することが確認されている。これら残渣、沈殿物が溶液中に分散することで非均質な状態となる可能性がある。

以上を踏まえ、均質性、非均質性を考慮した解析モデルにおいて、中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した(詳細は別紙を参照)。

均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : XXXXXXXXXX

非均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : XXXXXXXXXX

解析の結果から、非均質性を考慮した場合が厳しい結果となる。

8. コンクリートセルの臨界安全解析(4/4)

② 解析結果

(1) 臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]
 (keff + 3σ が 0.95※¹ となる時の重量)

(2) 二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]
 (上記(1)に二重装荷を考慮した安全係数 0.43※² を乗じる)



燃料デブリ等 [REDACTED] に含まれるPuの重量は [REDACTED] であり、さらに²³⁵Uを加えた重量は [REDACTED] であり、二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量 [REDACTED] を下回り、**臨界に達することはない。**

Pu : [REDACTED]
²³⁵U : [REDACTED]
 [REDACTED]

(「6. 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成」に示す燃料組成で評価した重量)

※1: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

※2: 『Guide de Criticité』, CEA-R3114, COMMISSARIAT A L'ÉNERGIE ATOMIQUE (1967)

9. 試料ピットの臨界安全解析(1/4)

試料ピットにおいて、中性子実効増倍率を解析によって求め、臨界に達しないことを評価した。

試料ピット内に最大取扱量である■■■■の燃料デブリ等が保管されている状態を想定した。また、解析モデルには試料ピットの■■■■の径・深さ、各■■■■の間隔を考慮した。

加えて、燃料デブリ等を収納した容器を試料ピットから取り出す際を考慮し、最大取扱量■■■■と保守的に仮定して評価した。

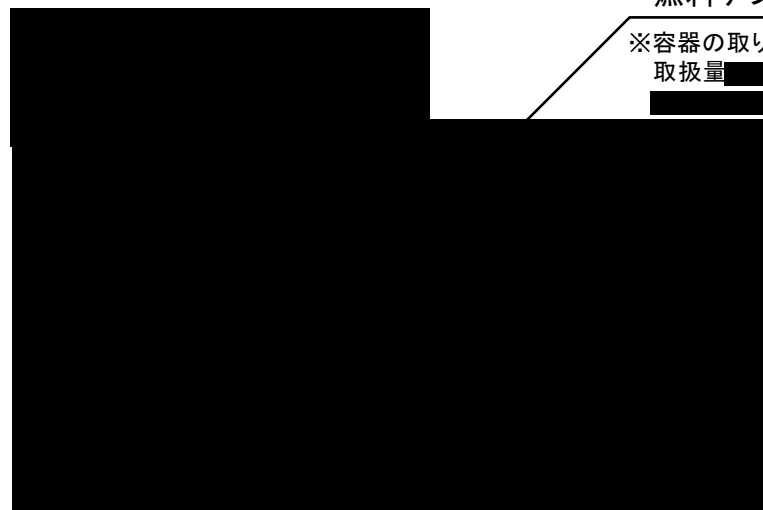
① 解析条件

- (1) 解析コード : MVP2.0(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)
- (2) 解析上の燃料デブリ等の量: 最大取扱量■■■■

9. 試料ピットの臨界安全解析(2/4)

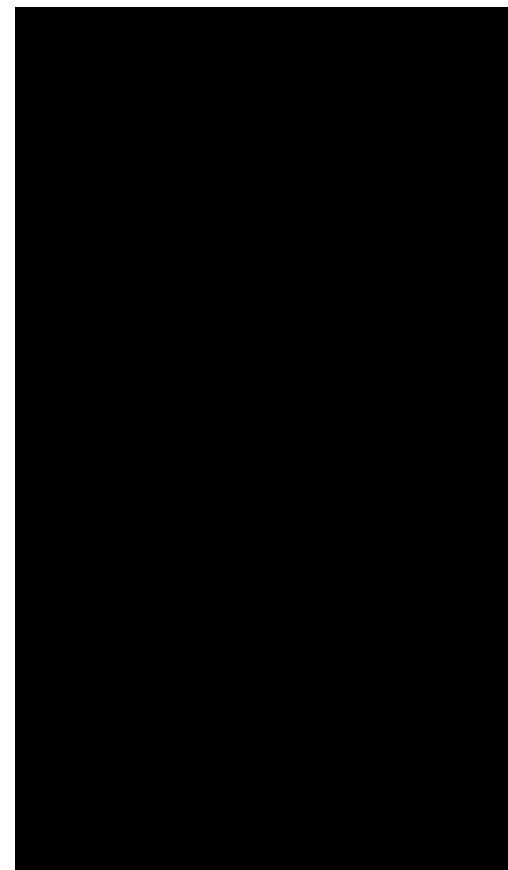
(3) 解析モデル

- 容器内の燃料デブリ等は、粒子状のMOX燃料と水の混合物とする。
- 粒子状のMOX燃料の粒径及び粒子間距離は、保守的な結果となるように設定する。
- 容器中の燃料デブリ等の中性子相互作用を保守的に考慮するように、燃料デブリ等を収納している容器及び試料ピットの蓋を解析上、考慮しないものとする。
- ██████████の雰囲気は空気であるが、試料ピット上部を十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)の水反射と仮定する。



A-A断面図 (単位:mm)

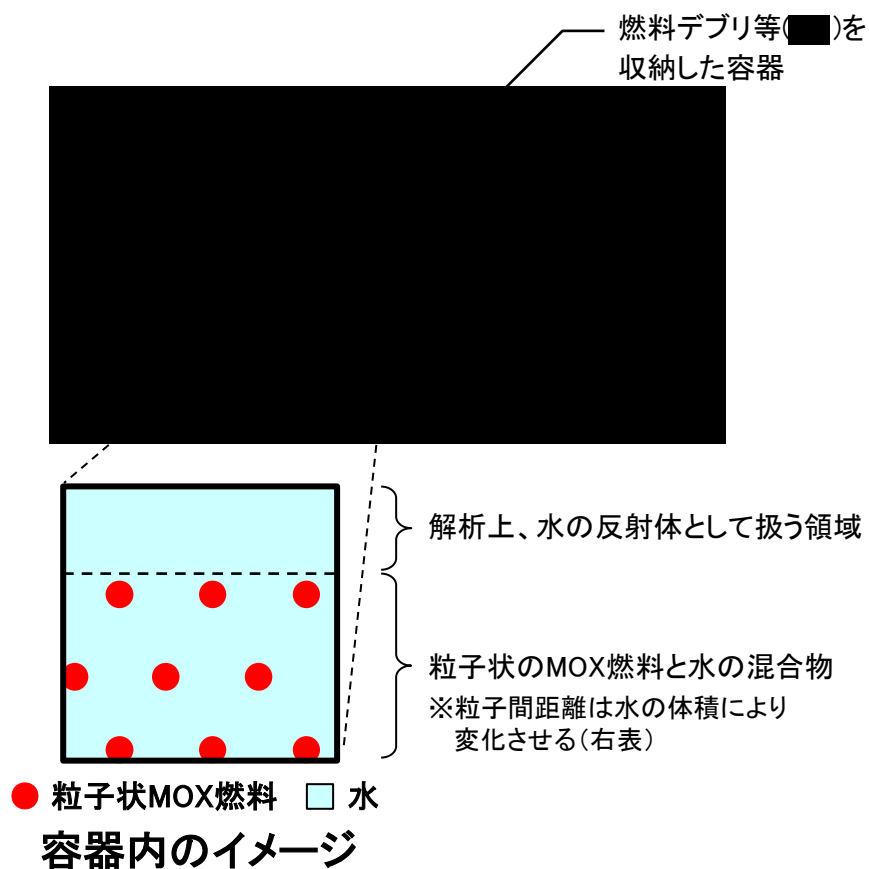
燃料デブリ等を収納した容器
 ※容器の取り出しを考慮し、試料ピットの最大
 取扱量 ██████████
 ██████████として評価



平面図 (単位:mm)

9. 試料ピットの臨界安全解析(3/4)

試料ピットの臨界安全解析では、粒子状のMOX燃料の粒径と粒子間の距離を変化させ、臨界安全評価上、最も厳しい評価(中性子実効増倍率が最大)となる条件を検討した。なお、粒子間の距離は、粒子状のMOX燃料と水の混合物中の水の体積により変化させた。



		粒径		
		小	→	大
粒子間距離	近			
	↓			
	遠			

9. 試料ピットの臨界安全解析(4/4)

② 解析結果

試料ピットにおいて、容器に収納された燃料デブリ等の一時的な保管を想定した場合の中性子実効増倍率は0.92である。これは、未臨界性の判断基準である0.95※を下回り、**臨界に達することはない。**

※:『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

10. 第2棟における臨界管理(1/2)

第2棟では、燃料デブリ等を取扱量及び形状を制限することで、燃料デブリ等に含まれる核燃料物質が臨界に達しない設計とする。

- コンクリートセルでは、燃料デブリ等の最大取扱量を■■■■とする質量管理を行う。
- 試料ピットでは、質量管理及び形状管理を行う。試料ピットは、■■■■から成り、各■■■■に燃料デブリ等(■■■■以下)を収納した容器を■■■■まで積み上げて保管する。最大容量は■■■■、■■■■である。
また、■■■■、■■■■及び各■■■■の間隔■■■■で形状を制限する。

以上の設計にて、臨界安全評価を行い、臨界に達しないことを確認した。

また、評価に使用した解析モデルは、水没を考慮したモデルであるため、消火活動によりセル内に注水したとしても臨界に達することはない。

10. 第2棟における臨界管理(2/2)

第2棟における臨界安全評価の結果、保守的な条件下においても臨界に達することはなく、臨界事故は発生しない。

γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタは、仮に臨界が発生した場合にも、臨界に伴う線量率の上昇を検知できるとともに、警報発報が可能な設計としている。

第2棟の運用に当たっては、万が一臨界が発生した場合を想定して以下の項目を含むマニュアルを整備する。

- 建屋外への避難方法
- 通報連絡体制
- 放射線状況の確認方法 等

なお、マニュアルの整備にあたっては、東京電力HDとJAEAで調整し、1F他施設での対応と整合を図る。

別紙 均質性と非均質性を考慮した評価(1/5)

追加説明

(均質性を考慮した評価の手順)

均質性を考慮した解析モデルを用いて、中性子実効増倍率が0.95となる燃料重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。

- ① 燃料重量を仮定する。
- ② 仮定した燃料重量を基に、燃料の濃度をパラメータとして燃料と水の混合物の直径を設定する。
- ③ 燃料と水の混合物の周囲に、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)を設定する。以上の条件で解析コードMVPを用いて中性子実効増倍率を求める。
- ④ 上記①から③を繰り返して、中性子実効増倍率が0.95となる燃料重量を評価する。

①燃料重量を仮定

②燃料重量を基に燃料と水の混合物中の燃料の濃度をパラメータとして球の直径(D)を変化させる

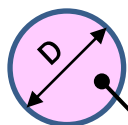
→臨界になりやすい条件を設定



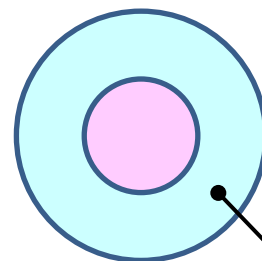
③燃料と水の混合物の周囲に

300mmの水反射体を設定

→臨界になりやすい条件を設定



燃料と水の混合物

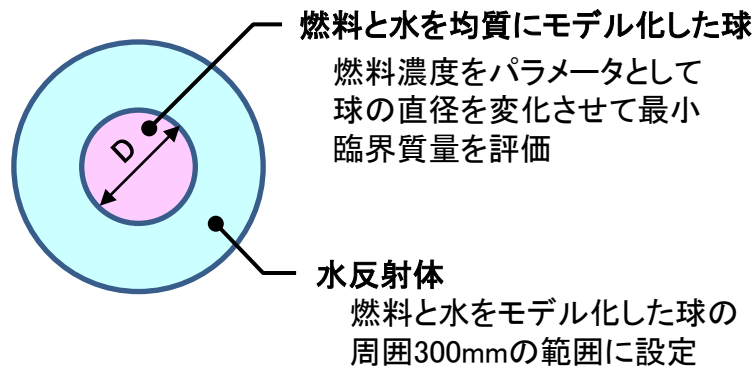


水反射体(300mm)

別紙 均質性と非均質性を考慮した評価(2/5)

追加説明

(均質性を考慮した評価結果)



均質系の解析モデル

● : 燃料+水の混合物 ● : 水

Puの重量 (中性子実効増倍率0.95)	■■■■■
減速比 V_m/V_f (V_m :水の体積、 V_f :燃料の体積)	35
燃料濃度	約530g/L
直径 D	■■■■■

別紙 均質性と非均質性を考慮した評価(3/5)

追加説明

(非均質性を考慮した評価の手順)

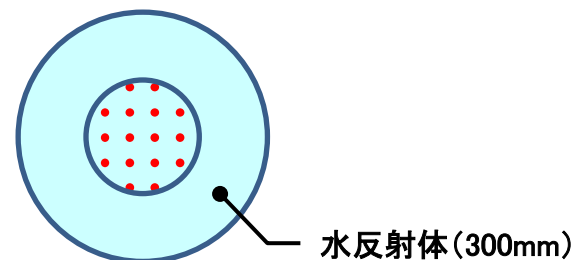
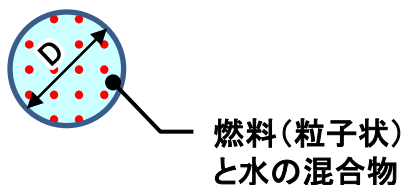
非均質性を考慮した解析モデルを用いて、中性子実効増倍率が0.95となる燃料重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。

- ① 燃料重量を仮定する。
- ② 仮定した燃料重量を基に、燃料と水の混合物中に燃料粒子を正方格子状に配置し、その粒子径及び間隔をパラメータとして燃料と水の混合物の直径を設定する。
- ③ 燃料と水の混合物の周囲に、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ(300mm)を設定する。以上の条件で解析コードMVPを用いて中性子実効増倍率を求める。
- ④ 上記①から③を繰り返して、中性子実効増倍率が0.95となる燃料重量を評価する。

- ①燃料重量を仮定
- ②燃料重量を基に燃料と水の混合物中の燃料の粒子径とその間隔をパラメータとして球の直径(D)を変化させる
→臨界になりやすい条件を設定



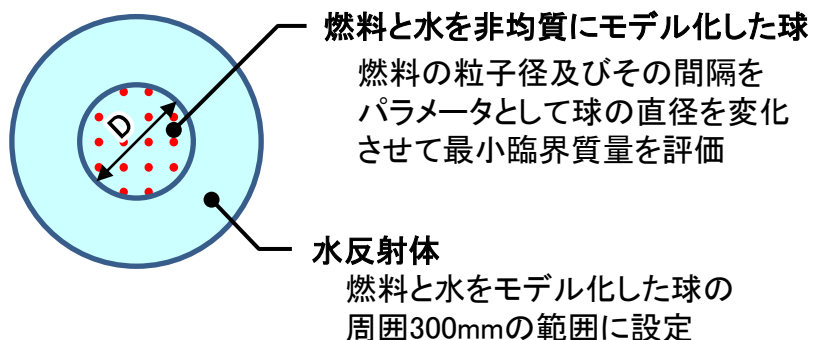
- ③燃料と水の混合物の周囲に300mmの水反射体を設定
→臨界になりやすい条件を設定



別紙 均質性と非均質性を考慮した評価(4/5)

追加説明

(非均質性を考慮した評価結果)



非均質系の解析モデル

● : 燃料粒子 ○ : 水

Puの重量 (中性子実効増倍率0.95)	■■■■■
燃料粒子の配列	正方格子
粒子径	0.05 cm
減速比 V_m/V_f (V_m :水の体積、 V_f :燃料の体積)	30
燃料粒子の中心間距離	約0.13 cm
直径 D	■■■■■

別紙 均質性と非均質性を考慮した評価(5/5)

追加説明

均質性、非均質性を考慮した解析モデルにおいて、中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した。

(評価の結果)

- 均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : ██████████
 - 非均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : ██████████
- 解析の結果から、非均質性を考慮した場合が厳しい結果となる。

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(標準試料について)

11月6日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. 概要

- 第2棟では、燃料デブリ等の分析・試験において、分析装置の校正等の目的で核燃料物質に該当する少量の標準試料の使用を想定している。

【使用を想定している標準試料】

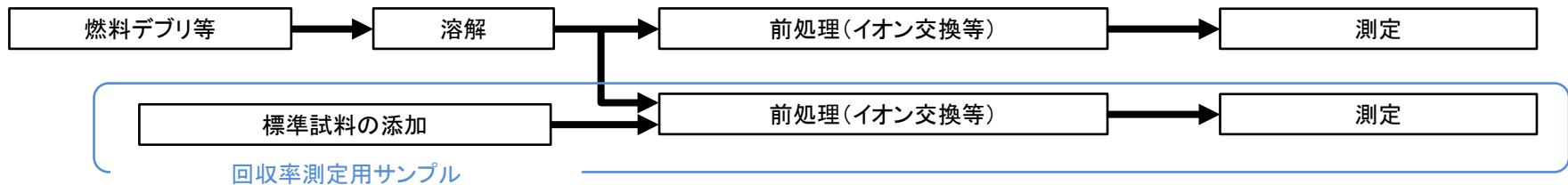
- U-233標準試料
 - 天然ウラン標準試料
 - Pu-242標準試料
 - ペレット等の濃度既知の未照射燃料(以下「未照射燃料」という。)
- 上記標準試料は燃料デブリ等の分析・試験に必要不可欠であることから、その取扱いは実施計画の認可の範囲内である必要がある。しかしながら、現状の実施計画ではその内容が明確でない。
 - 以上を踏まえ、現状想定している標準試料の種類と取扱いについてご説明する。

2. 標準試料の種類と取扱場所等①

① U-233標準試料【最大取扱量：1mg】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダー分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。
回収率※測定	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダー分取し、溶解した燃料デブリ等に添加した後、鉄セル、グローブボックスNo.1でイオン交換等の前処理を行う。その後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 回収率測定 調製した試料をアルファ線スペクトロメータにより測定を行う。
保管場所	α・γ測定室(保管庫)	
保管時の性状	固体(粉末)	
保管の方法	金属容器に収納した状態でPVCバッグに封入	

※ 回収率: サンプルに添加した標準試料の量のうち、測定された量の割合



2. 標準試料の種類と取扱場所等②

一部改訂

② 天然ウラン標準試料【最大取扱量：100mg】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・グローブボックスNo.3 ・α・γ測定室 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 試料調製 グローブボックスNo.3で液体の標準試料を数10μgオーダ分取し、希釈・定容を行う。 2. 分析装置(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することでグローブボックスNo.3の高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正を行う。
保管場所	α・γ測定室(保管庫)	
保管時の性状	液体	
保管の方法	金属容器に収納	

2. 標準試料の種類と取扱場所等③

③ Pu-242標準試料【最大取扱量:1mg】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・グローブボックスNo.1 ・グローブボックスNo.3 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	<p>1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。</p> <p>2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。</p>
		<p>1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、希釈・定容を行う。</p> <p>2. 分析装置(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することでグローブボックスNo.3の高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正を行う。</p>
回収率測定	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・グローブボックスNo.3 ・フードNo.2 ・α・γ測定室 	<p>1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、溶解した燃料デブリ等に添加した後、鉄セル及びグローブボックスNo.1でイオン交換等の前処理を行う。その後、フードNo.2でマイラー処理を行う。</p> <p>2. 回収率測定 調製した試料をアルファ線スペクトロメータにより測定を行う(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置により測定を行う場合もある)。</p>
保管場所	α ・ γ 測定室(保管庫)	
保管時の性状	固体(粉末)	
保管の方法	金属容器に収納した状態でPVCバッグに封入	

2. 標準試料の種類と取扱場所等④

一部改訂

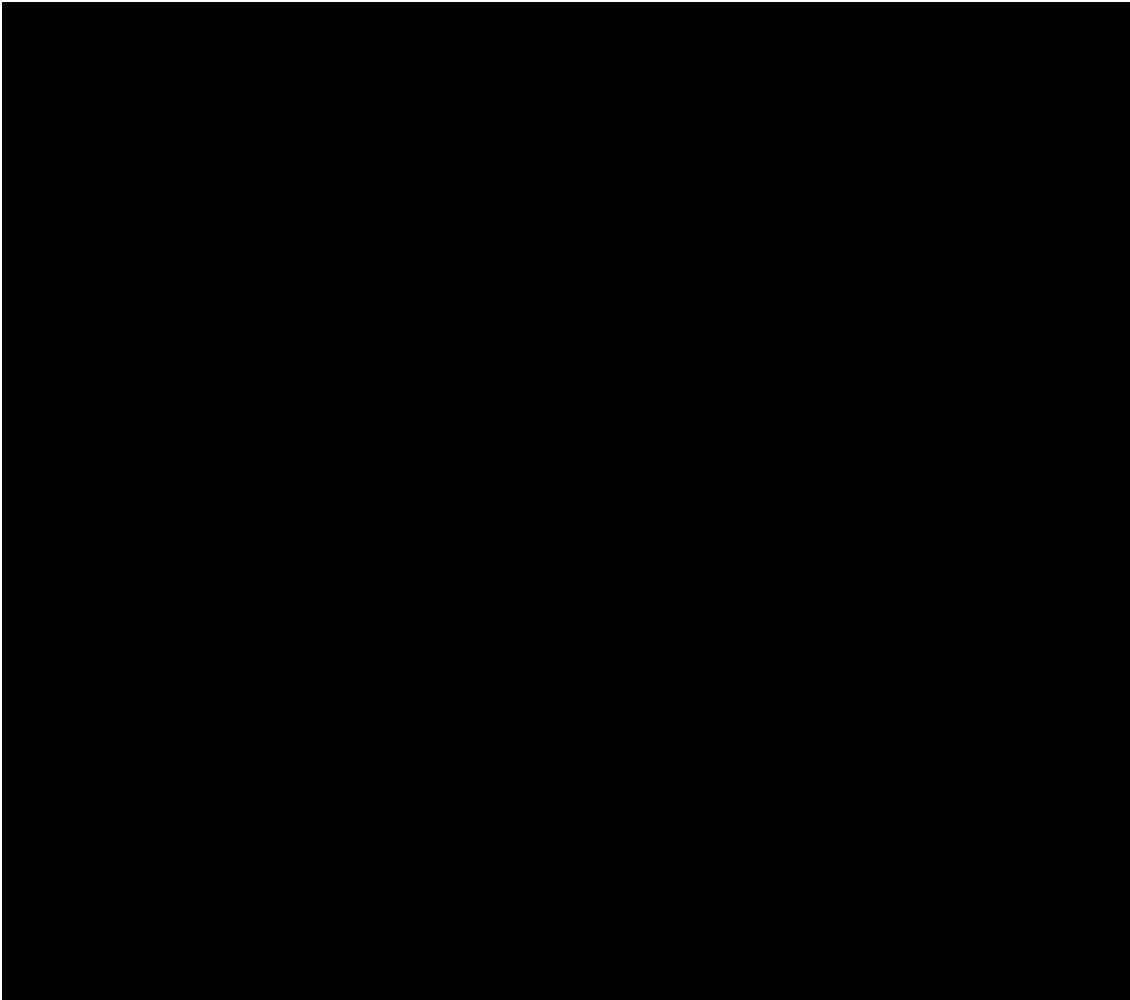

④ 未照射燃料【最大取扱量：████】

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	・鉄セル ・ <u>コンクリートセルNo.1</u> ・ <u>コンクリートセルNo.2</u> ・コンクリートセルNo.3 ・コンクリートセルNo.4	1. 試料調製 ████オーダの標準試料に対し研磨等の前処理を行う。 2. 分析装置(電子線マイクロアナライザ、蛍光X線分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することで、鉄セルの電子線マイクロアナライザ及びコンクリートセルNo.3の蛍光X線分析装置の校正を行う。非破壊分析のため、繰り返し使用できる。
保管場所	試料ピット(████████████████)	
保管時の性状	固体	
保管の方法	金属容器に収納	

○ 未照射燃料の想定

天然ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウム及びこれらの化合物の焼結体を想定している。ウラン及びプルトニウムの濃度が異なる複数の標準試料を用意して分析装置の校正を行う。

3. 現在想定している標準試料の保管場所

- 
- ① 保管庫 (α ・ γ 測定室)
 - U-233標準試料
 - 天然ウラン標準試料
 - Pu-242標準試料
 - ② 試料ピット ()
 - 未照射燃料

第2棟 地上1階平面図

4. 臨界に対する考慮

追加説明

① コンクリートセル及び試料ピット

コンクリートセル及び試料ピットにおける未照射燃料の取扱量は、天然ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウム及びこれらの化合物の合計で■以下とする。

燃料デブリ等と未照射燃料を同時に取り扱う場合、未照射燃料の取扱量及び組成に基づき、未照射燃料と燃料デブリ等における $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の合計重量を評価し、その重量が■の燃料デブリ等中の $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の重量を超えないよう管理する。

未照射燃料を試料ピットへ一時的に保管する場合は、燃料デブリ等と同様の容器へ収納する。その際、同じ容器に燃料デブリ等と未照射燃料を混在させないように管理する。

② 鉄セル、分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室

鉄セル、分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室においては、燃料デブリ等及び標準試料の取扱量が少量であり、臨界に達することはない。

5. 遮へいに対する考慮(1/3)

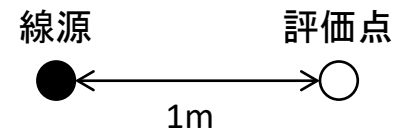
－ コンクリートセル、試料ピット －

追加説明

- コンクリートセル及び試料ピットでは、標準試料として未照射燃料を取り扱う。未照射燃料の取扱量は、天然ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウム及びこれらの化合物の合計で■■■■以下とする。
- 燃料デブリ等と標準試料の線源から1m離れた位置における線量率は下表のとおり。

1gあたりの線量率

線源の種類	線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]
燃料デブリ等(UO_2 燃料)	6.0×10^2
未照射燃料(Am-241)	5.7×10^2



線量率の計算モデル

一次元輸送計算コードANISN及び
点減衰核計算コードQADにより評価

- 燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済 UO_2 燃料である。
- 未照射燃料は、線量率が最も厳しい条件となるAm-241(Pu-241の娘核種)とした。
- 未照射燃料が全てAm-241から構成される保守的な条件では、同量の燃料デブリ等の線量率とほぼ等しくなる。よって、コンクリートセル及び試料ピットで未照射燃料を取り扱う場合は、燃料デブリ等の最大取扱量(■■■■)の内数として管理する。
- 上記の管理に加えて、臨界防止の観点から、取り扱う燃料デブリ等と未照射燃料に含まれる $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の合計重量が■■■■中の燃料デブリ等の $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の重量を超えないことを合わせて管理する。

5. 遮へいに対する考慮(2/3)

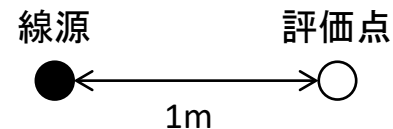
— 鉄セル —

追加説明

- 鉄セルでは、標準試料として未照射燃料、U-233標準試料及びPu-242標準試料を取り扱う。未照射燃料の取扱量は、天然ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウム及びこれらの化合物の合計で \blacksquare 以下とする。また、U-233標準試料及びPu-242標準試料の取扱量は各1mg以下とする。
- 燃料デブリ等と標準試料の線源から1m離れた位置における線量率は下表のとおり。

1gあたりの線量率

線源の種類	線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]
燃料デブリ等(UO ₂ 燃料)	6.0×10^2
未照射燃料(Am-241)	5.7×10^2
U-233標準試料	4.5×10^{-2}
Pu-242標準試料	4.3×10^{-2}



線量率の計算モデル

一次元輸送計算コードANISN及び
点減衰核計算コードQADにより評価

- 燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済UO₂燃料である。
- 未照射燃料は、線量率が最も厳しい条件となるAm-241(Pu-241の娘核種)とした。
- 未照射燃料が全てAm-241から構成される保守的な条件では、同量の燃料デブリ等の線量率とほぼ等しくなる。よって、鉄セルで未照射燃料を取り扱う場合は、燃料デブリ等の最大取扱量(\blacksquare)の内数として管理する。
- U-233標準試料及びPu-242標準試料の線量率は、同量の燃料デブリ等に比べ十分小さく、かつ、取扱量が少量であり、その影響は無視できるため、燃料デブリ等(\blacksquare 以下)と標準試料(U-233標準試料及びPu-242標準試料:各1mg以下)を同時に取り扱う。

5. 遮へいに対する考慮(3/3)

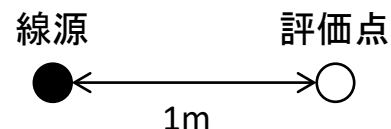
－ 分析室及び α ・ γ 測定室 －

追加説明

- 分析室及び α ・ γ 測定室では、標準試料としてU-233標準試料、Pu-242標準試料及び天然ウラン標準試料を取り扱う。取扱量は、U-233標準試料及びPu-242標準試料が各1mg以下並びに天然ウラン標準試料が100mg以下とする。
- 燃料デブリ等と標準試料の線源から1m離れた位置における線量率は下表のとおり。

1gあたりの線量率

線源の種類	線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]
燃料デブリ等(UO ₂ 燃料)	6.0×10^2
U-233標準試料	4.5×10^{-2}
Pu-242標準試料	4.3×10^{-2}
天然ウラン標準試料	1.7×10^{-5}



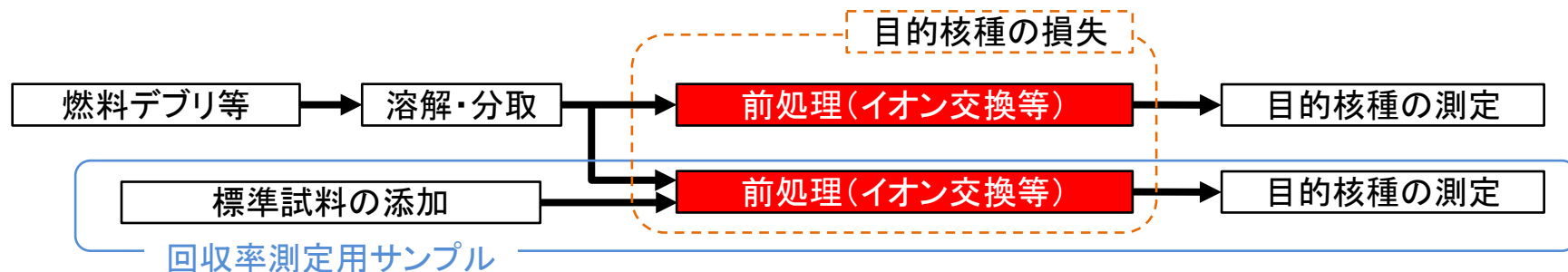
線量率の計算モデル

一次元輸送計算コードANISN及び
点減衰核計算コードQADIにより評価

- 燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済UO₂燃料である。
- U-233標準試料、Pu-242標準試料及び天然ウラン標準試料の線量率は、同量の燃料デブリ等に比べ十分小さく、かつ、取扱量が少量であり、その影響が無視できるため、燃料デブリ等(■以下)と標準試料(U-233標準試料及びPu-242標準試料:各1mg以下、天然ウラン標準試料:100mg以下)を同時に取り扱う。

6. U-233、Pu-242標準試料の選択理由①

① 回収率測定



イオン交換等の前処理を行う場合、その過程での損失により、100%の収率を最終段階まで確保することは困難である。従って、試料中の目的核種の真の量を求める際には、測定値に対して前処理の過程で損失した量の補正をしなければならない。補正のためには、目的核種と同じ化学的挙動をとる標準試料^{※1}をトレーサーとしてあらかじめ試料に既知量添加し、その回収率を求める測定が必要となる。

$$\text{目的核種の真の量} = \text{目的核種の測定値} \div \text{回収率} \times \text{回収率以外の補正項}^{\ast 2}$$

$$\text{回収率} = \frac{\text{測定された標準試料の量}}{\text{添加した標準試料の量}}$$

※1: 「目的核種の同位体が、目的核種と同一の化学的性質を持つ」という前提のもと、目的核種の同位体を回収率測定用の標準試料として用いる

※2: 測定器の検出効率等

6. U-233、Pu-242標準試料の選択理由②

回収率測定にU-233、Pu-242を選択している技術的な理由を以下に示す。

試料中に含まれる量が少ない同位体を標準試料として使用することにより、分析データの解析が容易となり、高精度の回収率測定が可能となる。

第2棟におけるU、Pu回収率測定においては、燃料デブリ等に含まれる量が少ないと想定されるU-233、Pu-242を選択している。U-233、Pu-242を使用した回収率測定の例^{※1, 2, 3}を参考に、回収率測定を実施する。

※1: ASTM E321-96 Standard Test Method for Atom Percent Fission in Uranium and Plutonium Fuel (Neodymium-148 Method)

※2: 文部科学省, プルトニウム分析法, 放射能測定法シリーズ12, 1990

※3: 飛田 実, 原賀 智子, 佐々木 誉幸, 関 晃太郎, 大森 弘幸, 河内山 真美, 下村 祐介, 石森 健一郎, 亀尾 裕, JRR-2、JRR-3 及びホットラボから発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2019-016, 2020

6. U-233、Pu-242標準試料の選択理由③

② 分析装置の校正

物質の濃度を測定する場合には、濃度既知の標準試料であらかじめ装置を校正してから未知試料の測定を行う。核燃料物質由来の試料を測定する場合は、U、Pu標準試料が必須である。

第2棟で α 線スペクトロメータ及び高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正にU-233、Pu-242標準試料を選択している技術的な理由を以下に示す。

【 α 線スペクトロメータ校正用の標準試料について】

測定対象核種の α 線エネルギー範囲(4MeV～6MeV程度)をカバーする複数の α 線放出核種が必須である。

➤ U-233とPu-242標準試料は回収率測定に使用することから、これらを用いて校正を行う。

【高周波誘導結合プラズマ質量分析装置校正用の標準試料について】

U、Pu分析の場合、これらの元素を使用して校正を行う^{※1,2}。

➤ Uについては、U-233標準試料より取扱いが容易な天然ウラン標準試料で校正を行う。

➤ Puについては、Pu-242標準試料を回収率測定に使用することから、これを用いて校正を行う。

※1: 文部科学省, ウラン分析法, 放射能測定法シリーズ14, 2002

※2: 文部科学省, 環境試料中プルトニウム迅速分析法, 放射能測定法シリーズ28, 2002

7. 現状想定しているRI標準試料の種類と使用量

第2棟では、燃料デブリ等の分析・試験において、分析装置の校正等に以下のRI標準試料の使用を想定している。

① 非密封RI標準試料(液体状)

核種	想定使用量
H-3	4.5kBq
C-14	4.3kBq
Ni-63	4.3kBq
Sr-90	4.5kBq
Tc-99	4.5kBq
Sm-151	4.3kBq
Cl-36	4.5kBq

核種	想定使用量
Fe-55	860kBq
I-129	43kBq
Am-241	4.3kBq
Np-237	450Bq
Am-243	4.3kBq
Cm-244	430kBq

② 密封RI標準試料(固体状)

核種 / 使用量	想定使用量
混合核種 (Cd-109, Co-57, Ce-139, Cr-51, Sr-85, Cs-137, Mn-54, Y-88, Co-60)	合計127kBq
Cs-137	1.3kBq

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(塩酸腐食に対する考慮について)

11月6日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



塩酸腐食に対する考慮(1/5)

一部改訂

【塩酸取扱時の腐食に対する考慮】

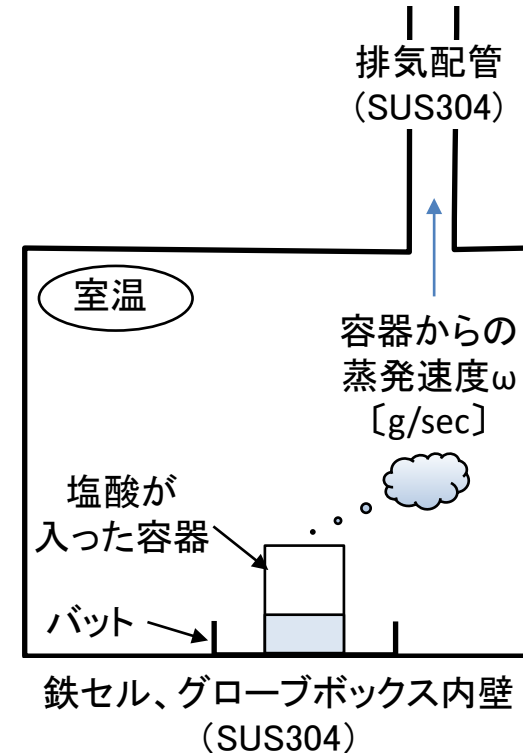
鉄セル、グローブボックスの内部では、塩酸を使用した化学処理を実施する。塩酸はステンレス製の鉄セル、グローブボックスの内壁や排気配管を腐食するため、塩酸の取扱いはバット上で少量取り扱うように限定する。室温で塩酸試薬を取り扱う場合(塩酸が入った栓をしていない容器を鉄セル、グローブボックス内に静置)に蒸発する塩化水素ガスによる腐食量について検討した。

【評価条件】

- 評価場所は、塩酸を取り扱う設備の内、容積が最も小さいグローブボックスNo.1とした。また、温度は保守的に40°Cとした※1。
- 塩化水素ガスの蒸発速度は、次式※2により求めた。

$$\omega = 0.033 \left(\frac{P}{P_0} \right) \rho_0 V x y \left(\frac{v}{V_x} \right)^{0.2}$$

ω :	<u>塩化水素</u> ガスの蒸発速度[g/sec]		
P :	塩酸の飽和蒸気圧[mmHg]	322mmHg	40°C, 35wt%塩酸を想定
P_0 :	大気圧[mmHg]	760mmHg	標準気圧を想定
ρ_0 :	<u>塩化水素</u> ガスの密度[g/cm ³]	1.639×10^{-3} g/cm ³	標準状態の <u>塩化水素</u> ガスを想定
V :	グローブボックス内の風速[cm/sec]	50cm/sec	グローブポート開口時の風速を想定
x :	風方向の容器長[cm]	5cm	塩酸が入った容器の直径
y :	風に直角方向の容器長[cm]	5cm	塩酸が入った容器の直径
ν :	空気の動粘性係数[cm ² /sec]	1.69×10^{-1} cm ² /sec	40°Cを想定



※1: 設備内の通常時の温度は常温(20±5°C程度)だが、保守的に設計上の運転最高温度(40°C)としている。

※2: 佐藤公雄, “揮発性液体の風による蒸発”, 安全工学, 18(2), 77-81 (1979)

塩酸取扱いイメージ

塩酸腐食に対する考慮(2/5)

一部改訂

- **塩化水素**ガスの濃度は、環境省の有害大気汚染物質測定方法^{※1}を参考に次式により求めた。

$$X = \frac{\omega \times 1000 \times 3600}{Q} \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273}$$

}	X : グローブボックス内に放出される 塩化水素 ガスの濃度 [ppm]	
	ω : 塩化水素 ガスの蒸発速度 [g/sec]	
	Q : グローブボックスNo.1の換気風量 [m ³ /h]	80 m ³ /h
	M : 塩化水素 の分子量 [g/mol]	36.46 g/mol
	T : 設備内の温度 [°C]	40 °C

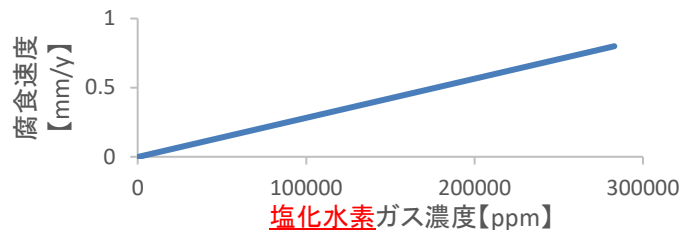
塩酸試薬を取り扱う時間は1日あたり最大でも5時間程度だが、保守的に上式にて算出した濃度の塩化水素ガスが設備内に常に存在することを想定した。

※1: 環境省 水・大気環境局 大気環境課, 有害大気汚染物質等測定方法マニュアル, 平成31年 3月

- **塩化水素**ガス曝露条件下におけるステンレス鋼の腐食速度の文献値^{※2}を参考に、当該操作における腐食速度を求めた。

腐食速度 : 0.8mm/y	}	塩化水素 ガス濃度 : 約283000ppm		鋼種 : SUS304L
		曝露時間 : 5日間		塩化水素 ガス温度 : 230°C

※2: 松田宏康, 田仲良雄, 小森一夫, 高妻泰久, "HClを含む高温湿潤ガス環境におけるステンレス鋼およびNi基合金の腐食に及ぼす酸化物および塩化物の影響", 材料と環境, 52, 525-533 (2003)



塩化水素ガス濃度と腐食速度が左図のような直線的な比例関係であると想定して腐食速度を求めた。なお、SUS304系のステンレス鋼は高濃度塩酸に対しての耐食性は期待できない^{※3}ため、SUS304とSUS304Lの腐食速度の差は小さいものと考えられるが、塩水噴霧試験における腐食挙動を参考に、SUS304Lから算出した腐食速度に安全係数2^{※4}を乗じることでSUS304の腐食速度とした。

※3: 「ステンレスの耐食性の比較」(<https://www.susjis.info/faq/taishoku.html>)

※4: 「梶川俊二, 伊藤智子, 磯部保明, 興戸正純, “自動車塩害模擬環境での各種ステンレス鋼の腐食評価”, 日本金属学会誌, 75(2), 131-140 (2011)」より、塩水噴霧試験結果から想定されるSUS304Lの推定腐食寿命はSUS304の1.5倍程度であることから、保守的に安全係数を2としている。

【評価結果】

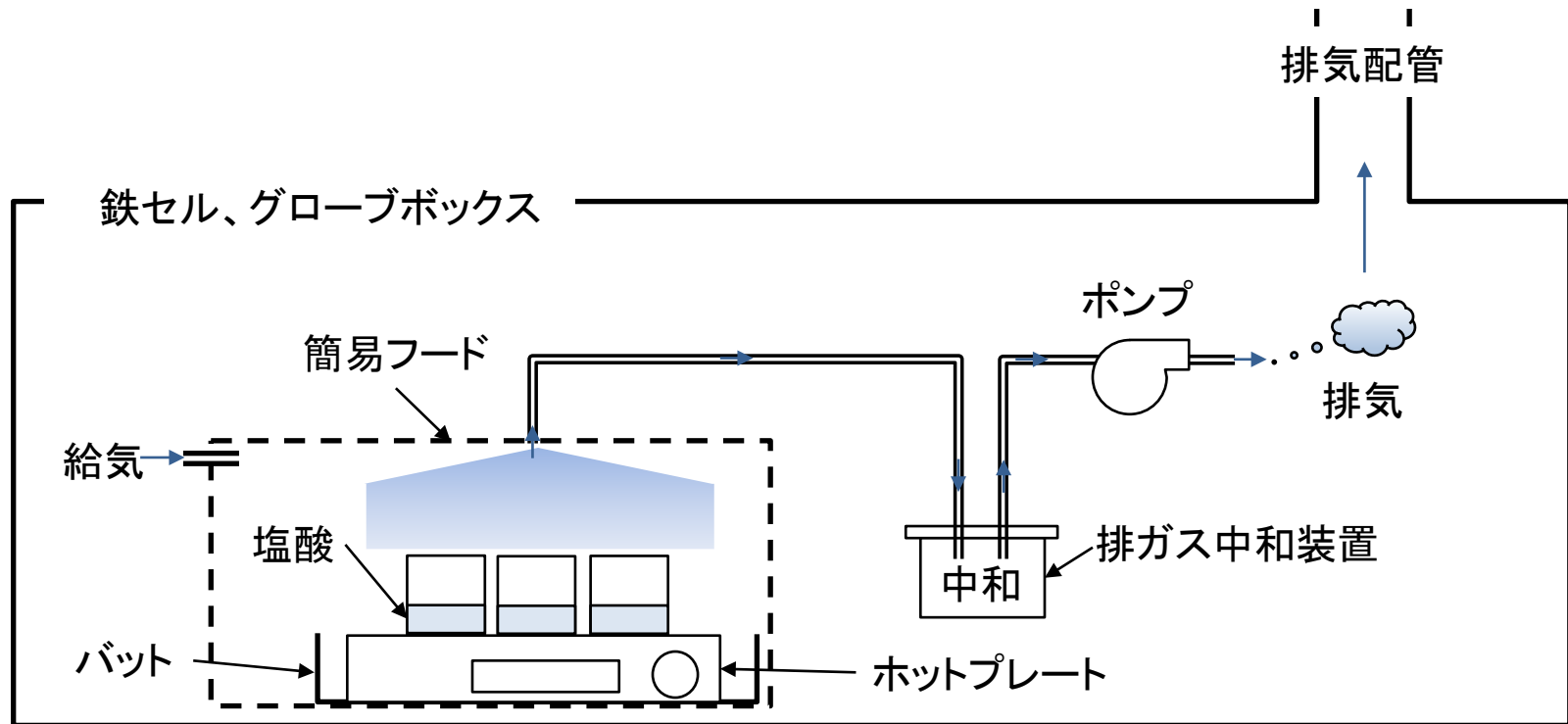
塩酸試薬を室温で取り扱う場合、保守的な条件においても**塩化水素**ガス濃度は約211ppm、腐食速度は約 1.19×10^{-3} mm/yと極微量であり、構造強度に影響を及ぼすことはない。

塩酸腐食に対する考慮(3/5)

一部改訂

【塩酸試薬加熱時の腐食に対する考慮】

塩酸試薬を加熱する際は、排ガス中和装置を備えた難燃性の簡易フードを設置し、加熱中の塩酸の取扱いは簡易フード内のバット上で少量取り扱うように限定することで、腐食の影響を極力低減する。塩酸試薬を加熱する場合に蒸発する塩化水素ガスによる腐食量について検討した。



加熱時の塩酸取扱いイメージ

塩酸腐食に対する考慮(4/5)

一部改訂

【評価条件】

- 簡易フード内で燃料デブリ等を含む塩酸試薬60mlを0.5時間で全量蒸発乾固することを想定した。
- 評価場所は、塩酸を取り扱う設備の内、容積が最も小さいグローブボックスNo.1とした。
- ポンプからの塩化水素ガス放出速度[g/h]は、単位時間[h]あたりに蒸発乾固する塩酸試薬量[ml]に密度[g/ml]と濃度[wt%]をかけて塩化水素の重量[g]に換算し、排ガス中和装置による塩酸除去効率で補正を行うことにより求めた。

$$\omega = \frac{V_s}{T_h} \times \rho \times \frac{N}{100} \times \frac{1-R}{1}$$

ω : 塩化水素ガスの放出速度[g/h]

V_s : 塩酸試薬量[ml]

60 ml

T_h : 加熱時間[h]

0.5 h

ρ : 塩酸試薬の密度[g/cm³]

1.18 g/ml

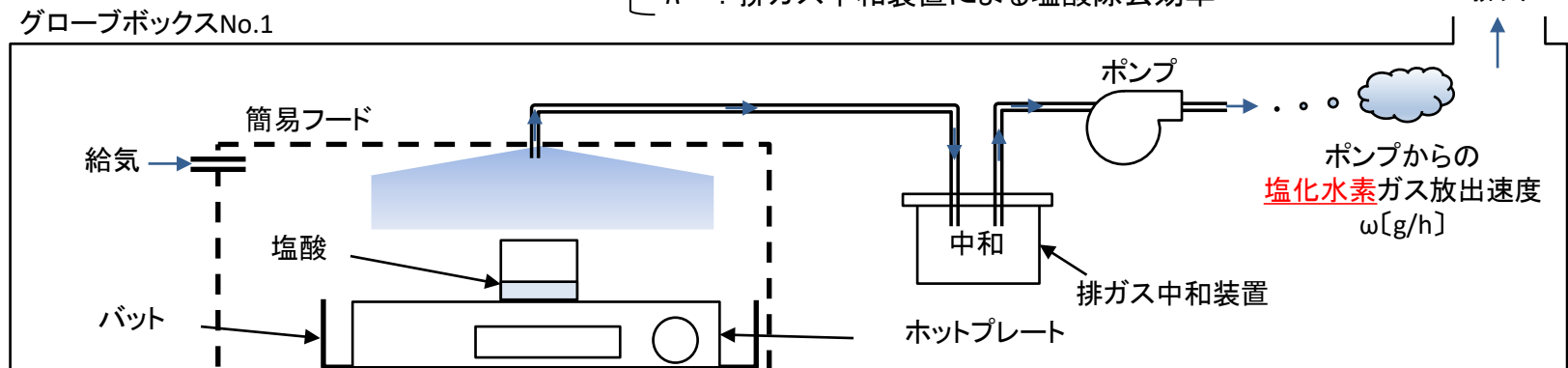
N : 塩酸試薬の塩化水素濃度[wt%]

35 wt%

R : 排ガス中和装置による塩酸除去効率

0.5*

排気



※: 一般的な排ガス処理装置の塩酸除去効率は0.9程度だが、保守的に0.5としている。

塩酸腐食に対する考慮(5/5)

一部改訂

- 塩化水素ガスの濃度は、環境省の有害大気汚染物質測定方法※1を参考に、次式により求めた。

$$X = \frac{\omega \times 1000}{Q} \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273}$$

}	X : グローブボックス内に放出される <u>塩化水素</u> ガスの濃度[ppm]	
	ω : <u>塩化水素</u> ガスの放出速度[g/h]	
	Q : グローブボックスNo.1の換気風量[m ³ /h]	80 m ³ /h
	M : <u>塩化水素</u> の分子量[g/mol]	36.46 g/mol
	T : 設備内の温度[°C]	40 °C

塩酸試薬を加熱する時間は1日あたり0.5時間程度だが、保守的に上式にて算出した濃度の塩化水素ガスが設備内に常に存在することを想定した。

※1: 環境省 水・大気環境局 大気環境課, 有害大気汚染物質等測定方法マニュアル, 平成31年 3月

【評価結果】

塩酸試薬を簡易フード内で蒸発乾固した場合、保守的な条件においても塩化水素ガス濃度は約218ppm、腐食速度は約 1.23×10^{-3} mm/yと極微量であり、構造強度に影響を及ぼすことはない。

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(耐震性評価について)

10月29日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. 耐震性評価の基本方針

◆耐震性評価の基本方針

- 第2棟の建屋及び設備の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日)」(以下「耐震指針」という。)に従った設計とする。
- 耐震性の評価は、具体的な評価方法が示されている「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」等に基づき実施する。

2. 耐震指針に基づく耐震重要度分類の考え方(1/3)

◆設備の重要度による耐震クラス別分類

第2棟の建屋及び設備の耐震重要度分類は、耐震指針に基づき行う。

【耐震Sクラス】

耐震重要度分類及び定義	クラス別分類
Sクラス 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの	i)「原子炉冷却材圧力バウンダリ」を構成する配管・機器系
	ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設
	iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設
	iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
	v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
	vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
	vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための設備で上記 vi 以外の施設



耐震指針では、上記のように原子炉冷却材バウンダリ、使用済燃料の貯蔵施設、原子炉の緊急停止のための施設等をSクラスの施設としており、**第2棟にはSクラスの施設に該当する設備はない。**

なお、第2棟で取り扱う放射性物質の量は発電用原子炉施設に比べ十分少ないことから、試料ピットはii)項に該当しない。

2. 耐震指針に基づく耐震重要度分類の考え方(2/3)

【耐震Bクラス】

耐震重要度分類及び定義	クラス別分類
Bクラス Sクラスの定義において、影響が比較的小さいもの	i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる施設
	ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設。 ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。
	iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
	iv) 使用済燃料を冷却するための施設
	v) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設



第2棟には、**Bクラスの施設のiii)**に該当する設備を有しており、その破損により公衆に影響を与える可能性の大きい設備はBクラスに分類している。一方、地震によって破損しても、公衆に影響を与える可能性が十分小さい設備は耐震Cクラスに分類している。

なお、上位の分類に属する設備は、下位の分類に属する設備の破損によって波及的影響が生じないように設計する。

2. 耐震指針に基づく耐震重要度分類の考え方(3/3)

◆第2棟 建屋及び設備の耐震重要度分類

		耐震Bクラス	耐震Cクラス
建屋		・第2棟建屋(コンクリートセル含む)	・電気設備棟 ・消火用ガスボンベ庫
設備	(1)分析設備	・鉄セル ・グローブボックス	・フード
	(2)液体廃棄物 一時貯留設備	—	・分析廃液受槽A, B ・設備管理廃液受槽A, B ・分析廃液移送ポンプ ・分析廃液回収ポンプ ・設備管理廃液移送ポンプ ・設備管理廃液回収ポンプ ・主要配管*2(鋼管)
	(3)換気空調設備	・セル・グローブボックス用排風機A, B ・セル・グローブボックス用排気フィルタユニット A, B, C, D ・主要排気管*1(鋼管、ダクト)	・フード用排風機 ・管理区域用排風機 ・管理区域用送風機 ・フード用排気フィルタユニット ・管理区域用排気フィルタユニット
	(4)その他設備	—	・電気設備 ・消火設備

*1 ・コンクリートセル排気口から排気母管まで
 ・鉄セル排気口から排気母管まで
 ・グローブボックス排気口から排気母管まで
 ・排気母管
 ・排気母管からセル・グローブボックス用排気フィルタユニット入口まで
 ・セル・グローブボックス用排気フィルタユニット出口から第2棟の排気口入口まで

*2 ・分析廃液受槽出口から分析廃液移送ポンプ入口まで
 ・分析廃液移送ポンプ出口から分析廃液払出口まで
 ・分析廃液受槽出口から分析廃液回収ポンプ入口まで
 ・分析廃液回収ポンプ出口から分析廃液払出口まで
 ・設備管理廃液受槽出口から設備管理廃液移送ポンプ入口まで
 ・設備管理廃液移送ポンプ出口から設備管理廃液払出口まで
 ・設備管理廃液受槽出口から設備管理廃液回収ポンプ入口まで
 ・設備管理廃液回収ポンプ出口から設備管理廃液払出口まで

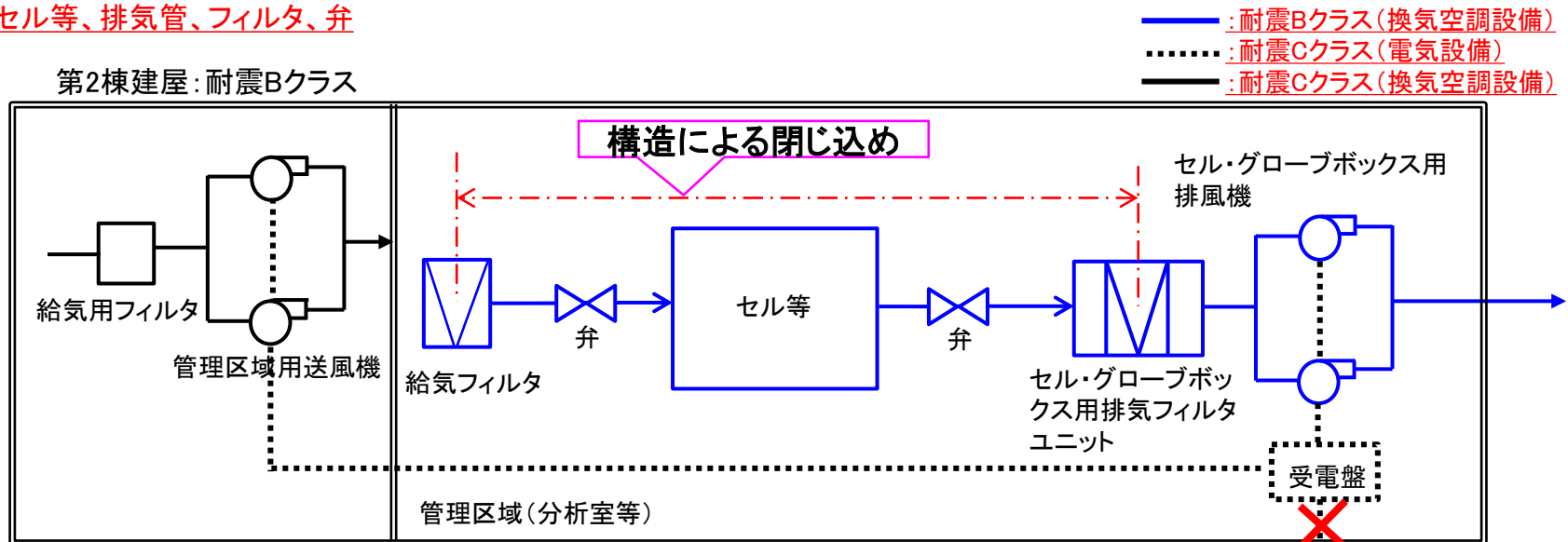
3. セル等の放射性物質閉じ込めの考え方、耐震クラス

一部改訂

◆Bクラス地震が発生して電源喪失した場合の対応

- 構造※1による閉じ込めとして、給気フィルタと排気フィルタの間に放射性物質を閉じ込める。
- その際、フィルタから放出される放射性物質による影響は十分に小さい。(別紙1)
- フィルタからの放射性物質の放出をさらに低減するため、セル等の直近の給排気ラインに弁を設置し、閉止できる設計とする。
- 弁の閉止が速やかに出来るよう操作性・アクセス性を考慮する。
- 排風機が停止した場合の弁の操作を含めマニュアル化する。

※1:セル等、排気管、フィルタ、弁



◆耐震Bクラスの換気空調設備

放射性物質の拡散防止(バウンダリの確保)及び電源復帰後に速やかに負圧を回復できるよう耐震Bクラスとしている。

✕ :電源の喪失を示す

✕ ✕

4. 使用許可基準規則を考慮した耐震重要度分類(1/3)

「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(その解釈含む。以下「使用許可基準規則」という。)の第九条(地震による損傷の防止)では、**破損(機能喪失)による公衆への放射線影響の程度でクラス分類**を行うよう求めている。

- ・Sクラス:5mSvを超える場合
- ・Bクラス:5mSvを超えない場合。50 μ Sv以下の場合にはCクラスに分類できる。

放射性物質を内蔵している設備について、機能喪失を想定した場合の影響を評価した。

【「使用許可基準規則」より抜粋】

第9条(地震による損傷の防止)

一 耐震クラス分類 I

② Bクラス

機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

a) 核燃料物質を取り扱う設備・機器又は核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が比較的小さいもの。(ただし、核燃料物質が少ないか又は収納方式によりその破損による公衆への放射線の影響が十分小さいものは除く。)

b) 放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器であってSクラス以外の設備・機器

なお、Sクラスに属する施設を有しない使用施設等のうち、安全機能を喪失した場合に敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低いものは、Cクラスに分類することができる。この場合において、上記の「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低い」とは、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)を参考に、実効線量が発生事故当たり50マイクロシーベルト以下であることをいう。

4. 使用許可基準規則を考慮した耐震重要度分類(2/3)

◆機能喪失を想定した場合の影響を評価（詳細は別紙2を参照）

設備	想定事象	線量評価の概要	線量の評価値
第2棟建屋 (コンクリートセル 含む)	閉じ込め 機能喪失	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質がセル内の気相に移行 ^{※1} し、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	1.1mSv < 5mSv
鉄セル	閉じ込め 機能喪失	鉄セル内の燃料デブリ中の放射性物質の一部がセル内の気相に移行 ^{※3} し、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.3mSv < 5mSv
グローブボックス、 フード	閉じ込め 機能喪失	グローブボックス内の燃料デブリ中の放射性物質の一部がセル内の気相に移行 ^{※3} し、排気系統を通じてではなく、直接、グローブボックス周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.03 μ Sv < 50 μ Sv
廃液受槽 (分析廃液受槽)	閉じ込め 機能喪失	分析廃液受槽が破損し、内蔵している放射性の液体廃棄物が堰内に漏えいし、漏えいに伴い、液体廃棄物中の放射性物質の一部が室内の気相に移行 ^{※4} し、排気系統を通じてではなく、直接、建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.008 μ Sv < 50 μ Sv
消火設備	消火機能喪失 (火災)	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質が切断時に飛散 ^{※1} することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行 ^{※5} するものとし、これらが排気系統を通じて、排気口から火災によって放出され敷地境界に達したと想定	0.001 μ Sv < 50 μ Sv

- ※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1% (日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)。Kr等の気体状の放射性物質は100%移行。
 ※2 コンクリートセル、建屋の除染係数として気体状の放射性物質を除き、各々10を考慮。鉄セル、グローブボックス、フード、廃液受槽については建屋の除染係数のみ考慮
 Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning
 ". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7)
 ※3 鉄セル、グローブボックス、フードでは、燃料デブリの切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ全量が粉体化するものとし、※1の移行率を用いた。
 ※4 液体状の放射性物質の漏えい時の気相への移行率0.02% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)
 ※5 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.6% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)

4. 使用許可基準規則を考慮した耐震重要度分類(3/3)

機能喪失時の評価結果から、

- ・コンクリートセル、鉄セルは、機能喪失を想定しても5mSv以下であり、Bクラスとなる。
 - ・グローブボックスについては、機能喪失を想定しても50 μ Sv以下でありCクラスともできるが、将来の機能拡張を考慮し、Bクラスとしている。
 - ・フード、廃液受槽は、機能喪失を想定しても50 μ Sv以下であり、Cクラスとなる。
 - ・消火設備は、火災を想定しても50 μ Sv以下であり、Cクラスとなる。
- ・また、セル等に関連した換気空調設備については、「使用許可基準規則」(その解釈)に基づき、セル等と同等の閉じ込め機能を求めるものとし、同一の耐震クラスとしている。



以上のように、第2棟の耐震クラスは「使用許可基準規則」にも則したものとなっている。

別紙1 電源喪失から弁閉止までの間の線量評価について (負圧維持機能喪失)

一部改訂

◆想定事象

- ・地震により電気設備が損傷し、負圧維持機能が喪失することを想定。

◆放射性物質の放出経路

- ・コンクリートセルにて、切断時に発生する粉体(約 7×10^{12} Bq)の1%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行(既存使用施設で同様な評価に用いている移行率※1)。
- ・コンクリートセルから、給気フィルタを通じて、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。

◆除染係数

- ・給気フィルタについては、高性能フィルタの1段の除染係数(DF)として 10^3 を考慮する。
- ・建屋については、除染係数(DF)として10を考慮する※2。
- ・なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。

◆放出された放射能

- ・建屋外に放出された放射能 → 3.5×10^9 Bqと評価。

◆放射性物質の大気拡散

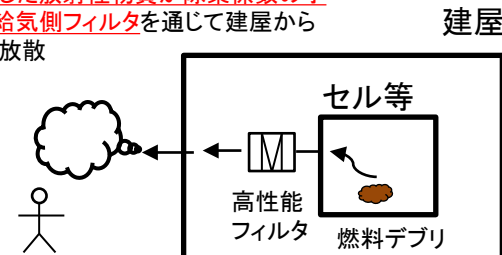
- ・「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。



◆線量評価結果

- ・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約11 μSv

地震により、負圧維持機能が喪失し、燃料デブリの切断に伴ってセル内に飛散した放射性物質が除染係数の小さい給気側フィルタを通じて建屋から地上放出



建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	4.7×10^5
Pu-239	3.4×10^4
Pu-240	6.1×10^4
Pu-241	4.7×10^6
Am-241	2.5×10^5
Am-242m	8.5×10^3
Cm-244	6.4×10^4
その他	3.5×10^9
合計	3.5×10^9

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	3.2×10^9
H-3	3.3×10^8

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)

※2 建屋の除染係数として10を考慮。

Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

別紙1 電源喪失から弁閉止までの間の線量評価について (負圧維持機能喪失+火災発生)

追加説明

◆想定事象

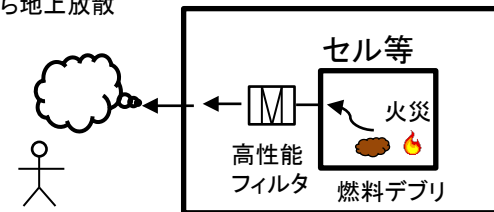
- 地震により電気設備及び消火設備が損傷し、負圧維持機能及び消火機能が喪失することを想定。

◆放射性物質の放出経路

- コンクリートセルNo.4における燃料デブリ等の切断時に地震が発生し、その後火災が発生したことを想定。
- 切断時に発生する粉体(約 7×10^{12} Bq)について、切断時の飛散1%(既存使用施設で同様な評価に用いている移行率^{※1})と火災に伴う飛散0.6%^{※2}を合わせた1.6%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行。
- コンクリートセルから、給気フィルタを通じて、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。

地震後に火災が発生したと想定。負圧維持機能が喪失し、燃料デブリの切断及び火災に伴ってセル内に飛散した放射性物質が除去係数の小さい給気側フィルタを通じて建屋から地上放出

建屋



建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	7.5×10^5
Pu-239	5.4×10^4
Pu-240	9.7×10^4
Pu-241	7.5×10^6
Am-241	4.0×10^5
Am-242m	1.4×10^4
Cm-244	1.0×10^5
その他	3.5×10^9
合計	3.5×10^9

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	3.2×10^9
H-3	3.3×10^8

◆除染係数

- 給気フィルタについては、高性能フィルタの1段の除染係数(DF)として 10^3 を考慮する。
- 建屋については、除染係数(DF)として10を考慮する^{※3}。
- なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。

◆放出された放射能

- 建屋外に放出された放射能 → 3.5×10^9 Bqと評価。

◆放射性物質の大気拡散

- 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。



◆線量評価結果

- 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約 18μ Sv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)

※2 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.6%(“Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”,NUREG/CR-6410)

※3 建屋の除染係数として10を考慮。

Elizabeth M.Flew,et al.”Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE ,Harwell.Imllcations for Emergency Planning “.Handling of Radiation Accidents.International Atomic Energy Agency.Vienna,1969,IAEA-SM-119/7

別紙2 機能喪失時の線量評価について(1/5)

一部改訂

①第2棟建屋(コンクリートセル含む)

◆想定事象

- ・地震によりコンクリートセル、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定。

◆放射性物質の放出経路

- ・コンクリートセルにて、切断時に発生する粉体(約 7×10^{12} Bq)の1%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行(既存使用施設で同様な評価に用いている移行率※1)。
- ・コンクリートセルから、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。

◆除染係数

- ・コンクリートセル、建屋については、損傷した場合の除染係数(DF)をIAEAの文献※2から引用。→コンクリートセル、建屋ともDF:10を考慮する。
- ・なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。

◆放出された放射能

- ・建屋外に放出された放射能 → 4.2×10^9 Bqと評価。

◆放射性物質の大気拡散

- ・「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。



◆線量評価結果

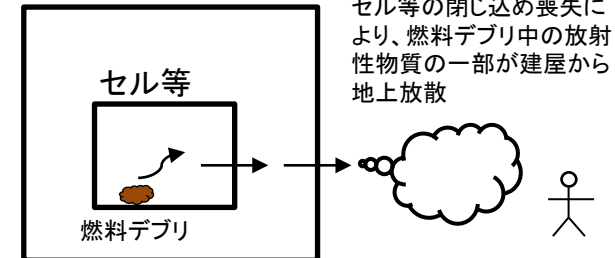
- ・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約1.1mSv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)

※2 コンクリートセル、建屋の除染係数として各々10を考慮。

Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE ,Harwell.Imllications for Emergency Planning ".Handling of Radiation Accidents.International Atomic Energy Agency.Vienna,1969,IAEA-SM-119/7

建屋



想定事象①における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	4.7×10^7
Pu-239	3.4×10^6
Pu-240	6.1×10^6
Pu-241	4.7×10^8
Am-241	2.5×10^7
Am-242m	8.5×10^5
Cm-244	6.4×10^6
その他	3.6×10^9
合計	4.2×10^9

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	3.2×10^9
H-3	3.3×10^8

別紙2 機能喪失時の線量評価について(2/5)

一部改訂

②鉄セル

◆想定事象

・地震により鉄セル、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定。

◆放射性物質の放出経路

・鉄セルでは燃料デブリの切断は行わないが、取り扱う燃料デブリのすべてが粉体化(約 2×10^{11} Bq)しているものとし、その1%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行※1。
 ・鉄セルから、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。

◆除染係数

・鉄セルの除染係数は考慮せず、建屋については、除染係数(DF)として10を考慮する※2。
 ・なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。

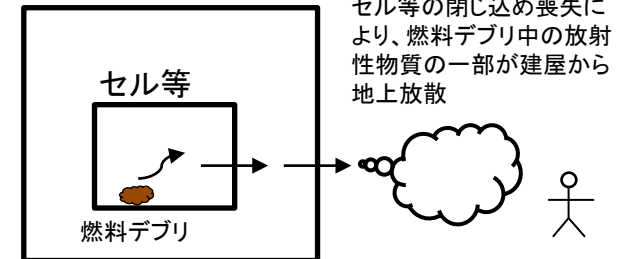
◆放出された放射能

・建屋外に放出された放射能 → 2.6×10^8 Bqと評価。

◆放射性物質の大気拡散

・「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。

建屋



想定事象②における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	1.2×10^7
Pu-239	8.4×10^5
Pu-240	1.5×10^6
Pu-241	1.2×10^8
Am-241	6.2×10^6
Am-242m	2.1×10^5
Cm-244	1.6×10^6
その他	1.2×10^8
合計	2.6×10^8

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	8.0×10^7
Cs-137	9.4×10^6
Ba-137m	8.9×10^6
H-3	8.3×10^6

◆線量評価結果

・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約0.3mSv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)

※2 建屋の除染係数として10を考慮。

Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE ,Harwell.Imllications for Emergency Planning ".Handling of Radiation Accidents.International Atomic Energy Agency.Vienna,1969,IAEA-SM-119/7

別紙2 機能喪失時の線量評価について(3/5)

一部改訂

③グローブボックス(フードも同一)

◆想定事象

・地震によりグローブボックス、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定。

◆放射性物質の放出経路

- ・グローブボックスでは燃料デブリの切断は行わないが、取り扱う燃料デブリのすべてが粉体化(約 2×10^7 Bq)しているものとし、その1%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行^{※1}。
- ・グローブボックスから、排気系統を通じてではなく、直接、グローブボックス周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。

◆除染係数

- ・グローブボックスの除染係数は考慮せず、建屋については、除染係数(DF)として10を考慮する^{※2}。
- ・なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。

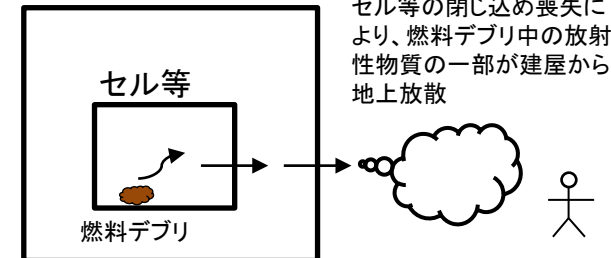
◆放出された放射能

・建屋外に放出された放射能 → 2.6×10^4 Bqと評価。

◆放射性物質の大気拡散

・「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。

建屋



想定事象③における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	1.2×10^3
Pu-239	8.4×10^1
Pu-240	1.5×10^2
Pu-241	1.2×10^4
Am-241	6.2×10^2
Am-242m	2.1×10^1
Cm-244	1.6×10^2
その他	1.2×10^4
合計	2.6×10^4

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Kr-85	8.0×10^3
Cs-137	9.4×10^2
Ba-137m	8.9×10^2
H-3	8.3×10^2

◆線量評価結果

・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約 0.03μ Sv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)

※2 建屋の除染係数として10を考慮。

Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

別紙2 機能喪失時の線量評価について(4/5)

一部改訂

④ 廃液受槽

◆ 想定事象

- 地震により廃液受槽(分析廃液受槽)、建屋が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定。

◆ 放射性物質の放出経路

- 分析廃液受槽が破損し、内蔵している放射性の液体廃棄物全量(約 2×10^8 Bq)が堰内に漏えいし、漏えいに伴い、液体廃棄物中の放射性物質の一部が室内の気相に移行。
- 排気系統を通じてではなく、直接、建屋から外部へ放出され地上放出によって敷地境界に達したと想定。
- 漏えいした溶液の気相への移行率は0.02%(放射性物質が漏えいし、液滴が落下することによる移行率※¹)とした。

◆ 除染係数

- 建屋については、除染係数(DF)として10を考慮する※²。
- なお、ガス状の放射性物質については、除染係数を考慮しない。

◆ 放出された放射能

- 建屋外に放出された放射能 → 1.5×10^4 Bqと評価。

◆ 放射性物質の大気拡散

- 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度 → 3.2×10^{-7} h/m³と評価。



◆ 線量評価結果

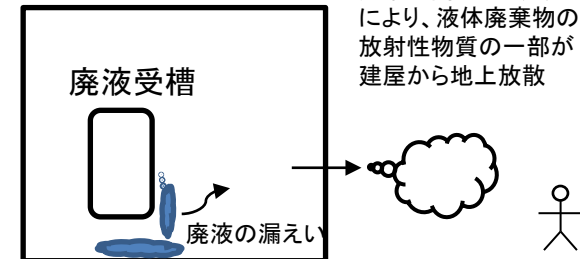
- 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約0.008 μSv

※¹ 液体状の放射性物質の漏えい時の気相への移行率0.02%("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook",NUREG/CR-6410)

※² 建屋の除染係数として10を考慮。

Elizabeth M.Flew,et al."Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE ,Harwell.Imllcations for Emergency Planning ".Handling of Radiation Accidents.International Atomic Energy Agency.Vienna,1969,IAEA-SM-119/7

建屋



受槽の閉じ込め喪失により、液体廃棄物の放射性物質の一部が建屋から地上放出

想定事象④における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	3.1×10^2
Pu-239	2.2×10^1
Pu-240	4.0×10^1
Pu-241	3.1×10^3
Am-241	1.7×10^2
Am-242m	5.6×10^0
Cm-244	4.3×10^1
その他	1.2×10^4
合計	1.5×10^4

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
H-3	1.1×10^4

別紙2 機能喪失時の線量評価について(5/5)

一部改訂

⑤消火設備

◆想定事象

- 地震により消火設備が損傷し、消火機能が喪失することを想定。

◆放射性物質の放出経路

- コンクリートセルNo.4における燃料デブリ等の切断時に火災が発生したことを想定。
- 切断時に発生する粉体(約 7×10^{12} Bq)について、切断時の飛散1%(既存使用施設で同様な評価に用いている移行率^{※1})と火災に伴う飛散0.6%^{※2}を合わせた1.6%(トリチウム、希ガス、ヨウ素は100%)が気相に移行。
- コンクリートセルから、排気系統を通じて、排気口から放出され敷地境界に達したと想定。

◆除染係数

- 排気系統については、高性能フィルタの3段の除染係数(DF)として 10^7 を考慮する。

◆放出された放射能

- 建屋外に放出された放射能 → 3.5×10^9 Bqと評価。

◆放射性物質の大気拡散

- 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、排気口から放出され敷地境界に達する場合の相対濃度 → 1.2×10^{-8} h/m³と評価。



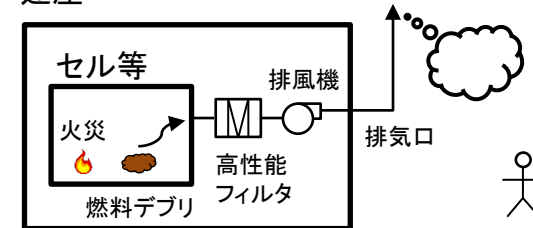
◆線量評価結果

- 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考に求めた呼吸摂取による内部被ばく線量 → 約 0.001μ Sv

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)

※2 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.6%(“Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410)

建屋 火災により、燃料デブリ中の放射性物質の一部が排気系統を通じて排気口から大気放出



想定事象⑤における建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
H-3	3.3×10^8
Kr-85	3.2×10^9
I-129	1.9×10^5
Pu-238	7.5×10^2
Pu-239	5.4×10^1
Pu-240	9.7×10^1
Pu-241	7.5×10^3
Am-241	4.0×10^2
Cm-244	1.0×10^2
その他	1.8×10^3
合計	3.5×10^9

「その他」以外の核種が全体の実効線量のうち約99%を占める。

「その他」の主な核種

核種	放出量 [Bq]
Cs-137	6.0×10^2
Ba-137m	5.7×10^2
Y-90	2.1×10^2
Sr-90	2.1×10^2
Pm-147	9.7×10^1

放射性物質分析・研究施設第2棟に係る
実施計画の変更認可申請について
(セル・グローブボックスの閉じ込めに係る整理について)
11月11日面談資料改訂版

2020年11月20日

東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



1. セル等の放射性物質の閉じ込め(1/4)

一部改訂

◆基本的な考え方

- 換気空調設備にてセル等内を負圧にすることで、放射性物質を閉じ込めることを基本とする。
 - 負圧維持による閉じ込め(参考1)
- 負圧維持が出来ない場合は、構造*1により放射性物質を閉じ込める。
 - 構造による閉じ込め(参考1)

*1:セル等、ダクト、フィルタ、弁(参考2)

◆想定される事象に対する閉じ込めの考え方

	負圧維持による閉じ込め	構造による閉じ込め
①通常時	○	—
②外部電源喪失時	○	—
③火災発生時	○	—
④負圧維持に必要な設備の機能喪失時*2	—	○
⑤負圧維持に必要な設備の機能喪失+火災発生時*3	—	○

*2: 電源喪失時、Bクラス地震によるCクラス設備の損傷時等、排風機が機能しない場合

*3: 負圧に必要な設備の機能喪失時に、万一、さらに火災が発生した場合の対応について示すものである。

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(2/4)

①通常時

- 換気空調設備にてセル等内を負圧維持することにより、放射性物質を閉じ込める。

②外部電源喪失時(参考3)

- 大熊線3, 4号より給電しており、3号又は4号のみの停電では第2棟の電源喪失は起きないため、セル等内を負圧維持することにより閉じ込める。
- 大熊線3, 4号ともに喪失した場合、予備電源へ切り替えて給電しセル等内を負圧維持することにより閉じ込める。

③火災発生時

- 換気空調設備にてセル等内を負圧維持することにより閉じ込める。
- 窒素ガス消火設備による消火時においても、管理区域(分析室等)等への放射性物質の汚染拡大防止として負圧を維持する。

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(3/4)

④負圧維持に必要な設備の機能喪失時*¹

- 構造による閉じ込めとして、給気フィルタと排気フィルタの間で放射性物質を閉じ込める。
- その際、フィルタから放出される放射性物質による影響は、 $50 \mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2$ に比べ十分に小さい。(参考4)
- フィルタからの放射性物質の放出をさらに低減するため、セル等の直近の給排気ラインに弁を設置し、閉止できる設計とする。
- 弁の閉止が速やかに出来るよう操作性・アクセス性を考慮する。
- 排風機が停止した場合の弁の操作を含めマニュアル化する。

*1: 電源喪失時、Bクラス地震によるCクラス設備の損傷時等、排風機が機能しない場合

*2: 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針における周辺監視境界外の線量目標値

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(4/4)

⑤負圧維持に必要な設備の機能喪失＋火災発生時

- 火災によるフィルタ損傷の恐れがないことから、火災発生時においても、給気フィルタと排気フィルタの間で放射性物質を閉じ込める。
- その際、フィルタから放出される放射性物質による影響は、 $50 \mu\text{Sv}^*1$ に比べ十分に小さい(参考4)。
- ④と同様、フィルタからの放射性物質の放出をさらに低減するため、セル等の直近の給排気ラインに弁を設置し、閉止できる設計とする。
- 火災発生時の弁の閉止操作については、火災による内圧の上昇の可能性も考慮してマニュアル化する。

○現在想定しているマニュアルへの記載内容

高性能フィルタが1段である給気側弁は速やかに閉止するが、高性能フィルタが2段ある排気側弁については、火災によるセル内圧力の状況に応じて閉止するか、開を維持するかを判断する。

セル等の直近に設置する弁は、フィルタから放出される放射性物質をさらに低減するために設置するものである。⑤にも示したように、状況に応じた対応が必要であることから手動弁とする。

*1: 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針における周辺監視境界外の線量目標値

参考1 セル等の放射性物質の閉じ込め

: 使用許可基準規則との対応

○負圧維持による閉じ込め → 第2条 2項四に該当

○構造による閉じ込め → 第2条 2項一に該当

【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2条 閉じ込めの機能

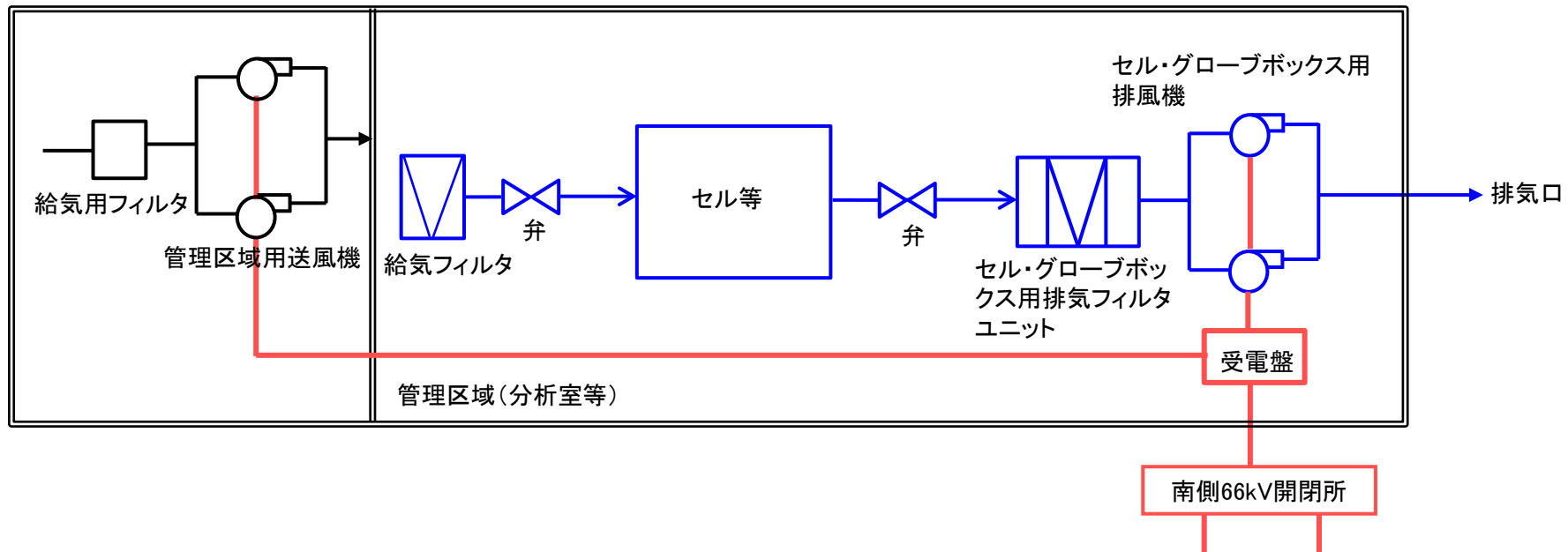
- 1 第2条に規定する「限定された区域に適切に閉じ込める」とは、放射性物質を系統又は機器に閉じ込めること、又は放射性物質が漏えいした場合においても、フード、セル等若しくは構築物の管理区域内に保持することをいう。
上記の「セル等」とは、セル、グローブボックスその他の気密設備のことをいう。
- 2 使用施設等について、第2条に規定する「閉じ込めることができるもの」とは、以下の各号に掲げるものをいう。
 - 一 放射性物質を収納する系統又は機器は、放射性物質の漏えいを防止できる設計であること。また、内包する物質の種類に応じて適切な腐食対策が講じられていること。
 - 二 放射性物質が漏えいした場合に、その漏えいを確認することができること。また、漏えいが確認された場合、その拡大を防止することができること。
 - 三 放射性物質を気体又は液体で扱う系統及び機器は、放射性物質の逆流により、放射性物質が拡散しない設計であること。換気空調設備においても同様とする。
 - 四 セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合、当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。
 - 五 フードは、局所排気設備により開口部の風速を維持できるものであること。

参考2 設備構成

一部改訂

- : 耐震Bクラス(換気空調設備)
- : 耐震Cクラス(電気設備)
- : 耐震Cクラス(換気空調設備)

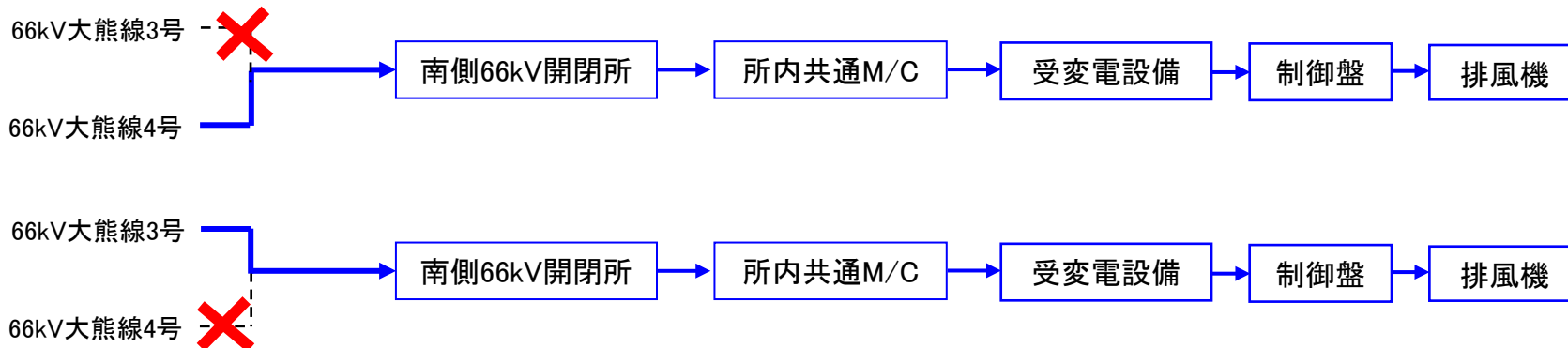
第2棟建屋:耐震Bクラス



参考3 外部電源喪失時の対応

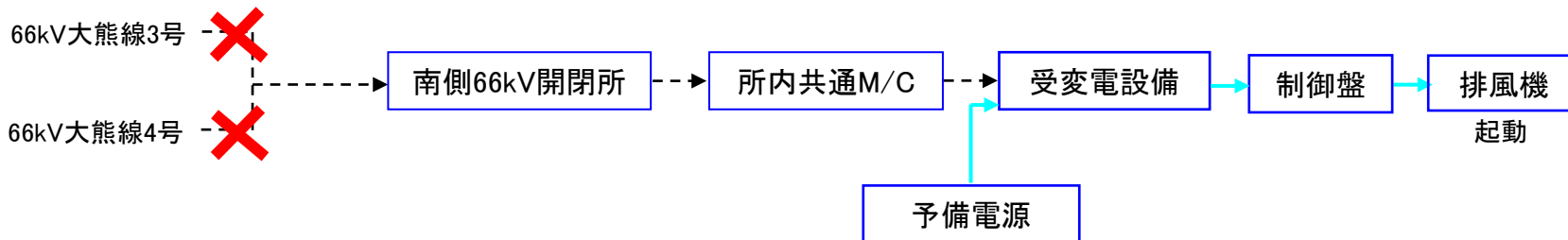
片系統のみ停電

→ 大熊線3, 4号より給電しており、3号若しくは4号のみの停電では、第2棟の電源喪失は起きない。



両系統停電

→ 3, 4号ともに停電した場合、予備電源へ切替わる。
大熊線からの給電喪失から数秒後に予備電源へ切替え送電開始。



大熊線 → 予備電源
: 自動切替

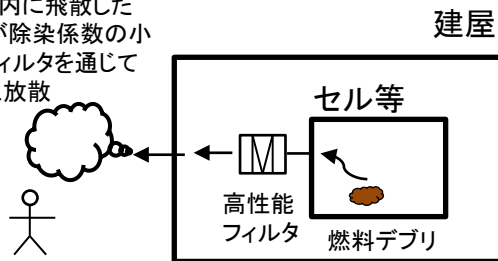
参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(1/6)

◆負圧維持機能喪失を想定した場合の影響を評価

想定事象	線量評価の概要	線量の評価値
①負圧維持機能喪失	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質がセル内の気相に移行 ^{※1} するものとし、これらが除染係数の小さい給気側フィルタを通じて、セル周辺の室へ放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	11 μ Sv
②負圧維持機能喪失 ＋火災発生	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質が切断時に飛散 ^{※1} することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行 ^{※3} するものとし、これらが除染係数の小さい給気側フィルタを通じて、セル周辺の室へ放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	18 μ Sv

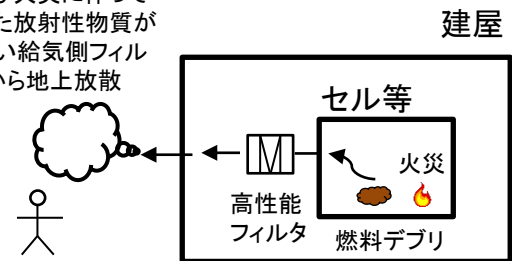
なお、通常時の評価として、放射性物質の放出に伴う敷地境界外における年間の実効線量は約 $4.2 \times 10^{-4} \mu$ Svである。

地震により、負圧維持機能が喪失し、燃料デブリの切断に伴ってセル内に飛散した放射性物質が除染係数の小さい給気側フィルタを通じて建屋から地上放出



想定事象①のイメージ

地震後に火災が発生したと想定。負圧維持機能が喪失し、燃料デブリの切断及び火災に伴ってセル内に飛散した放射性物質が除染係数の小さい給気側フィルタを通じて建屋から地上放出



想定事象②のイメージ

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1%(日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)。Kr等の気体状の放射性物質は100%移行。

※2 建屋の除染係数として気体状の放射性物質を除き、10を考慮。

Elizabeth M.Flew, et al."Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE ,Harwell.Imllcations for Emergency Planning "Handling of Radiation Accidents.International Atomic Energy Agency.Vienna,1969,IAEA-SM-119/7

※3 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.6%("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook",NUREG/CR-6410)

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(2/6) — 建屋外に放出される放射能 —

建屋外に放出される放射能Qは、五因子法※1により計算する。

$$Q = MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF$$

		想定事象① (負圧維持機能喪失)	想定事象② (負圧維持機能喪失+火災発生)
MAR	切断時に発生する粉体の放射能	気体状の放射性物質(トリチウム、希ガス、ヨウ素): 3.5×10^9 Bq 粒子状の放射性物質: 6.7×10^{12} Bq	
DR	MARのうち影響を受ける割合	1 (切断時に発生する粉体の全てが影響を受けるものとする保守的な条件を設定)	
ARF	気相への移行割合	気体状の放射性物質: 100% 粒子状の放射性物質(切断時): 1%※2	気体状の放射性物質: 100% 粒子状の放射性物質(切断時): 1%※2 (火災時): 0.6%※1
RF	吸入摂取に寄与する割合	1 (気相に移行した放射性物質が全て吸入摂取されるものとする保守的な条件を設定)	
LPF	放出経路での低減割合 (除染係数DFの逆数。LPF=1/DF)	気体状の放射性物質に対する除染係数(DF): 1 (気体状の放射性物質については除染係数を考慮しない) 粒子状の放射性物質に対する除染係数(DF): 10^4 (給気側フィルタ(高性能フィルタ1段)の除染係数 10^3 と建屋の除染係数 10 ※3を考慮する)	
Q	建屋外に放出される放射能	気体状の放射性物質: 3.5×10^9 Bq 粒子状の放射性物質: 6.7×10^6 Bq	気体状の放射性物質: 3.5×10^9 Bq 粒子状の放射性物質: 1.1×10^7 Bq

※1 Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410

※2 日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」

※3 Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(3/6)

－核種別の放出量－

核種別の放出量 Q_i は下表のとおり。

	核種	核種 i の放出量 Q_i [Bq]	
		想定事象① (負圧維持機能喪失)	想定事象② (負圧維持機能喪失+火災発生)
気体状の 放射性物質	H-3	3.3×10^8	3.3×10^8
	Kr-85	3.2×10^9	3.2×10^9
	I-129	1.9×10^5	1.9×10^5
	合計	3.5×10^9	3.5×10^9
粒子状の 放射性物質	Pu-238	4.7×10^5	7.5×10^5
	Pu-239	3.4×10^4	5.4×10^4
	Pu-240	6.1×10^4	9.7×10^4
	Pu-241	4.7×10^6	7.5×10^6
	Am-241	2.5×10^5	4.0×10^5
	Am-242m	8.5×10^3	1.4×10^4
	Cm-244	6.4×10^4	1.0×10^5
	その他	1.1×10^6	1.8×10^6
	合計	6.7×10^6	1.1×10^7

吸入摂取による内部被ばく線量 H_I は、次式により計算する。

$$H_I = \sum K_{Ii} \times M \times Q_i \times (\chi/Q)$$

- K_{Ii} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 [mSv/Bq]
➤「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」別表第1 第2欄より核種に応じた値を用いた。なお、化学形等が複数ある核種については、最も厳しい化学形等の実効線量係数を用いた。
- M : 呼吸率 [m³/h]
➤「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」より、成人の呼吸率 1.2m³/hを用いた。
- Q_i : 核種 i の放出量 [Bq]
- χ/Q : 相対濃度 [h/m³]
➤「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、地上放出によって敷地境界に達する場合の相対濃度を評価した。その結果、約 3.2×10^{-7} h/m³である。

— 想定事象①の被ばく線量評価結果 —

想定事象①(負圧維持機能喪失)の内部被ばく線量の評価結果は下表のとおり。

	核種	吸入摂取した場合の 実効線量係数 [mSv/Bq]	呼吸率 [m ³ /h]	核種iの放出量 [Bq]	相対濃度 [h/m ³]	被ばく線量 [mSv]	全体の被 ばく線量 に対する 寄与割合
		K_{fi}	M	Q_i	χ/Q	H_i	
粒子状の 放射性物質	Pu-238	3.0×10^{-2}	1.2	4.7×10^5	3.2×10^{-7}	5.4×10^{-3}	>99%
	Pu-239	3.2×10^{-2}		3.4×10^4		4.2×10^{-4}	
	Pu-240	3.2×10^{-2}		6.1×10^4		7.5×10^{-4}	
	Pu-241	5.8×10^{-4}		4.7×10^6		1.0×10^{-3}	
	Am-241	2.7×10^{-2}		2.5×10^5		2.6×10^{-3}	
	Am-242m	2.4×10^{-2}		8.5×10^3		7.9×10^{-5}	
	Cm-244	1.7×10^{-2}		6.4×10^4		4.2×10^{-4}	
	その他	—		1.1×10^6		7.1×10^{-5}	1%未満
気体状の放射性物質	—	3.5×10^9	1.4×10^{-5}				
合計						1.08×10^{-2}	

→ 11 μSv

— 想定事象②の被ばく線量評価結果 —

想定事象②(負圧維持機能喪失+火災発生)の内部被ばく線量の評価結果は下表のとおり。

	核種	吸入摂取した場合の 実効線量係数 [mSv/Bq]	呼吸率 [m ³ /h]	核種iの放出量 [Bq]	相対濃度 [h/m ³]	被ばく線量 [mSv]	全体の被 ばく線量 に対する 寄与割合
		K_{fi}	M	Q_i	χ/Q	H_i	
粒子状の 放射性物質	Pu-238	3.0×10^{-2}	1.2	7.5×10^5	3.2×10^{-7}	8.6×10^{-3}	>99%
	Pu-239	3.2×10^{-2}		5.4×10^4		6.7×10^{-4}	
	Pu-240	3.2×10^{-2}		9.7×10^4		1.2×10^{-3}	
	Pu-241	5.8×10^{-4}		7.5×10^6		1.7×10^{-3}	
	Am-241	2.7×10^{-2}		4.0×10^5		4.2×10^{-3}	
	Am-242m	2.4×10^{-2}		1.4×10^4		1.3×10^{-4}	
	Cm-244	1.7×10^{-2}		1.0×10^5		6.7×10^{-4}	
	その他	—		1.8×10^6		1.1×10^{-4}	1%未満
気体状の放射性物質	—	3.5×10^9	1.4×10^{-5}				
合計						1.73×10^{-2}	

→ 18 μSv