

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)
1月18日面談資料改訂版

2021年2月3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. 想定される燃料デブリの性状

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。
- 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。

2. 臨界管理の方法

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法を講ずる。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。また、誤操作による二重装荷を考慮し、安全裕度を確保する。
- 試料ピットは、燃料デブリ等を一時的に保管する設備で、XXXXXXXXXX XXXXXXXXXXに設置する。XXXXXXXXXXがあり、各XXXXXXXXXXに燃料デブリ等(XXXX以下)を収納した容器をXXXXまで積み上げて保管する。最大容量はXXXXXXXXXX、XXXXXXXXXX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。

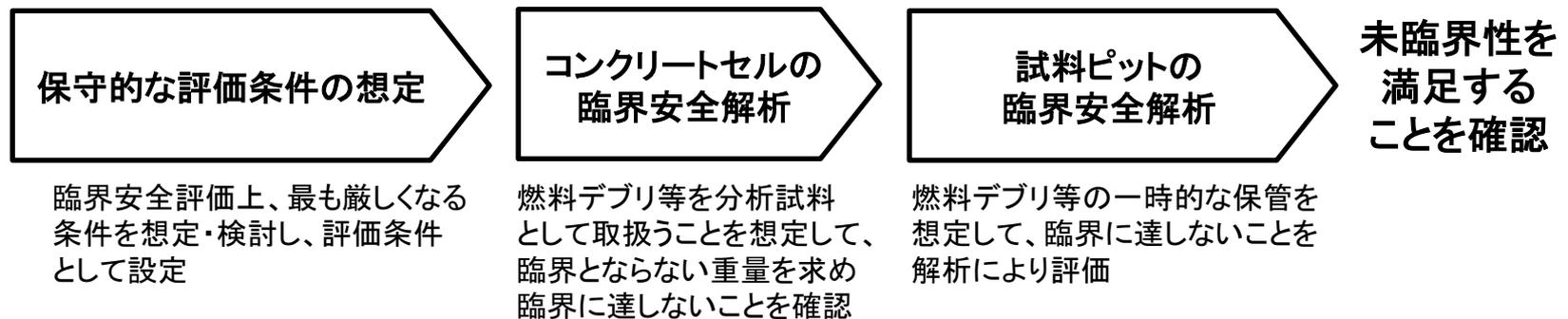
第2棟の形状管理では、燃料デブリ等を収納する試料ピットのXXXXXXXXXXの径、間隔等を制限することで、臨界とならないよう管理する。

3. 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)

4. 保守的な評価条件の想定

「1. 想定される燃料デブリの性状」に示した燃料デブリについて、臨界安全評価上、以下の保守的な条件を想定した。

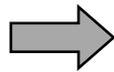
- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されていると想定する。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、新燃料を想定する。
- 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。
- 酸化物と比較して核分裂性物質の重量割合が高くなる金属を想定する。

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。

5. 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(新燃料)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。

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

5. 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(新燃料)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

$$* {}^{235}\text{U} / \text{U} \times 100 = \text{■} \text{ は}$$

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

・ Pu同位体組成等

核種	実績値[wt%]		評価値[wt%]	
■		→	■	

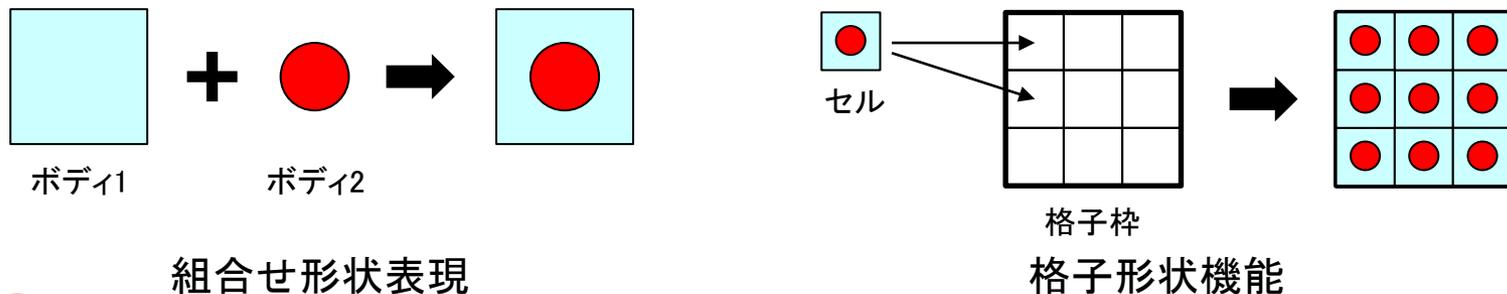
$$\text{組成} = \text{核種} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am}) \times 100$$

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。

6. 解析コードの概要(1/4)

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、これ进行处理することで中性子実効増倍率を求めるものである。
 - 球、円柱、直方体等の基本的な形状(ボディ)を組み合わせることで、三次元モデルを作成できる。これを「組合せ形状表現」という。
 - また、原子炉炉心のように同一形状の燃料集合体が並んで配置されるようなモデルを作成する場合、「組合せ形状表現」だけでモデルを作成すると入力データの量が膨大となることから、予め「組合せ形状表現」を用いて繰り返す形状(セル)を定義し、これを空間(格子枠)内に配置することができる。これを「格子形状機能」という。



6. 解析コードの概要(2/4)

- 第2棟の臨界安全評価では、均質体系と非均質体系での解析を実施する。両体系において、燃料領域及び体系全体は「組合せ形状表現」を用いて定義する。また、非均質体系については、燃料領域内において粒子状に存在する燃料を「格子形状機能」により定義する。
- 「格子形状機能」には、繰り返す形状(セル)ではないが、ある格子枠内について、一定の充填率を満たすよう球形モデルを確率的に配置するSTGM(確率論的幾何形状モデル)がある。本機能は、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。
なお、第2棟の臨界安全評価にSTGMは使用していない。

6. 解析コードの概要(3/4)

・ 検証及び妥当性確認

解析コードと核データに起因する計算精度を検証するため、推定臨界下限増倍率^{※1}を算出した。

- JAEAの報告書^{※2}では、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP^{※3})ハンドブックに収録されている多種多様な臨界実験のうち約1000ケースについて、MVP2.0と核データライブラリJENDL-4.0を用いた解析が行われ、その結果(中性子実効増倍率)が報告されている。
- 第2棟の臨界安全評価では、燃料デブリの組成を考慮し、JAEAの報告書で解析が行われた約1000ケースから、ウラン系(ウラン-233を除く)、プルトニウム系及びウラン・プルトニウム系の約850ケースを抽出した。
- 約850ケースの解析結果(中性子実効増倍率)を対象に統計的手法^{※4}を用いて推定臨界下限増倍率を算出した。その結果は0.97となった。
よって、MVP2.0と核データライブラリJENDL-4.0の組み合わせにより得られる中性子実効増倍率が0.97以下であれば、計算誤差を考慮しても、その体系が未臨界であると判断できる。
- 第2棟の臨界安全評価における未臨界性の判断基準は0.95であり、MVP2.0と核データライブラリJENDL-4.0における推定臨界下限増倍率0.97を下回っている。

※1: 推定臨界下限増倍率: 臨界超過確率2.5%、信頼度97.5%として、これ以下ならば臨界にならないと判断される中性子実効増倍率の値

※2: 『JENDL-4.0に基づく連続エネルギーモンテカルロコードMVP用の中性子断面積ライブラリーの作成とICSBEPハンドブックの臨界性ベンチマーク解析への適用』, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Data/Code 2011-010, (2011).

※3: 経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)の下での国際的な活動として、臨界実験データの鑑定、評価及び編集を行うプロジェクト

※4: 『臨界安全計算コードシステムJACSの計算誤差評価』, 日本原子力研究所, JAERI-M87-057, (1987).

6. 解析コードの概要(4/4)

- ・ 許認可実績

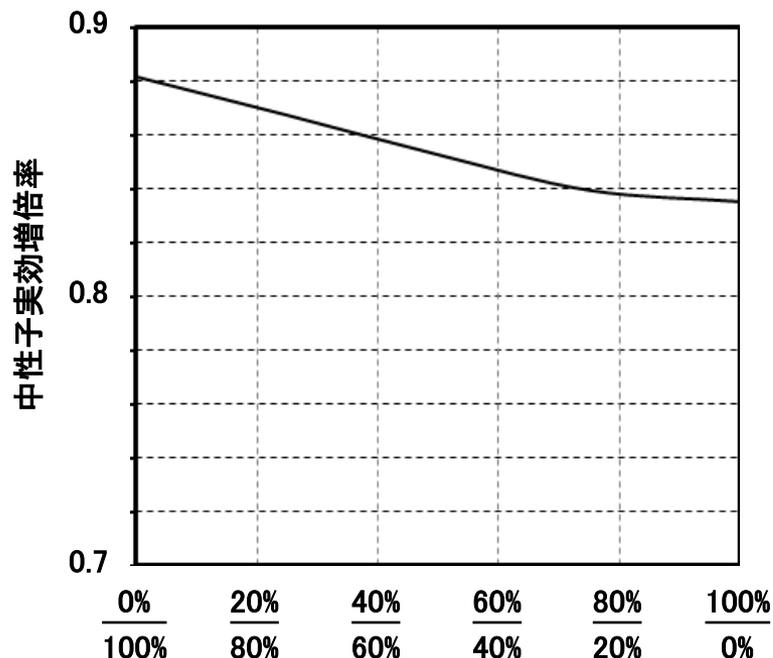
- 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置変更[STACY(定常臨界実験装置)施設等の変更](令和2年8月21日許可)
- 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)における核燃料物質使用変更許可申請(令和2年9月30日許可)

7. 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、「5. 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)

8. 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

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

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

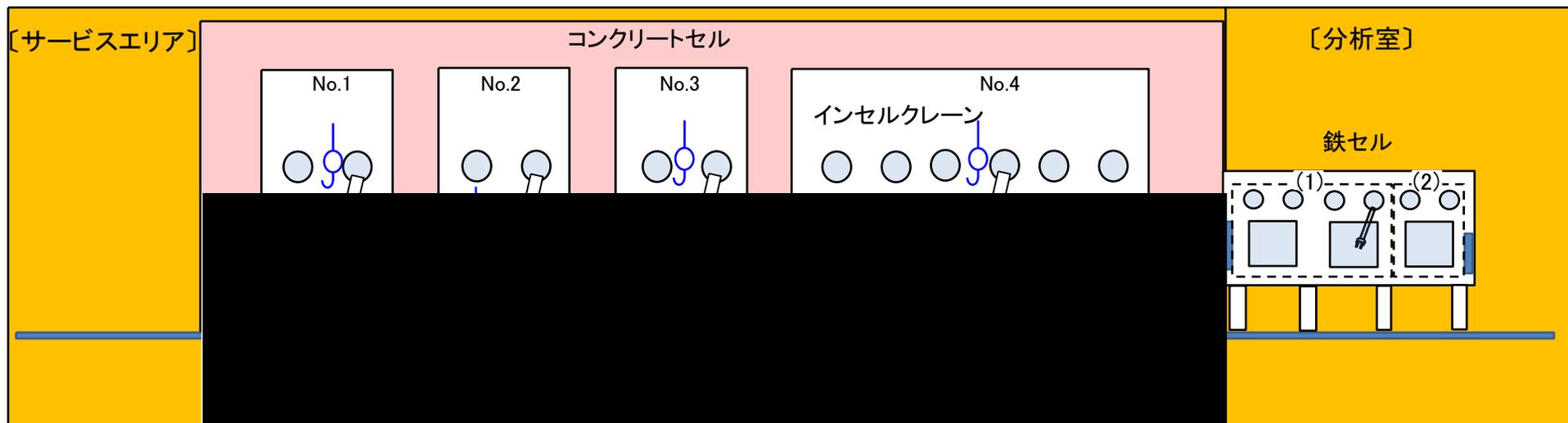
・ Pu同位体組成等

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

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

ーコンクリートセルにおける燃料デブリ等の取扱方法ー

コンクリートセルでは、燃料デブリ等の取扱量を \blacksquare 以下に制限する質量制限にて臨界管理を行う。



燃料デブリ等の切断、粉砕、溶解処理等の前処理はコンクリートセルNo.4で行う。

コンクリートセルの臨界安全解析では、粉砕により粉体とした燃料デブリ等を溶解処理により溶液とする過程を想定する。

なお、溶解処理に使用する燃料デブリ等は1回当たり \blacksquare オーダーであるが、コンクリートセルにおける最大取扱量が \blacksquare であることから、燃料デブリ等 \blacksquare gを全て溶解させたものとして、このとき臨界に達しないことを確認する。

—非均質性の考慮について—

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、均質体系での解析に加えて、非均質体系での解析を実施し、中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した。

なお、溶液中で燃料濃度に差が存在する場合や燃料粒子の粒径や分布にばらつきがある場合などの不均一な状態の影響については、保守的に設定している燃料組成にて包括できる([別紙3](#))。

－解析条件－

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。このうち溶解処理を考慮し、減速系の解析モデルを用いて臨界に達しない重量を評価した。

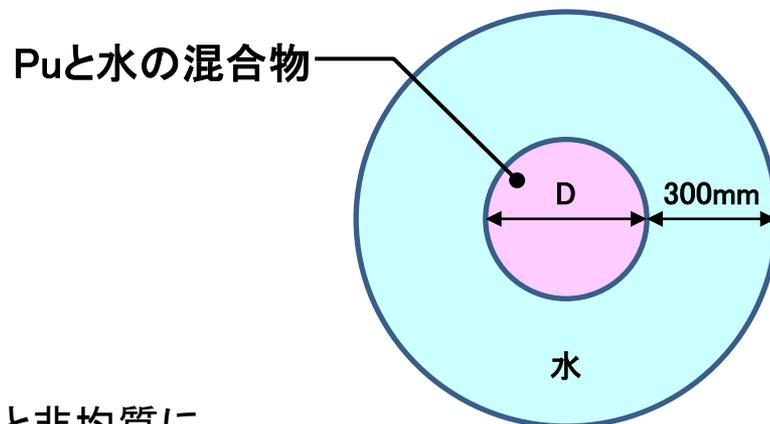
解析条件

(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。
なお、Puと水の混合物は均質にモデル化した場合と非均質にモデル化した場合を考慮する。
- 均質体系での解析では、Puと水の混合物の直径(D)について、Puの濃度をパラメータとして保守的な結果が得られるよう設定する。
- 非均質体系の解析では、Puが粒子状に存在するものとし、Puと水の混合物における直径(D)について、Puの粒径及び粒子間距離をパラメータとして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。



減速系の解析モデル

—均質体系の評価手順—

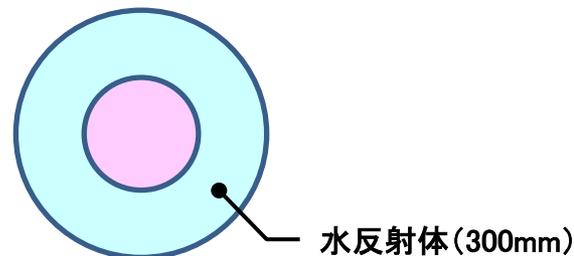
均質体系にて中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。

- ① Pu重量を仮定する [REDACTED]。
- ② 仮定したPu重量を基に、Puの濃度をパラメータとしてPuと水の混合物の直径を設定する。
なお、Puの濃度については水対燃料体積比(V_m/V_f)を30~40で変化させることで、約33~44g/Lで変化させた。ここで、 V_m は水の体積、 V_f は燃料の体積をいう。
- ③ Pu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Pu重量を評価する。

- ①Pu重量を仮定
- ②Pu重量を基にPuと水の混合物中のPu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



- ③Pu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



— 非均質体系の評価手順① —

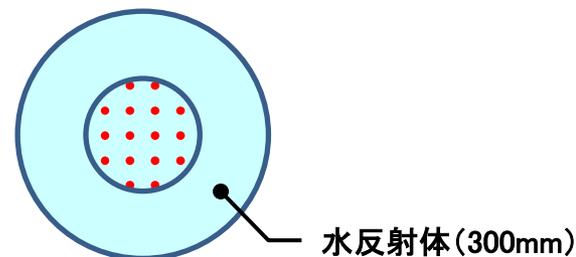
非均質体系にて中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。

- ① Pu重量を仮定する [REDACTED]。
- ② 仮定したPu重量を基に、Puと水の混合物中にPu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Puと水の混合物の直径を設定する。なお、粒子径については0.025～0.1cm、Pu粒子の間隔については水対燃料体積比(V_m/V_f)を20～45で変化させることで、約0.06～0.27cmで変化させた。
- ③ Pu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Pu重量を評価する。

- ①Pu重量を仮定
- ②Pu重量を基にPuと水の混合物中のPu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

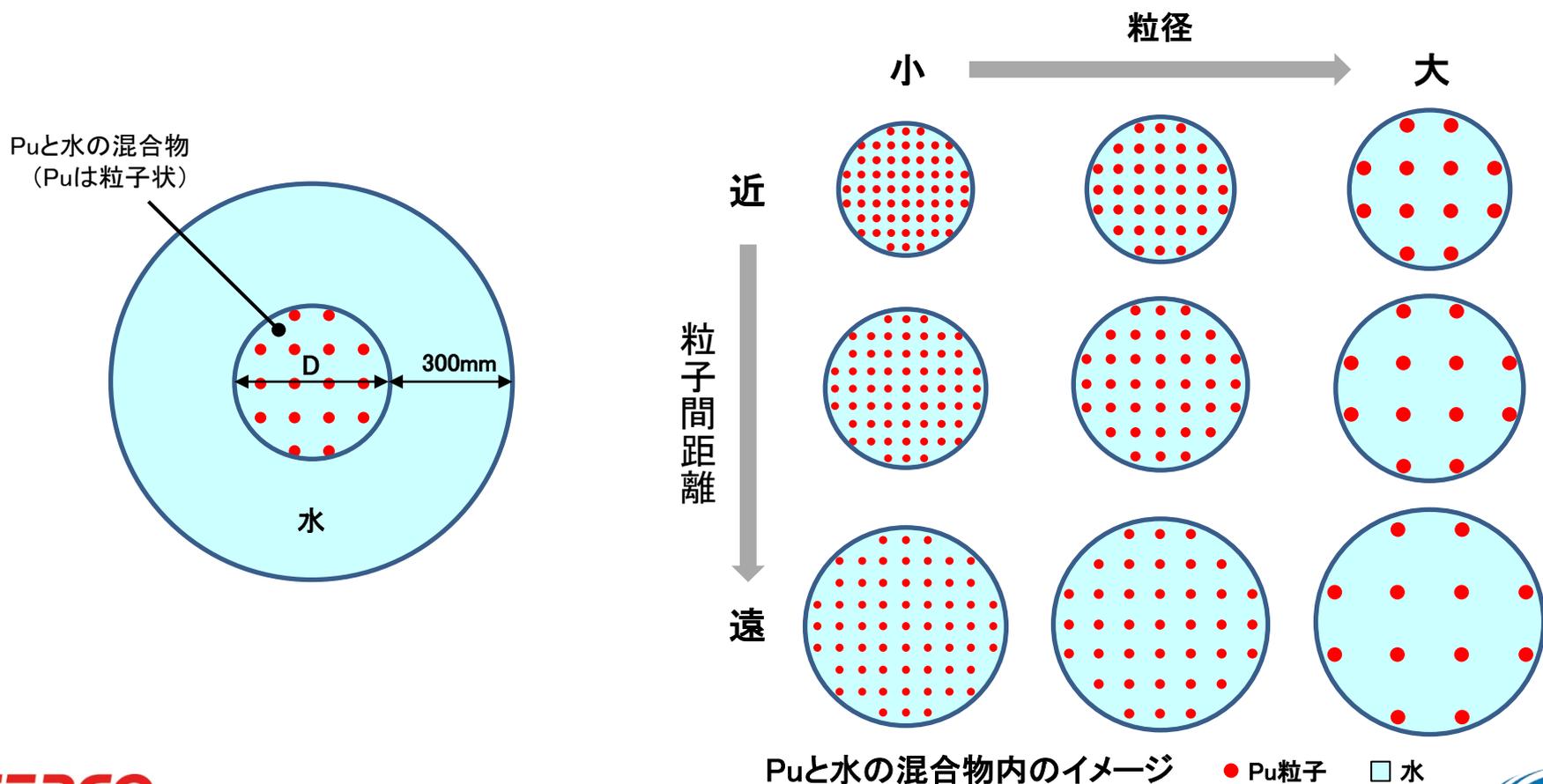


- ③Puと水の混合物の周囲に300mmの水反射体を設定
→臨界になりやすい条件を設定



— 非均質体系の評価手順② —

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。



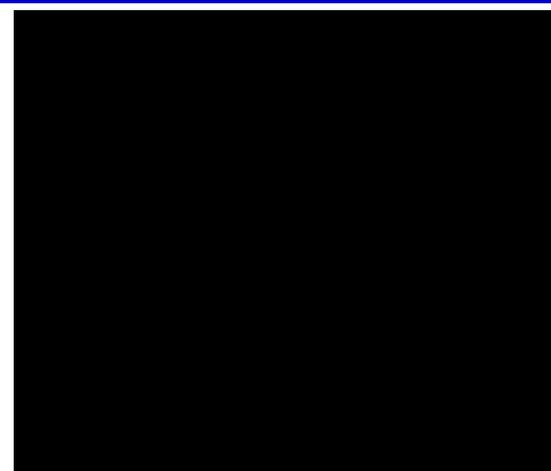
—均質体系の評価結果—



水対燃料体積比 (V_m/V_f)

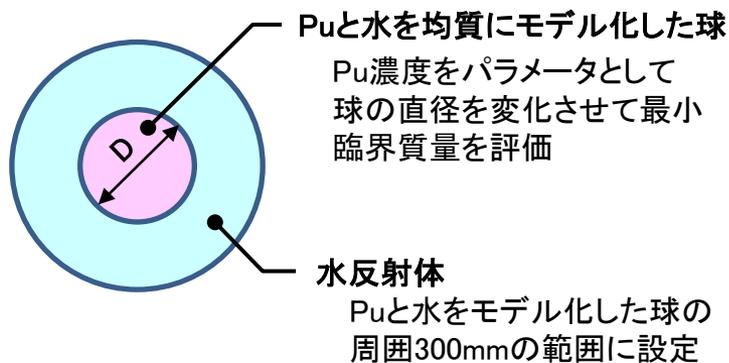
水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化(均質体系)

Pu重量毎に最大の中性子実効増倍率をグラフ化



Pu重量 [kg]

Pu重量による中性子実効増倍率の変化(均質体系)



均質体系の解析モデル

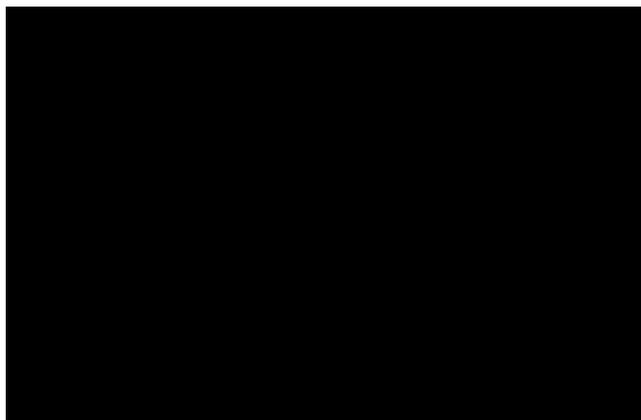
● : Pu+水の混合物 ● : 水

Puの重量 (中性子実効増倍率0.95)	■■■■■
水対燃料体積比 V_m/V_f (V_m :水の体積、 V_f :燃料の体積)	35
Pu濃度	約38 g/L
直径 D	■■■■■

—非均質体系の評価結果①—

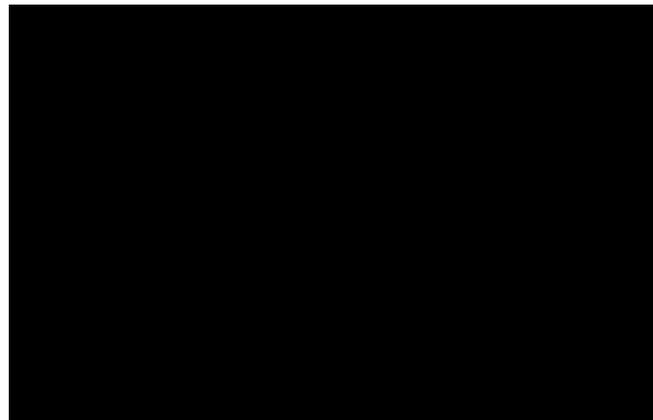
Pu重量別水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化(非均質体系)

中性子実効増倍率



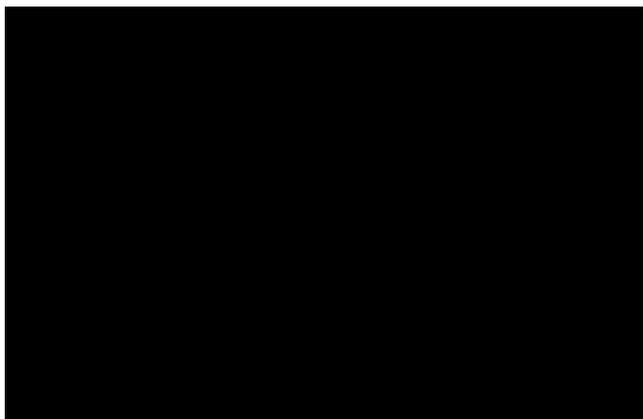
水対燃料体積比 (V_m/V_f)

中性子実効増倍率



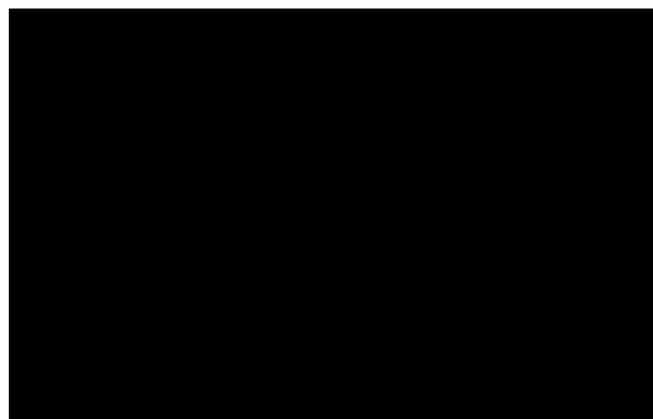
水対燃料体積比 (V_m/V_f)

中性子実効増倍率



水対燃料体積比 (V_m/V_f)

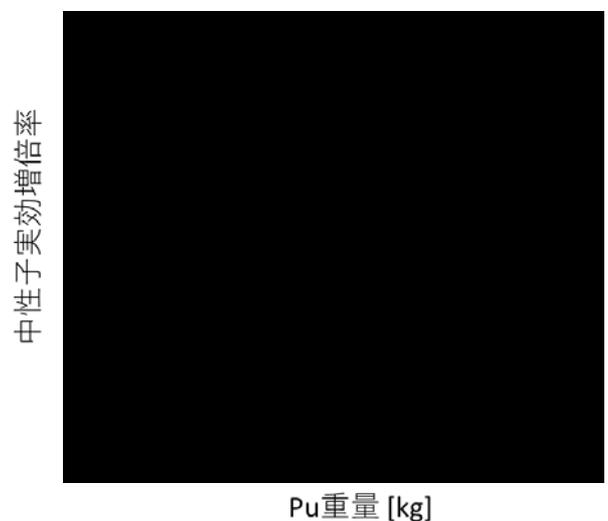
中性子実効増倍率



水対燃料体積比 (V_m/V_f)

⇒ Pu重量ごとの中性子実効増倍率の最大値(上図の赤丸)を用いて、
Pu重量による中性子実効増倍率の変化を表すグラフとした

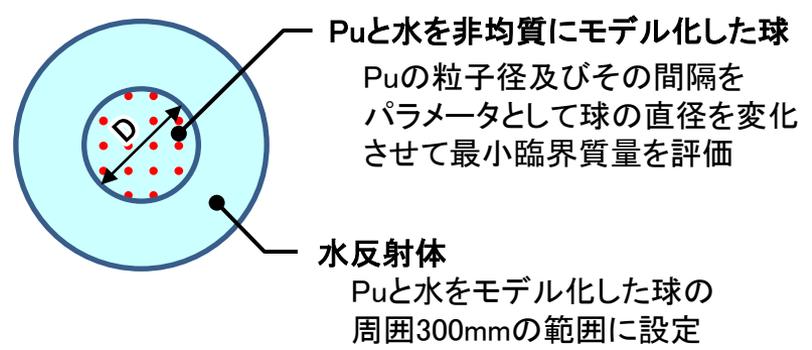
— 非均質体系の評価結果② —



Pu重量による中性子実効増倍率の変化(非均質体系)

Pu重量毎のパラメータと最大中性子実効増倍率

Pu重量 [kg]	水対燃料体積比 Vm/Vf	粒径 [cm]	中性子実効増倍率
	35	0.050	0.94370
	30	0.050	0.97422
	30	0.025	0.99962
	30	0.050	1.02146



非均質体系の解析モデル

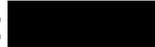
● : Pu粒子 ○ : 水

Puの重量 (中性子実効増倍率0.95)	■
Pu粒子の配列	正方格子
粒子径	0.05 cm
水対燃料体積比 Vm/Vf (Vm:水の体積、Vf:燃料の体積)	30
Pu粒子の中心間距離	約0.13 cm
直径 D	■

—均質体系と非均質体系との評価結果の比較—

均質体系及び非均質体系の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)

- 均質体系の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : 
- 非均質体系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、非均質体系の場合が厳しい結果となる。

— 評価結果 —

解析結果

(1) 臨界に達しないPuの重量: [REDACTED]

($k_{eff} + 3\sigma$ が 0.95^{*1} となる時の重量)

(2) 誤操作による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)

第2棟では、コンクリートセルにおける燃料デブリ等の取扱量を [REDACTED] 以下に制限する。また、被覆管等との混在が想定される燃料デブリ等について、全て核燃料と見なす。

このとき、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。

[REDACTED]
[REDACTED]
[REDACTED]

(「8. 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)

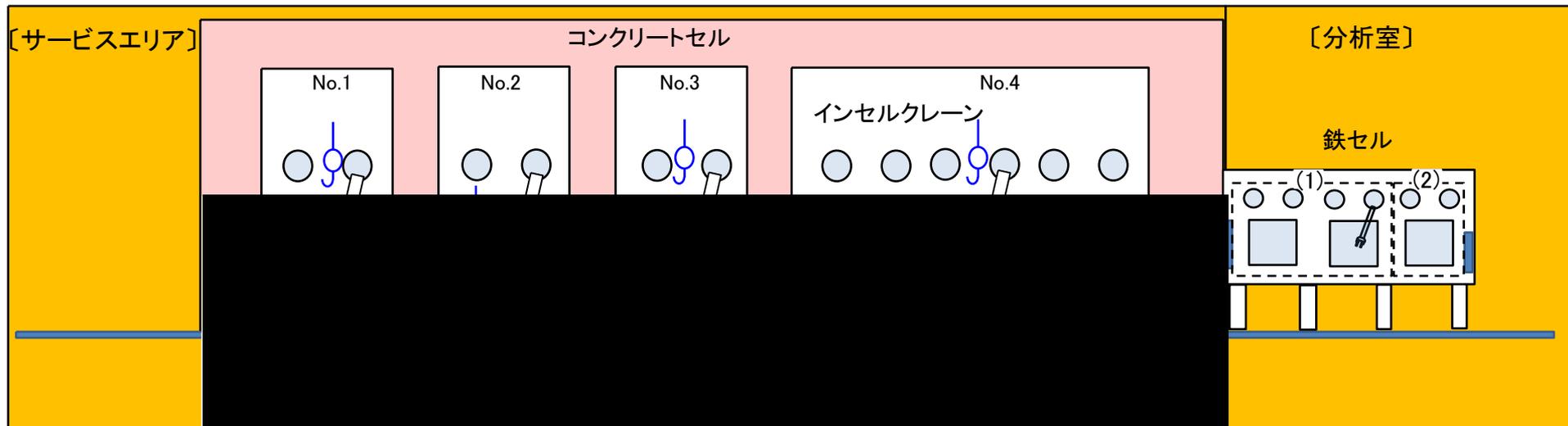
※2: 『Guide de Criticité』, CEA-R3114, COMMISSARIAT A L'ÉNERGIE ATOMIQUE (1967)

10. 試料ピットの臨界安全解析(1/5)

－試料ピットにおける燃料デブリ等の保管方法－

試料ピットでは、以下の質量制限及び形状制限にて臨界管理を行う。

- 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。
- 、 及び各 の間隔 で形状を制限する。



試料ピットの臨界安全解析では、コンクリートセルでの臨界安全解析と同様に、燃料デブリ等を全て核燃料と見なし、さらに燃料粒子が収納容器内で偏ることを想定した。

－解析条件－

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。

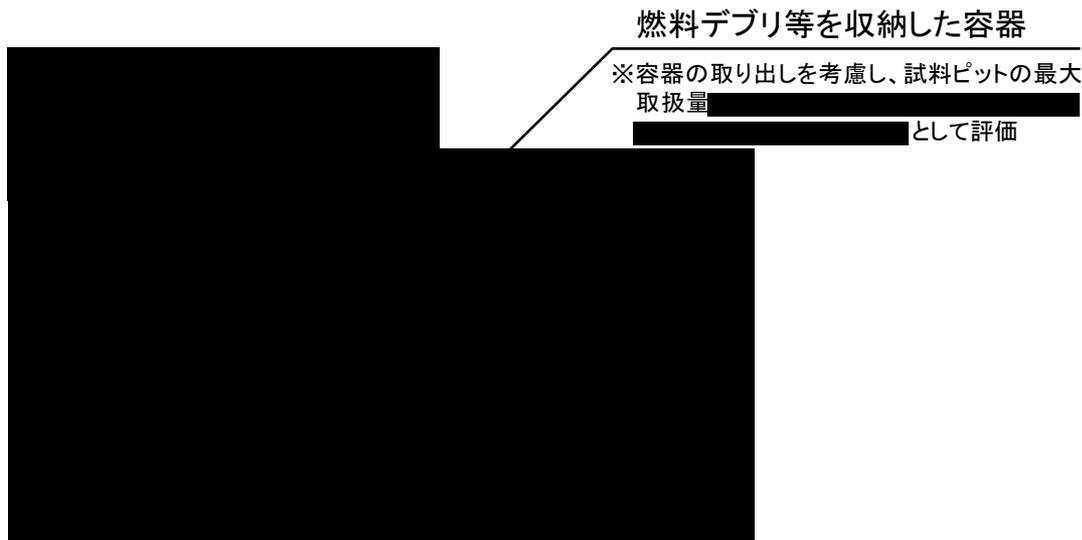
解析条件

- (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■■■■

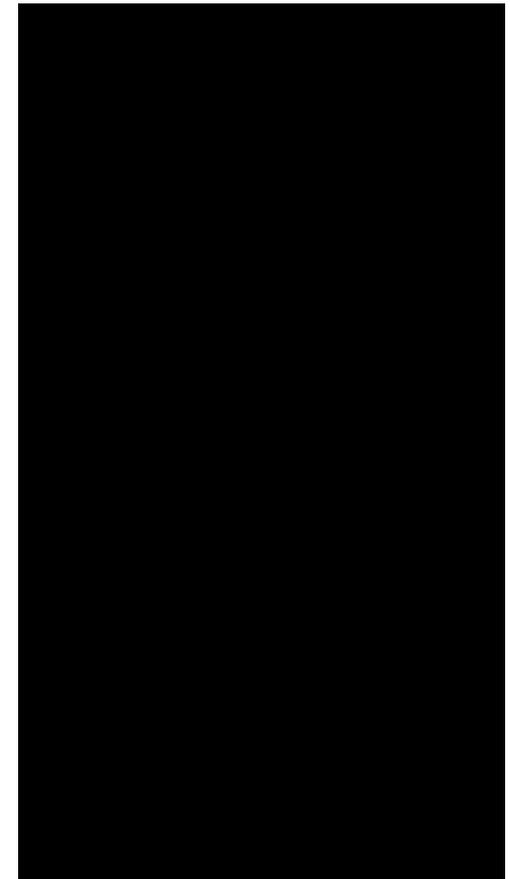
10. 試料ピットの臨界安全解析(3/5)

(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。



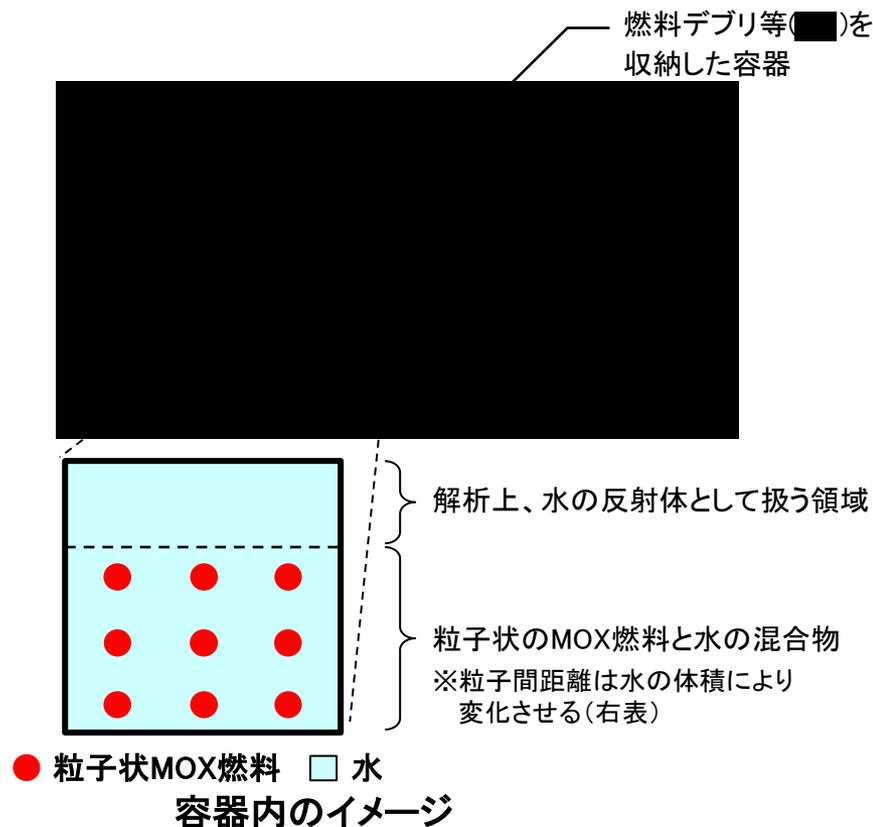
A-A断面図 (単位:mm)



平面図 (単位:mm)

10. 試料ピットの臨界安全解析(4/5)

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、中性子実効増倍率が最大となる条件を検討した。なお、粒径については0.08~0.15cm、粒子間の距離については、粒子状のMOX燃料と水の混合物中の水対燃料体積比(V_m/V_f)を32~38で変化させることで、約0.21~0.41cmで変化させた。

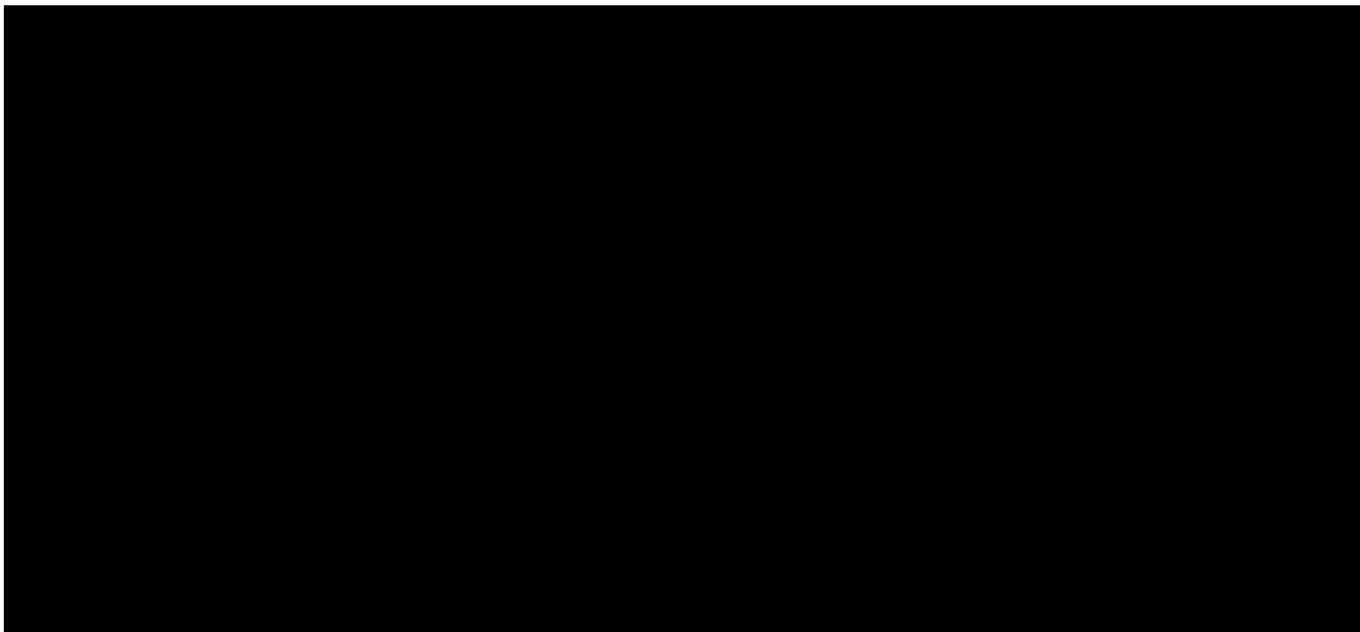


		粒径		
		小	→	大
粒子間距離	近			
	↓			
	遠			

10. 試料ピットの臨界安全解析(5/5)

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。



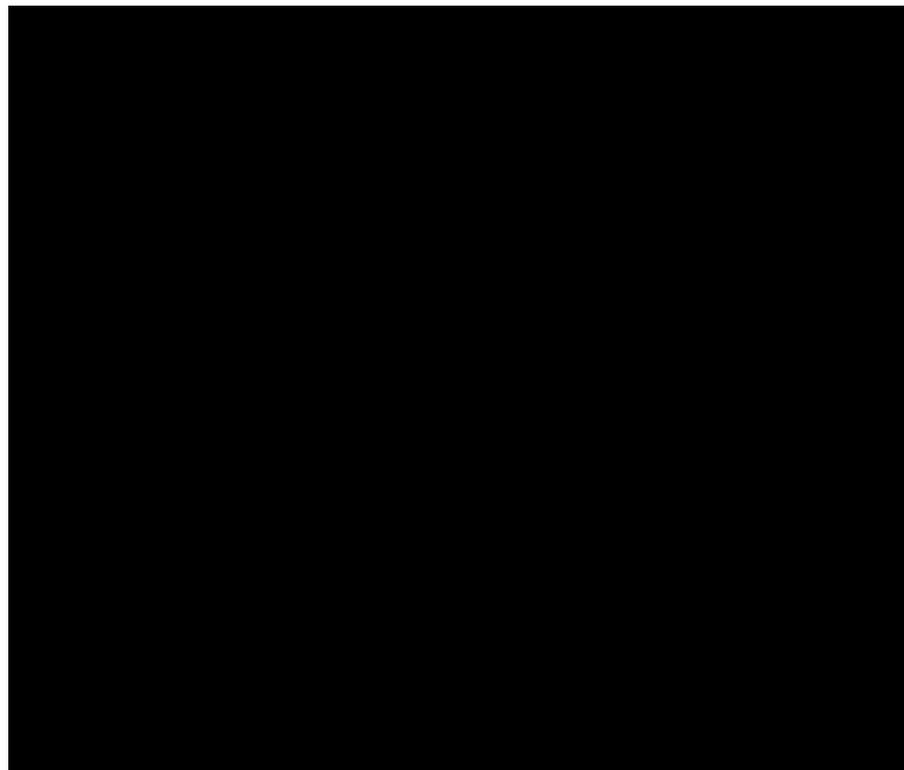
粒径別水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化

※: 『臨界安全ハンドブック第2版』, 日本原子力研究所, (1999)

11. 臨界管理の方法(2/5)

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

11. 臨界管理の方法(3/5)

－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。

11. 臨界管理の方法(4/5)

－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。

11. 臨界管理の方法(5/5)

－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。

12. 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。

12. 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

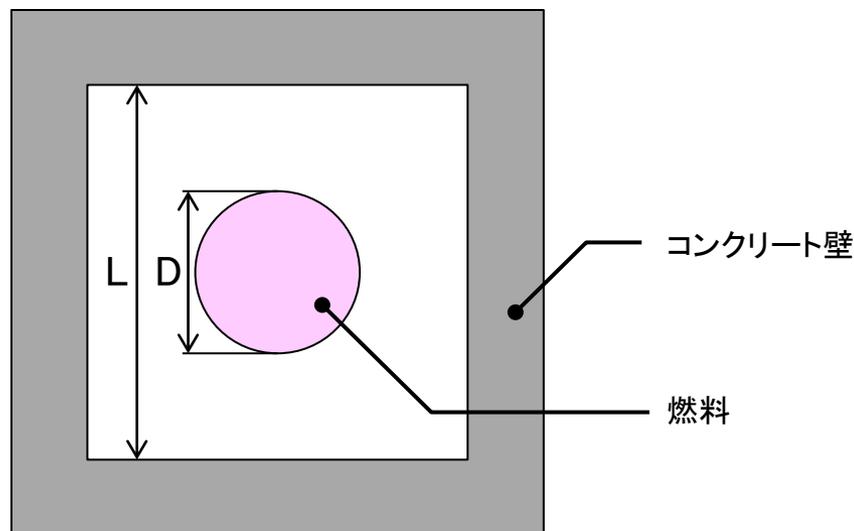
なお、マニュアルの整備にあたっては、東京電力HDとJAEAで調整し、1F他施設での対応と整合を図る。

別紙1 コンクリートセルNo.4における溶解処理と解析モデル (1/3)

(解析モデルにおける反射体について)

臨界安全評価では、反射体として燃料の周囲に十分な厚さの水反射体を仮定してモデル化した方が高い中性子実効増倍率を示す場合が多い。一方で、コンクリートセルのようなコンクリートで囲われた室内で燃料を取り扱う場合、反射体としてコンクリート壁を設定した方が水反射体を仮定した場合に比べて高い中性子実効増倍率を示す場合がある。

JAEAの報告書※では、燃料の直径(D)に対するコンクリート壁の内面寸法(L)との比(L/D)が2以上であれば、コンクリート壁のかわりに十分な厚さの水反射体を仮定して臨界となる条件を求める方が厳しいと報告されている。

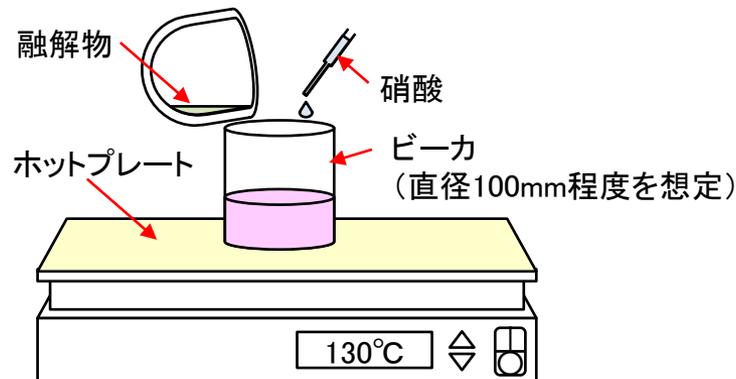


※『コンクリート反射体と円柱燃料の面間距離に対する中性子反応度の変化』, 日本原子力研究所, JAERI-M87-212, (1988).

別紙1 コンクリートセルNo.4における溶解処理と解析モデル (2/3)

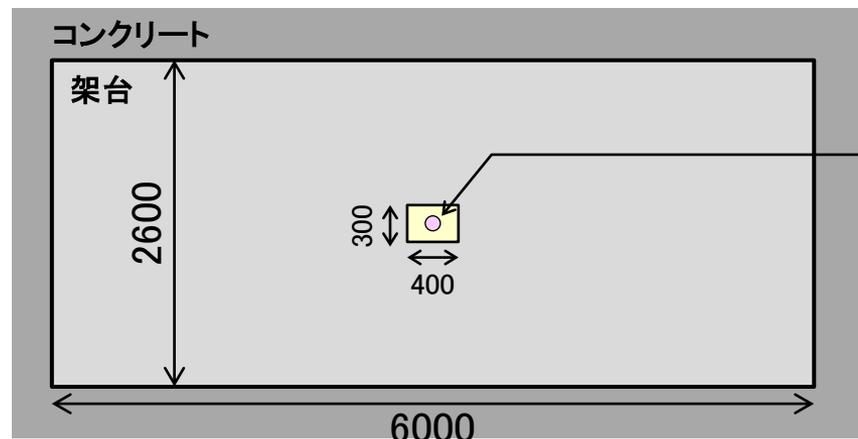
〔コンクリートセルNo.4: アルカリ融解作業例〕

燃料デブリ等と過酸化ナトリウムの融解物をビーカに移し替え、硝酸を加えて溶液化する。

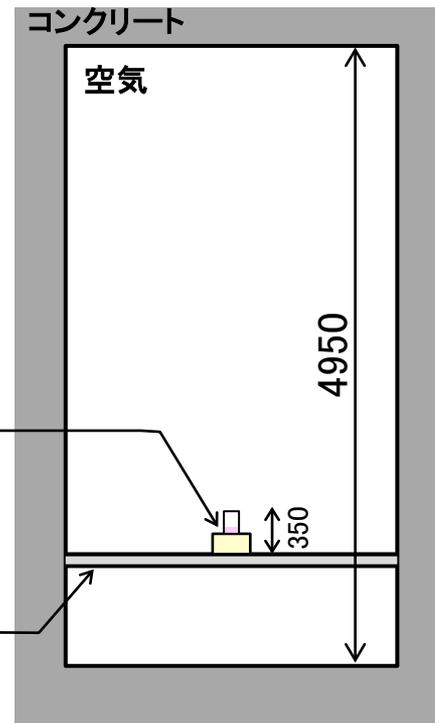


コンクリートセルNo.4における溶解処理では、直径100mm程度のビーカ内に溶液化した燃料デブリ等が存在する想定である。このとき、燃料領域の直径(D)に対するコンクリートセルNo.4の内面寸法(L)との比(L/D)は、2を十分上回る。

以上から、コンクリートセルの臨界安全解析における反射体について、十分な厚さの水反射体を仮定している。



(平面図)



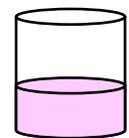
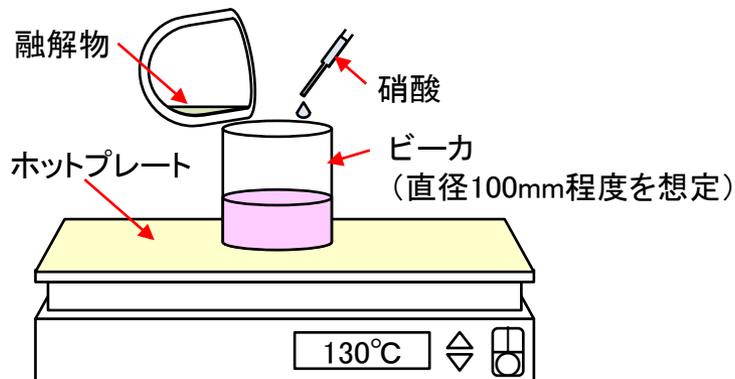
(断面図)

コンクリートセルNo.4と溶解処理関連機器(想定)の大きさの目安 単位:mm

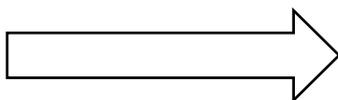
別紙1 コンクリートセルNo.4における溶解処理と解析モデル (3/3)

〔コンクリートセルNo.4: アルカリ融解作業例〕

燃料デブリ等と過酸化ナトリウムの融解物をビーカーに移し替え、硝酸を加えて溶液化する。



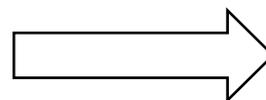
燃料領域
円柱形状



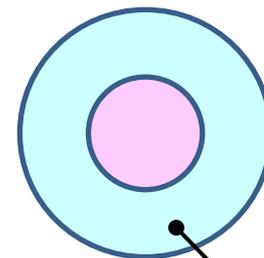
燃料領域を表面積が小さく、中性子の漏れが少ない球形状でモデル化



燃料領域
球形状



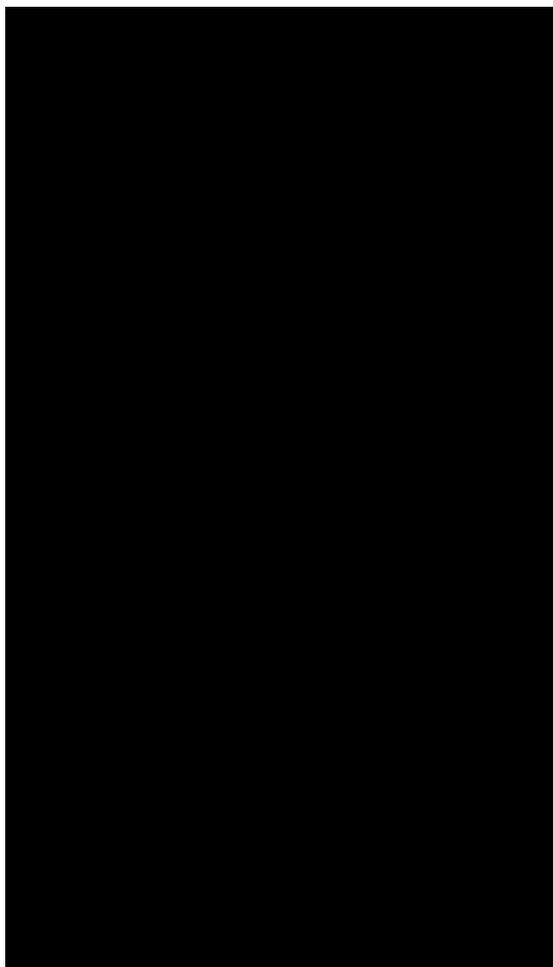
燃料領域の外側に十分な水反射体(300mm)をモデル化



水反射体(300mm)

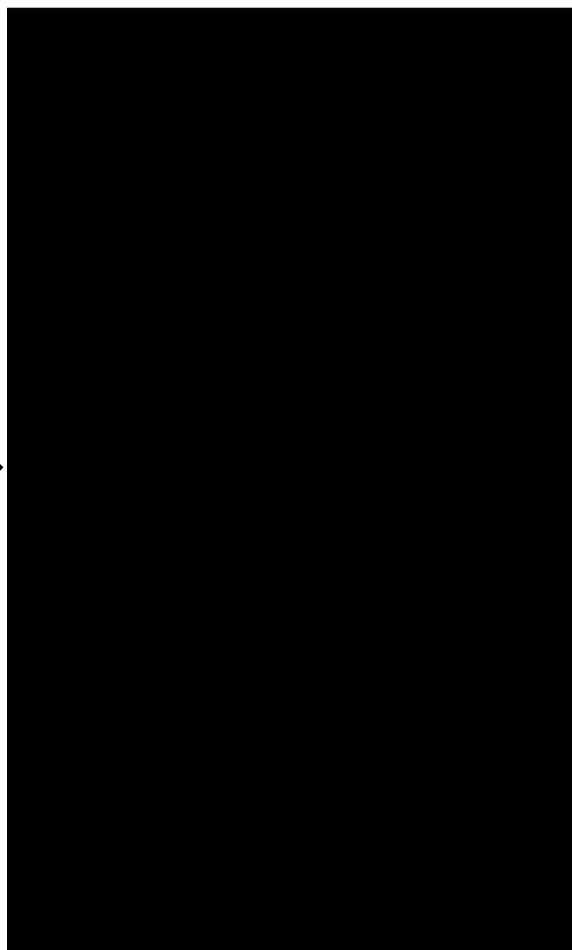
解析モデル

別紙2 試料ピットの構造及び解析モデル(1/2) (平面図)



単位:mm

試料ピットの構造

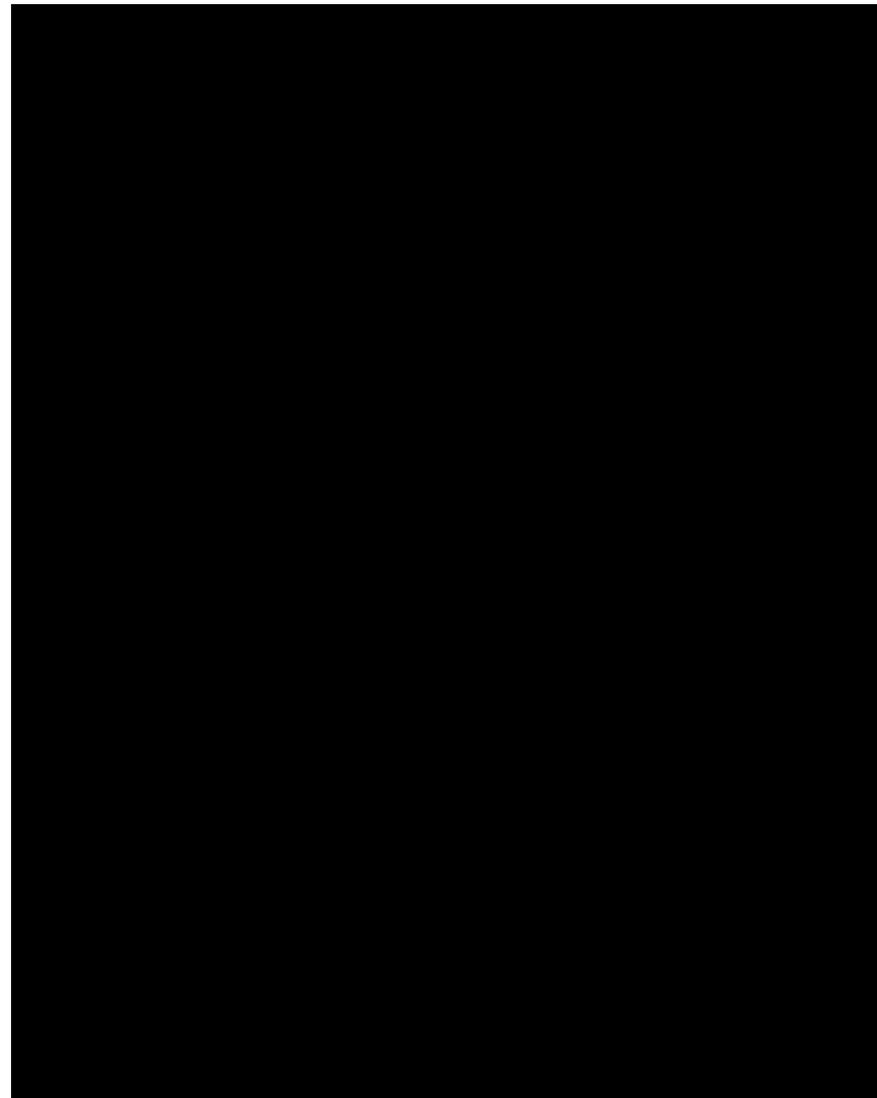


単位:mm

解析モデル

※解析モデルのホールの間隔については、
施工誤差を考慮し、安全側の評価となるよう
設計寸法からマイナス10mmとした。
(設計寸法 XXXXXXXXXX)

別紙2 試料ピットの構造及び解析モデル(2/2) (断面図)



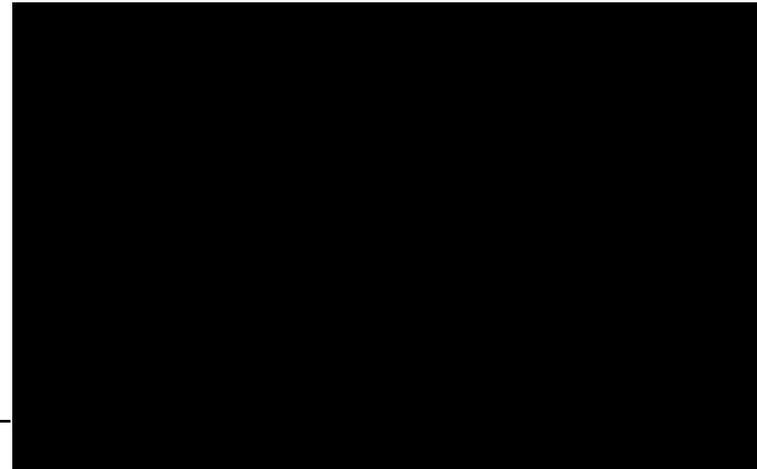
試料ピットの構造



試料ピット蓋

燃料デブリ等を
収納した容器

燃料デブリ等



解析モデル

単位 : mm

球形状の解析モデルを用いて、均質体系及び非均質体系における不均一な状態の影響を検討する。

- 均質体系の不均一な状態として、燃料領域内で燃料濃度に差がある場合を想定する。
- 非均質体系の不均一な状態として、燃料領域内でPu粒子の粒径及び配列にばらつきがある場合を想定する。
- 不均一な状態の解析モデルについては、均一な状態の解析結果から得られた直径に基づき、燃料領域を体積が等しくなるように区分する。
- 検討に使用する燃料組成は、 を に加える前の組成とする。

(「5. 比較に用いる燃料組成の検討(2/2)－MOX燃料－」参照)

評価では、SCALE6.1 3次元モンテカルロ法臨界計算KENO-V.a(核データライブラリ: ENDF/B-VII 238群)を用いて、中性子実効増倍率($k_{eff}+3\sigma$)を評価する。

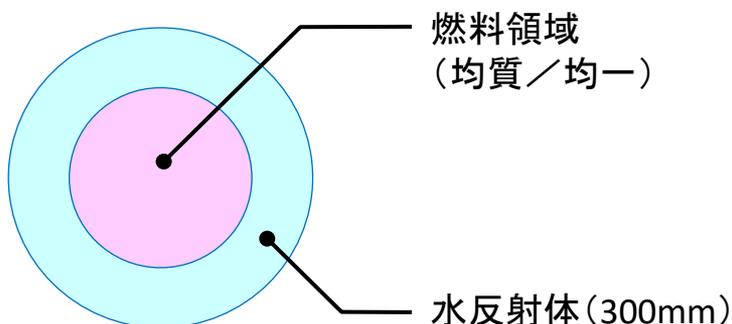
また、燃料を UO_2 、MOX(PuO_2-UO_2)とした場合及び球以外の解析モデルを使用する場合の影響について検討する。

(均質体系の不均一効果について)

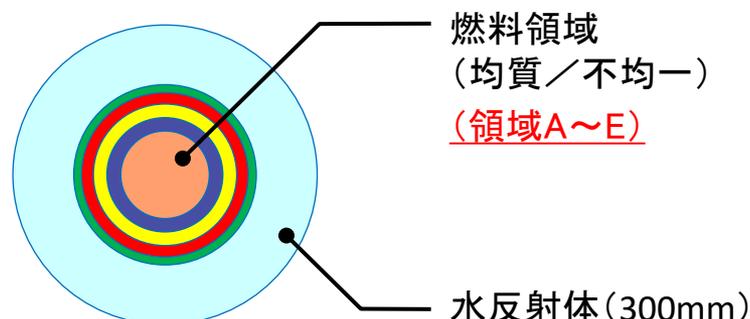
均質体系における不均一な状態として、燃料濃度に差が存在する場合を想定する。解析では、均質/均一体系の解析結果から得られた直径に基づき、燃料領域の体積を5等分するよう領域A～Eに区分し、各領域に燃料濃度を設定する。

なお、各領域の燃料濃度を設定する際に、SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算SMORESを用いて、燃料領域全体の燃料重量を一定とし、領域A～Eの燃料と水の割合(燃料濃度)を変化させながら中性子実効増倍率が最大となる燃料濃度の分布を求める。

得られた燃料濃度の分布に基づき、中性子実効増倍率を評価する。

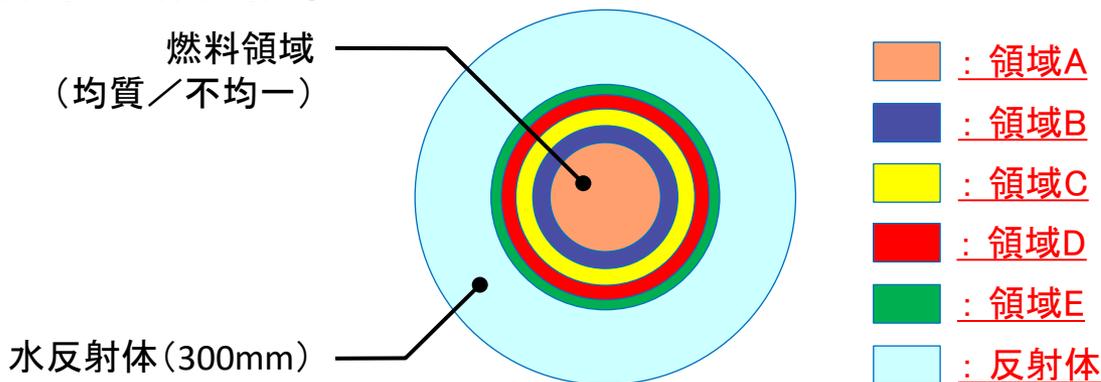


均質/均一体系の解析モデル



均質/不均一体系の解析モデル

(均質/不均一体系の解析結果)



均質/不均一体系の解析モデル

解析条件・結果

	燃料濃度					中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)
	領域A	領域B	領域C	領域D	領域E	
均質/均一体系	約38g/L					0.89013
均質/不均一体系	約52g/L	約41g/L	約34g/L	約24g/L	約38g/L	0.89754
	差					0.00741

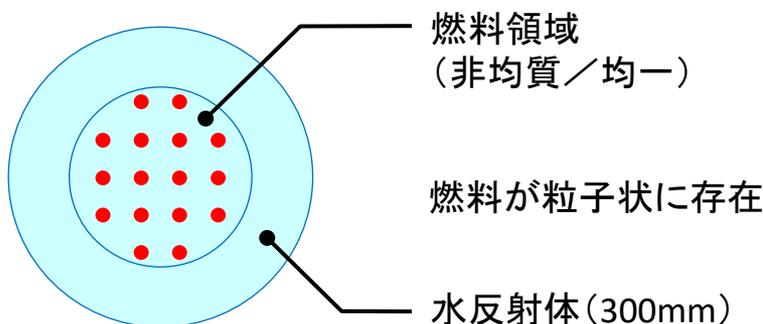
解析の結果、燃料領域の中心(領域A)から外側に向かって燃料濃度が低くなり、反射体に接している領域Eが、領域C及びDに比べて高い燃料濃度になるような体系で、濃度差のない均一な場合よりも、中性子実効増倍率が0.00741高くなる。

(非均質体系の不均一効果について)

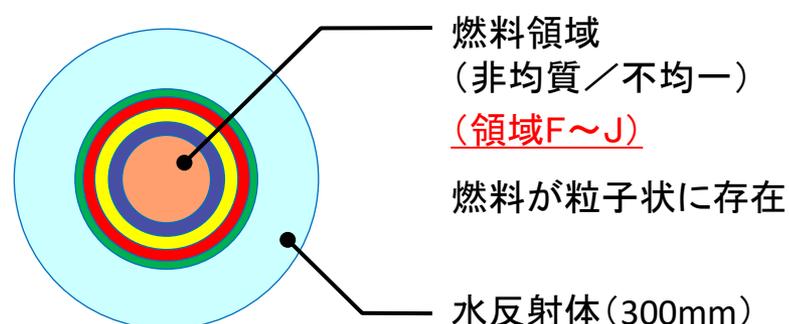
非均質体系における不均一な状態として、Pu粒子の粒径及び配列にばらつきがある場合を想定する。解析では、非均質/均体系の解析結果から得られた直径に基づき、燃料領域の体積を5等分するよう領域F~Jに区分し、各領域にPu粒子の粒径(0.025、0.05、0.1cm)及び粒子の中心間距離を設定する。

なお、Pu粒子の配列のばらつきの影響評価では、各領域のPu粒子の中心間距離の設定にあたり、燃料領域を均質/不均体系と見なし、SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算SMORESを用いて、領域F~Jの燃料と水の割合を変化させながら中性子実効増倍率が最大となる燃料と水の割合を求める。得られた燃料と水の割合とPu粒子の粒径より、粒子の中心間距離を算出する。

Pu粒子の粒径及び粒子の中心間距離に基づき、中性子実効増倍率を評価する。

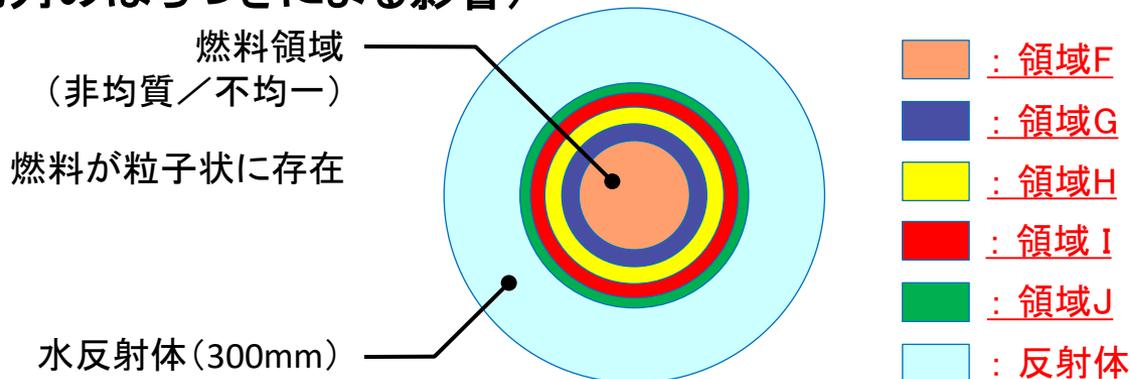


非均質/均体系の解析モデル



非均質/不均体系の解析モデル

(Pu粒子の配列のばらつきによる影響)



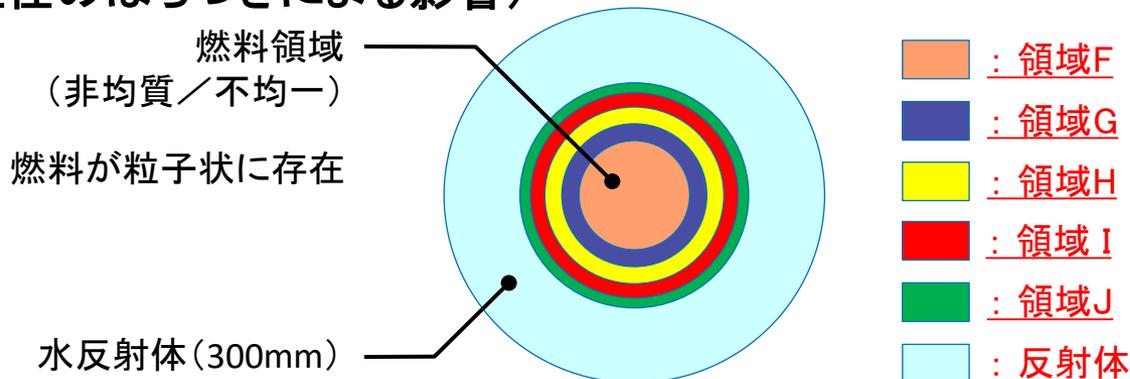
非均質/不均一体系の解析モデル(Pu粒子の配列のばらつきを考慮)

解析条件・結果

		領域F	領域G	領域H	領域I	領域J	中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)
非均質/ 均体系	粒径	0.05cm					<u>0.89046</u>
	中心間距離	約0.13cm					
非均質/ 不均体系	粒径	<u>0.05cm</u>					<u>0.89848</u>
	中心間距離	<u>約0.12cm</u>	<u>約0.13cm</u>	<u>約0.14cm</u>	<u>約0.16cm</u>	<u>約0.13cm</u>	
差							<u>0.00802</u>

解析の結果、燃料領域の中心(領域F)から外側に向かって粒子の中心間距離が広くなり、反射体に接している領域Jにおいて、領域H及びIに比べて粒子の中心間距離が狭くなるような体系で、粒子が等間隔で配列された均一な場合よりも、中性子実効増倍率が0.00802高くなる。

(Pu粒子の粒径のばらつきによる影響)



非均質/不均一体系の解析モデル(Pu粒子の粒径のばらつきを考慮)

解析条件・結果

		領域F	領域G	領域H	領域I	領域J	中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)
非均質／ 均一体系	粒径	0.05cm					<u>0.89046</u>
	中心間距離	約0.13cm					
非均質／ 不均一体系	粒径	<u>0.05cm</u>	<u>0.05cm</u>	<u>0.10cm</u>	<u>0.025cm</u>	<u>0.025cm</u>	<u>0.89084</u>
	中心間距離	<u>約0.13cm</u>	<u>約0.13cm</u>	<u>約0.27cm</u>	<u>約0.07cm</u>	<u>約0.07cm</u>	
差							<u>0.00038</u>

解析の結果、Pu粒子の粒径にばらつきがある体系で、粒子の粒径が同じ均一な場合よりも、中性子実効増倍率が0.00038高くなる。

解析の結果を下表にまとめる。

		中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)		不均一効果 (Δk_{eff})
		均一	不均一	
均質体系		<u>0.89013</u>	<u>0.89754</u>	<u>0.00741</u>
非均質体系	Pu粒子の配列にばらつき	<u>0.89046</u>	<u>0.89848</u>	<u>0.00802</u>
	Pu粒子の粒径にばらつき		<u>0.89084</u>	<u>0.00038</u>

上記の解析結果では、不均一効果を考慮した場合、中性子実効増倍率の増加が見られ、その増加分は0.01 Δk 未満である。

別紙3 均質体系及び非均質体系の不均一効果について (8/13)

(燃料を UO_2 、 $MOX(PuO_2-UO_2)$ とした場合の検討)

JAEAの報告書※では、 UO_2 及び PuO_2-UO_2 の最小推定臨界下限値(質量)について報告している。

核燃料物質	燃料組成	最小推定臨界下限値(質量)
非均質 UO_2-H_2O	^{235}U 濃縮度: 5wt%	U質量: 27.7kg
非均質 $PuO_2-UO_2-H_2O$	^{235}U : 0.711wt% PuO_2 富化度: 10wt% (^{239}Pu : 100%)	(U+Pu質量): 10.0kg

第2棟の臨界安全解析において、燃料組成に金属Puを用いて中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した結果が下表のとおり。

核燃料物質	燃料組成	臨界に達しない重量
$Pu-H_2O$	「8. 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	均質体系: ██████████ 非均質体系: ██████████

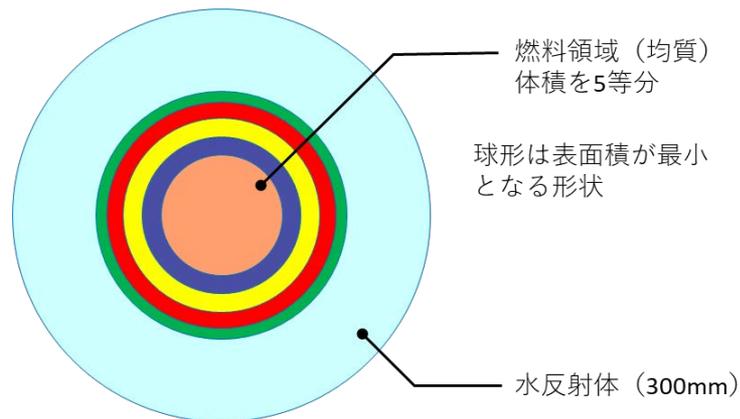
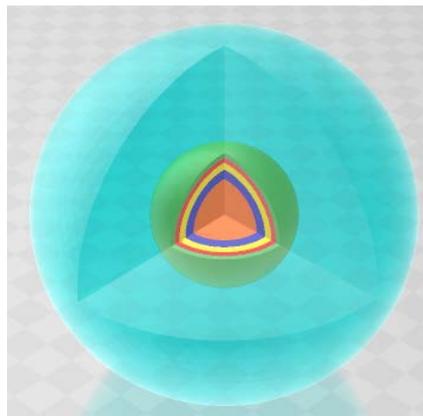
UO_2 、 $MOX(PuO_2-UO_2)$ の最小推定臨界下限値(質量)は、 $Pu-H_2O$ における臨界に達しない重量を大きく上回っている。このことから、 UO_2 、 $MOX(PuO_2-UO_2)$ で不均一効果を考慮しても、 $Pu-H_2O$ での臨界に達しない重量より小さくなることはない。

※『臨界安全ハンドブック・データ集第2版』, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Data/Code 2009-010, (2009).

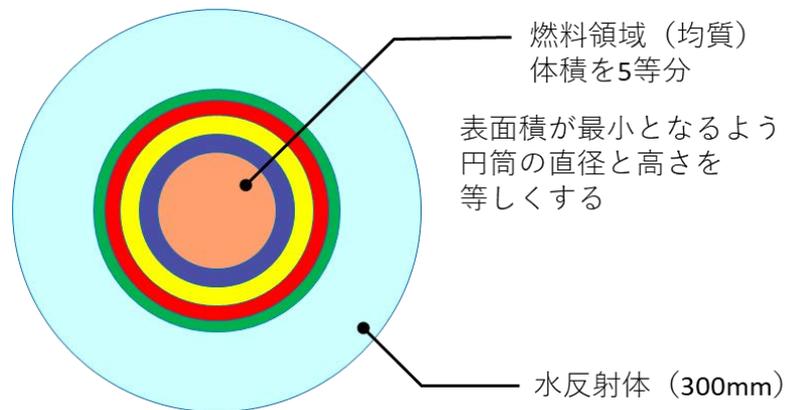
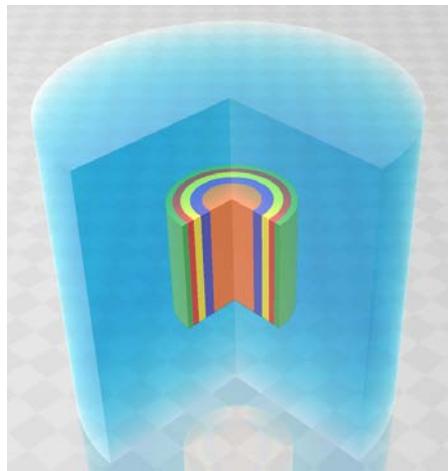
(解析に球以外の解析モデルを使用する場合の検討)

コンクリートセルの臨界安全解析には、球形状の解析モデルを用いている。これに対し、円筒及び平板の解析モデルにおける不均一効果について評価し、解析モデルの形状による影響を検討する。

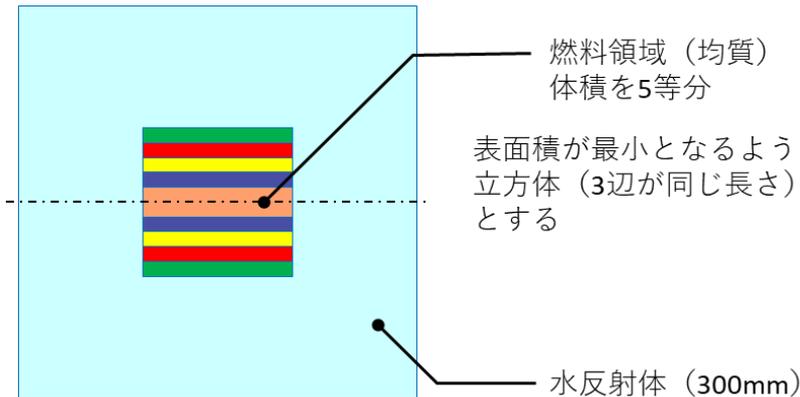
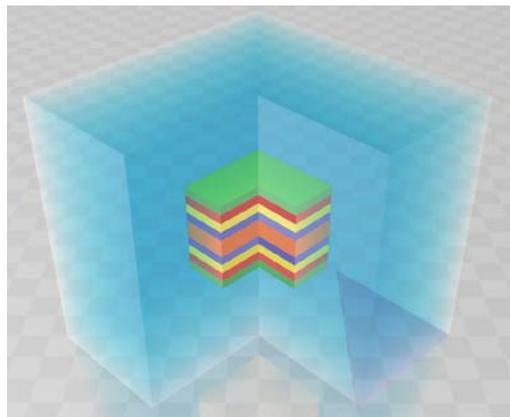
球モデルのイメージ(均質/不均一体系)



円筒モデルのイメージ(均質/不均一体系)



平板モデルのイメージ(均質/不均一体系)



解析結果

		中性子実効増倍率 ($k_{eff} + 3\sigma$)		
		球	円筒	平板
中性子 実効増倍率	均一体系	0.89013	0.88089	0.87574
	不均一体系	0.89754	0.88596	0.88013
差		0.00741	0.00507	0.00439

上記の解析結果では、解析モデルの形状により不均一効果に差が見られ、その増加分は0.01 Δk 未満である。

検討の結果を以下にまとめる。

- 均質体系及び非均質体系における不均一効果を検討したところ、中性子実効増倍率は増加した。その増加分は $0.01 \Delta k$ 未満である結果となった。

		中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)		不均一効果 (Δk_{eff})
		均一	不均一	
均質体系		0.89013	0.89754	0.00741
非均質体系	Pu粒子の配列にばらつき	0.89046	0.89848	0.00802
	Pu粒子の粒径にばらつき		0.89084	0.00038

- 第2棟の臨界安全評価では、燃料デブリ等の組成の設定に際し、中性子を吸収する[]を[]に加えた保守的な条件としている。本条件設定による裕度は約 $0.05 \Delta k$ である。不均一効果による中性子実効増倍率の増加分 $0.01 \Delta k$ 未満は、この裕度に対して小さい。

(臨界安全解析における保守性について)

燃料組成の保守性に加えて、以下の保守的な条件とすることで十分な裕度を見込んだ評価としている。

- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されている。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、新燃料とする。
- 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。

また、二重装荷を考慮して臨界に達しないPuの重量■■■■■に対し、燃料デブリ等■■■■■中のPu+²³⁵U重量は■■■■■であり、第2棟に受け入れる量においても裕度を有している。

(「9. コンクリートセルの臨界安全解析(11/11)－評価結果－」参照)

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)
1月18日面談資料改訂版

2021年2月3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(1/8)

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(2/8)

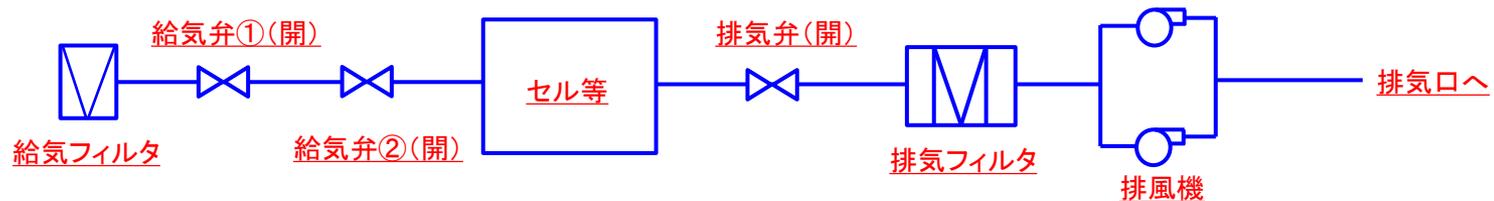
一部改訂

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。

- セル等の給気弁①及び排気弁(以下「給排気弁」という。)は開の状態を負圧を維持する。
- 給気弁②※は通常時、開の状態である。

※:窒素ガス消火設備起動時に消火剤ガス圧にて自動で閉止する弁



通常時の弁の状態イメージ図

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(3/8)

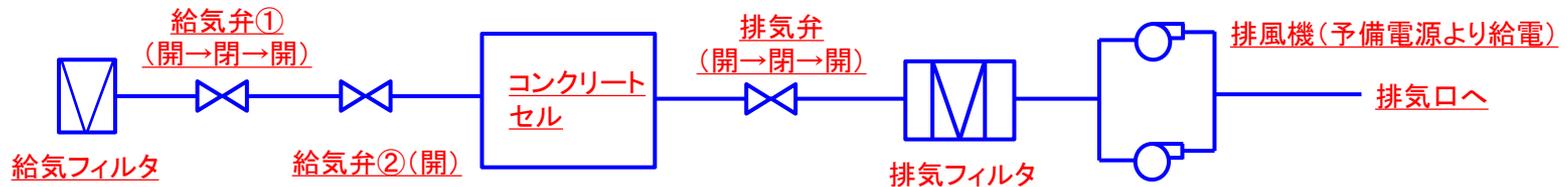
一部改訂

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放射性物質を閉じ込める。
- 大熊線3, 4号ともに停電した場合、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放射性物質を閉じ込める。

【コンクリートセル】

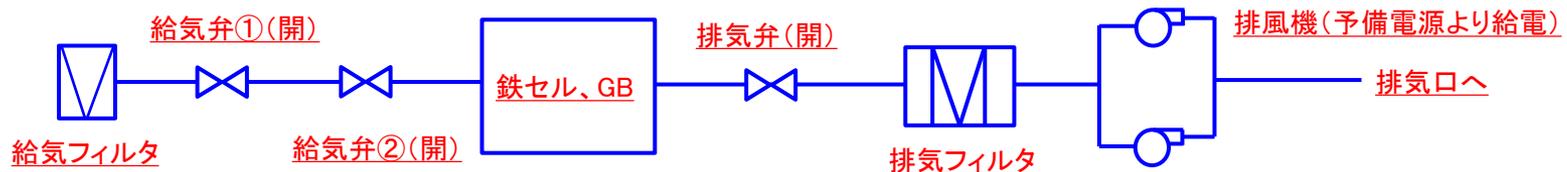
- 外部電源喪失により、コンクリートセルの給排気弁は自動で閉止する。
- 予備電源による給電後、給排気弁を開とし負圧を維持する。



外部電源喪失時の弁の状態イメージ図(コンクリートセル)

【鉄セル、グローブボックス】

- 鉄セル及びグローブボックスの給排気弁は開の状態であり、予備電源による給電後負圧を維持する。



外部電源喪失時の弁の状態イメージ図(鉄セル及びグローブボックス)

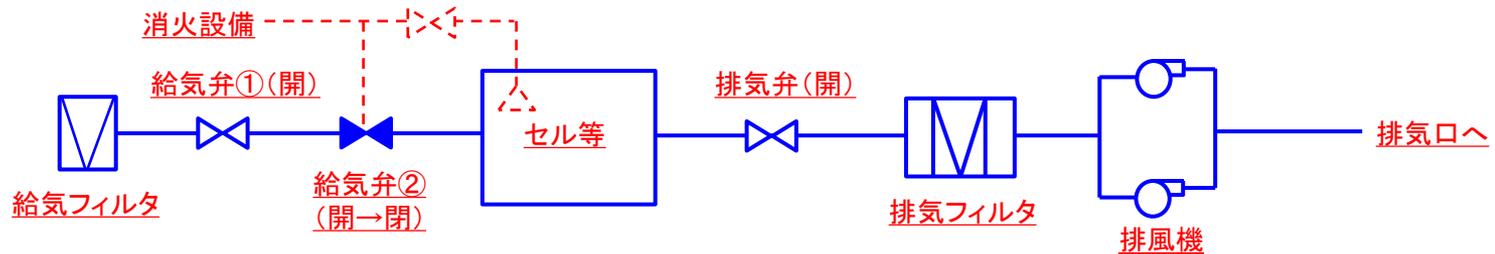
1. セル等の放射性物質の閉じ込め(4/8)

一部改訂

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放射性物質を閉じ込める。
- 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。

- 給気弁②は、窒素ガス消火設備起動時に消火剤ガス圧にて自動で閉止する。
→ セル等の排気弁は開の状態を負圧を維持する。



火災発生時の弁の状態イメージ図

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(5/8)

一部改訂

④負圧維持に必要な設備の機能喪失時*¹(1/2)

- 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、 $50 \mu\text{Sv}^*2$ 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**開閉**操作はマニュアル化する。

* 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

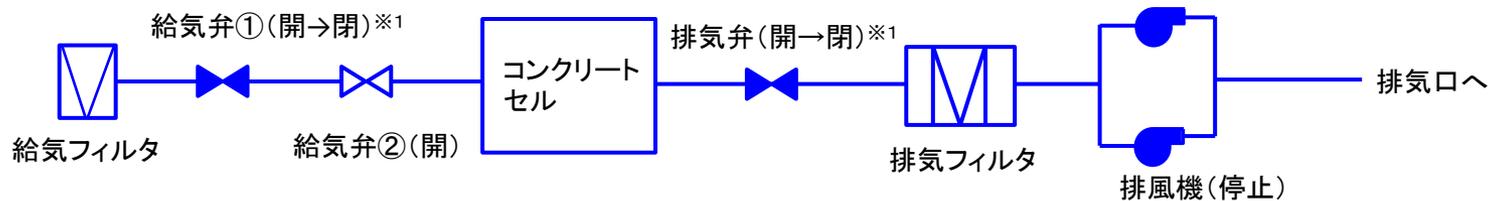
1. セル等の放射性物質の閉じ込め(6/8)

追加説明

④負圧維持に必要な設備の機能喪失時(2/2)

- 電源喪失により、コンクリートセルの給排気弁は自動で閉止する。

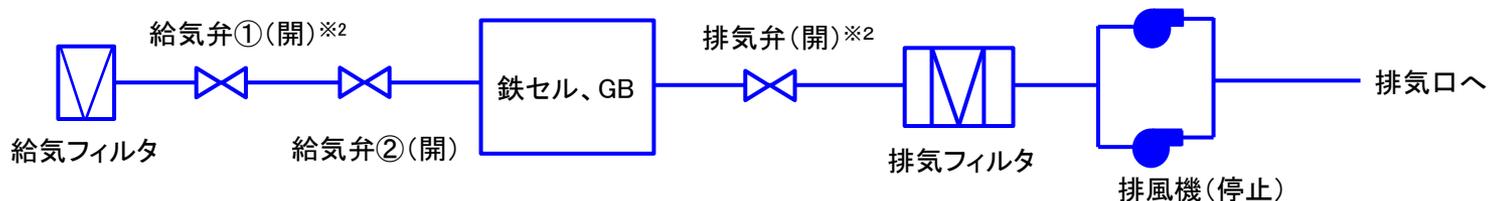
※1: 自動閉止後、手動での開閉操作が可能(参考5)



負圧維持に必要な設備の機能喪失時の弁の状態イメージ図(コンクリートセル)

- 鉄セル及びグローブボックスの給排気弁は開の状態である。

※2: 手動での開閉操作が可能(参考5)



負圧維持に必要な設備の機能喪失時の弁の状態イメージ図(鉄セル及びグローブボックス)

1. セル等の放射性物質の閉じ込め(7/8)

一部改訂

⑤ 負圧維持に必要な設備の機能喪失＋火災発生時(1/2)

- 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**開**閉操作については、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。

*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

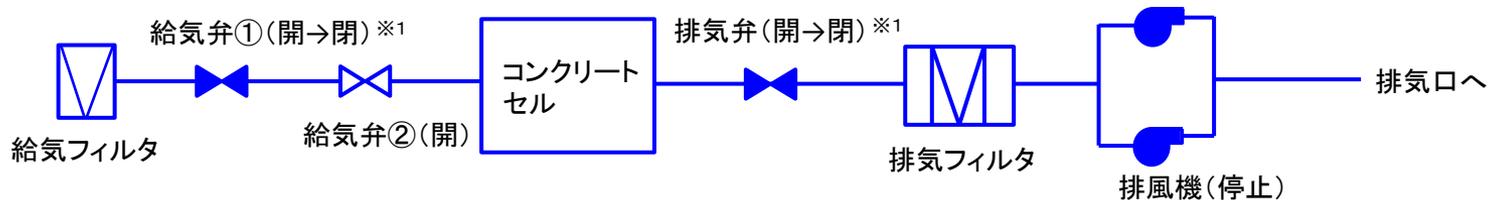
1. セル等の放射性物質の閉じ込め(8/8)

追加説明

⑤ 負圧維持に必要な設備の機能喪失＋火災発生時(2/2)

- 電源喪失により、コンクリートセルの給排気弁は自動で閉止する。

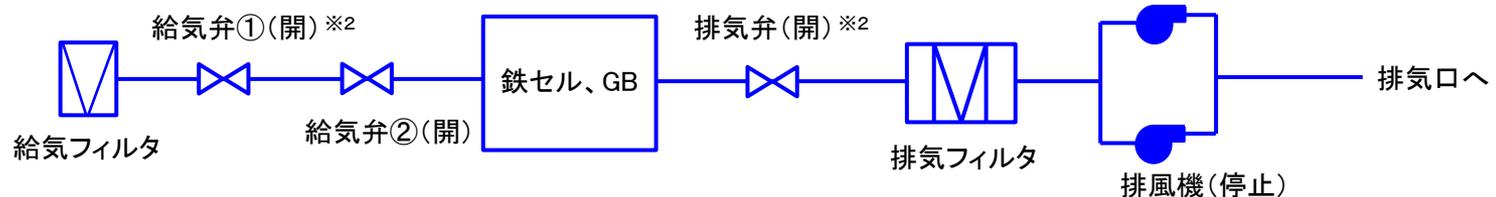
※1: 自動閉止後、手動での開閉操作が可能(参考5)



負圧維持に必要な設備の機能喪失＋火災発生時の弁の状態イメージ図(コンクリートセル)

- 鉄セル及びグローブボックスの給排気弁は開の状態である。

※2: 手動での開閉操作が可能(参考5)



負圧維持に必要な設備の機能喪失＋火災発生時の弁の状態イメージ図(鉄セル及びグローブボックス)

: 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

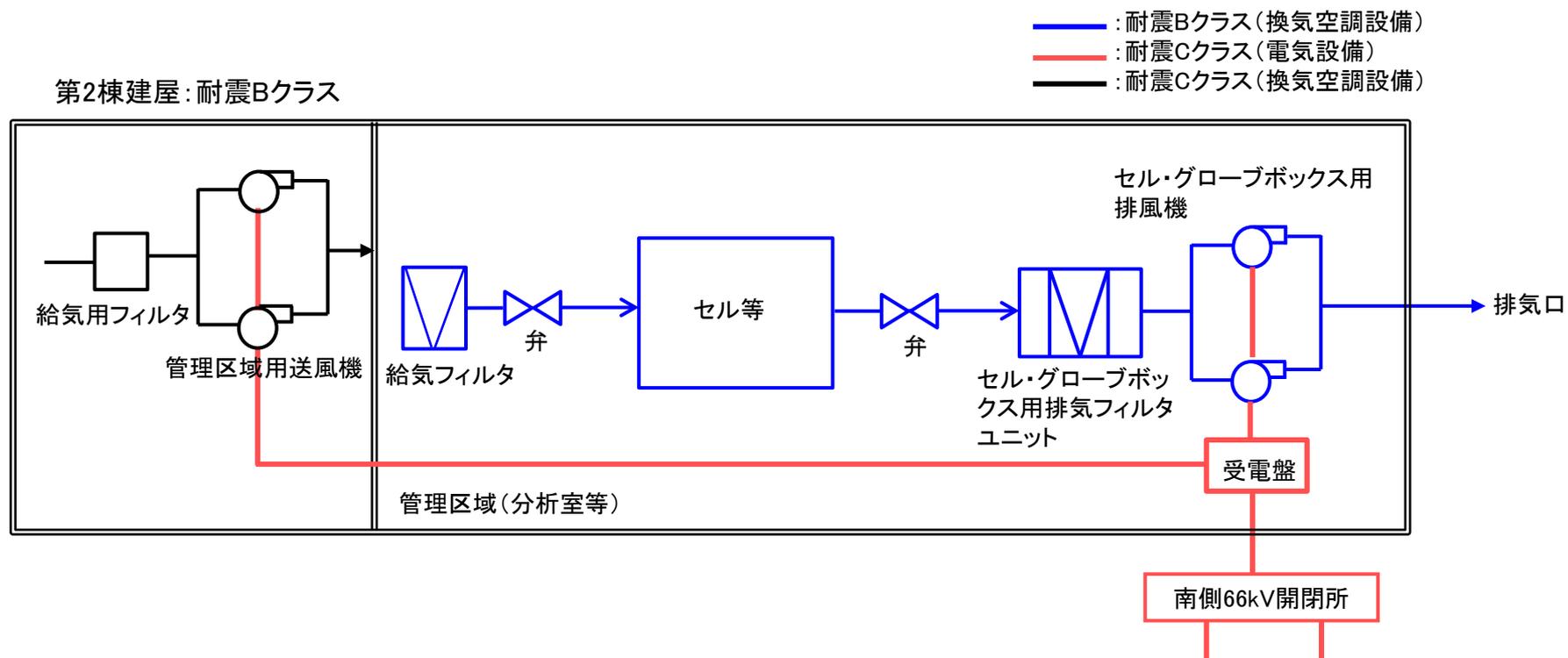
○構造による閉じ込め → 第2条 2項一に該当

【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。

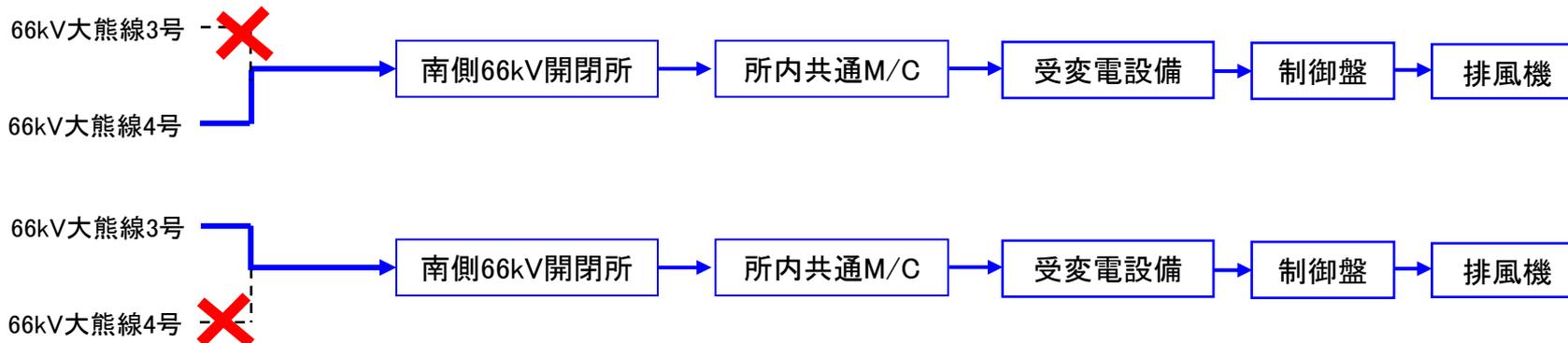
参考2 設備構成



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(1/12)

一部改訂

設備	想定事象	線量評価の概要	線量の評価値
コンクリートセル	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等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され地上放出によって敷地境界に達したと想定	$1.1 \times 10^1 \mu\text{Sv}$
	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等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することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行するものとし、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され地上放出によって敷地境界に達したと想定	$1.8 \times 10^1 \mu\text{Sv}$
鉄セル	③ 負圧維持機能喪失	<u>鉄セルでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等の全てを粉体と見なし、粉体中の放射性物質が切断時の飛散率でセル内の気相に移行するものとし、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され地上放出によって敷地境界に達したと想定</u>	$2.7 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$
	④ 負圧維持機能喪失+火災発生	<u>鉄セルでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等の全てを粉体と見なし、粉体中の放射性物質が切断時に飛散することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行するものとし、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され地上放出によって敷地境界に達したと想定</u>	$4.4 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$
グローブボックス	⑤ 負圧維持機能喪失	<u>グローブボックスでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等の全てを粉体と見なし、粉体中の放射性物質が切断時の飛散率でグローブボックス内の気相に移行するものとし、これらが除染係数の小さい給気側フィルタを通じて、グローブボックス外へ放出され、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</u>	$2.7 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}$
	⑥ 負圧維持機能喪失+火災発生	<u>グローブボックスでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等の全てを粉体と見なし、粉体中の放射性物質が切断時に飛散することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行するものとし、これらが除染係数の小さい給気側フィルタを通じて、グローブボックス外へ放出され、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</u>	$4.4 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}$

本評価は、燃焼したMOX燃料が原子炉停止から12年経過した時の組成を線源に用いたものである。

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 $4.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}$ である。

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(2/12)

— 想定事象①:コンクリートセル(負圧維持機能喪失) —

追加説明

◆ 想定事象①

- ・ Bクラス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、燃料デブリ等(最大 10^{12} Bq)の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 $\times 1$)。
- ・ 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 $\times 2$ 。
- ・ 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。

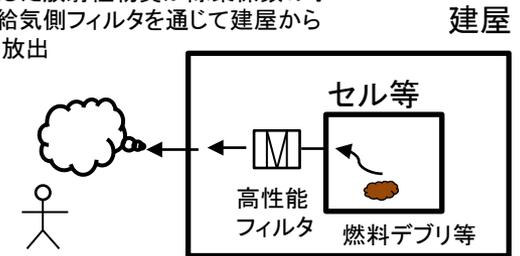
◆ 放出された放射能

- ・ 建屋外に放出された放射能 $\rightarrow 3.5 \times 10^9$ 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 $\rightarrow 3.2 \times 10^{-7}$ h/m 3 と評価。

地震により、負圧維持機能が喪失し、燃料デブリ等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

◆ 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 \rightarrow 約 $1.1 \times 10^1 \mu$ Sv

※1 燃料デブリ等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

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(3/12)

— 想定事象②:コンクリートセル(負圧維持機能喪失+火災発生) —

追加説明

◆ 想定事象②

- ・Bクラス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(最大■)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。

◆ 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

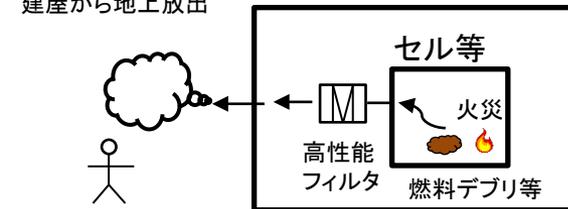
- ・建屋外に放出された放射能 → 3.5×10^9 Bqと評価。

◆ 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。

地震後に火災が発生したと想定。負圧維持機能が喪失し、燃料デブリ等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



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

◆ 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 $1.8 \times 10^1 \mu$ Sv

※1 燃料デブリ等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.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(4/12)

— 想定事象①及び②における建屋外に放出される放射能 —

一部改訂

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(5/12)

— 想定事象①及び②における核種別の放出量 —

一部改訂

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

—被ばく線量の評価方法—

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。

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(7/12)

— 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}	

→ $1.1 \times 10^1 \mu\text{Sv}$

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(8/12)

— 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}	

→ $1.8 \times 10^1 \mu\text{Sv}$

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(9/12)

— 想定事象③: 鉄セル(負圧維持機能喪失) —

追加説明

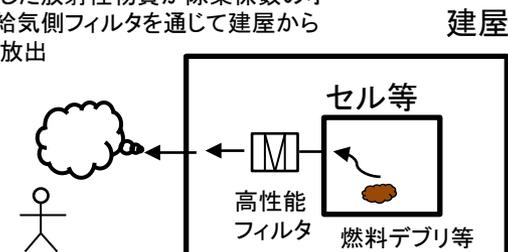
◆ 想定事象③

・ Bクラス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

- ・ 鉄セルでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等(■)のすべてが粉体で存在するものと想定。
- ・ 鉄セル内に存在する粉体(約 2×10^{11} Bq)について、切断時の飛散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、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。

地震により、負圧維持機能が喪失し、燃料デブリ等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



◆ 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 → 8.8×10^7 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。

建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	1.2×10^4
Pu-239	8.4×10^2
Pu-240	1.5×10^3
Pu-241	1.2×10^5
Am-241	6.2×10^3
Am-242m	2.1×10^2
Cm-244	1.6×10^3
その他	8.8×10^7
合計	8.8×10^7

「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
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 $2.7 \times 10^{-1} \mu$ Sv

※1 燃料デブリ等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

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(10/12)

— 想定事象④: 鉄セル(負圧維持機能喪失+火災発生) —

追加説明

◆ 想定事象④

- ・ Bクラス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

- ・ 鉄セルでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等(■)のすべてが粉体で存在するものとし、地震後に火災が発生したことを想定。
- ・ 鉄セル内に存在する粉体(約 2×10^{11} 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。
- ・ 鉄セルから、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※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

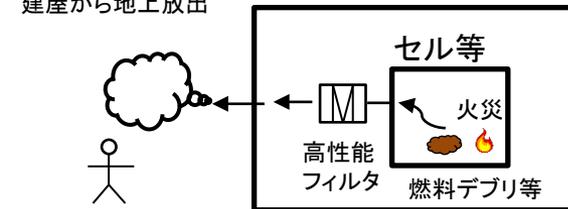
- ・ 建屋外に放出された放射能 → 8.8×10^7 Bqと評価。

◆ 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。

地震後に火災が発生したと想定。負圧維持機能が喪失し、燃料デブリ等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



建屋外への放出量

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	1.9×10^4
Pu-239	1.4×10^3
Pu-240	2.4×10^3
Pu-241	1.9×10^5
Am-241	1.0×10^4
Am-242m	3.4×10^2
Cm-244	2.6×10^3
その他	8.8×10^7
合計	8.8×10^7

「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
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 4.4×10^{-1} μSv

※1 燃料デブリ等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.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(11/12)

—想定事象⑤:グローブボックス(負圧維持機能喪失)—

追加説明

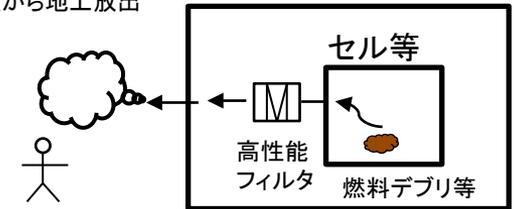
◆想定事象⑤

- ・Bクラス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

- ・グローブボックスでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等(■)のすべてが粉体で存在するものと想定。
- ・グローブボックス内に存在する粉体(約 2×10^7 Bq)について、切断時の飛散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、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。

地震により、負圧維持機能が喪失し、燃料デブリ等の切断に伴ってグローブボックス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



◆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 → 8.8×10^3 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。

核種	放出量 [Bq]
Pu-238	1.2×10^0
Pu-239	8.4×10^{-2}
Pu-240	1.5×10^{-1}
Pu-241	1.2×10^1
Am-241	6.2×10^{-1}
Am-242m	2.1×10^{-2}
Cm-244	1.6×10^{-1}
その他	8.8×10^3
合計	8.8×10^3

「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
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 2.7×10^{-5} μSv

※1 燃料デブリ等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

参考4 負圧維持機能喪失を想定した場合の線量評価(12/12)

—想定事象⑥:グローブボックス(負圧維持機能喪失+火災発生)—

追加説明

◆想定事象⑥

- ・Bクラス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

- ・グローブボックスでは燃料デブリ等の切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ等(■)のすべてが粉体で存在するものとし、地震後に火災が発生したことを想定。
- ・グローブボックス内に存在する粉体(約 2×10^7 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。
- ・グローブボックスから、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※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

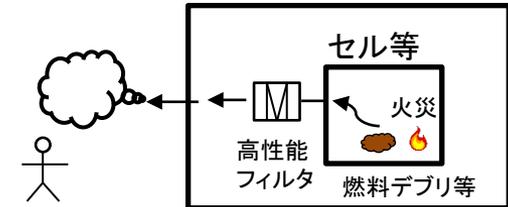
- ・建屋外に放出された放射能 → 8.8×10^3 Bqと評価。

◆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。

地震後に火災が発生したと想定。負圧維持機能が喪失し、燃料デブリ等の切断及び火災に伴ってグローブボックス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	1.9×10^0
Pu-239	1.4×10^{-1}
Pu-240	2.4×10^{-1}
Pu-241	1.9×10^1
Am-241	1.0×10^0
Am-242m	3.4×10^{-2}
Cm-244	2.6×10^{-1}
その他	8.8×10^3
合計	8.8×10^3

「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
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 4.4×10^{-5} μSv

※1 燃料デブリ等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.Implications for Emergency Planning “.Handling of Radiation Accidents.International Atomic Energy Agency.Vienna,1969,IAEA-SM-119/7

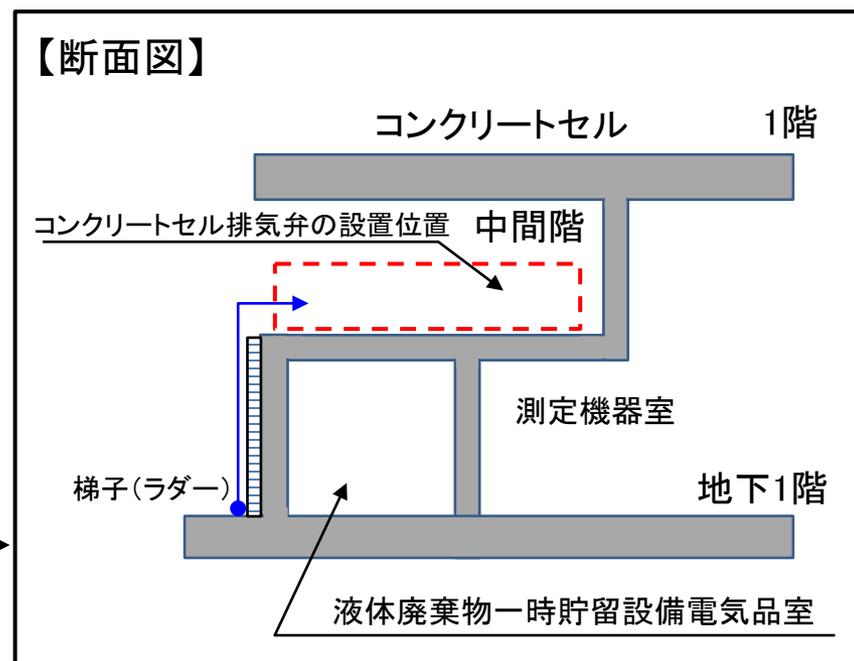
参考5 給排気用フィルタユニット及び弁の配置①

◆セル・グローブボックス用フィルタユニット、コンクリートセルの排気弁の設置位置

- ・換気空調設備室(1)に、セル・グローブボックス用排気フィルタユニットを設置する。
- ・測定機器室等の上部階(中間階)に、コンクリートセルの排気弁※1を設置する。
- ・中間階には、梯子(ラダー)にてアクセスする。

※1: 停電時に自動で閉止する弁

●→ : アクセスルート



第2棟 地下1階 平面図

参考5 給排気用フィルタユニット及び弁の配置②

◆コンクリートセルの給気フィルタユニット、給気弁の設置位置

- ・ サービスエリア(2) (コンクリートセル上部)に、給気フィルタユニット、給気弁※1を設置する。
- ・ 1階サービスエリア北側の階段（下右図）から、サービスエリア2階東側（ローディングドッグの天井面：下左図）に上がり、ここを經由してサービスエリア2階西側（コンクリートセルNo. 4天井面）の弁設置箇所アクセスする。

※1: 停電時に自動で閉止する弁

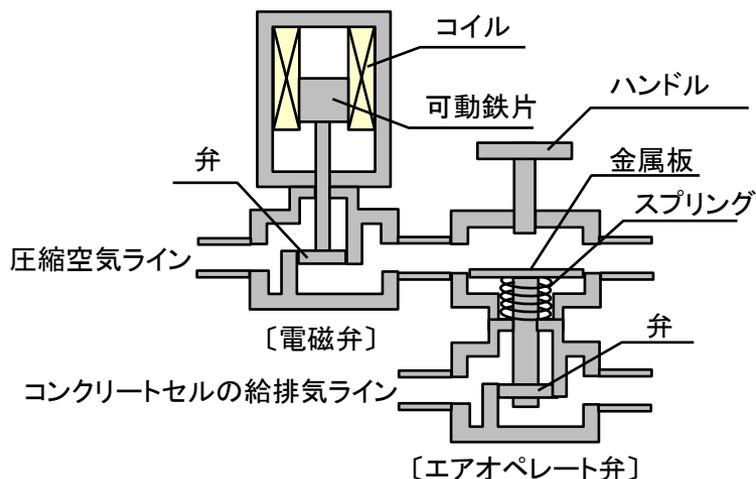
第2棟 2階平面図

第2棟 1階平面図

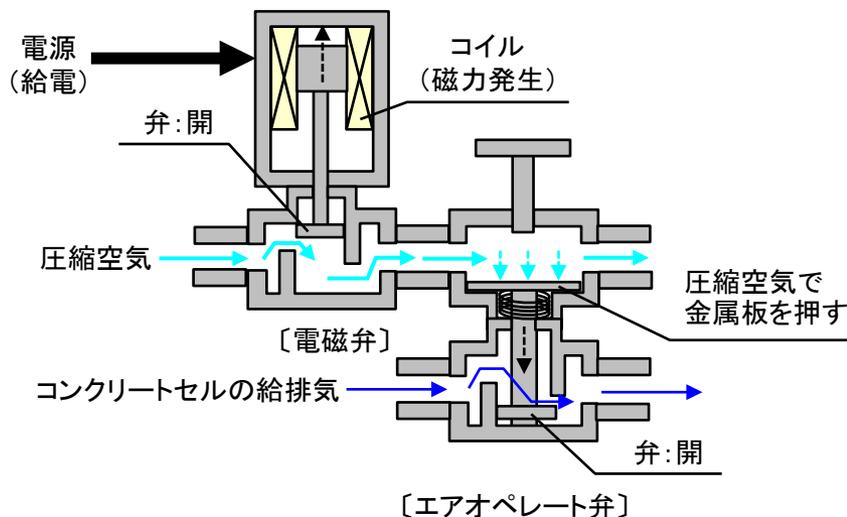
参考5 給排気用フィルタユニット及び弁の配置③ — 停電時に自動で閉止する弁の動作について —

一部改訂

停電時に自動で閉止する弁として、弁駆動部の制御に圧縮空気を用いている弁※1、2を設置する。



弁のイメージ図※3



【通常時】

- 電磁弁のコイルに給電
- 磁力発生に伴い鉄片が可動して弁を開ける
- 圧縮空気をエアオペレート弁に供給
- 圧縮空気にて金属板が押され弁を開ける
- 給排気の制御を行う

弁動作のイメージ図※3

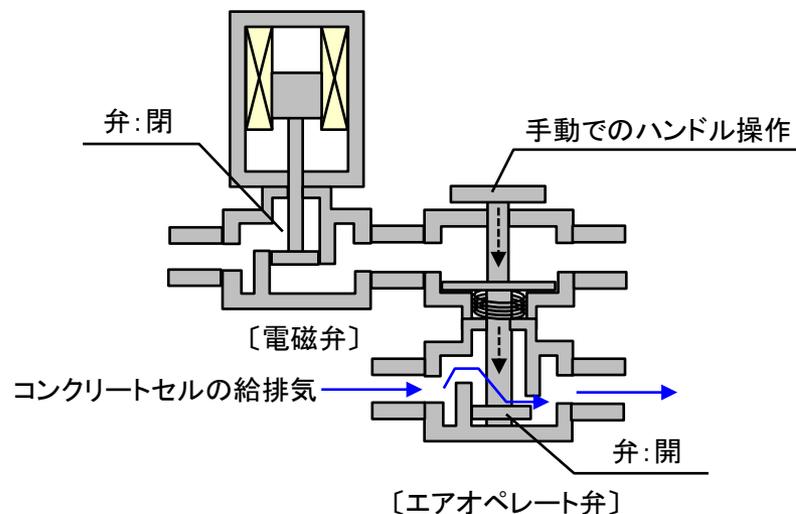
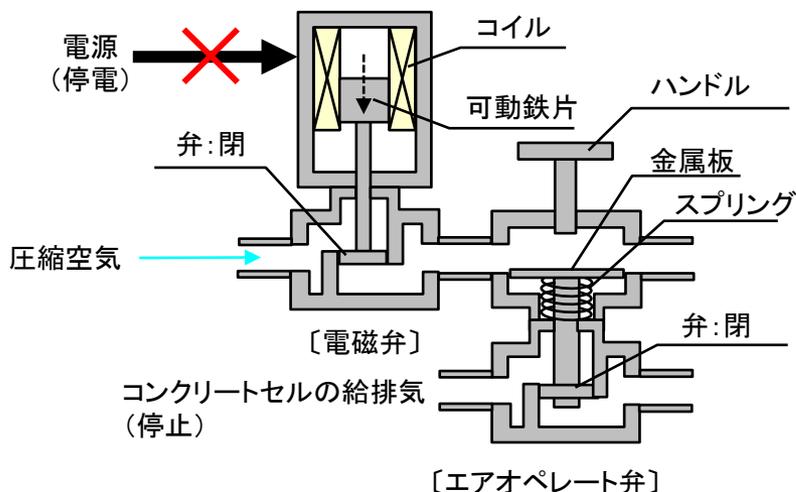
※1: 原子力発電所のSクラス設備として用いられている弁であり、構造強度・動作については十分信頼性がある。

※2: 給電時は、制御室より開閉操作が可能である。

※3: 本図はイメージ図であり、実際の弁構造を示すものではない。

参考5 給排気用フィルタユニット及び弁の配置④ — 停電時に自動で閉止する弁の動作について —

一部改訂



【電源喪失時】

- 電磁弁のコイルへの給電が停止
- 磁力がなくなり鉄片が可動して弁を閉める
- 圧縮空気のエアオペレート弁への供給が停止
- 金属板がスプリングの力で元に戻り弁が閉まる
- 給排気を停止する

【手動操作】

- エアオペレート弁のハンドルを操作して手動で弁の開閉を行う

弁の動作イメージ図※1

弁が自動で閉止した場合、コンクリートセルは構造により放射性物質を閉じ込める。

また、弁が自動で閉止した後、コンクリートセル内で火災が発生するなど、内圧※2が上昇する可能性が生じた場合には、手動操作にて排気側の弁を開けることで、コンクリートセルの内部が正圧になることによる放射性物質の漏洩を防ぐ。

※1: 本図はイメージ図であり、実際の弁構造を示すものではない。

※2: コンクリートセルNo.1、No.2、No.3及びNo.4に設置する差圧指示計にて内圧を計測する。

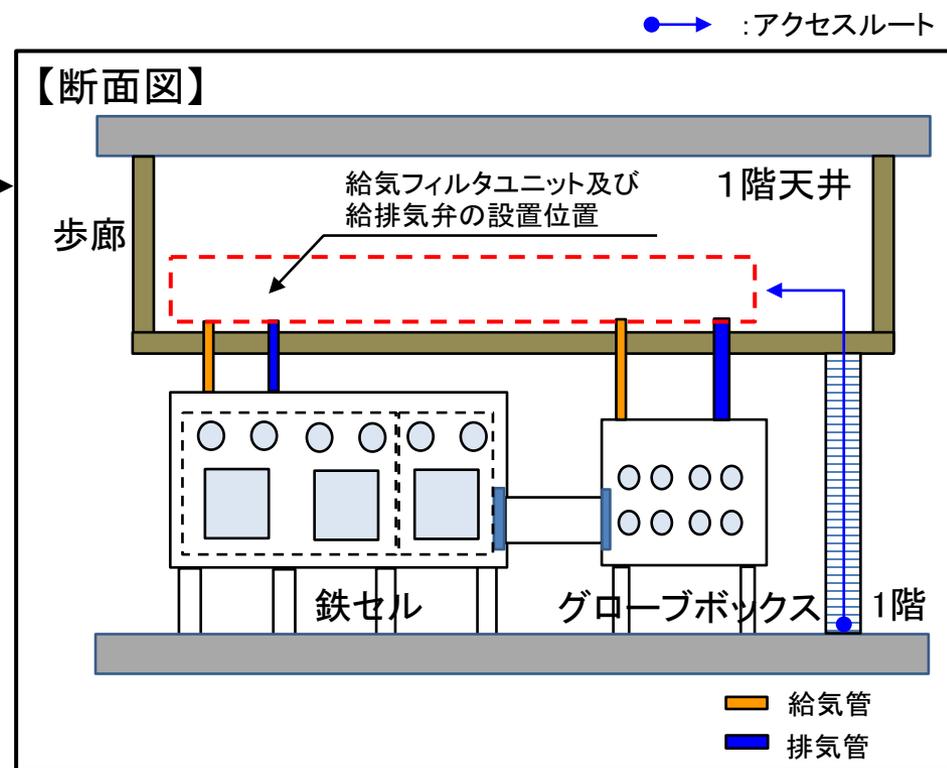
参考5 給排気用フィルタユニット及び弁の配置⑤

一部改訂

◆鉄セル、グローブボックスの給気フィルタユニット及び給排気弁の設置位置

- ・鉄セル、グローブボックス上部の架台に給気フィルタユニット、給排気弁(手動※1)を設置する。
- ・架台へは、梯子にてアクセスする。

※1: 給気フィルタ及び排気フィルタから放出される放射性物質による影響は、 $50 \mu\text{Sv}$ に比べ十分に小さい($1 \mu\text{Sv}$ 未満:参考4)ことから手動弁とする。



第2棟 1階平面図

参考6 給排気弁開閉作業に伴う放射線防護の考え方

一部改訂

- 汚染があることを想定し、全面マスク、タイベックスーツ、ゴム手袋等の装備を基本とし、線量や汚染の状況に応じて必要な装備の見直しを行う。
- 緊急時の対応に係る装備等についてマニュアル化する。

参考7 JAEA既存施設の給排気弁開閉状態

JAEA既存施設における弁の開閉状態を以下に整理した。

他施設	弁の開閉状態		
	火災時	外部電源喪失時	負圧維持機能喪失時
第2棟	給気弁:閉、排気弁:開※ ¹	給排気弁:開※ ²	給排気弁:閉(自動、手動)※ ³
原子力科学研究所	給気弁:閉、排気弁:開※ ¹	給排気弁:開※ ²	給排気弁:閉(自動)※ ³
核燃料サイクル研究所	給気弁:閉、排気弁:開※ ¹	給排気弁:開※ ²	給排気弁:閉(自動)※ ³
大洗研究所	給気弁:閉、排気弁:開※ ¹	給排気弁:開※ ²	給排気弁:閉(自動)※ ³

※1:不活性ガスを用いた消火時の弁の状態を示す。

※2:予備電源又は非常用電源にて負圧を維持する。

※3:セル等の構造により閉じ込める(放射性物質の拡散を防止する)。