

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)
12月11日面談資料改訂版

2021年1月5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。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。

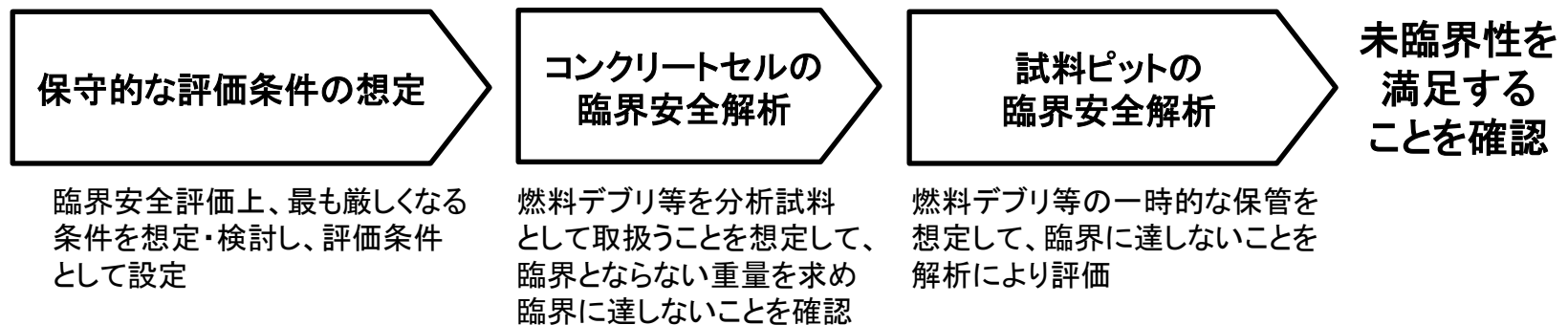
第2棟の形状管理では、燃料デブリ等を収納する試料ピットのXXXXXXXXXXの径、間隔等を制限することで、臨界とならないよう管理する。

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。

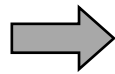
- 燃料デブリ等のすべてが核燃料で構成されていると想定する。
- 燃焼した燃料より核分裂性物質を多く含む、新燃料を想定する。
- 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。
- 酸化物と比較して核分裂性物質の重量割合が高くなる金属を想定する。

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	■■		■■*

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

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

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

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

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

・ Pu同位体組成等

核種	実績値[wt%]		評価値[wt%]
■■■■			

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。

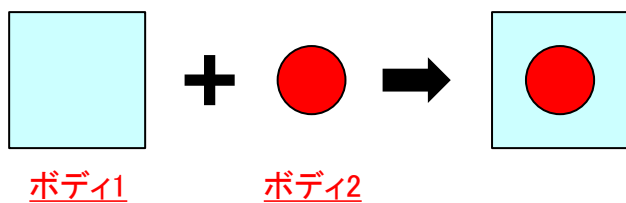
組成 = 核種 / (Pu + ²⁴¹Am) × 100

6. 解析コードの概要(1/4)

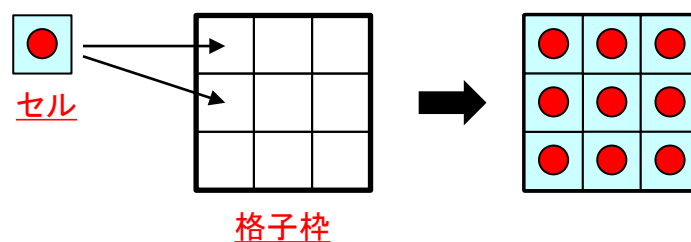
一部改訂

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。



組合せ形状表現



格子形状機能

6. 解析コードの概要(2/4)

一部改訂

- 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)

追加説明

・ 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(ICSBE^{※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用の中性子断面ライブラリの作成とICSBE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)

追加説明

・ 許認可実績

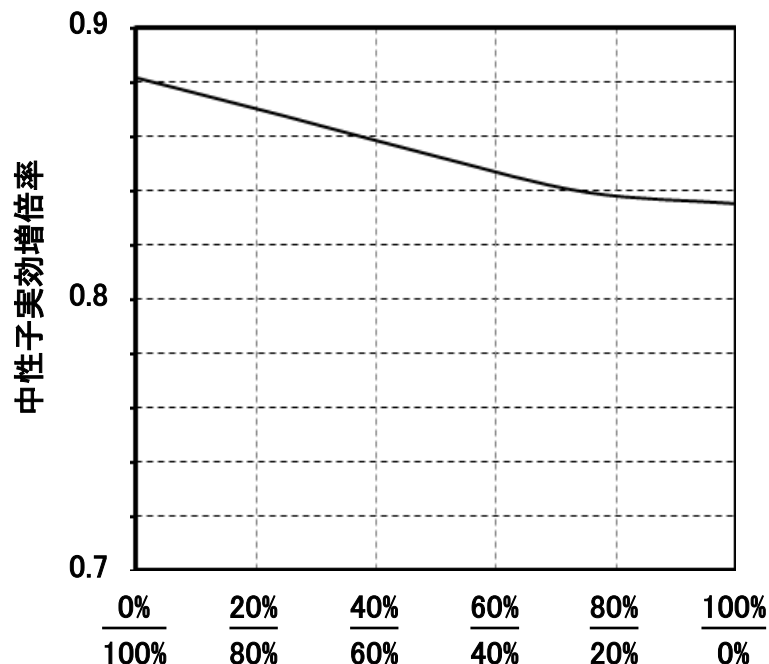
- 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置変更[STACY(定常臨界実験装置)施設等の変更](令和2年8月21日許可)
- 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)における核燃料物質使用変更許可申請(令和2年9月30日許可)

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

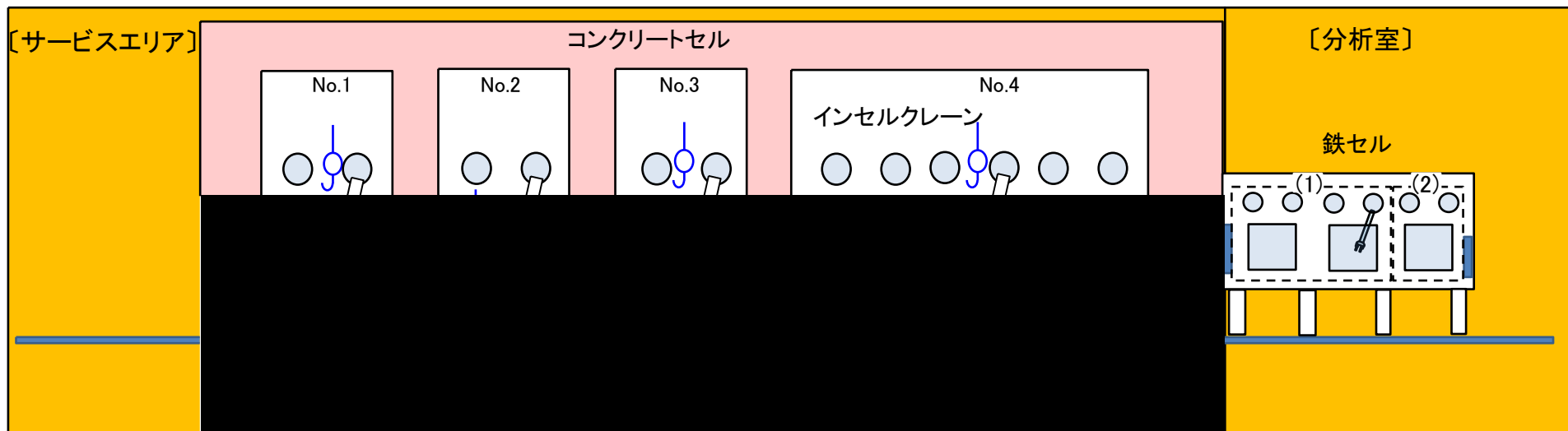
核種	評価値[wt%]
■	

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

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

追加説明

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 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－

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。

－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。

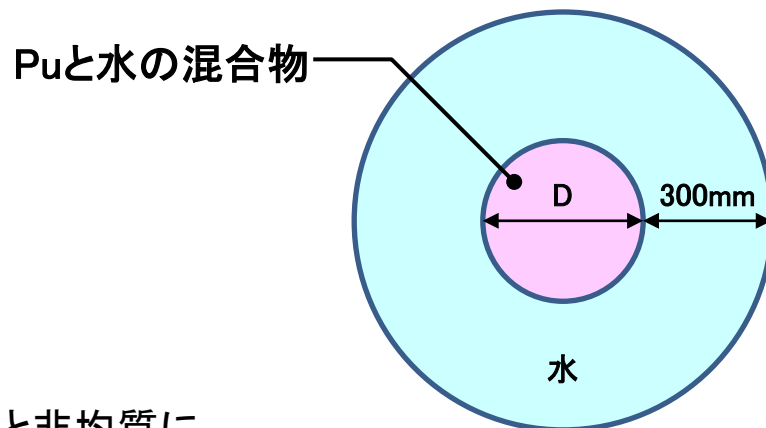
解析条件

(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。



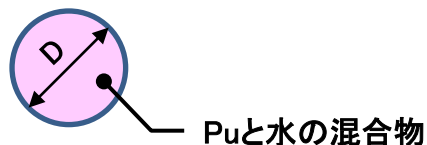
減速系の解析モデル

—均質体系の評価手順—

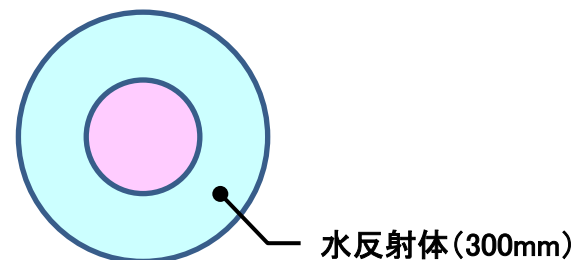
均質体系にて中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。

- 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470~620g/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—

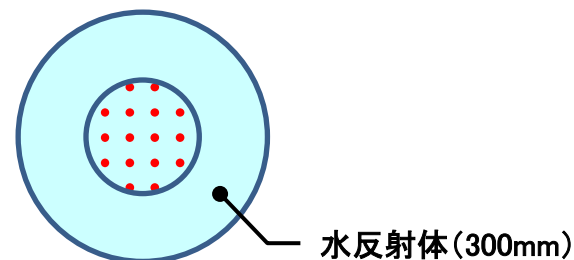
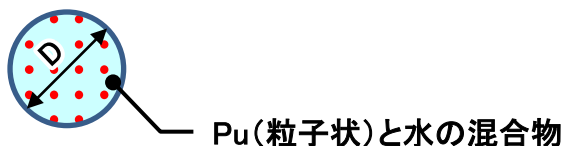
非均質体系にて中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。評価は以下の手順で実施した。

- ① Pu重量を仮定する XXXXXXXXXX。
- 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

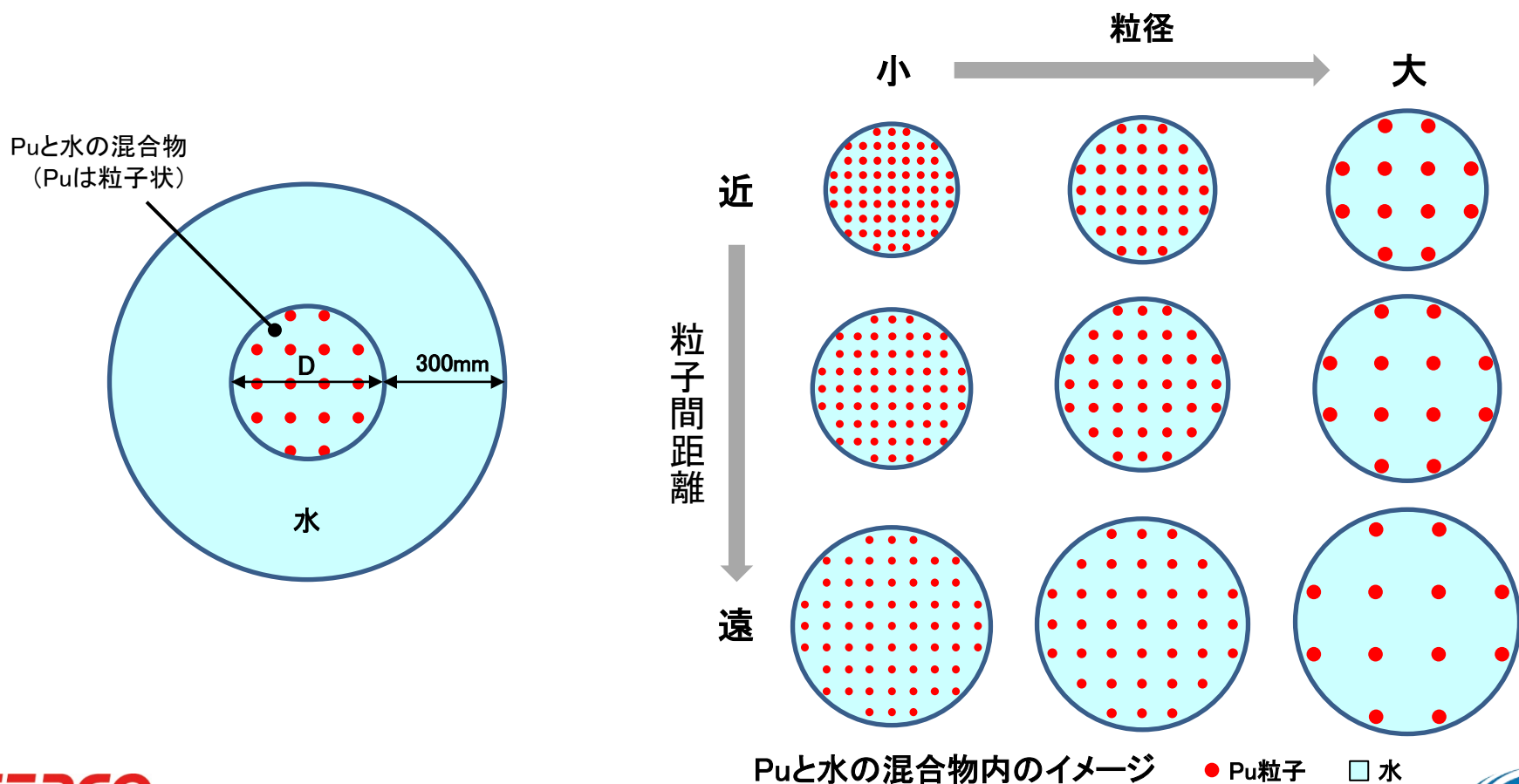


- ③Puと水の混合物の周囲に300mmの水反射体を設定
→臨界になりやすい条件を設定

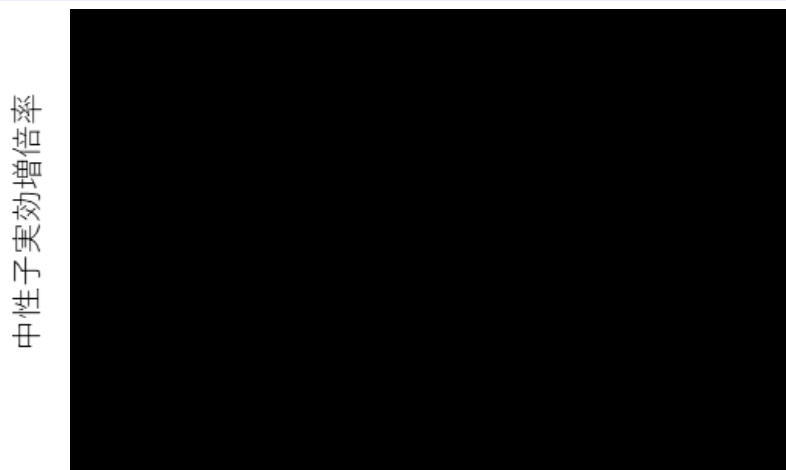


—非均質体系の評価手順②—

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。



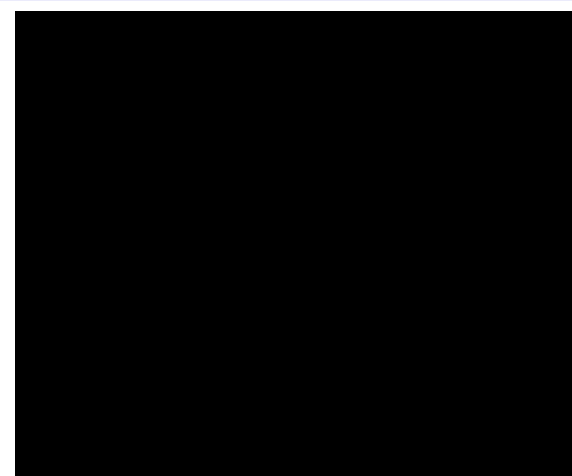
—均質体系の評価結果—



水対燃料体積比 (V_m/V_f)

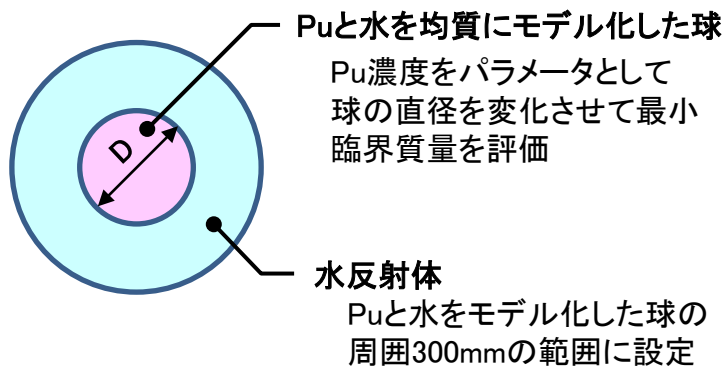
水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化(均質体系)

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

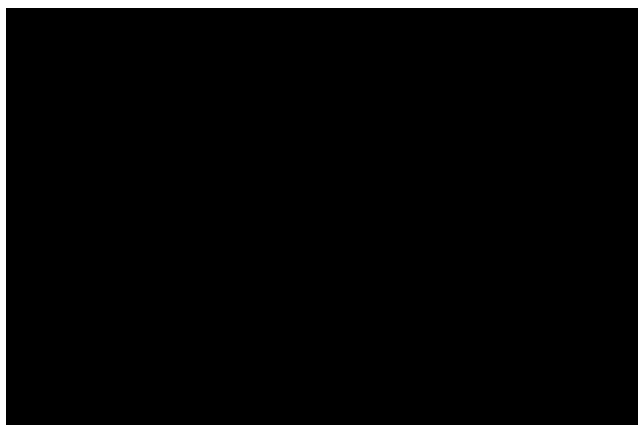
● : Pu+水の混合物 ● : 水

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530g/L
直径 D	■■■■■

— 非均質体系の評価結果① —

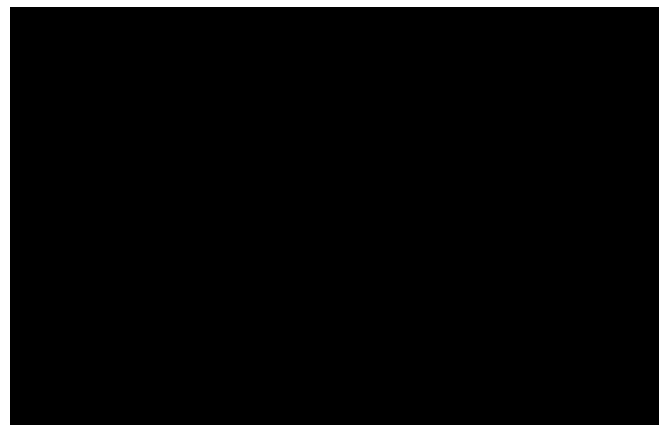
Pu重量別水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化(非均質体系)

中性子実効増倍率



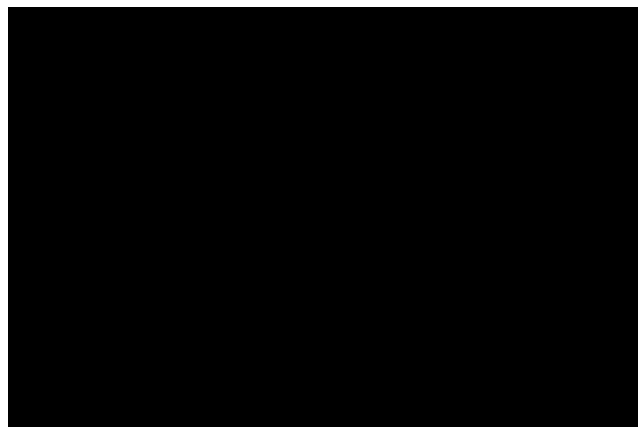
水対燃料体積比 (V_m/V_f)

中性子実効増倍率



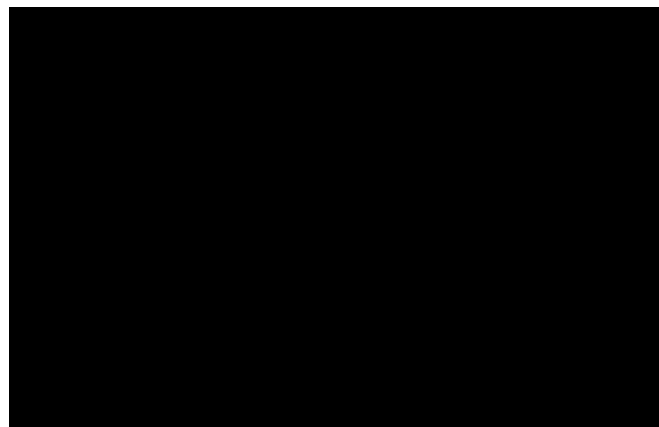
水対燃料体積比 (V_m/V_f)

中性子実効増倍率



水対燃料体積比 (V_m/V_f)

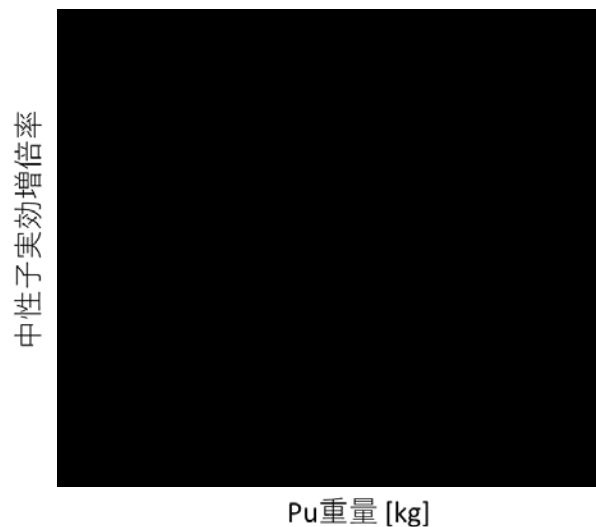
中性子実効増倍率



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

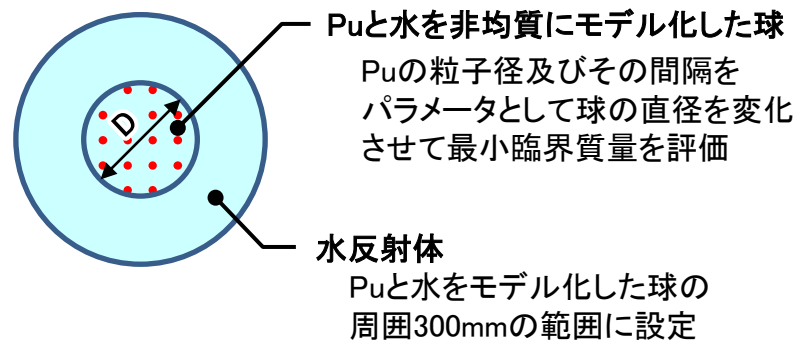
—非均質体系の評価結果②—



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 V_m/V_f	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 V_m/V_f (V_m :水の体積、 V_f :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)

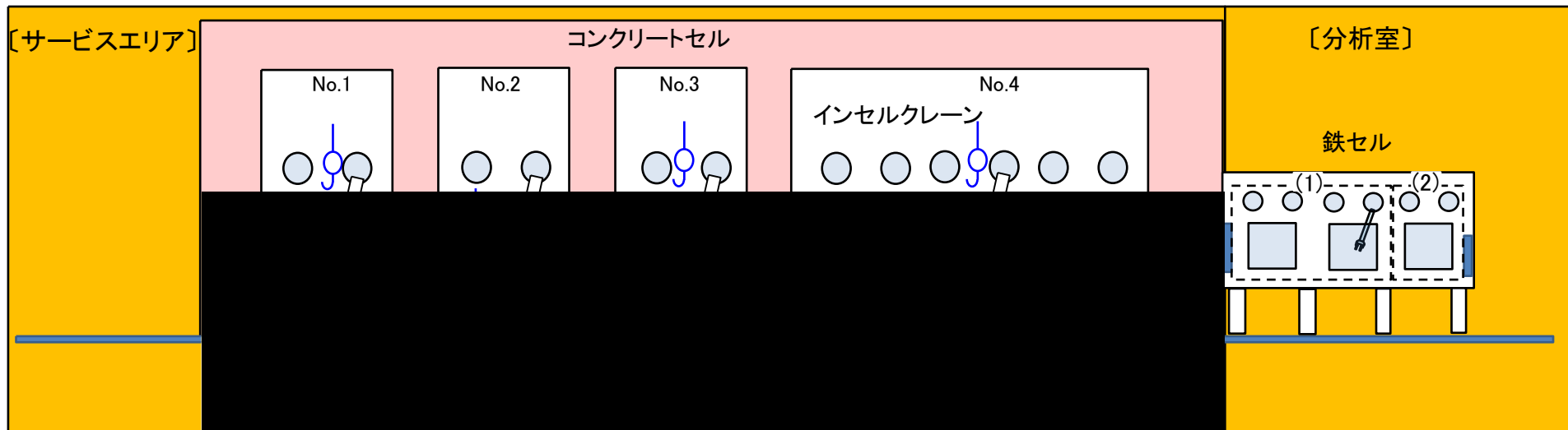
※2: 『Guide de Criticité』, CEA-R3114, COMMISSARIAT A L'ÉNERGIE ATOMIQUE (1967)

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。

10. 試料ピットの臨界安全解析(2/5)

－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。

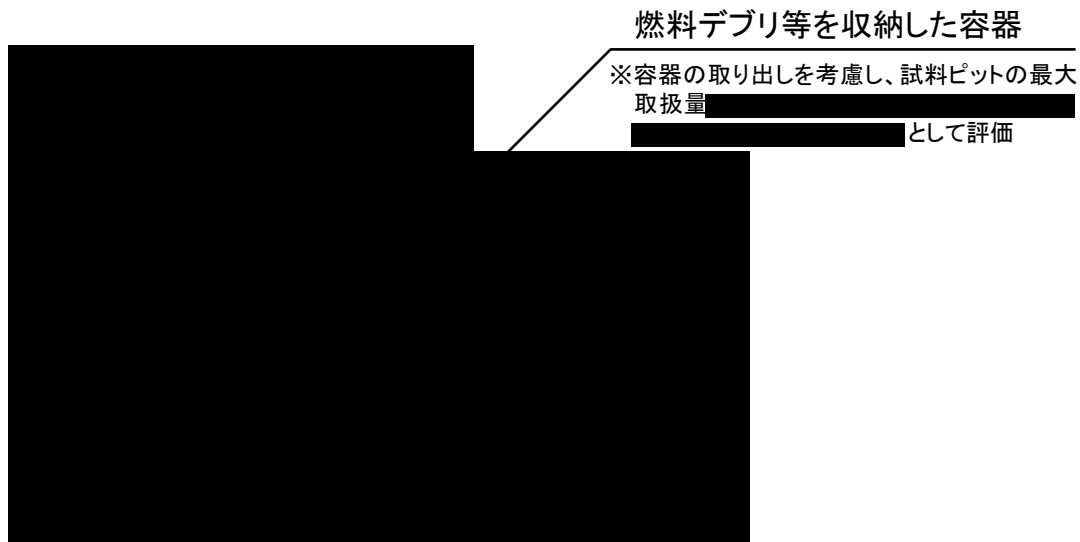
解析条件

- (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[]

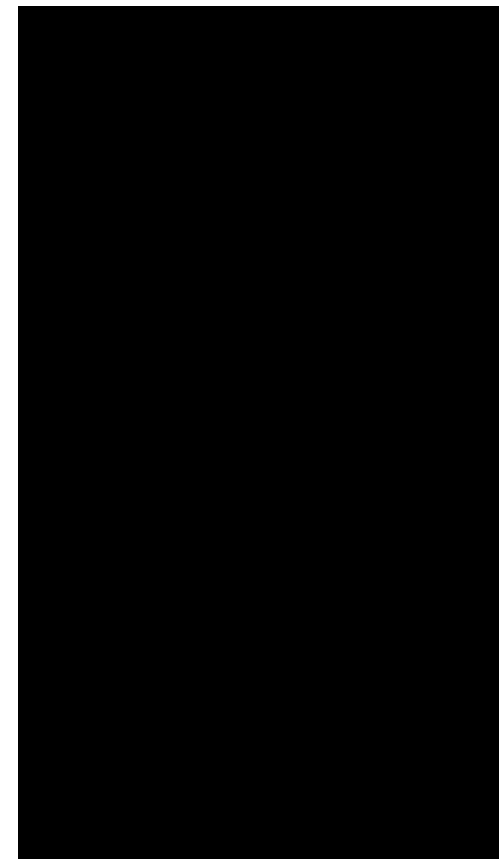
10. 試料ピットの臨界安全解析(3/5)

(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。



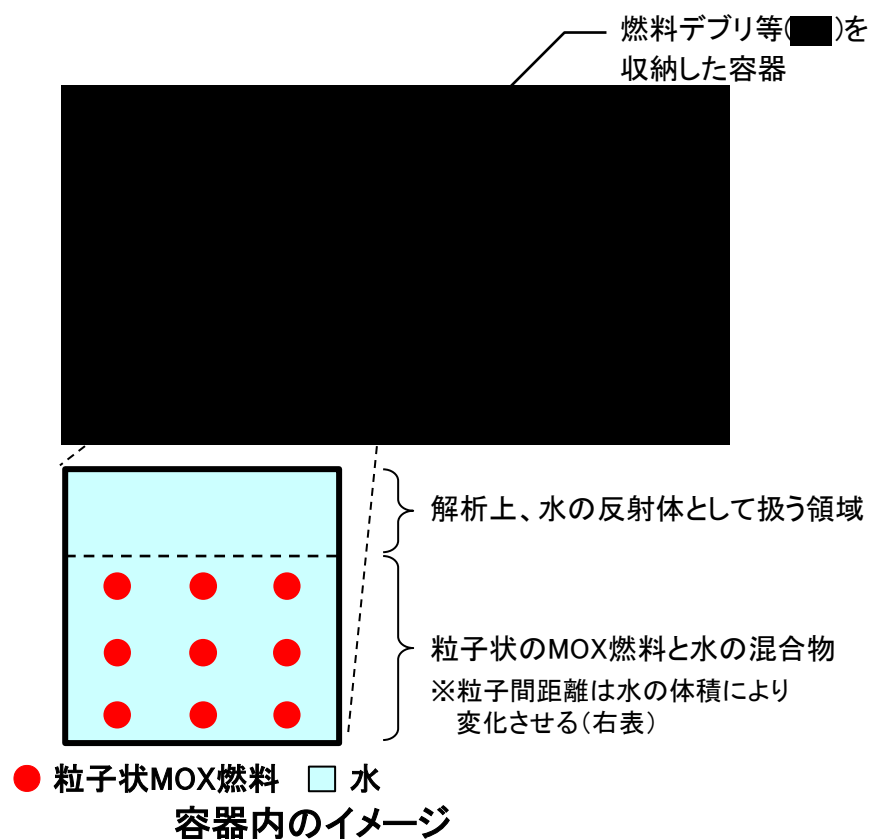
A-A断面図 (単位:mm)



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。

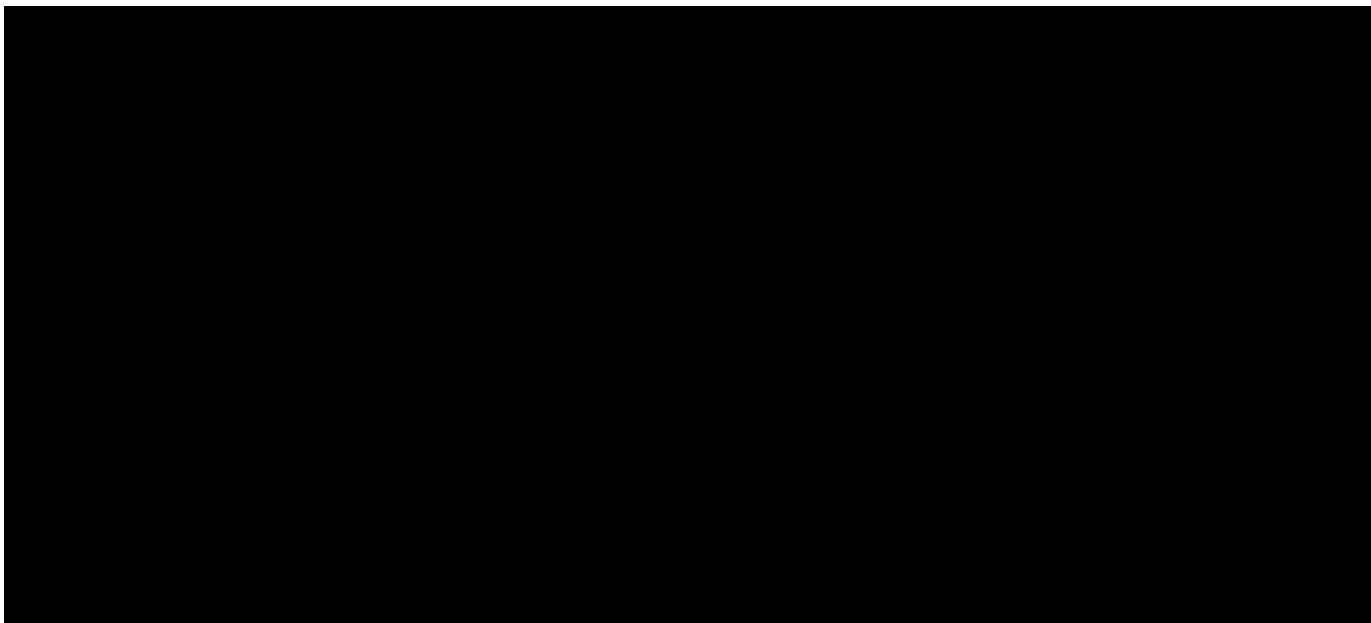


		粒径		
		小	→	大
粒子間距離	近			
	↓			
	遠			

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。



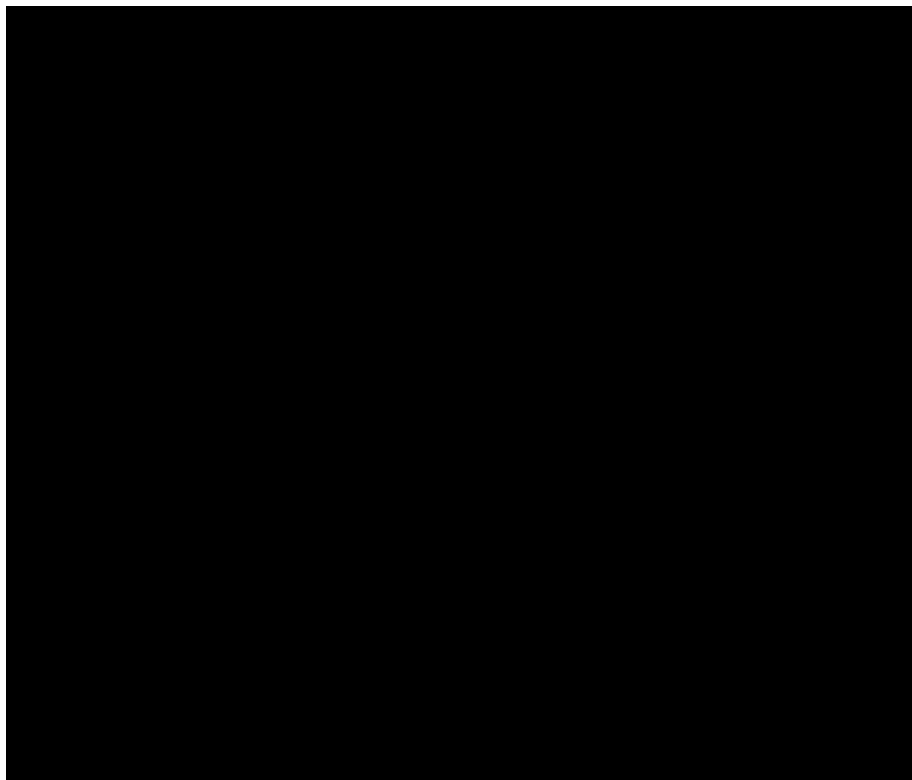
粒径別水対燃料体積比による中性子実効増倍率の変化

※: 『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 \blacksquare 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 \blacksquare 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 \blacksquare 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 $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ 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。

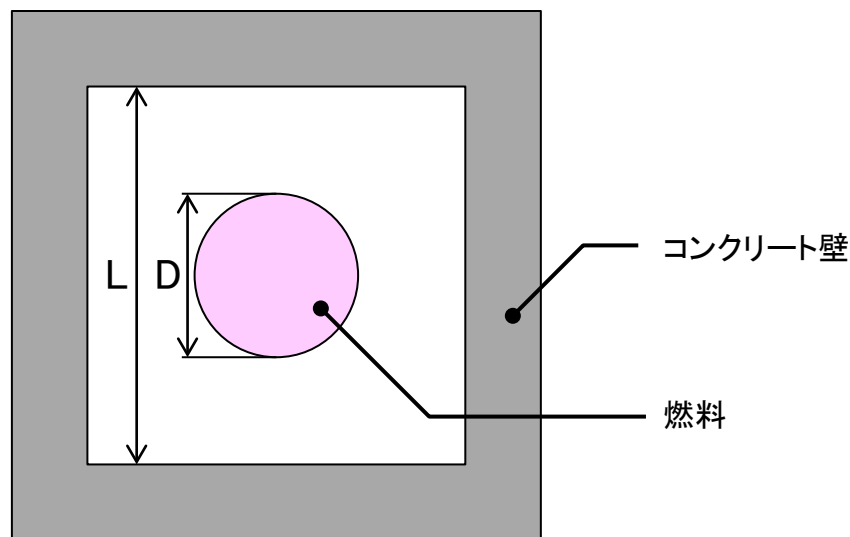
- 建屋外への避難方法
- 通報連絡体制
- 放射線状況の確認方法 等

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。

(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。



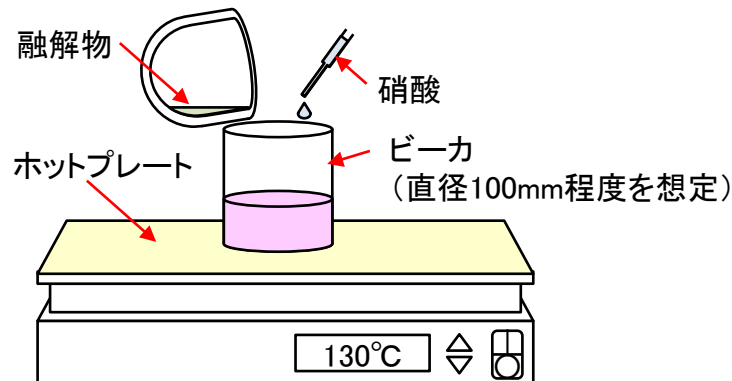
※『コンクリート反射体と円柱燃料の面間距離に対する中性子反応度の変化』, 日本原子力研究所, JAERI-M87-212, (1988).

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)

追加説明

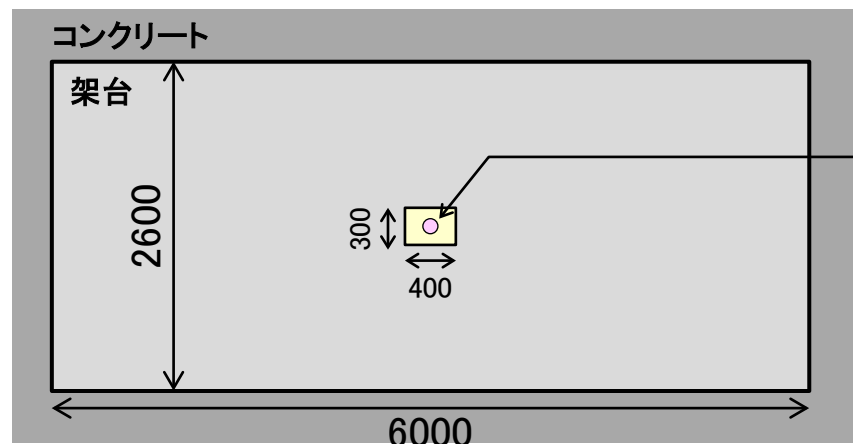
〔コンクリートセルNo.4: アルカリ融解作業例〕

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。

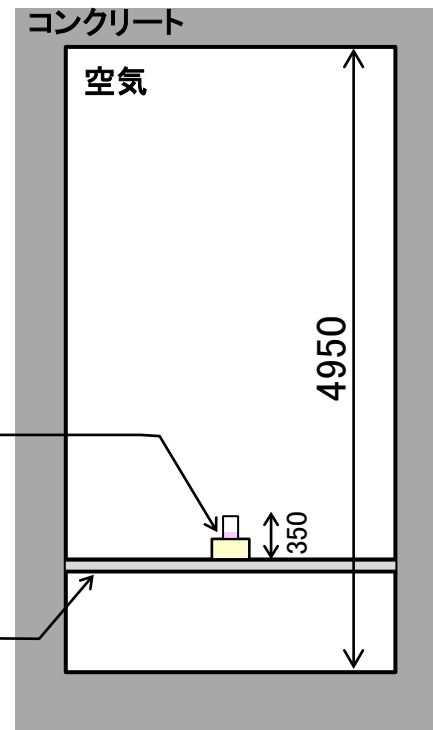


コンクリートセルNo.4における溶解処理では、直径100mm程度のビーカ内に溶液化した燃料デブリ等が存在する想定である。このとき、燃料領域の直径(D)に対するコンクリートセルNo.4の内面寸法(L)との比(L/D)は、2を十分上回る。

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)

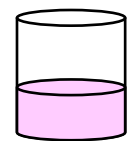
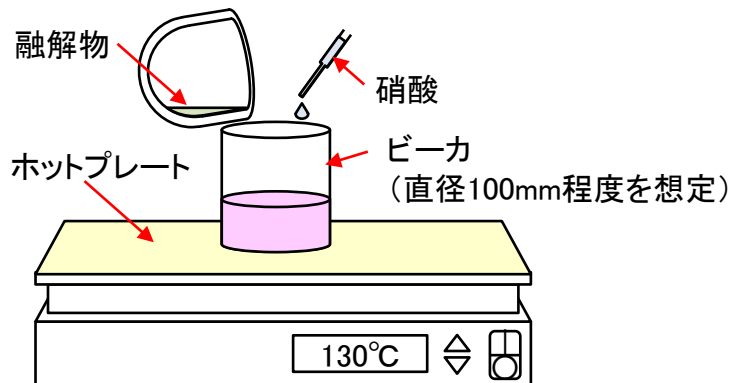


(断面図)

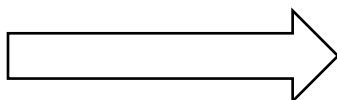
コンクリートセルNo.4と溶解処理関連機器(想定)の大きさの目安 単位:mm

〔コンクリートセルNo.4: アルカリ融解作業例〕

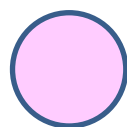
燃料デブリ等と過酸化ナトリウムの融解物をビーカーに移し替え、硝酸を加えて溶液化する。



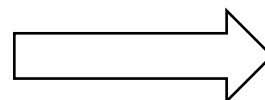
燃料領域
円柱形状



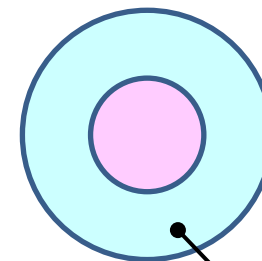
燃料領域を表面積が小さく、中性子の漏れが少ない球形状でモデル化



燃料領域
球形状



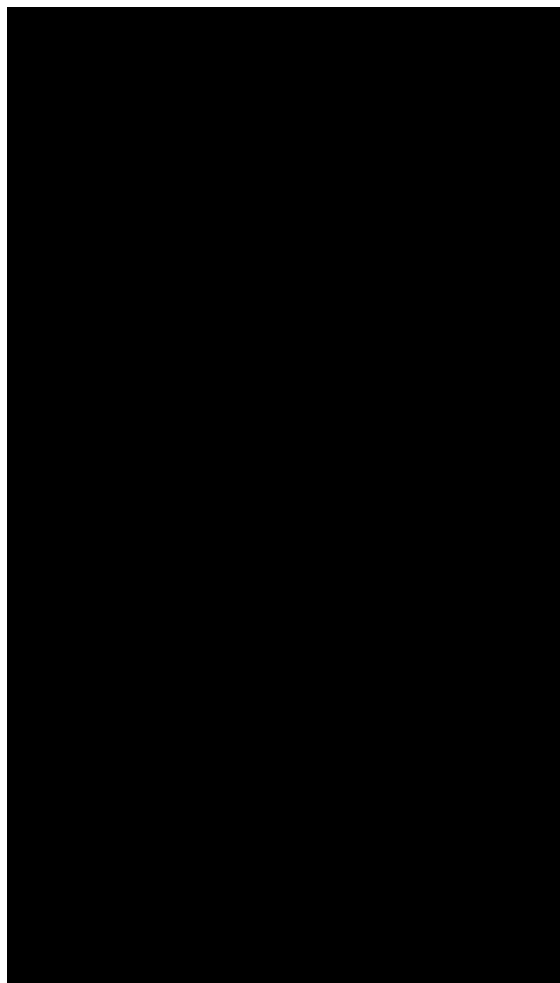
燃料領域の外側に十分な水反射体(300mm)をモデル化



解析モデル

水反射体(300mm)

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

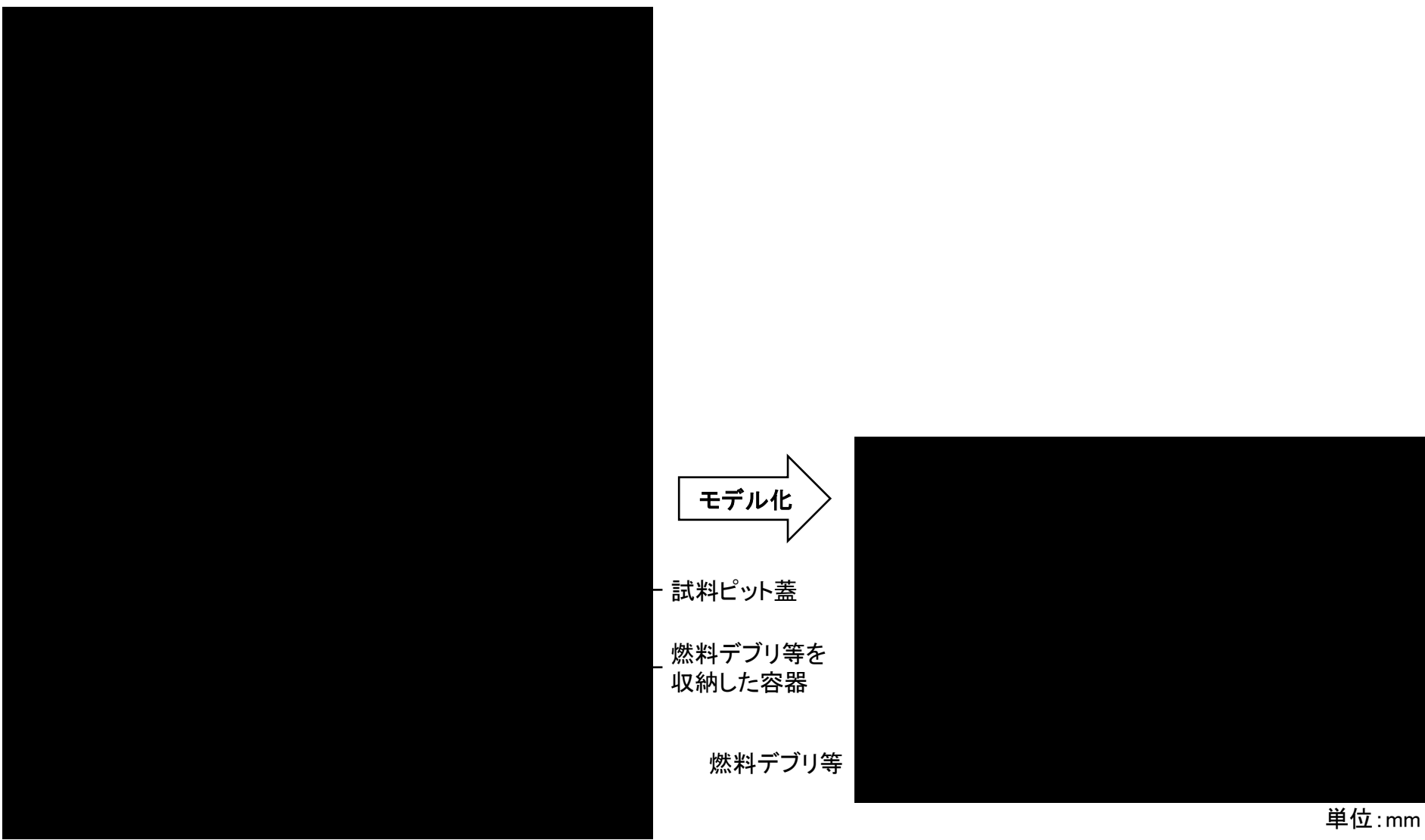


単位:mm

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

解析モデル

単位 : mm

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
(保安体制について)

12月11日面談資料改訂版

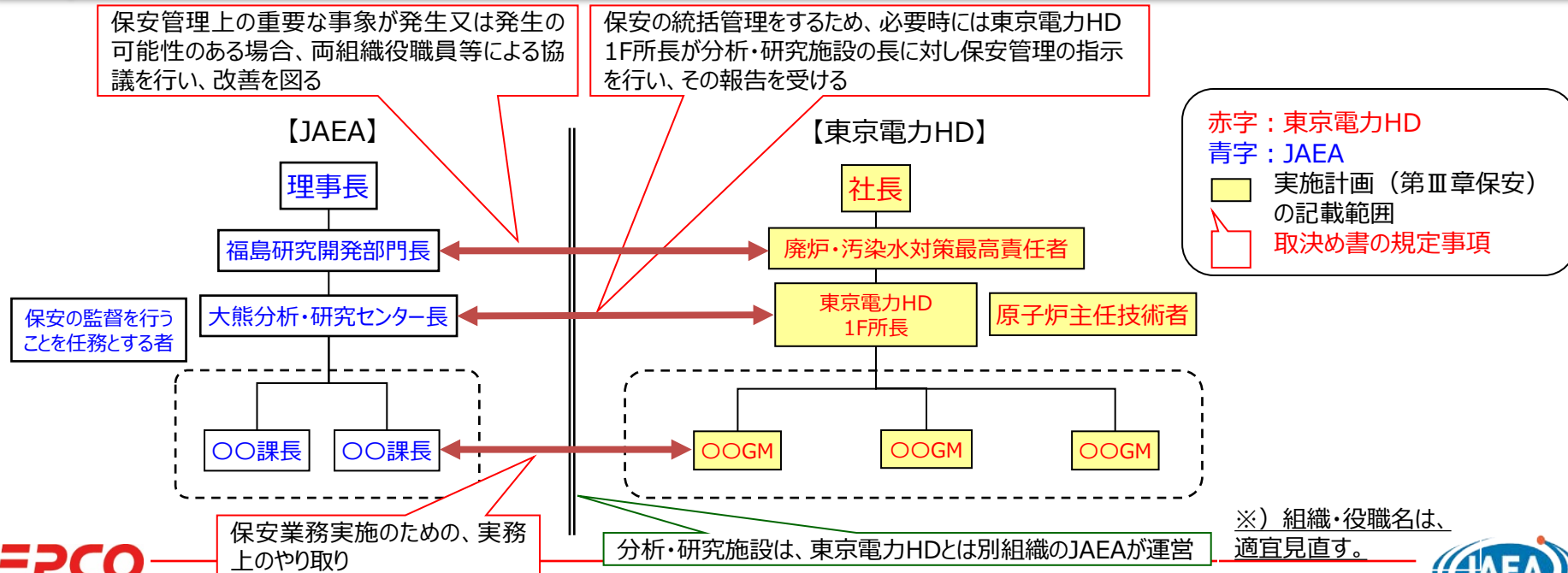
2021年1月5日

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. 放射性物質分析・研究施設の保安体制(覚書)

JAEAと東京電力HDは本施設の安全性並びに効率性を相互協力により確保するため覚書を交わし、放射性物質分析・研究施設に係る**両者の基本的な役割分担、権利義務**を以下の通り定めている。

- 放射性物質分析・研究施設は、1Fにおける特定原子力施設の一部として、**東京電力HDが保安に関する統括管理を行う**。
- 放射性物質分析・研究施設の**施設所有・運営**は、十分な技術力を有する**JAEAを主体**とすることで、本施設の有効活用を図る。
- 分析結果の第三者性の観点から、JAEAの運営組織は東京電力HDと別組織とする。
- 本施設についての保安管理を確実に実施するため、**両者の関係を取決め書**で規定する。
- 保安管理上の重要な事象が発生又は発生の可能性がある場合は、両組織の役員による協議を行い、改善を図る。
(東京電力HDの役員は実施計画上に位置づけがあり、対応するJAEA役員と協議を行う。)



2. 放射性物質分析・研究施設の保安体制(取決め)

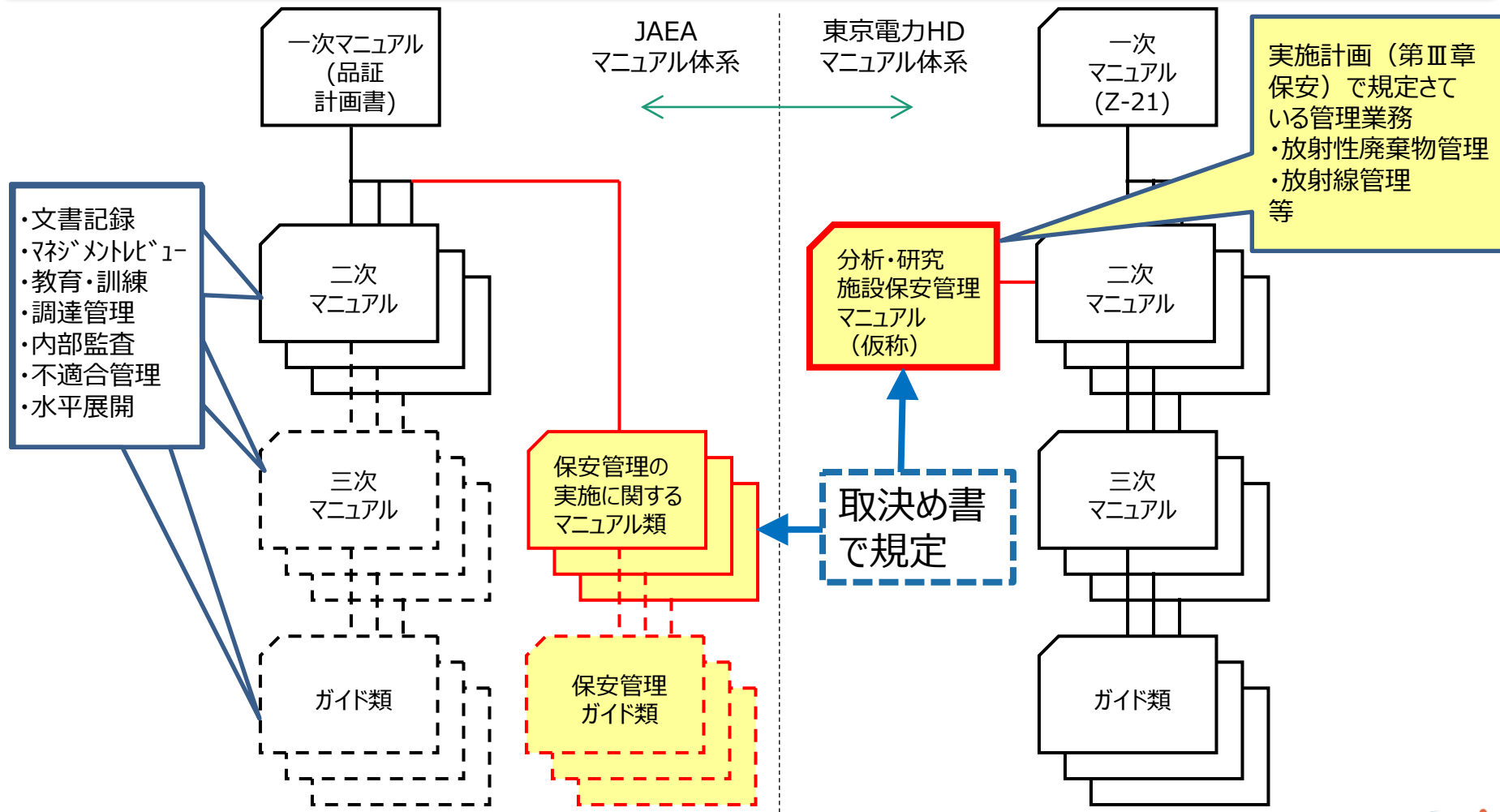
放射性物質分析・研究施設についての**保安管理を確実に実施するため、両者の関係を取決め書で規定**する。今後、第2棟に係る取決め書は、以下の第1棟の建設・運転保守における保安管理に関する取決め書に準じた内容とする予定である。

取決め書に定める両社の保安に係る具体的な役割分担

東京電力HD	JAEA
本施設についても、他の実施計画の施設と同等の保安管理・保安活動を実施。	実施計画を遵守。 実施計画第三章の条文から直接的な要求がない場合でも、東電HDの施設と同水準の管理を行う。
特定原子力施設の設置者として、各職務に応じた 保安管理 を行う。 ・JAEAのマニュアル・手順書及びそれらに沿った活動のエビデンスを定期的に 確認 。 ・運転保守段階では、定期的な現場巡視や保安管理に関する各種会議に参加する等により、 当該施設の運用状況を把握 。 ・保全計画が適切に管理されていることを 定期的に確認 。 ・保管管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、JAEAに 通知 。	東電HDの保安管理の下、各職務に応じた 保安活動 を行う。 ・東電HDがマネージメントレビューを実施する上で必要な情報やその他双方が必要と考える事項について 報告 。 ・保安管理上の改善が必要な場合は、改善を実施。 ・保安管理状況を 日常的に報告 。 ・全ての 不適合事象を報告 。 ・保安管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、施行前に東電HDに 確認 を受ける。
保安管理に関する具体的な 要求事項をマニュアルとして定める 。	左記マニュアルの 要求事項に従い、その具体的な手順を示したマニュアル等を定める 。
保安検査は東電HDが受検。	東電HDの統括管理の下、保安検査官への状況説明及び必要な対応を行う。
1F所長は、保安管理上の懸念があった際には、 設備運用停止 やその改善について指示できる。	左記指示に従う。

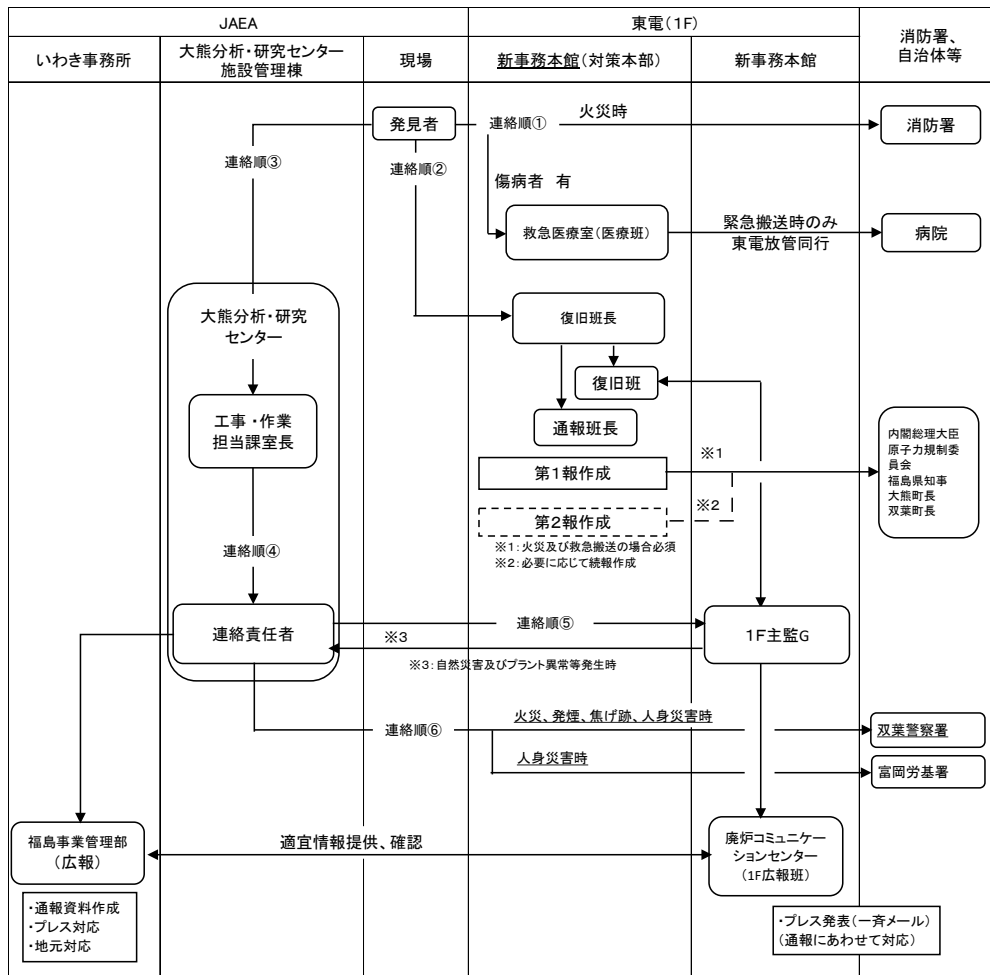
3. 放射性物質分析・研究施設の保安体制(QMS)

取決め書に基づき、東京電力HDは二次マニュアルに「保安管理上の要求事項」を定め、JAEAは三次マニュアルに「その要求事項に従い具体的な手順等」を定め、実務に適用する。



4. 放射性物質分析・研究施設の保安体制 (連絡通報体制案)

第2棟に係る連絡通報体制は、以下の建設工事及び、施設管理棟運用に係る事故時等の通報・連絡対応による。なお、本体制は必要に応じ改善を図って行く。



4. 放射性物質分析・研究施設の保安体制

緊急事態発生時の役割分担(1/2)

第2棟に係る緊急事態発生時の役割分担は、以下の第1棟役割分担に準じた内容とする予定である。

	№	項目	区分		備考
			JAEA	東電	
火災	1	通報連絡			
		a) 消防(119番)通報、復旧班長への連絡	○(発見者)		
		b) 警察への連絡	○		
		c) 自治体への通報		○	
	2	消火活動			
		a) JAEA自衛消防隊	○	※	※:JAEAからの要請に応じて出勤し, JAEAの指揮下に入る
		b) 消火本部の設置	○		本部及び現地本部
		c) 消火本部用場所の確保	○	※	※:JAEAからの要請に応じて提供
		d) 発電所構内消火活動における便宜提供		○	JAEAからの要請に応じて提供(APD貸与, サーベイ, 消火設備等)
		3 鎮火確認	○		東電への報告を含む
	4 原因究明及び再発防止	○		東電への報告を含む	
傷病	1	通報連絡			
		a) 救急医療室、復旧班長への連絡	○(発見者)		
		b) 労基署・警察署への連絡・説明	○		
	2	救急医療		○	緊急医療室の用意、応急処置、緊急搬送判断、身体汚染確認及び証明書作成
	3	病院への同行及び説明			
		a) 事業主体としての対応	○		東電への必要な情報提供を含む
		b) 原子力災害現地対策本部の定める要領に基づく対応		○	東電保安班員が同行
4	自治体への通報		○		

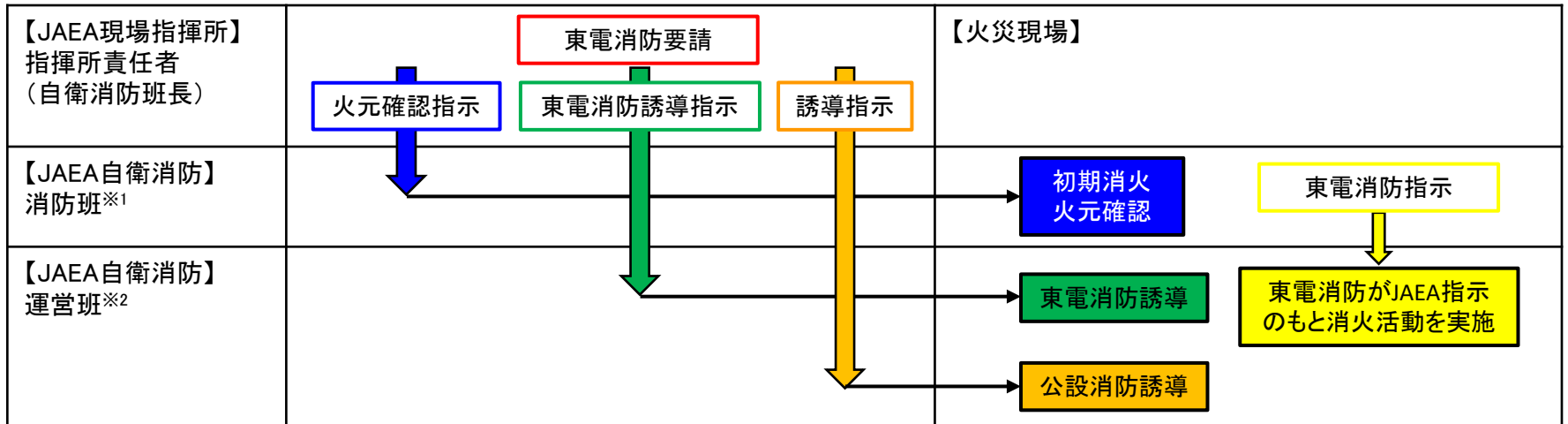
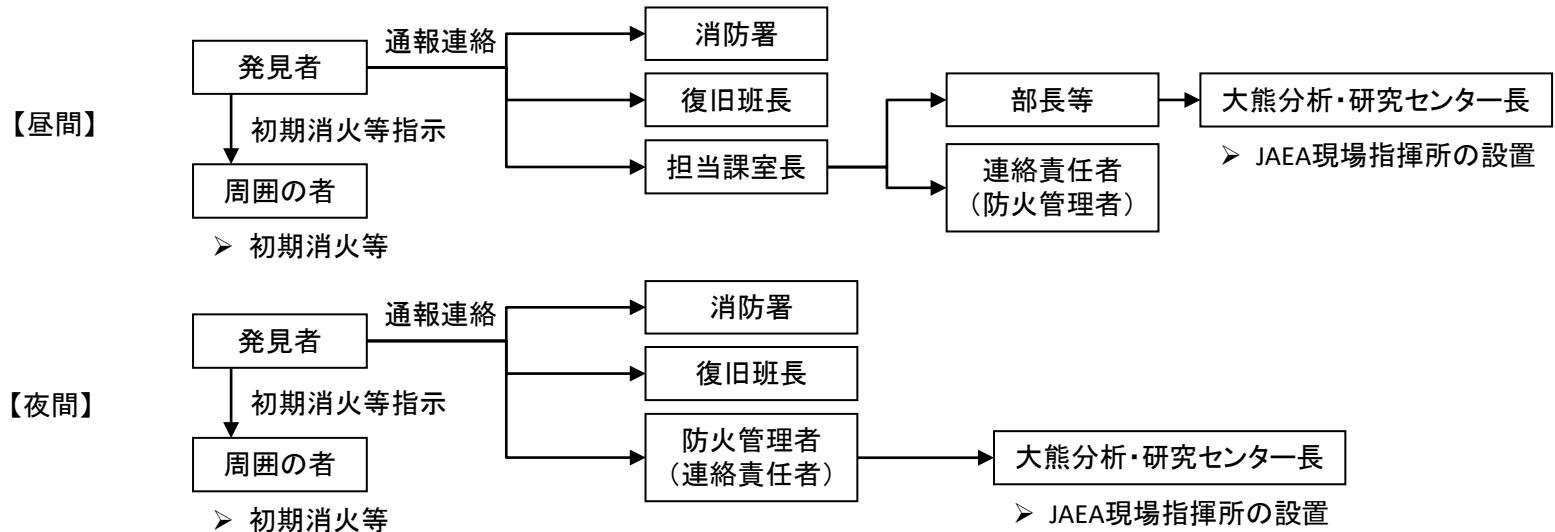
4. 放射性物質分析・研究施設の保安体制

緊急事態発生時の役割分担(2/2)

	№	項目	区分		備考
			JAEA	東電	
現場異常 トラブル	1	実施計画に記載の安全機能に係わる設備の故障	○	※	※: 東電は報告を受け、必要に応じ指示、指導を行う
	2	上記以外の設備の故障	○		
	3	油漏れの場合			
	a)	通報連絡			
		①消防、復旧班長への連絡	○(発見者)		
		③自治体への通報		○	
	b)	原因究明及び再発防止	○		
	4	その他事象への対応			
	a)	自治体への通報		○	
b)	自治体への通報以外の対応	○			

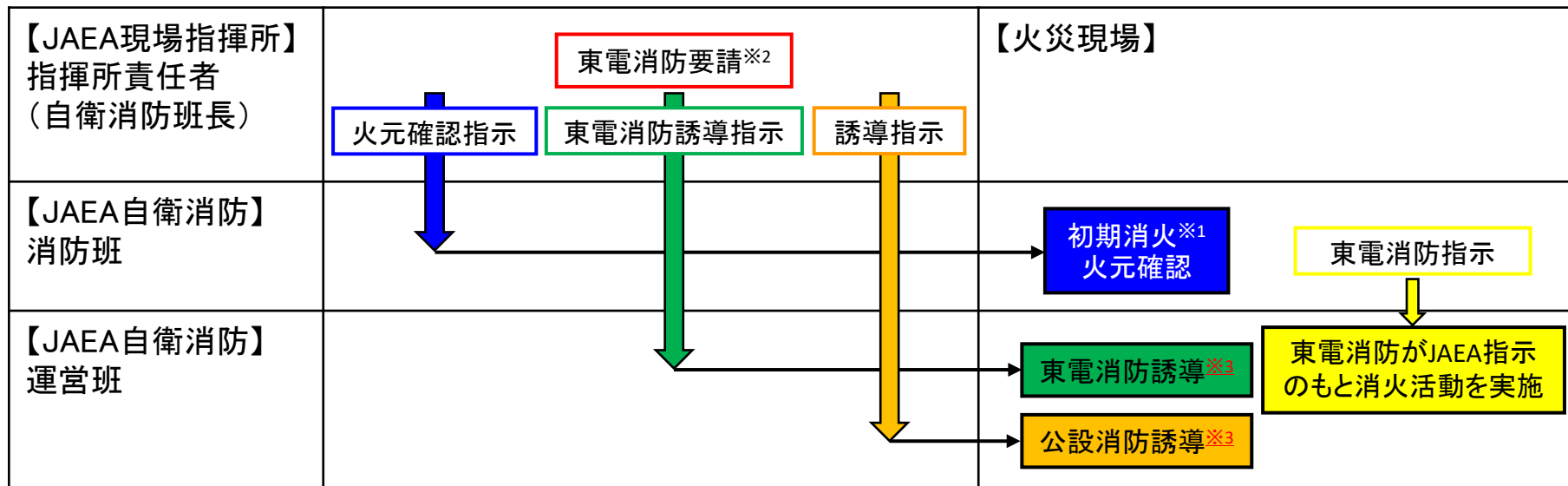
5. 火災時の対応①

第2棟は、以下の施設管理棟における連絡通報体制をもとに今後定めていく。



※1: 初期消火、消火作業の指揮等を行うもの。 ※2: 情報収集、消防機関の誘導等を行うもの。

5. 火災時の対応②



※1: 消火器等にて初期消火を行う。

※2: 初期消火(JAEA対応)にて消火が困難である場合(防火衣等の装備が必要になる規模の火災の場合)、東電消防に要請する。

※3: 火災発生場所まで誘導する。なお、火災の状況によっては、誘導の代わりに火災発生場所までのルート、発生場所における作業内容等を建屋平面図等で説明する場合もある。

【JAEAにて準備する装備】

火災発生場所まで誘導することを考慮し、防火衣、防火帽、防火用長靴及び防火手袋を準備する。また、汚染の状況等の現場確認を行うため、呼吸保護具、タイベックスーツ等の防護服を準備する。

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
(遮へい・線量評価について)
10月15日面談資料改訂版

2021年1月5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. 遮へい・線量評価に係る事項

2.48.1.3 設計方針

2.48.1.3.8 被ばく低減

第2棟は、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、**遮へい**、**機器の配置**、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また、地周辺の線量を達成できる限り低減するため、**遮へい**等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

2.48.1.5 主要な機器

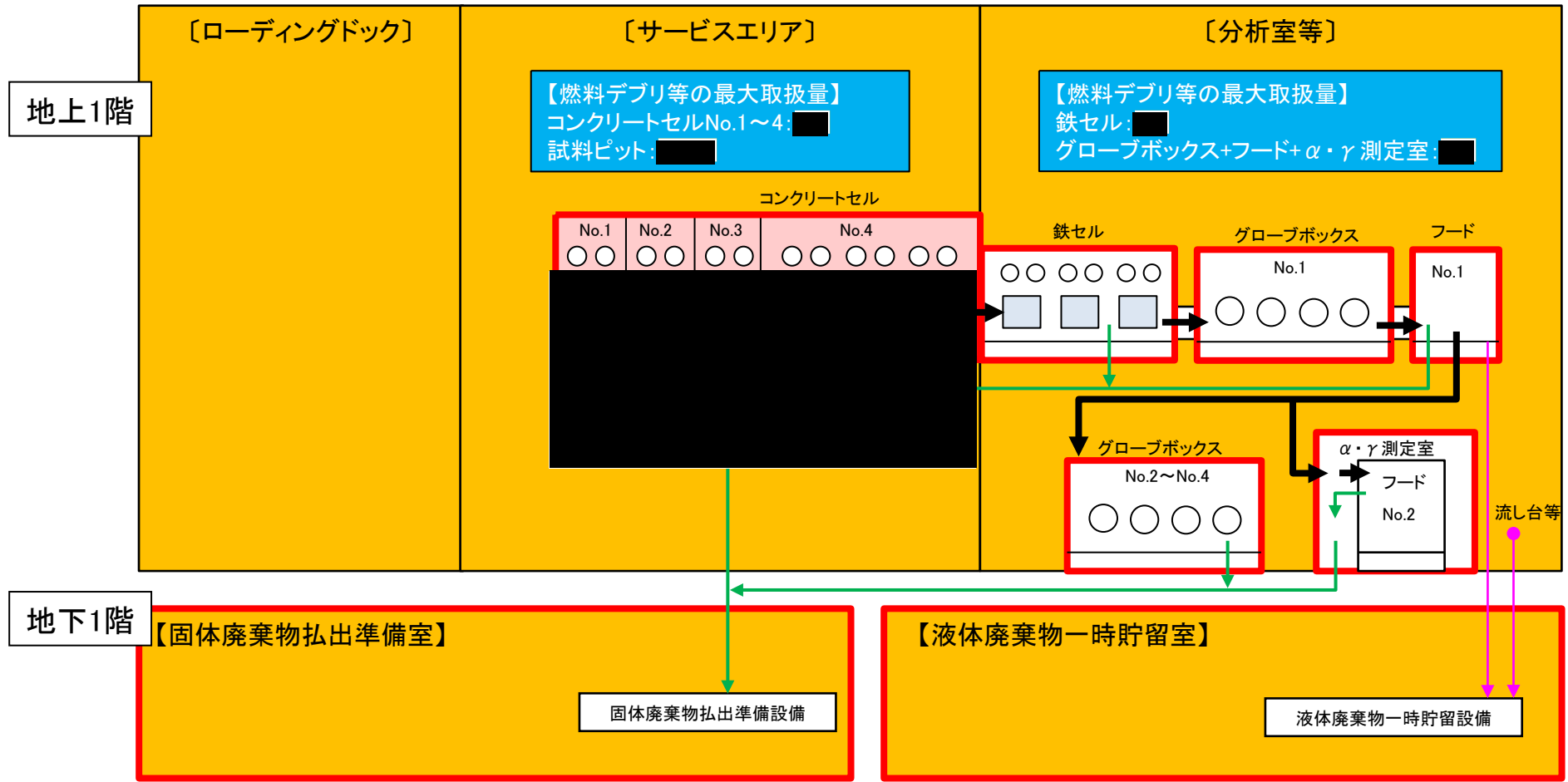
2.48.1.5.6 遮へい壁

燃料デブリ等、固体廃棄物払出準備設備、液体廃棄物一時貯留設備からの放射線に対して、放射線業務従事者等を保護するため、必要に応じてコンクリート等の壁・天井による**遮へい**を行う。

また、敷地周辺の線量を達成できる限り低減するために、燃料デブリ等、固体廃棄物払出準備設備、液体廃棄物一時貯留設備からの放射線について、コンクリートの壁・天井による**遮へい**を行う。

(実施計画 「2.48放射性物質分析・研究施設第2棟」より記載)

2. 第2棟内の各エリアにおける想定作業 ー燃料デブリ等の取扱い及び遮へいを考慮する箇所についてー



→ : 放射性的な液体廃棄物
→ : 放射性的な固体廃棄物(低線量)

■ : 管理区域

→ : 燃料デブリ等

□ : 今回説明する遮へいに係る設備

3. 第2棟の遮への考え方(1/4)

第2棟では、燃料デブリ等、固体廃棄物払出準備設備、液体廃棄物一時貯留設備からの放射線に対して、放射線業務従事者等を保護するため、必要に応じてコンクリート等の壁・天井による遮へいを行う。

(1) 非管理区域について

非管理区域においては、外部放射線に係る線量が1.3mSv/3月を超えないことが求められる。このために必要な遮へいを設置する。遮へい厚さは、3ヶ月あたりの線量で定められる非管理区域の線量を超えないように定めた外部放射線に係る設計基準線量率 2.6×10^{-3} mSv/h以下となるように設定する。

(2) 管理区域について

管理区域においては、放射線作業従事者等の被ばくに関して、線量限度※が定められている他、合理的に達成できる限り低減することが求められる。

このことを踏まえ、作業エリアを区域区分し、その区域区分に応じた外部放射線に係る設計基準線量率を設定し、必要な遮へいを設置する。

※東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示
(平成25年4月12日原子力規制委員会告示第3号)

3. 第2棟の遮へいの考え方(2/4)

一部改訂

第2棟における外部放射線に係る設計基準線量率は、JAEC4615(原子力発電所放射線遮へい設計規程)に基づき設定する。なお、管理区域内の各エリアにおける線量率区分については、作業内容に応じて割当てた。

	区分	外部放射線に係る設計基準線量率	第2棟での線量率区分の考え方
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下	—
管理区域	B	0.01mSv/h未満	人が常時作業を行うエリア。
	C	0.05mSv/h未満	人の立ち入り頻度が比較的少ないエリア。ただし、分析室等のグローブボックス、フードを設置する室については、作業頻度が比較的多いものの、グローブボックス、フード表面での線量率が高くなることから、C区分としている(作業者の放射線防護装備、時間管理等により被ばく線量を管理する)。
	D	0.25mSv/h未満	特定の業務(例:設備の点検・保守や廃棄物の搬出入等)でのみ立ち入るエリア(人の立ち入り頻度、立ち入り時間が少ない)。
	E	1mSv/h未満	—
	F	1mSv/h以上	燃料デブリ等を取り扱うため線量率は高いが、マニプレータ等を用いて遠隔で取扱うため、原則として人が立ち入らないエリア。

3. 第2棟の遮へいの考え方(3/4)

なお、JAEAの既存施設では下記の基準としている。

原子力科学研究所 バックエンド研究施設(BECKY)

管理 区域	区域Ⅰ	人が常時立ち入る場所で1週間あたり1mSv以下とする区域
	区域Ⅱ	区域Ⅰ以外の区域

原子力科学研究所 廃棄物安全試験施設(WASTEF)

管理 区域	人が常時立ち入る区域で汚染の生じる恐れはほとんどなく、最大 $20 \mu\text{Sv/h}$ の線量当量率の可能性がある区域	
	人が一時的に立ち入る区域で作業により一時的に汚染の恐れがあり、 $20 \sim 200 \mu\text{Sv/h}$ の線量当量率の可能性がある区域	
	汚染の封じ込めと被ばく防止のため、人が立ち入らないことを原則とする区域であり、 $200 \mu\text{Sv/h}$ 以上の線量当量率の可能性がある区域	

原子力科学研究所 燃料試験施設(RFEF)

管理 区域	人の常時立ち入る場所におけるしゃへい設計値 $25 \mu\text{Sv/h}$ (線量限度週当たり1mSvに相当し、1週間の作業時間を40時間以下とする。)	
	人の常時立ち入らない場所についての設計値 $100 \mu\text{Sv/h}$ (線量限度週当たり1mSvに相当し、1週間の作業時間を10時間以下とする。)	

核燃料サイクル工学研究所 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

管理 区域	グリーン	放射線業務従事者等が常時立ち入る区域で汚染の生じるおそれのほとんどない区域	$12.5 \mu\text{Sv/h}$ 以下
	アンバー	放射線業務従事者等が一時的に立ち入る区域で、作業により一時的に汚染のおそれのある区域	$200 \mu\text{Sv/h}$ 以下
	レッド	放射線業務従事者等が原則として立ち入らず、放射線源のある区域又は汚染のある区域	$200 \mu\text{Sv/h}$ を超える

3. 第2棟の遮への考え方(4/4)

大洗研究所 照射燃料集合体試験施設 (FMF)、照射燃料試験施設 (AGF)

管理区域	放射線業務従事者が常時立入る区域	20 μ Sv/h以下
	放射線業務従事者が一時的に立入る区域	200 μ Sv/h以下

第2棟では、管理区域のうち人が立ち入るエリアであるB、C区分について、0.01～0.05mSv/h (10～50 μ Sv/h) に設定している。JAEAの多くの既存施設では、人が常時立ち入る区域の線量率を12.5～25 μ Sv/hとしている。

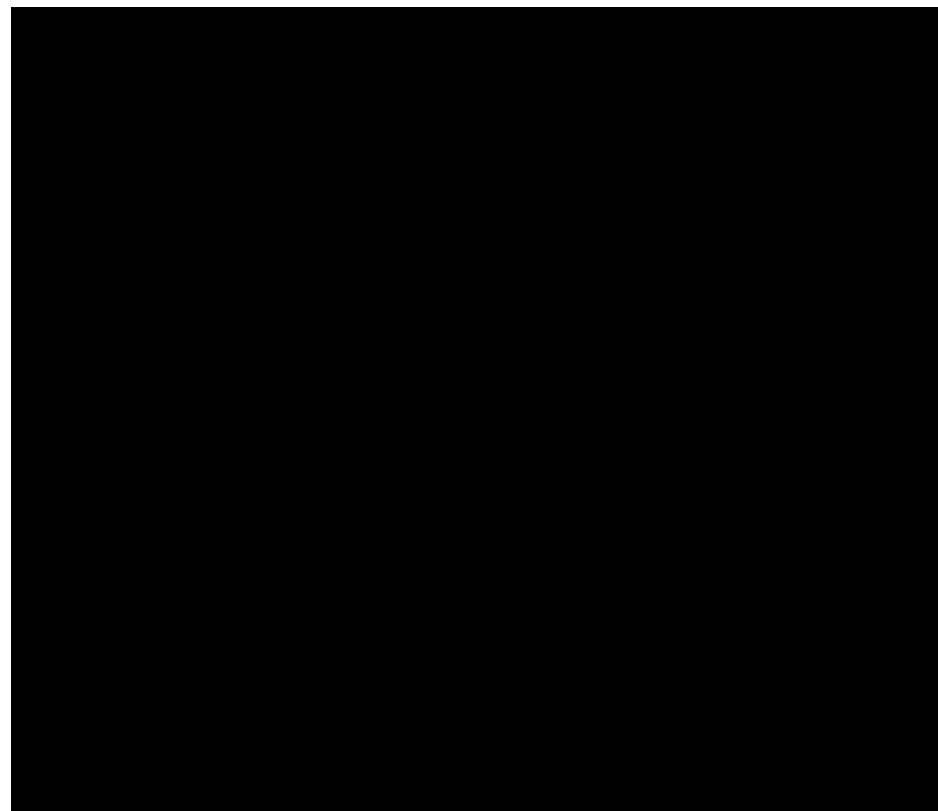
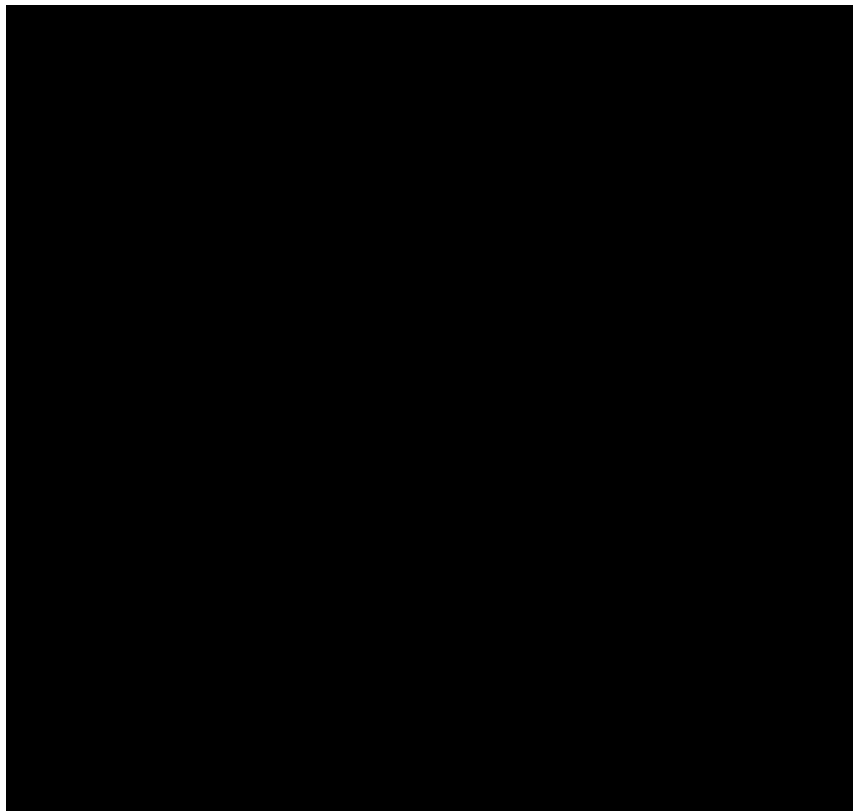
また、第2棟では、管理区域のうち特定の業務でのみ立ち入るエリアであるD区分について、0.25mSv/h (250 μ Sv/h) に設定している。JAEAの多くの既存施設では、一時的に立ち入るエリアを200 μ Sv/h以下としている。

4. 第2棟の遮へい(1/2)

線源に対し、距離だけでは外部放射線に係る設計基準線量率を満足できない場所について、遮へい体(壁、床)を設定している。

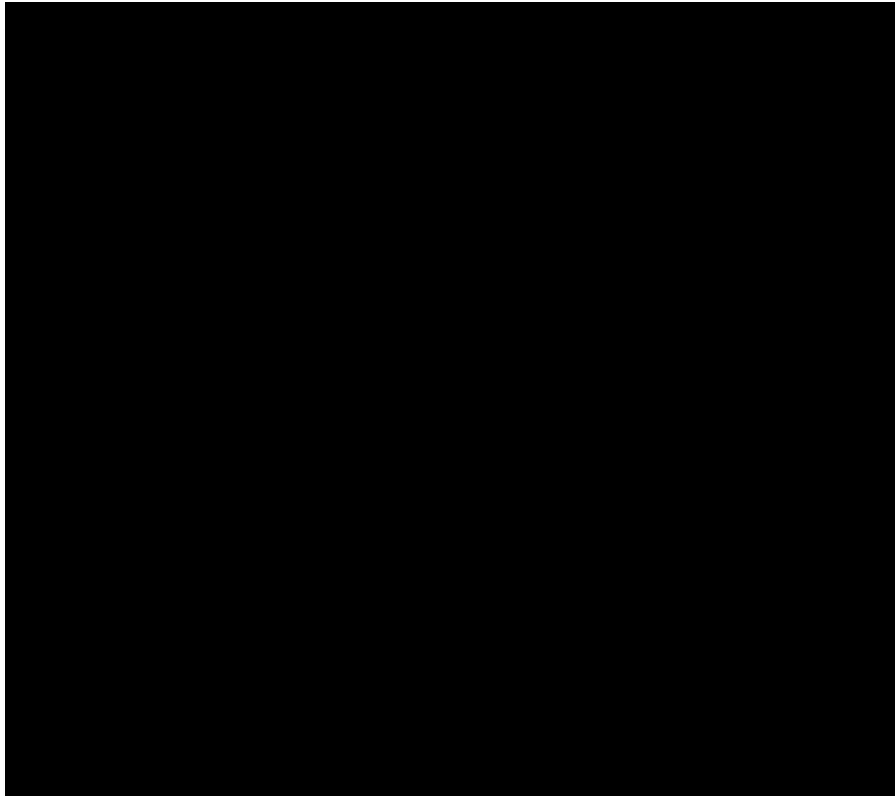
なお、建屋外壁には、遮へい能力を要求しない設計としている。

区分		外部放射線に係る設計基準線量率
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下
管理区域	B	0.01mSv/h未満
	C	0.05mSv/h未満
	D	0.25mSv/h未満
	E	1mSv/h未満
	F	1mSv/h以上



: 管理区域
 : 遮へい(壁)
 : 遮へい(床)

4. 第2棟の遮へい(2/2)



: 管理区域
 : 遮へい(壁)
 : 遮へい(床)

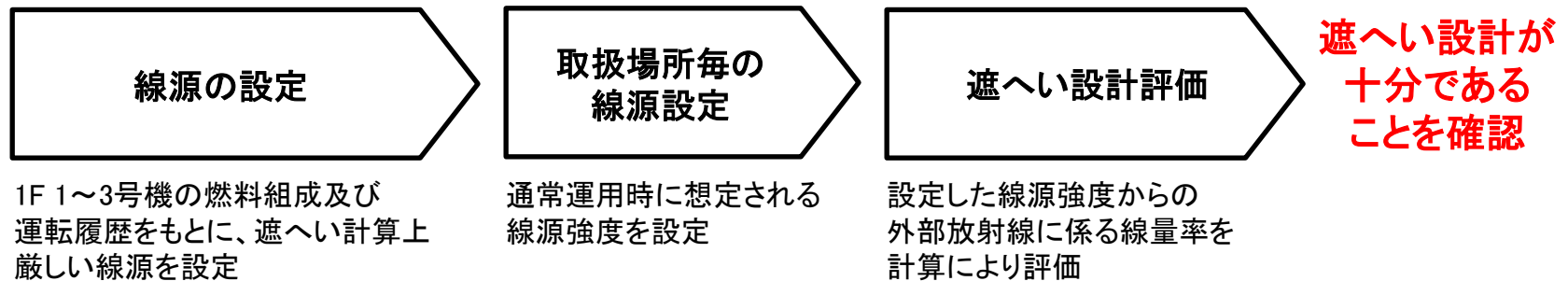
区分		外部放射線に係る設計基準線量率
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下
管理区域	B	0.01mSv/h未満
	C	0.05mSv/h未満
	D	0.25mSv/h未満
	E	1mSv/h未満
	F	1mSv/h以上

5. 第2棟の遮へい評価について

実施計画では、非管理区域について設計基準線量率を超えないことを記載している。

非管理区域においては、3ヶ月あたりで定められる線量(1.3mSv/3月)を超えないように定めた外部放射線に係る設計基準線量率 2.6×10^{-3} mSv/h以下となることを、以下のフローに基づき確認する。

なお、建屋外壁においても、第2棟の外部放射線のみでは 2.6×10^{-3} mSv/hを超えないことを確認する。



6. 線源の設定(1/4)

—燃料の比較①—

1F 1～3号機に装荷された燃料の燃料組成及び運転履歴に基づき、放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数を求めた。なお、 UO_2 燃料の ^{235}U 濃縮度及びMOX燃料のPu富化度をパラメータとして、どのような燃料が遮へい計算上、厳しい評価となるのかを検討した。

燃料仕様等

	1号機	2号機	3号機	
種類	UO_2 燃料	UO_2 燃料	UO_2 燃料	MOX燃料
^{235}U 濃縮度又はPu富化度 [wt%]				
ペレット最大燃焼度[GWd/t]	54.7	56.7	57.0	8.5

① 評価条件

上表の燃料仕様等に基づき、評価条件を設定した。

(1) 計算コード : ORIGEN2.2-UPJ※

(2) UO_2 燃料 : ^{235}U 濃縮度 燃焼度 60GWd/t

MOX燃料 : Pu富化度 燃焼度 10GWd/t

(3) 冷却期間 : 12年間

※使用済燃料等の核種生成量並びに中性子及びガンマ線の線源強度の評価が可能な計算コード

6. 線源の設定(2/4)

—燃料の比較②—

② 評価結果

1F 1～3号機における放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数の評価結果を下表に示す。

1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数

	1号機	2号機	3号機	
種類	UO ₂ 燃料	UO ₂ 燃料	UO ₂ 燃料	MOX燃料
放射能 [Bq]				
ガンマ線発生数 [photons/s]	1.0 × 10 ¹⁰	1.1 × 10 ¹⁰	1.1 × 10 ¹⁰	2.1 × 10 ⁹
中性子発生数 [neutrons/s]	3.8 × 10 ³	4.2 × 10 ³	3.8 × 10 ³	6.3 × 10 ²

ガンマ線発生数は燃焼度の違いによる影響を大きく受ける。本評価では、1～3号機の燃焼度を同じ60GWd/tとしているため、ガンマ線発生数に大きな違いは見られない。また、中性子発生数について、1～3号機の燃焼度は同じであるが、2号機は1、3号機に比べて燃焼期間が短い。このため、中性子吸収反応で生成される主要な中性子源である²⁴⁴Cmの生成量が増え、2号機が高くなっている。

評価の結果、UO₂燃料、²³⁵U濃縮度■■■■及び2号機の運転履歴に基づき評価したとき、放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数が最大となった。

ここまで1F 1～3号機に装荷された燃料の比較を行った。一方、燃料デブリ等には、燃料のほか放射化した炉内の構造材が含まれる可能性がある。次頁では、燃料デブリ等に含まれる可能性の高い被覆管及び炉内の構造材のうち放射化量の多い炉心シュラウド※について評価し、UO₂燃料の評価結果と比較する。

※出典：H.D.Oak, et al., “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, NUREC/CR-0672-Vol.2 (1980).

6. 線源の設定(3/4)

—燃料と構造材との比較—

被覆管及び炉心シュラウドについて、放射能及びガンマ線発生数を求め、 UO_2 燃料の評価結果と比較した。なお、被覆管の評価には、 UO_2 燃料と同じく2号機の運転履歴を適用した。また、炉心シュラウドは中性子照射期間が長い3号機の炉心シュラウドを想定した。

① 評価条件

- (1) 計算コード : ORIGEN2.2-UPJ
- (2) 被覆管 : ジルカロイ-2
炉心シュラウド : SUS316L
- (3) 冷却期間 : 12年間

② 評価結果

被覆管及び炉心シュラウドの評価結果を下表に示す。また、比較のため2号機の運転履歴で評価した UO_2 燃料の結果を示す。

1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数

種類	被覆管	炉心シュラウド	UO_2 燃料
放射能[Bq]	5.7×10^7	8.8×10^8	■
ガンマ線発生数[photons/s]	9.3×10^7	4.5×10^8	1.1×10^{10}
中性子発生数[neutrons/s]	—	—	4.2×10^3

検討の結果、燃料デブリ等のすべてが UO_2 燃料(^{235}U 濃縮度: ■)で構成され、また、2号機の運転履歴で評価した場合が、放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数が最大となり、遮へい評価上、最も厳しい条件となる。

6. 線源の設定(4/4)

遮へい計算で使用する1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数を下表に示す。

1gあたりの放射能、ガンマ線発生数及び中性子発生数

放射能 [Bq]	ガンマ線発生数 [photons/s]	中性子発生数 [neutrons/s]
■	1.1×10^{10}	4.2×10^3

また、上記の線源について、主要なガンマ線及び中性子線放出核種を下表に示す。

ガンマ線		中性子線	
放出核種	寄与割合	放出核種	寄与割合
^{137}Cs ※	57.3%	^{244}Cm	95.5%
^{90}Sr ※	29.0%	^{246}Cm	3.0%
^{134}Cs	6.0%	^{252}Cf	0.9%
^{154}Eu	3.5%	その他(上記以外の核種)	0.6%
^{244}Cm	1.4%	合計	100%
^{241}Am	0.8%		
^{125}Sb ※	0.5%		
^{238}Pu	0.4%		
^{155}Eu	0.4%		
その他(上記以外の核種)	0.7%		
合計	100%		

※放射平衡中の娘核種を含む

7. 遮へい計算(1/13)

遮へい計算では、「6. 線源の設定」の検討結果をもとに、各取扱場所に応じた線源強度及び線源形状を設定する。また、線源や遮へい体をモデル化し、外部放射線に係る設計基準線量率 $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ を超えないことを計算コードを用いて確認する。

【計算条件】

計算コード : MCNP(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)
 密度 : 普通コンクリート 2.1g/cm^3 、鉄 7.8g/cm^3

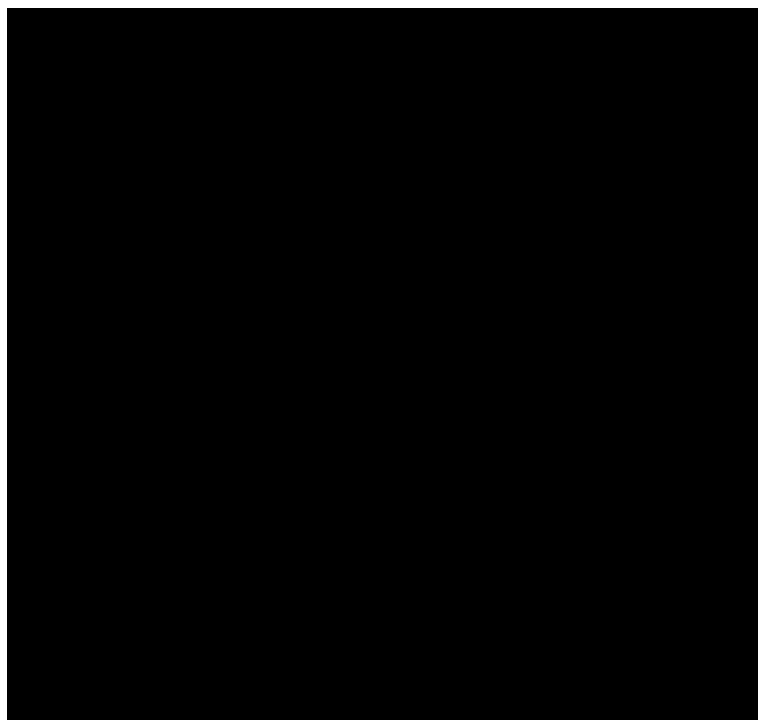
各取扱場所での線源強度及び形状を下表に示す。なお、固体廃棄物払出準備室及び液体廃棄物一時貯留室においては、想定する線量率及び放射能濃度から線源強度を設定する。

取扱場所	取扱量	線源強度[Bq]	線源形状
コンクリートセルNo.1~4	燃料デブリ等: ■■■	1.2×10^{14}	点線源
試料ピット	燃料デブリ等: ■■■■■	3.1×10^{15}	点線源
鉄セル	燃料デブリ等: ■■■	2.3×10^{11}	点線源
分析室、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室	燃料デブリ等: ■■■	2.3×10^7	点線源
固体廃棄物払出準備室	固体廃棄物が収納された角型容器 最大17個 容器表面の線量率 0.1mSv/h 未滿	2.3×10^{10}	直方体線源
液体廃棄物一時貯留室	分析廃液受槽(容量 3m^3 /基) 2基分 放射能濃度 37Bq/cm^3	2.4×10^8	円柱線源

7. 遮へい計算(2/13)

一評価点①(非管理区域:換気空調設備室(2))の計算モデル

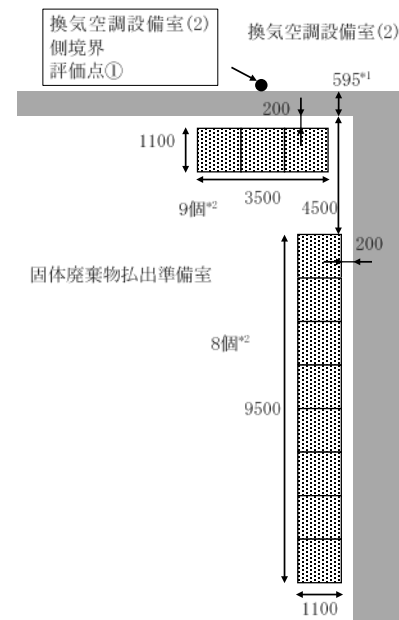
線源形状 : 直方体線源
 計算モデル : 角型容器17個分の放射能を
 固体廃棄物払出準備室に配置
 遮へいは、固体廃棄物払出準備室北壁(厚さ595mm)を考慮



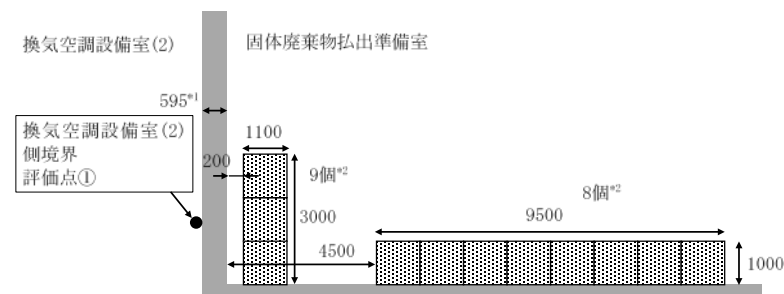
管理区域 (orange square) 遮へい(壁) (green square)

地下1階の評価点①

[平面図]



[立面図]



注記 *1: 遮へい厚さを示す。

*2: 直方体線源。計算モデルは3列3段積み(9個)と8列1段積み(8個)が固体廃棄物払出準備室に全配置された状態を仮定。

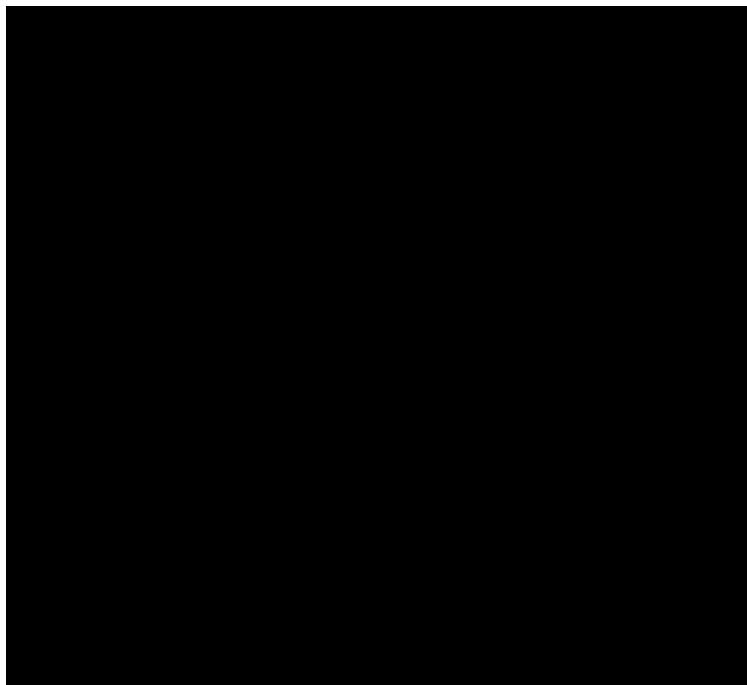
(単位: mm)

7. 遮へい計算(3/13)

一評価点②(非管理区域:換気空調設備室(2))の計算モデル

線源形状 : 円柱線源
 計算モデル : 分析廃液受槽2基分の放射能を
 液体廃棄物一時貯留室に配置

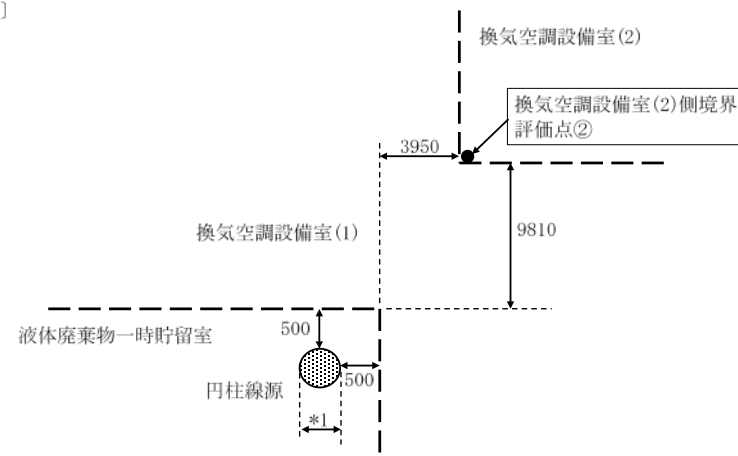
遮へいは考慮しない



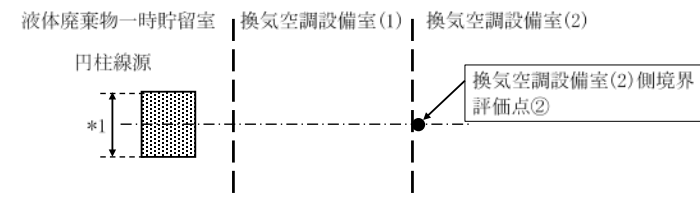
管理区域 (Management Area) 遮へい(壁) (Shielding Wall)

地下1階の評価点② (Evaluation Point ② on the 1st basement floor)

[平面図]



[立面図]



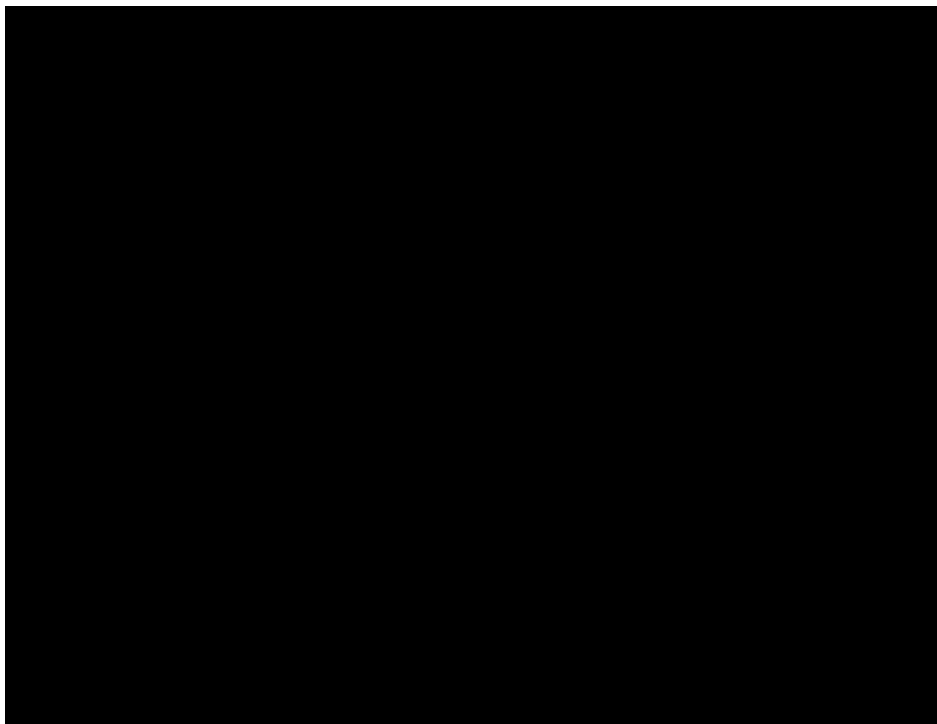
*1 分析廃液受槽：直径1500mm×高さ1698mm

(単位: mm)

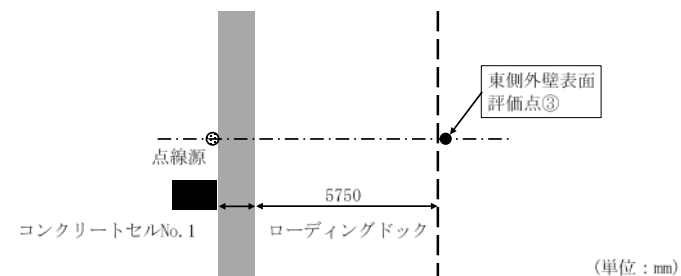
7. 遮へい計算(4/13)

— 評価点③(1階東側外壁)の計算モデル —

線源形状 : 点線源
 計算モデル : 燃料デブリ等■分の放射能を
 コンクリートセルNo.1に配置
 遮へいは、コンクリートセルNo.1東壁(厚さ■)を考慮



[平面図]



注記 *1: 遮へい厚さを示す。

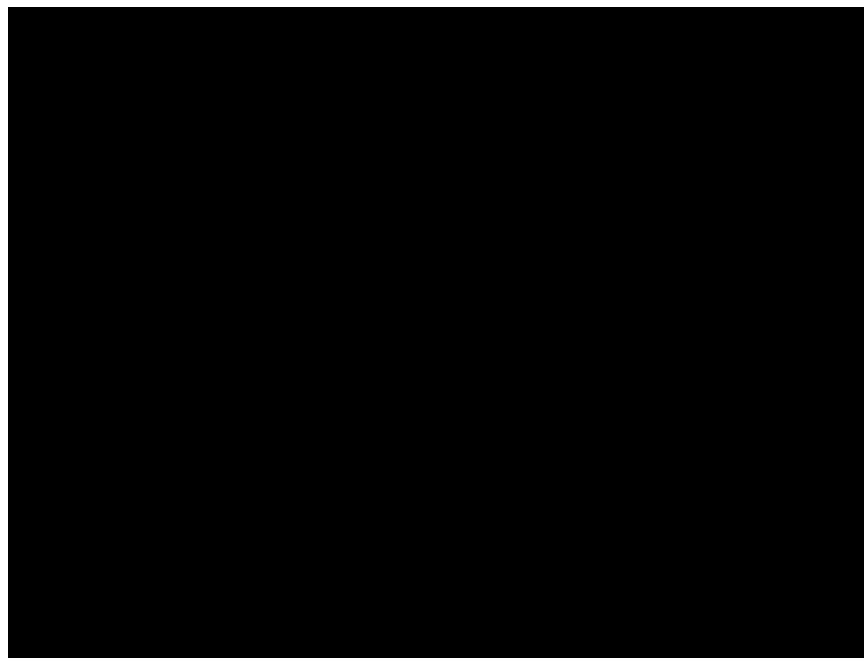
■ : 管理区域 ■ : 遮へい(壁) □ : 遮へい(床)

1階の評価点③

7. 遮へい計算(5/13)

一評価点④(非管理区域:電気設備室(1))の計算モデル

線源形状 : 点線源
 計算モデル : (a)燃料デブリ等■■■分の放射能を
 コンクリートセルNo.2に配置
 (b)燃料デブリ等■■■分の放射能を
 試料ピットに配置
 遮へいは、コンクリートセルNo.2北壁(厚さ■■■)を考慮

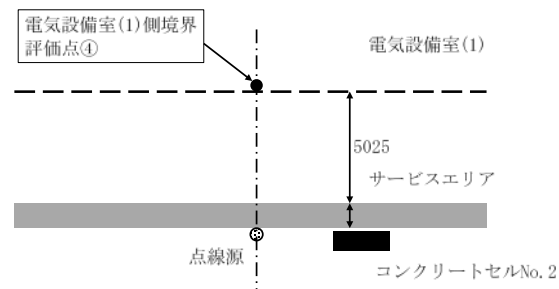


■■■ : 管理区域 ■■■ : 遮へい(壁) ■■■ : 遮へい(床)

1階の評価点④

(a)コンクリートセルNo.2

[平面図]

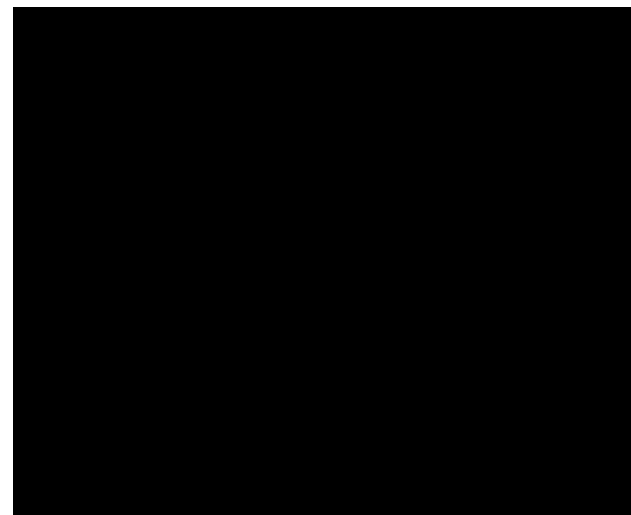


注記 * : 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

(b)試料ピット(■■■)

[平面図]



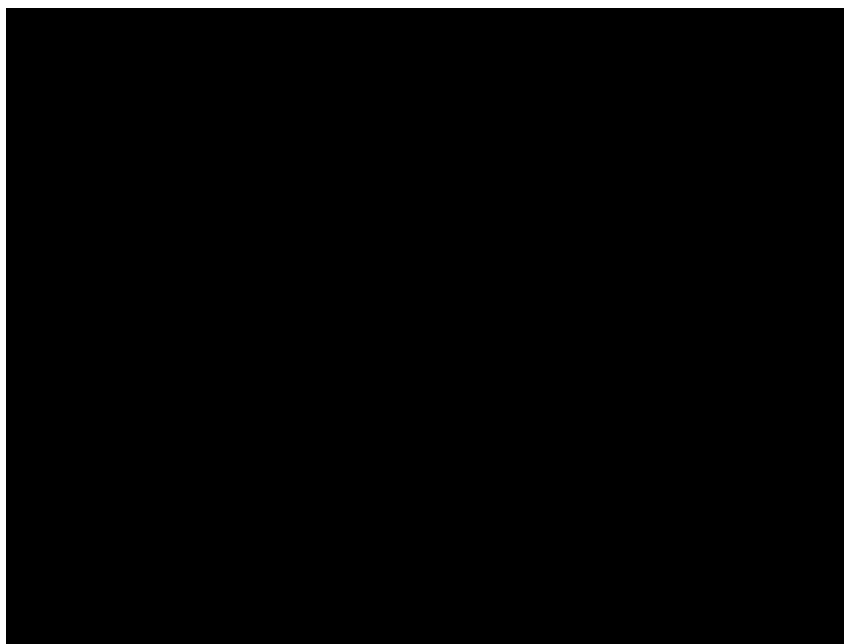
注記 * 1 : 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

7. 遮へい計算(6/13)

— 評価点⑤(1階南側外壁)の計算モデル —

線源形状 : 点線源
 計算モデル : (a)燃料デブリ等 [] 分の放射能を
 コンクリートセルNo.2に配置
 (b)燃料デブリ等 [] 分の放射能を
 試料ピットに配置
 遮へいは、コンクリートセルNo.2南壁(厚さ [])を考慮

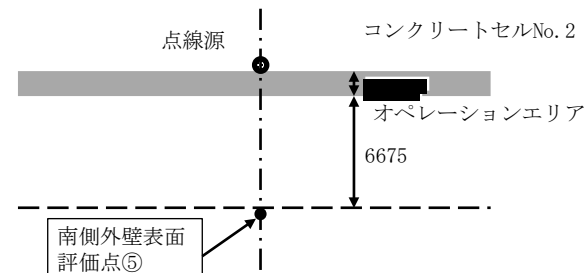


■ : 管理区域 ■ : 遮へい(壁) □ : 遮へい(床)

1階の評価点⑤

(a)コンクリートセルNo.2

[平面図]

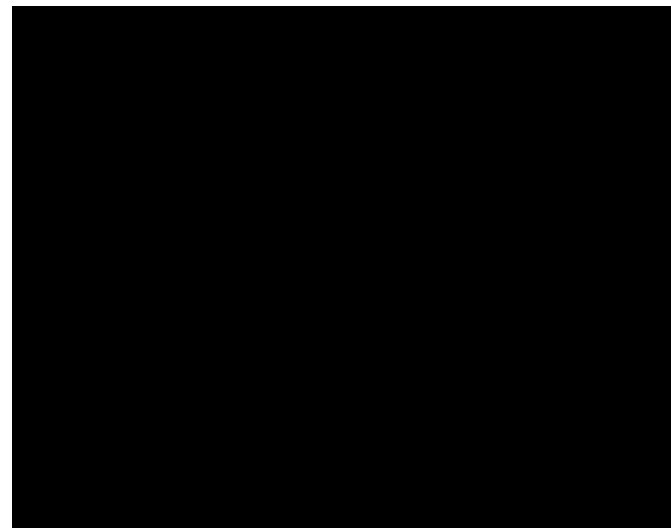


注記 *1: 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

(b)試料ピット([])

[平面図]



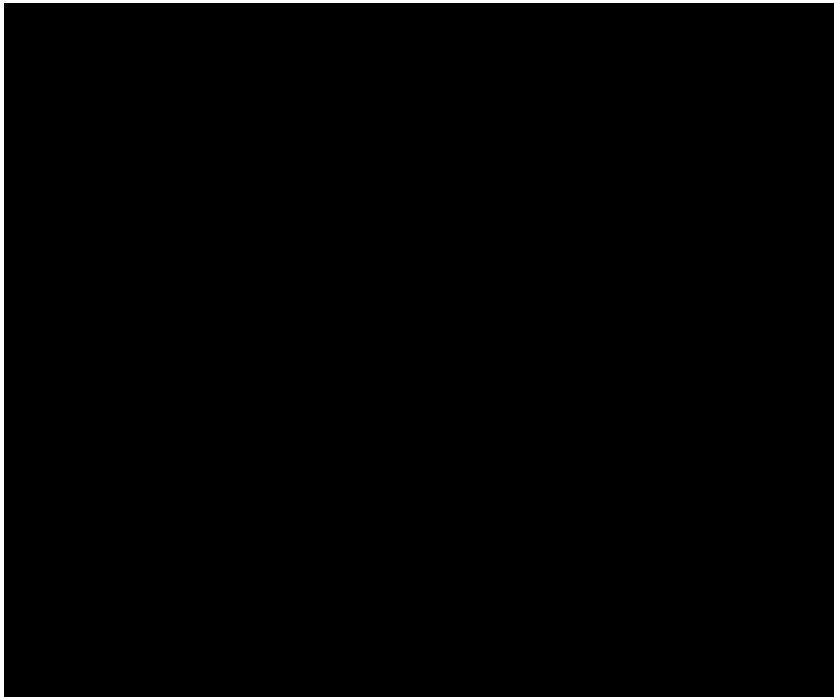
注記 *1: 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

7. 遮へい計算(7/13)

－評価点⑥(屋上表面)の計算モデル－

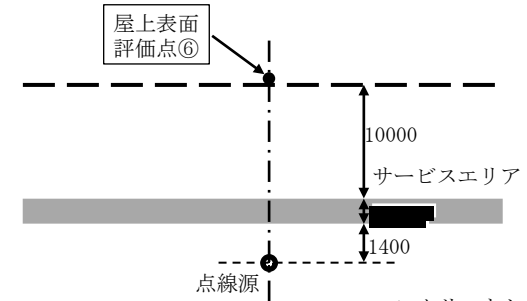
- 線源形状 : 点線源
 計算モデル : (a)燃料デブリ等■■■■分の放射能を
 コンクリートセルNo.4に配置
 (b)燃料デブリ等■■■■分の放射能を
 試料ピットに配置
 遮へいは、(a)コンクリートセルNo.4天井(厚さ■■■■)と
 (b)コンクリートセルNo.2天井(厚さ■■■■)を考慮



屋上階の評価点⑥

(a)コンクリートセルNo.4

[立面図]

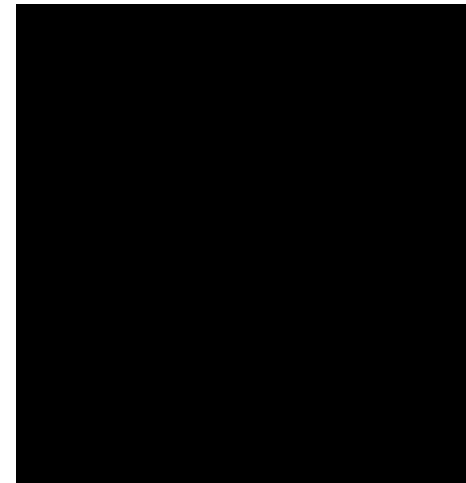


注記*1: 遮へい厚さを示す。

コンクリートセルNo.4単位: mm)

(b)試料ピット(■■■■)

[立面図]



(単位: mm)

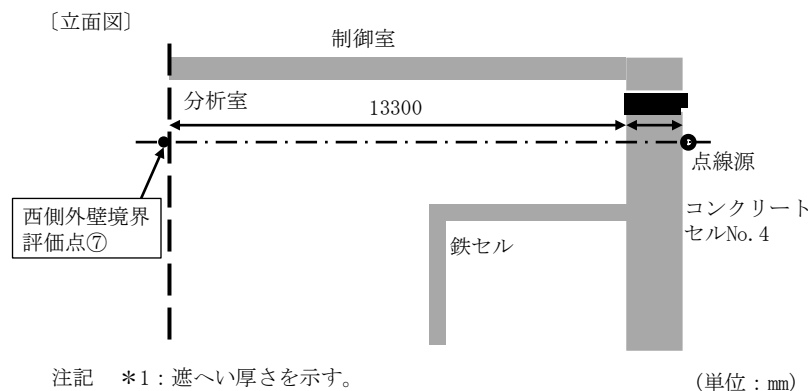
注記*1: 壁面の遮へい厚さを示す。

7. 遮へい計算(8/13)

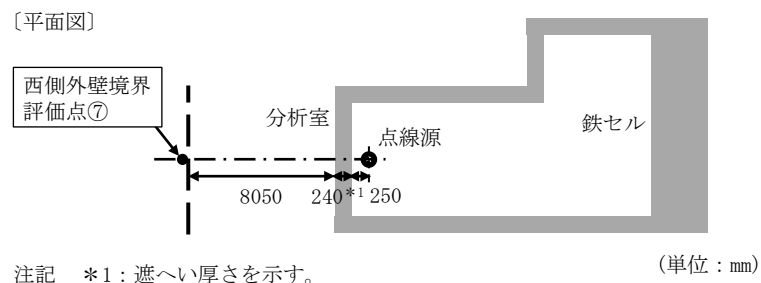
— 評価点⑦(1階西側外壁)の計算モデル —

- 線源形状 : 点線源
 計算モデル : (a)燃料デブリ等 分の放射能を
 コンクリートセルNo.4に配置
 (b)燃料デブリ等 分の放射能を鉄セルに配置
 (c)燃料デブリ等 分の放射能を分析室に配置
 遮へいは、(a)コンクリートセルNo.4西壁(厚さ)と
 (b)鉄セル遮へい体(厚さ240mm)を考慮

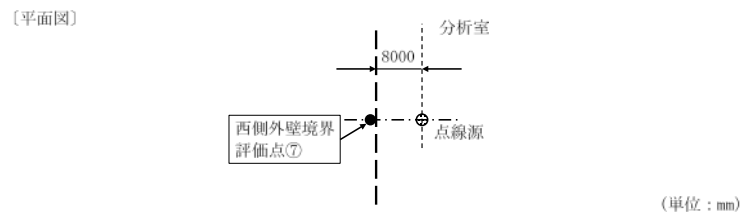
(a)コンクリートセルNo.4



(b)鉄セル



(c)分析室



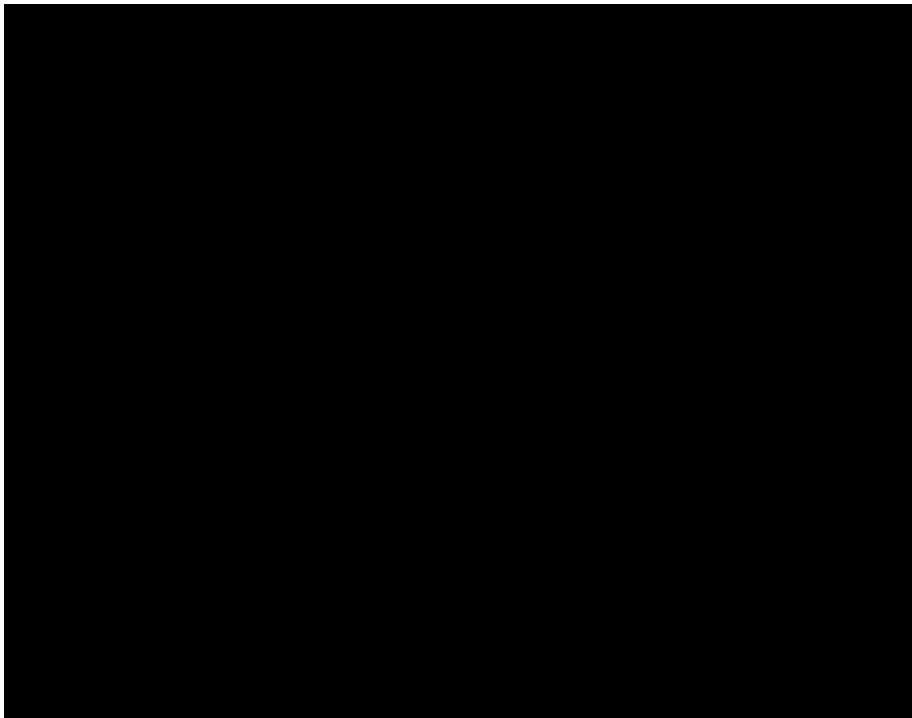
: 管理区域 : 遮へい(壁) : 遮へい(床)

1階の評価点⑦

7. 遮へい計算(9/13)

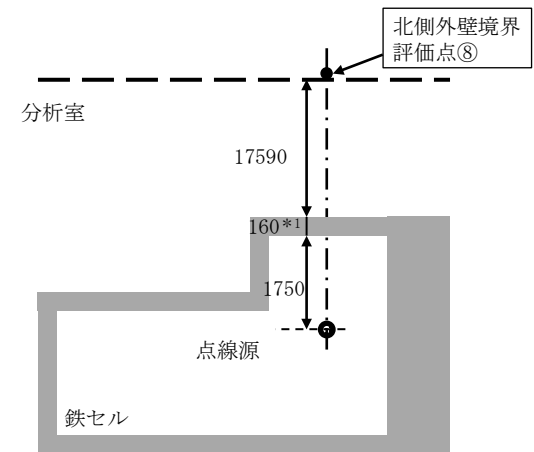
— 評価点⑧(1階北側外壁)の計算モデル —

- 線源形状 : 点線源
 計算モデル : (a)燃料デブリ等 10%分の放射能を鉄セルに配置
 (b)燃料デブリ等 10%分の放射能を
 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室に配置
 遮へいは、(a)鉄セル遮へい体(厚さ160mm)を考慮



(a) 鉄セル

[平面図]

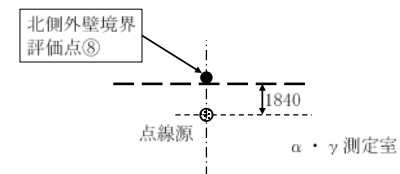


注記 *1: 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

(b) $\alpha \cdot \gamma$ 測定室

[平面図]



(単位: mm)

■ : 管理区域 ■ : 遮へい(壁) □ : 遮へい(床)

1階の評価点⑧

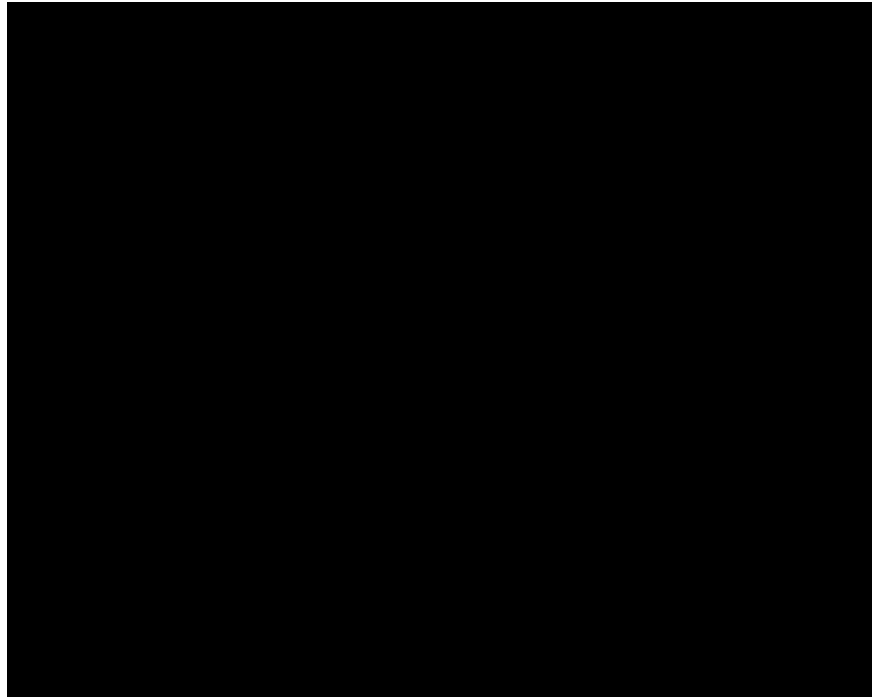
7. 遮へい計算(10/13)

— 評価点⑨(非管理区域:制御室)の計算モデル —

線源形状 : 点線源

計算モデル : (a)燃料デブリ等 $\frac{1}{10}$ 分の放射能を鉄セルに配置
 (b)燃料デブリ等 $\frac{1}{10}$ 分の放射能を分析室に配置

遮へいは、(a)鉄セル遮へい体(厚さ240mm)を考慮

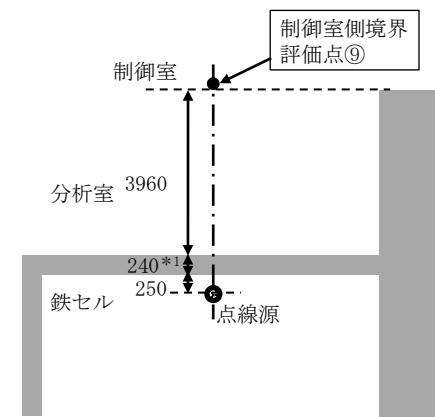


■ : 管理区域 □ (点線) : 遮へい(床)

2階の評価点⑨

(a) 鉄セル

[立面図]

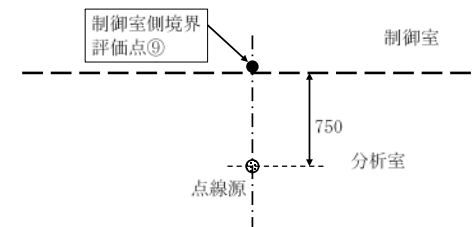


注記 *1: 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

(b) 分析室

[立面図]

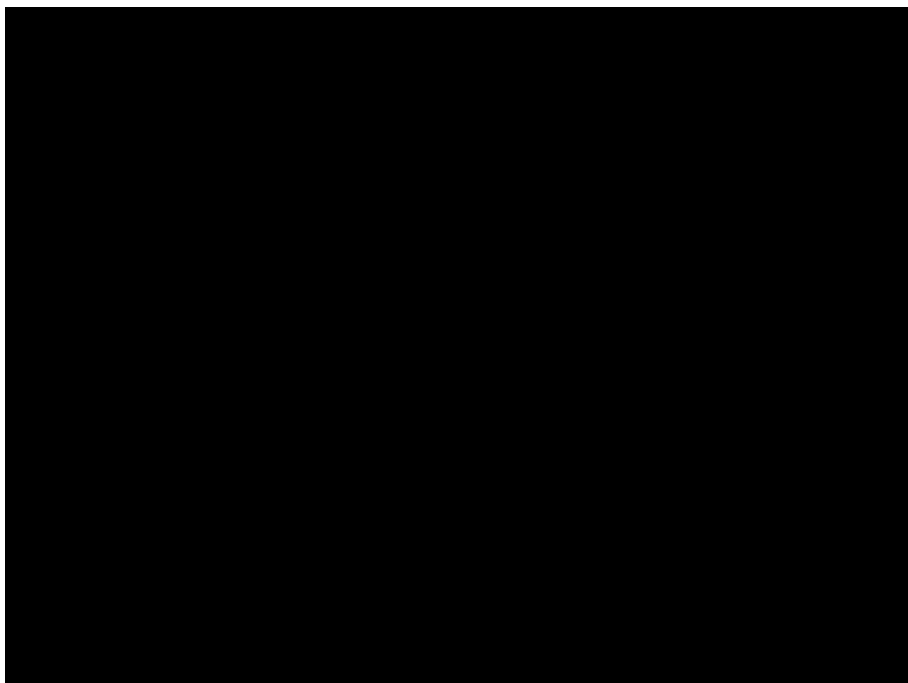


(単位: mm)

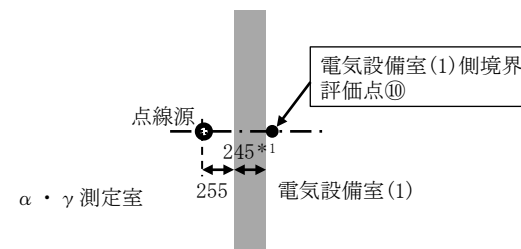
7. 遮へい計算(11/13)

— 評価点⑩(非管理区域:電気設備室(1))の計算モデル—

線源形状 : 点線源
 計算モデル : 燃料デブリ等■分の放射能を
 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室に配置
 遮へいは、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室東壁(厚さ245mm)を考慮



[平面図]



注記 *1: 遮へい厚さを示す。

(単位: mm)

■ : 管理区域 ■ : 遮へい(壁) □ : 遮へい(床)

1階の評価点⑩

7. 遮へい計算(12/13)

【計算結果】

第2棟の非管理区域及び建屋外壁における線量率は、いずれも外部放射線に係る設計基準線量率 2.6×10^{-3} mSv/h以下を満足することを確認した。

評価点	評価場所	線源部屋	線源強度 [Bq]	線量率 [mSv/h]
①	換気空調設備室(2)	固体廃棄物払出準備室	2.3×10^{10}	3.1×10^{-5}
②	換気空調設備室(2)	液体廃棄物一時貯留室	2.4×10^8	1.1×10^{-5}
③	東側外壁	コンクリートセルNo.1	1.2×10^{14}	2.1×10^{-5}
④	電気設備室(1)	試料ピット	3.1×10^{15}	5.4×10^{-5}
		コンクリートセルNo.2	1.2×10^{14}	3.9×10^{-5}
⑤	南側外壁	試料ピット	3.1×10^{15}	1.6×10^{-5}
		コンクリートセルNo.2	1.2×10^{14}	1.6×10^{-5}
⑥	屋上	試料ピット	3.1×10^{15}	9.2×10^{-6}
		コンクリートセルNo.4	1.2×10^{14}	9.8×10^{-6}
⑦	西側外壁	コンクリートセルNo.4	1.2×10^{14}	5.4×10^{-6}
		鉄セル	2.3×10^{11}	7.0×10^{-6}
		分析室	2.3×10^7	1.1×10^{-5}
⑧	北側外壁	鉄セル	2.3×10^{11}	1.3×10^{-5}
		$\alpha \cdot \gamma$ 測定室	2.3×10^7	1.8×10^{-4}
⑨	制御室	鉄セル	2.3×10^{11}	2.4×10^{-5}
		分析室	2.3×10^7	9.8×10^{-4}
⑩	電気設備室(1)	$\alpha \cdot \gamma$ 測定室	2.3×10^7	2.1×10^{-4}

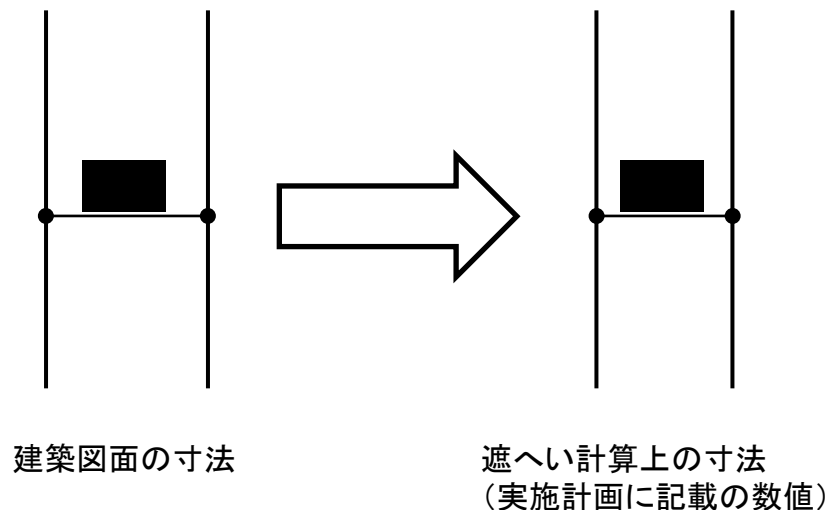
7. 遮へい計算(13/13)

— 遮へい計算における遮へい厚の考え方について —

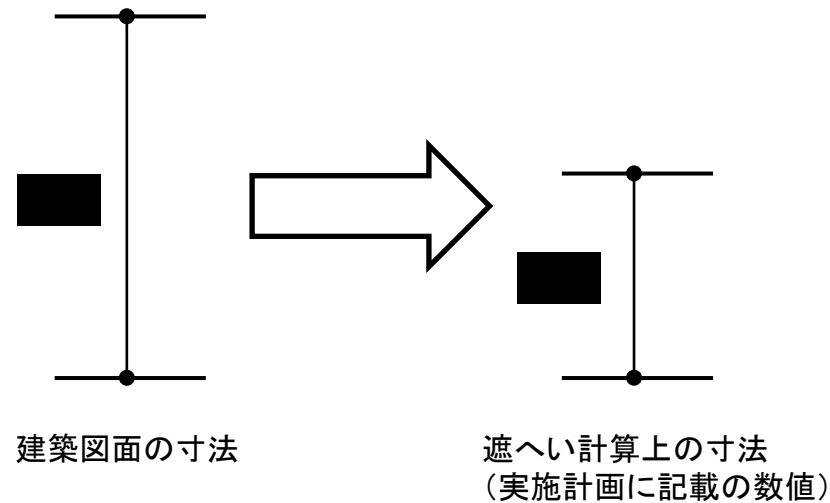
コンクリート壁、床は、遮へい厚さ以上で施工することとしている。

壁については、「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に定められているマイナス側の許容差5mmを考慮した厚さで評価している。

また、コンクリートセルNo.1～4の天井については、施工上の厚さに対し十分な余裕をもった遮へい厚さで評価している。



コンクリート壁・床の遮へい厚さの考え方の例







コンクリートセル天井の遮へい厚の考え方の例

第2棟のコンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フードにおける線量率は、非管理区域の遮へい計算と同様に、各取扱場所に応じた線源強度及び線源形状を設定する。また、線源や遮へい体をモデル化して、線量率区分を満足することを計算コードを用いて確認する。

【計算条件】

計算コード : MCNP(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)
 密度 : 普通コンクリート 2.1g/cm³、鉄 7.8g/cm³

各取扱場所での線源強度及び形状を下表に示す。

取扱場所	取扱量	線源強度[Bq]	線源形状
コンクリートセルNo.1~4	燃料デブリ等: 	1.2×10^{14}	点線源
試料ピット	燃料デブリ等: 	3.1×10^{15}	点線源
鉄セル	燃料デブリ等: 	2.3×10^{11}	点線源
グローブボックス、フード	燃料デブリ等: 	2.3×10^7	点線源

ーコンクリートセル正面ー

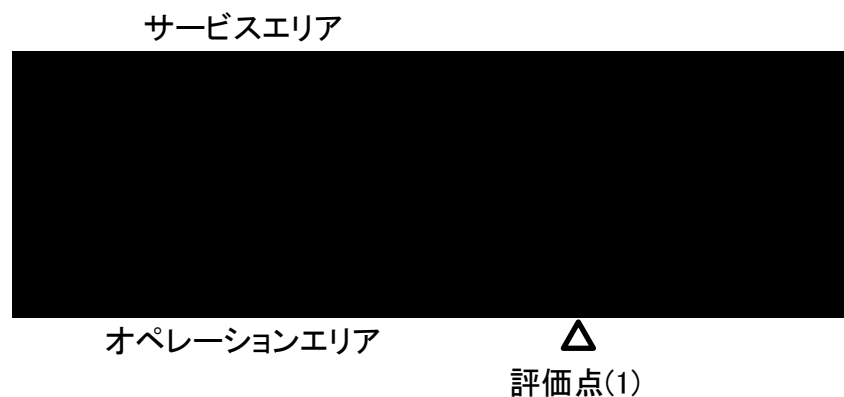
線源形状：点線源

計算モデル

(a) 燃料デブリ等■■■分の放射能をコンクリートセルNo.2に配置

(b) 燃料デブリ等■■■分の放射能を試料ピットに配置

遮へいは、コンクリートセルNo.2南壁(厚さ■■■)を考慮



ーコンクリートセル背面ー

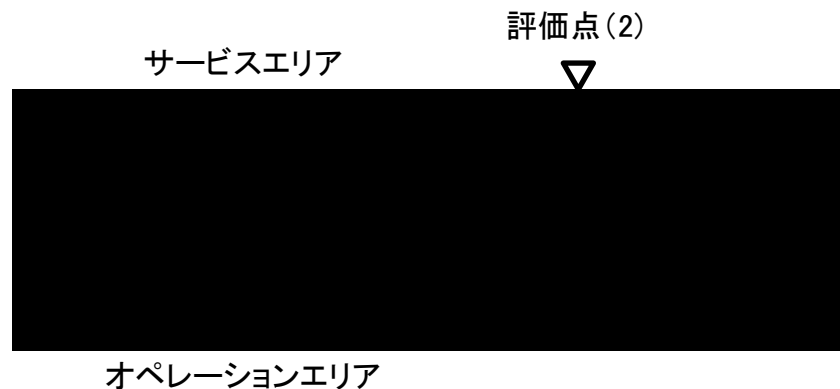
線源形状：点線源

計算モデル

(a) 燃料デブリ等■■■分の放射能をコンクリートセルNo.2に配置

(b) 燃料デブリ等■■■分の放射能を試料ピットに配置

遮へいは、コンクリートセルNo.2北壁(厚さ■■■)を考慮

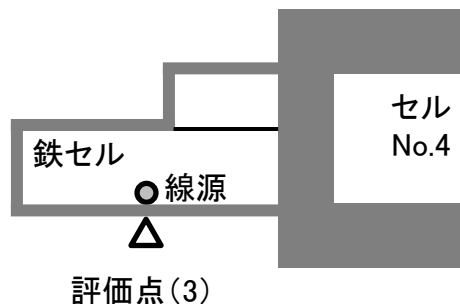


8. コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フードにおける線量率(4/8) —鉄セル正面—

線源形状：点線源

計算モデル

(a) 燃料デブリ等■分の放射能を鉄セルに配置
遮へいは、鉄セル遮へい体(厚さ300mm)を考慮

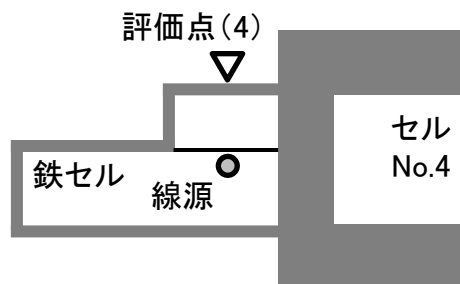


8. コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フードにおける線量率(5/8) —鉄セル背面—

線源形状：点線源

計算モデル

(a) 燃料デブリ等■分の放射能を鉄セルに配置
遮へいは、鉄セル遮へい体(厚さ160mm)を考慮



8. コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フードにおける線量率(6/8) ーグローブボックス、フード正面ー

線源形状：点線源

計算モデル

(a) 燃料デブリ等■■■分の放射能をグローブボックスに配置
遮へいは考慮しない



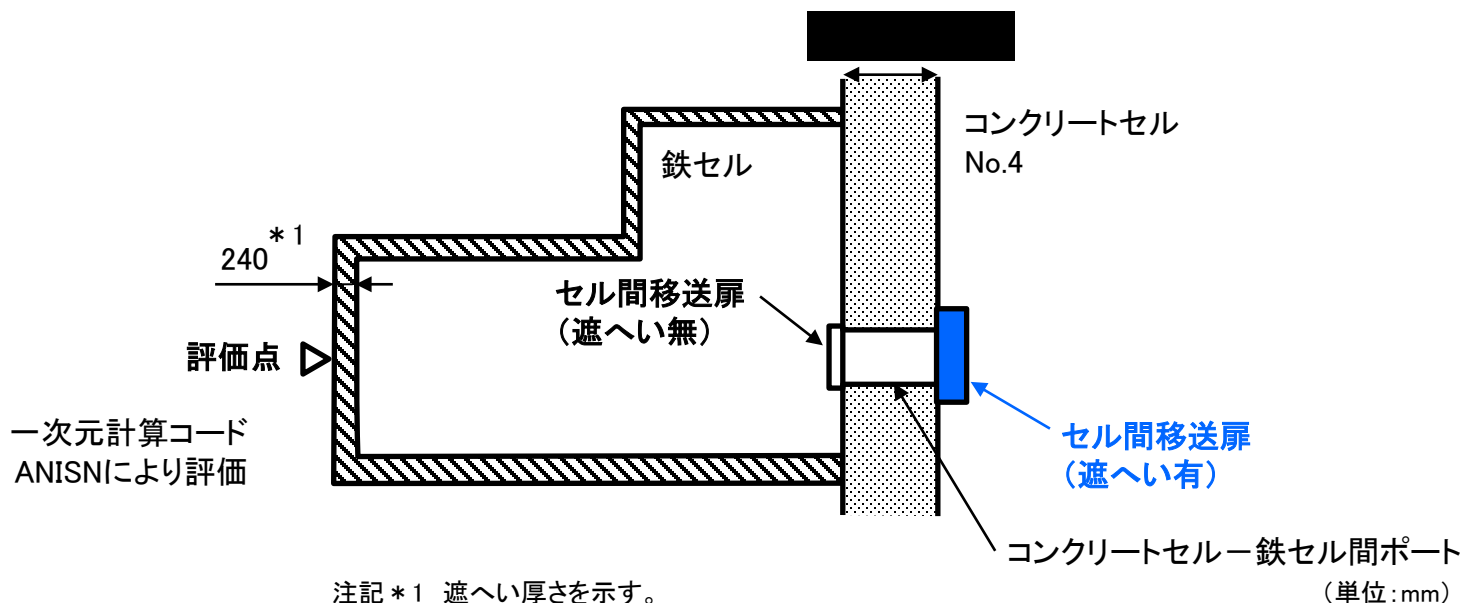
第2棟のコンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フードにおける線量率を下表に示す。
いずれも各室の設計基準線量率を満足することを確認した。

評価点	評価場所	線源位置	線量率 [mSv/h]	区分	基準線量率
(1)	コンクリートセル正面 (オペレーションエリア)	コンクリートセルNo.2	1.8×10^{-3}	B	0.01mSv/h未満
(2)	コンクリートセル背面 (サービスエリア)	コンクリートセルNo.2	2.9×10^{-3}	C	0.05mSv/h未満
(3)	鉄セル正面 (オペレーションエリア)	鉄セル	6.1×10^{-4}	B	0.01mSv/h未満
(4)	鉄セル背面 (分析室)	鉄セル	2.2×10^{-3}	C	0.05mSv/h未満
(5)	グローブボックス、フード正面 (分析室、 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室)	グローブボックス、フード	8.1×10^{-3}	C	0.05mSv/h未満

8. コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス、フードにおける線量率(8/8) ーコンクリートセルー鉄セル間ポートのセル間移送扉についてー

コンクリートセルNo.4と鉄セルとの間には、分析試料等を移送するためのポートを設置する。ポートの設置により、コンクリートセル壁に貫通部が生じるため、コンクリートセル壁相当の遮へい機能を持つセル間移送扉を設置する。

なお、燃料デブリ等 \blacksquare をコンクリートセルNo.4内に配置し、セル間移送扉が開いた状態を想定して、鉄セル表面での線量率を評価した結果、約0.02mSv/hであり、鉄セルの設置している分析室の設計基準線量率0.05mSv/h未満を満足することを確認した。



9. 放射線作業従事者の被ばく管理

作業に先立ち、作業エリアの線量率を測定し、これに基づく作業計画(放射線防護装備、作業時間)の策定を行い、管理することで可能な限り作業者の被ばく低減を図る。

また、グローブボックスやフードの作業では、試料から手部までの距離が短いため、手部の被ばく線量が高くなると考えられる。このため、試料を扱う際には作業用の器具等を用いて試料からの距離を取るようにする。また、必要に応じて、含鉛グローブ等を用いた遮へい対策及び指リング線量計を用いた手部被ばく線量を測定し管理を行う。

10. 敷地境界における線量の評価(1/3)

「6. 線源の設定」で設定した線源並びに線源形状及び取扱場所での線源配置に基づき、敷地境界における線量を確認する。

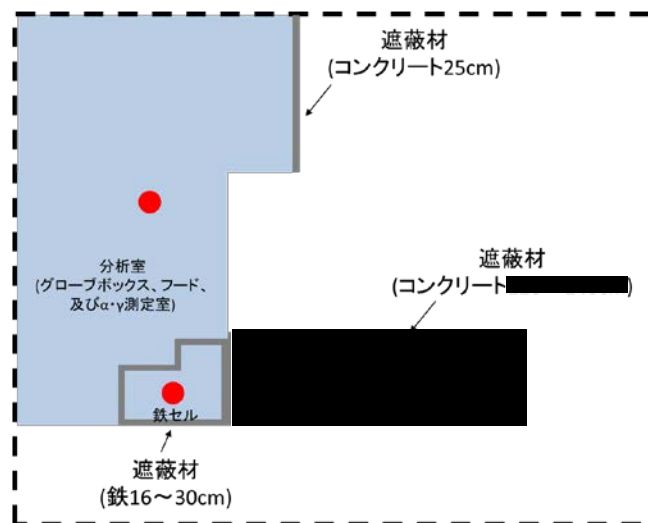
【計算条件】

計算コード : MCNP(連続エネルギーモンテカルロ計算コード)
線源強度 : 「7. 遮へい計算(1/12)」に記載の線源強度
密度 : 普通コンクリート 2.1g/cm³
鉄 7.8g/cm³

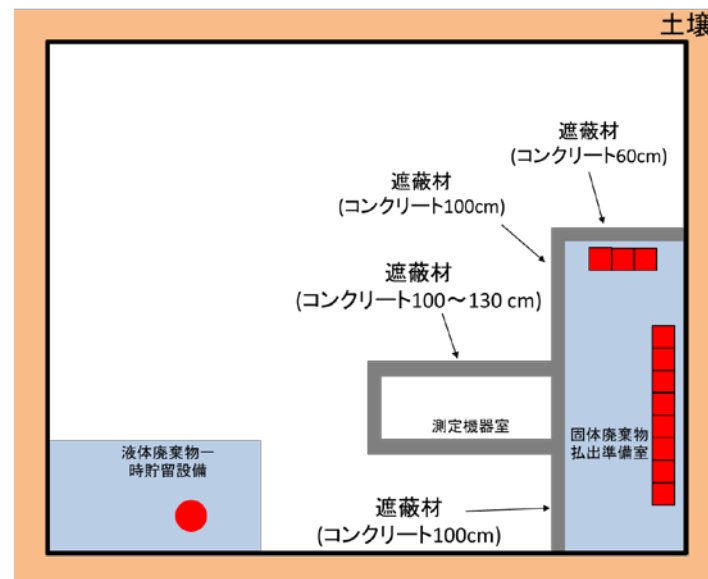
10. 敷地境界における線量の評価(2/3)

コンクリートセル、鉄セル等の設備で最大量の線源(燃料デブリ等重量相当)を同時に取り扱う等の安全側の条件を想定し、直接線及びスカイシャイン線※の敷地境界線量を評価した。

※天井を通過した後施設上方の空気中で反射され、建物から離れた地上付近に降り注ぐ放射線



1階平面図



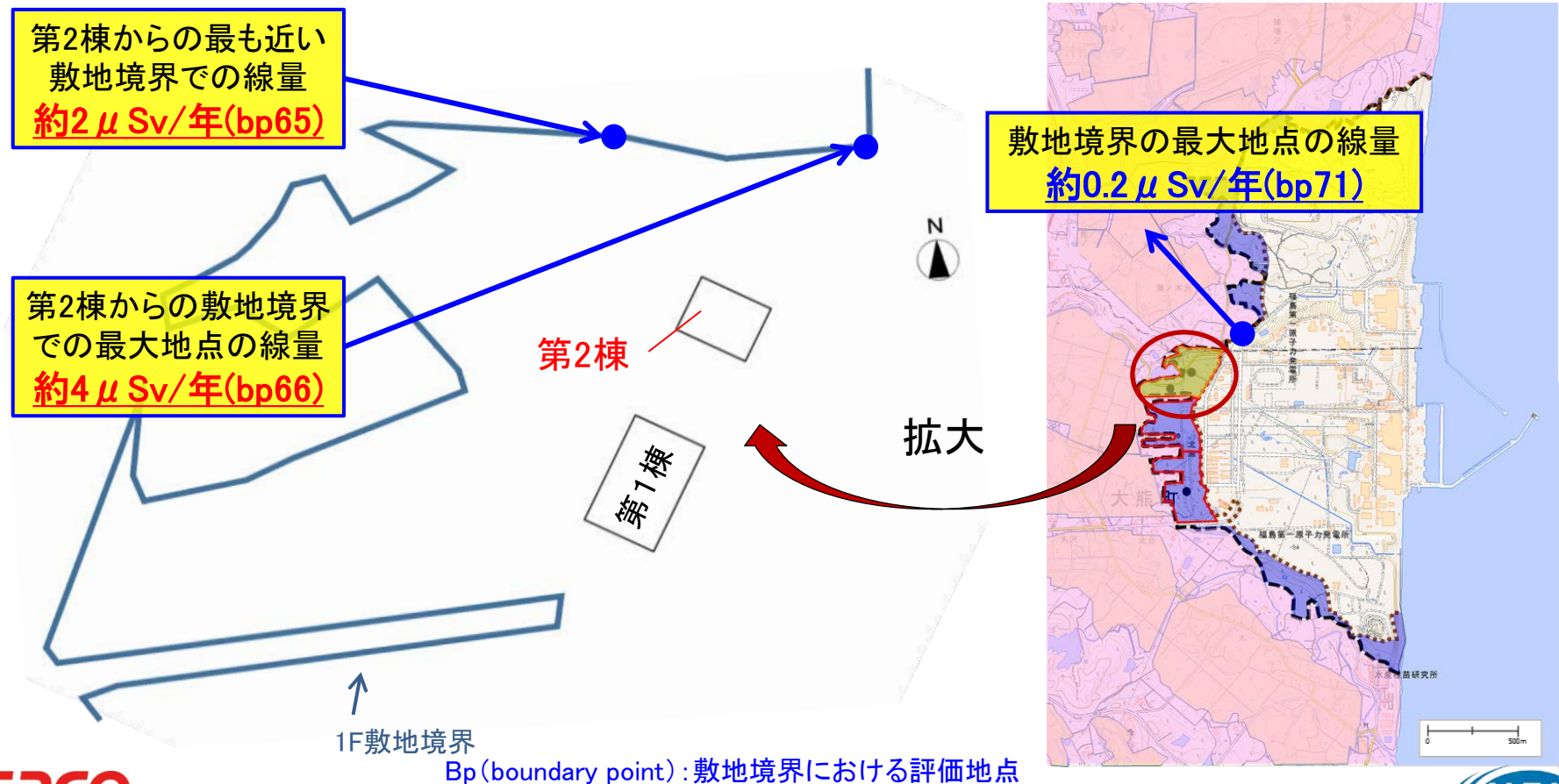
地下1階平面図 ※土壌はコンクリートで模擬

● ■ ▨ : 線源位置

10. 敷地境界における線量の評価(3/3)

第2棟からの敷地境界での最大地点の線量を計算した結果、約 $4 \mu\text{Sv}/\text{年}$ となった。

現行の1F敷地境界のうち最大となる地点(bp71)における第2棟からの実効線量は、約 $0.2 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 。これを合算した値(1F各施設からの実効線量の合算値)は $0.92\text{mSv}/\text{年}$ であり、 $1\text{mSv}/\text{年}$ を下回る。なお、第2棟からの実効線量が最大となる地点(bp66)での1F各施設からの実効線量の合算値は $0.87\text{mSv}/\text{年}$ である。

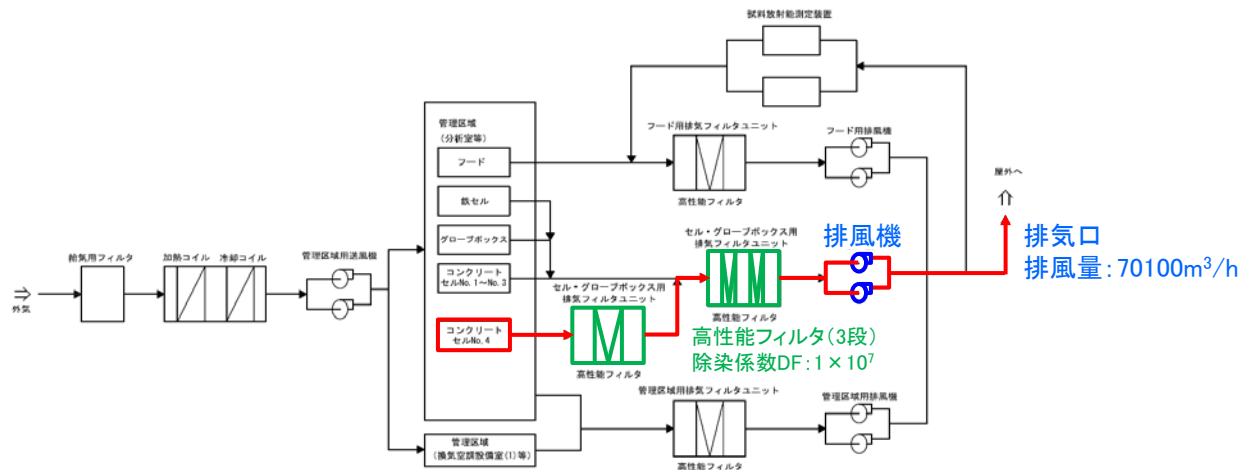


11. 放射性物質の放出に伴う濃度及び実効線量の評価(1/5)

第2棟の排気中に含まれる放射性物質は、主にコンクリートセルNo.4で行う燃料デブリ等の切断、粉砕により発生するガス状及び粒子状の放射性物質が排気中に移行したものである。排気中に含まれる放射性物質が、換気空調設備の高性能フィルタ、排風機を介して排気口から大気放出されるものとして、このときの排気口における放射性物質濃度及び敷地境界外における実効線量を評価した。

評価では、燃料デブリ等が全てMOX燃料で構成されているとした(「6.線源の設定」にて記したMOX燃料の燃焼度等の条件で各核種の放射エネルギーをORIGEN2.2-UPJコードで求めたもの)。また、1回の受入物(■の燃料デブリ等)から30個程度の試料を採取するために切断等を行うが、その切断代の全てが粉体となると仮定し、その1%※1の放射性物質が排気中に移行するものとした。なお、トリチウム、よう素及び希ガスの移行率は100%とした。また、年間の受入れ回数は12回とした。

コンクリートセルNo.4から排気口までに設置する高性能フィルタ(3段)については、除染係数を 10^7 ※2とした。なお、トリチウム、よう素及び希ガスに対しては、除染係数を考慮しないものとした。



※1「ホットラボの設計と管理」, ホットラボ研究専門委員会, 日本原子力学会 (1976)

※2 高性能フィルタは、基準粒子径 $0.15 \mu\text{m}$ 以上に対して粒子捕集率99.97%以上のJIS規格品を使用する設計としている。

第2棟では、フィルタ1段目の除染係数を 10^3 とし、2段目以降は1段あたりの除染係数を 10^2 として評価する。

11. 放射性物質の放出に伴う濃度及び実効線量の評価(2/5)

－排気口の放射性物質濃度の評価－

第2棟の排気口の放射性物質濃度の評価結果を下表に示す。各核種の放射能濃度は告示に定める周辺区域外の濃度限度を下回り、また、各核種の濃度限度に対する割合の和は1未満である。さらに、排気口からの大気拡散効果を考慮すると、周辺監視区域外においては、この濃度はさらに低下することから告示に定める濃度限度を十分に下回る。

排気口出口における放射性物質濃度

	核種	排気口出口 放射能濃度 [Bq/cm ³]	空气中 濃度限度 [Bq/cm ³]	空气中濃度 限度との比
1	H-3	7.9E-06	3.0E-03	2.6E-03
2	Kr-85	7.6E-05	1.0E-01	7.6E-04
3	I-129	4.6E-09	1.0E-06	4.6E-03
4	Pu-238	1.1E-11	3.0E-09	3.7E-03
5	Pu-239	8.0E-13	3.0E-09	2.7E-04
6	Pu-240	1.4E-12	3.0E-09	4.8E-04
7	Pu-241	1.1E-10	2.0E-07	5.6E-04
8	Am-241	5.9E-12	3.0E-09	2.0E-03
9	Am-242m	2.0E-13	4.0E-09	5.0E-05
10	Am-243	3.5E-14	3.0E-09	1.2E-05
11	Cm-243	1.1E-13	4.0E-09	2.8E-05
12	Cm-244	1.5E-12	5.0E-09	3.1E-04
13	その他 ^{※1}	1.7E-13	－	1.5E-05
			(合計)	1.6E-02

※1 上記1～12以外の核種

11. 放射性物質の放出に伴う濃度及び実効線量の評価(3/5)

— 敷地境界外における実効線量の評価 —

敷地境界外の実効線量の評価は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」を参考として行った。

また、外部被ばく及び内部被ばくによる実効線量の評価は、敷地境界外でそれぞれ最大の被ばくを与える地点とし、以下の被ばく経路について評価した。

外部被ばく

- ①放射性雲からのガンマ線による外部被ばく
- ②地表に沈着した放射性物質による外部被ばく

内部被ばく

- ③吸入摂取による内部被ばく

11. 放射性物質の放出に伴う濃度及び実効線量の評価(4/5)

— 敷地境界外における実効線量の評価結果 —

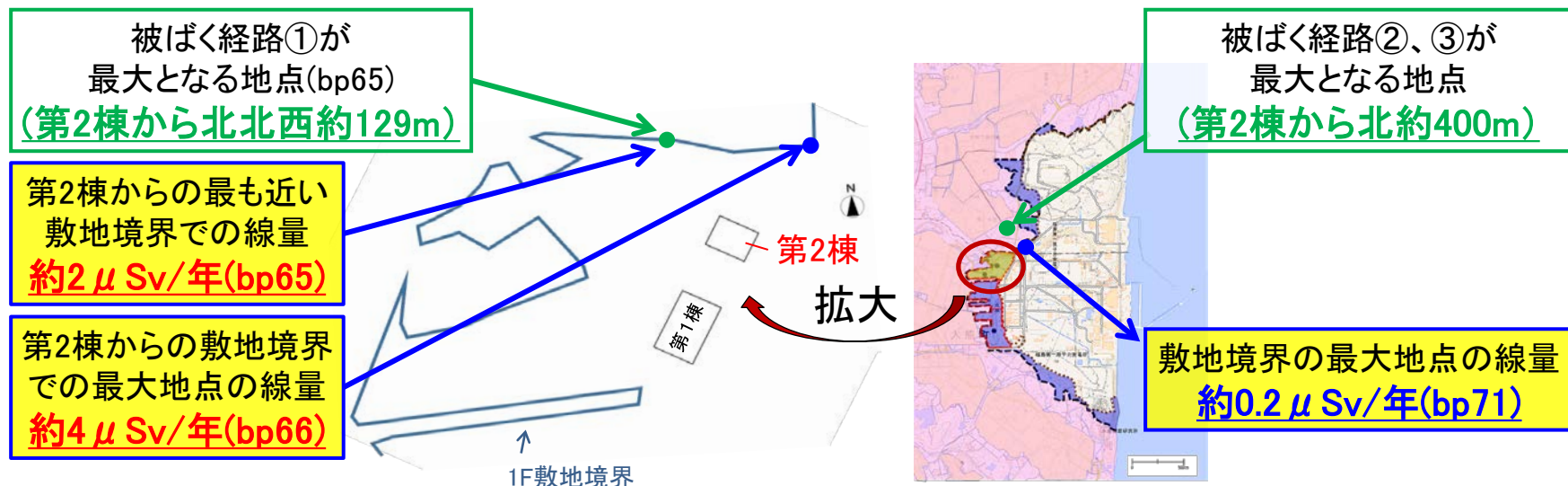
放射性物質の放出に伴う、各経路における実効線量は以下のとおり。

- ①放射性雲からのガンマ線による被ばく : 1.9×10^{-8} mSv/年 (bp65の地点で最大)
- ②地表に沈着した放射性物質による被ばく : 2.1×10^{-8} mSv/年 (第2棟から北約400m地点で最大)
- ③吸入摂取による被ばく : 3.8×10^{-7} mSv/年 (第2棟から北約400m地点で最大)

各被ばく経路において、最大の線量となる地点は異なるが、同時に被ばくするものとして、これを合算した値は、約 4.2×10^{-7} mSv/年 (約 4.2×10^{-4} μ Sv/年)。

放射性物質の放出に伴う実効線量は、合計で約 4.2×10^{-4} μ Sv/年であり、直接線・スカイシャイン線による実効線量に比べ、その影響は小さい。

「10. 敷地境界における線量の評価」で示した直接線・スカイシャイン線による実効線量の評価結果及び放射性物質の放出に伴う実効線量が最大となる地点



Bp (boundary point) : 敷地境界における評価地点

11. 放射性物質の放出に伴う濃度及び実効線量の評価(5/5)

－セル内火災に係る実効線量の評価結果との差について－

敷地境界外における年間の実効線量は約 4.2×10^{-4} μSv 、セル内火災に係る実効線量は約 1.2×10^{-3} μSv ^{※1}である。この評価結果の差は、主に第2棟から放出される放射エネルギーと大気中における拡散希釈の程度を表す相対濃度の差によるもので、その差を下表に示す。

なお、相対濃度については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い、敷地境界外における年間の実効線量の評価では、年間の気象データを基に平均的な濃度を採用し、セル内火災時の評価では、平均的な気象条件ではなく出現頻度からみて遭遇する可能性が低い厳しい気象条件を用いた濃度を採用した。

		敷地境界外における年間の実効線量(A)	セル内火災に係る実効線量(B)	比(A/B)
移行率	トリチウム、よう素及び希ガス	100%	100%	—
	上記以外	1%	1%+0.6%	—
第2棟から放出される放射エネルギー [Bq]		約 4×10^{10} 年間12回の受入れを考慮	約 4×10^9	10
相対濃度 [h/m^3]		約 4×10^{-10}	約 1×10^{-8}	0.04

セル内火災時の評価に対し、敷地境界外における年間の実効線量の評価では放射エネルギーが10倍、相対濃度が0.04倍の差があり、この積は0.4である。この比は、セル内火災時の実効線量と敷地境界外における年間の実効線量との比と概ね一致する。

※1 セル内火災に係る実効線量についての詳細は、資料-6「セル内火災に対する考慮について」を参照