

『特定原子力施設の指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項』 該当項目の整理表 (案件：放射性物質分析・研究施設第2棟)

目次	該当項目	理由
I 全体工程及びリスク評価について講ずべき事項	-	本施設の申請によって、全体工程やリスク評価の変更が生じないため
II 設計、設備について措置を講ずべき事項		(各項目参照)
1 原子炉等の監視	-	本申請は、RPV/PCV/SFP内の使用済み燃料等に関する内容ではないため
2 残留熱の除去	-	本申請は、RPV/PCV内の燃料デブリ、SFP内の燃料体に関する内容ではないため
3 原子炉格納施設雰囲気等の監視等	-	本申請は、PCV内の気体に関する内容ではないため
4 不活性雰囲気等の維持	-	本申請は、RPV/PCV内の可燃性ガスに関する内容ではないため
5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理	-	本申請は、SFPからの燃料の取出しに関する内容ではないため
6 電源の確保	○ (送付済)	本申請にて設置する第2棟は、外部電源は2系統より受電する設計とし、1系統からの受電が停止した場合でも全ての負荷に給電できる構成とする。外部電源が喪失した場合でも、必要な設備に給電する予備電源設備を設置するため
7 電源喪失に対する設計上の考慮	-	本申請は、全交流電源喪失時のRPV/PCV内やSFPへの冷却に関する内容ではないため
8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	○ (送付済)	本申請にて設置する第2棟は、分析作業等により放射性固体廃棄物が発生するため
9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理	○ (送付済)	本申請にて設置する第2棟は、分析作業等により放射性液体廃棄物が発生するため
10 放射性気体廃棄物の処理・管理	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、分析作業等により放射性気体廃棄物が発生するため
11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等	○ (送付済)	本申請により、敷地境界線量の値が変更となるため
12 作業員の被ばく線量の管理等	○ (送付済)	本申請にて設置する第2棟は、作業員の被ばく線量の管理を行うべき施設であるため
13 緊急時対策	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、特定原子力施設内に位置するため
14 設計上の考慮		(各項目参照)
① 準拠規格及び基準	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、果たすべき安全機能の重要度を考慮して、適切と認められる規格及び基準によるものである必要があるため
② 自然現象に対する設計上の考慮	○ (3月27日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計である必要があるため 本申請にて設置する第2棟は、地震以外の想定される自然現象によって、安全性が損なわれない設計である必要があるため
③ 外部人為事象に対する設計上の考慮	○ (3月27日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に該当するため
④ 火災に対する設計上の考慮	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、火災により施設の安全性を損なうことのない設計である必要があるため
⑤ 環境条件に対する設計上の考慮	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、経年事象を含む全ての環境条件に適合できる設計である必要があるため
⑥ 共用に対する設計上の考慮	-	本申請にて設置する第2棟は、施設間で共用する構築物、系統及び機器がないため
⑦ 運転員操作に対する設計上の考慮	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、運転員の誤操作を防止する適切な措置を講じる必要があるため
⑧ 信頼性に対する設計上の考慮	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、十分に高い信頼性を確保し、かつ維持しうる設計である必要があるため
⑨ 検査可能性に対する設計上の考慮	○ (3月20日の週送付)	本申請にて設置する第2棟は、それらの健全性及び能力を確認する検査ができる設計である必要があるため
15 その他措置を講ずべき事項	○ (今回ご説明)	本申請にて設置する第2棟は、上記に加えて、燃料デブリ等の取扱い及び臨界安全に係る措置を講じる必要があるため
III 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項	○ (3月27日の週送付)	本申請により保安体制の変更及び敷地境界線量の値が変更となるため
IV 特定核燃料物質の防護のために措置を講ずべき事項	(○)	本申請にて設置する第2棟は、特定核燃料物質の防護に関わる措置が必要なため(本申請とは別申請で対応)
V 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項	-	本申請にて設置する第2棟は、燃料デブリの取り出しに直接関連する施設でないため
VI 実施計画を策定するにあたり考慮すべき事項	-	本申請は、新規に実施計画の変更申請を行うことから、下記1～3に該当しないため 1. 法第67条第1項の規定に基づく報告の徴収に従って報告している計画等 2. 原子力安全・保安院からの指示に従い、報告した計画等 3. 法の規定に基づき認可を受けている規定等
VII 実施計画の実施に関する理解促進	-	本申請によって、理解促進に関する取り組みに変更はないため
VIII 実施計画に係る検査の受検	-	本変更申請によって、検査受検の考え方に変更はないため

第 2 棟の臨界防止に係る使用許可基準規則の適合性

①使用許可基準規則の解釈	②適合方針	③補足説明資料（まとめ資料）	④実施計画
<p>第 7 条（核燃料物質の臨界防止）</p> <p>1 第 1 項に規定する「核燃料物質が臨界に達する」とは、通常時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は使用者の単一の誤操作を想定した場合に、核燃料物質が臨界に達することをいう。</p> <p>2 第 1 項に規定する「核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置」とは、核燃料物質の取扱い上の一つの単位（以下「単一ユニット」という。）について、以下の各号に掲げる措置又はこれらと同等以上の措置をいう。（核燃料物質の取扱量及び使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。）</p> <p>一 核燃料物質を収納する、単一ユニットとしての設備・機器のうち、その形状寸法を制限し得るものについては、その形状寸法について適切な核的制限値（臨界管理を行う体系の未臨界確保のために設定する値をいう。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実にを行うために設定する計量可能な値であり、この値を超えた機器の製作並びに運転時及び停止時における運転条件の設定は許容されない。）が設けられていること。この場合、溶液状の核燃料物質を取り扱う設備・機器については、全ての濃度において臨界安全を維持できる形状を基本とすること。</p> <p>二 上記一の形状寸法管理が困難な設備・機器及び単一ユニットとしてのグローブボックスについては、取り扱う核燃料物質自体の質量、プルトニウム富化度、溶液中の濃度等について適切な核的制限値が設けられていること。この場合、誤操作等を考慮しても工程内の核燃料物質が上記の制限値</p>	<p>1 第 2 棟では臨界安全上、質量管理又は形状管理にて燃料デブリ等を取り扱う。質量管理値を保守的な条件で設定しており、誤操作（二重装荷）が仮に生じて、臨界に達することはない値としている。また、形状管理においても保守的な条件で形状を設定しており、臨界に達することはない。</p> <p>一 燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは■■■■の形状（直径、間隔、深さ）を管理するとともに、1■■■■あたりの燃料デブリ等重量を制限している。</p> <p>二 形状寸法管理が困難なセル等については、燃料デブリ等の取扱量を制限する質量管理としており、その重量を制限している。</p>	<p>2.15.2 臨界防止</p> <p>2.15.2.1 措置を講ずべき事項への適合方針、</p> <p>2.15.2.2 対応方針（2.15.2-2 頁）にて、第 2 棟では臨界安全上、質量管理又は形状管理にて燃料デブリ等を取り扱うことを記載している。また、別紙-2（2.15.2.2-1～16 頁）にて、保守的な評価条件において臨界安全評価を行い、誤操作（二重装荷）が仮に生じて、臨界に達しないことを記載している。</p> <p>2.15.2.2 対応方針（2.15.2-2 頁）にて、燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは■■■■の形状を管理することを記載している。また、1■■■■あたりの燃料デブリ等重量の制限を記載している。</p> <p>別紙-1（2.15.2.1～4 頁）にて、セル等における燃料デブリ等の取扱量を制限する質量管理の方法を記載している。</p>	<p>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、燃料デブリ等の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。</p> <p>コンクリートセルでは、燃料デブリ等を分析・試験で取り扱う際、形状等が変化する前処理を行うため、コンクリートセル全体の燃料デブリ等について、規定の重量以下とする質量管理を行う。試料ピットでは、規定の重量以下であることを確認した上で、臨界防止を考慮した形状の試料ピットに一時的に保管することで質量管理及び形状管理を行う。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p> <p>試料ピットでは、規定の重量以下であることを確認した上で、臨界防止を考慮した形状の試料ピットに一時的に保管することで質量管理及び形状管理を行う。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p>

①使用許可基準規則の解釈	②適合方針	③補足説明資料（まとめ資料）	④実施計画
<p>を超えないよう臨界安全が確保され、十分な対策が講じられていること。</p> <p>三 核燃料物質の収納を考慮していない設備・機器のうち、核燃料物質が入るおそれのある設備・機器についても上記一及び二に規定する条件が満たされていること。</p> <p>四 核的制限値を設定するに当たっては、取り扱われる核燃料物質の化学的組成、プルトニウム富化度及び同位体組成、密度、幾何学的形状及び減速条件、中性子吸収材等を考慮し、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。</p> <p>五 核的制限値を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また、使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度が十分高いこと。</p> <p>六 核的制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。</p> <p>3 第1項に規定する「核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置」とは、2つ以上の単一ユニットが存在する場合について、以下の各号に掲げる措置又はこれらと同等以上の措置をいう。（核燃料物質の取扱量及び取扱使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。）</p> <p>一 単一ユニット相互間が核的に安全な配置であることを確認すること。</p> <p>二 核的に安全な配置を定めるに当たっては、最も厳しい結果を与えるよう、中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。</p> <p>三 核的に安全な配置を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また、使用する臨界計算コード</p>	<p>三 セル等では、質量管理を行っているので、核燃料物質の収納を考慮していない設備に、核燃料物質が入ったとしても臨界には達しない。</p> <p>四 質量管理値、試料ピットの形状を定めるにあたっては、燃料デブリ等のプルトニウム富化度、同位体組成等を安全側の値とし、中性子の減速効果については最適な条件（最も安全側の条件）としており、十分な裕度を見込んでいる。また、計算にあたっては、臨界実験とのベンチマーク解析を行っている計算コードを使用している。さらに、質量管理値を定めるにあたっては誤操作（二重装荷）が仮に生じても臨界とならない考慮を行っている。</p> <p>五 参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものを使用している。使用した計算コードは、実験データとの検証が行われている計算コードである。</p> <p>六 第2棟では臨界が発生しないことを確認している。</p> <p>一、二、三、四、五 第2棟は、試料ピットの評価においては、試料ピットに最大取扱量の燃料デブリ等が存在し、かつ、セル内で燃料デブリ等を取り扱っていることを仮定した保守的な評価を行っている。</p>	<p>別紙-1（2.15.2.1～4頁）にて、質量管理を行うことを記載している。</p> <p>別紙-2（2.15.2.2-1～16頁）にて、保守的な評価条件において臨界安全評価を行うことを記載している。計算にあたっては、計算コードの検証及び妥当性確認を行い、臨界実験とのベンチマーク解析を行っている計算コードであることを記載している。さらに、誤操作（二重装荷）が仮に生じても臨界に達しないことを記載している。</p> <p>別紙-2（2.15.2.2-1～16頁）にて、参考とする手引書、文献等は、公表されたものであり、計算コードは許認可実績を有する信頼度の十分高いものであることを記載している。</p> <p>別紙-2（2.15.2.2-1～16頁）にて、保守的な評価条件において臨界安全評価を行い、誤操作（二重装荷）が仮に生じても、臨界に達しないことを記載している。</p> <p>別紙-2（2.15.2.2-1～16頁）にて、保守的な評価条件において臨界安全評価を行い、誤操作（二重装荷）が仮に生じても、臨界に達しないことを記載している。</p>	<p>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。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p> <p>臨界安全評価においては、想定される燃料デブリ等の組成を保守的に設定するとともに、前処理中にプルトニウム濃度の高い残さ又は沈殿が発生する可能性を考慮し、均質体系に加えてプルトニウムが粒子状に存在する非均質体系についてプルトニウム濃度等が不均一な状態の評価を行い、臨界に達しないことを確認する。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p> <p>臨界安全評価においては、想定される燃料デブリ等の組成を保守的に設定するとともに、前処理中にプルトニウム濃度の高い残さ又は沈殿が発生する可能性を考慮し、均質体系に加えてプルトニウムが粒子状に存在する非均質体系についてプルトニウム濃度等が不均一な状態の評価を行い、臨界に達しないことを確認する。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p> <p>臨界安全評価においては、想定される燃料デブリ等の組成を保守的に設定するとともに、前処理中にプルトニウム濃度の高い残さ又は沈殿が発生する可能性を考慮し、均質体系に加えてプルトニウムが粒子状に存在する非均質体系についてプルトニウム濃度等が不均一な状態の評価を行い、臨界に達しないことを確認する。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p>

①使用許可基準規則の解釈	②適合方針	③補足説明資料（まとめ資料）	④実施計画
<p>等は、実験値等との対比がなされ、信頼度が十分高いこと。</p> <p>四 核的に安全な配置の維持については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。</p> <p>五 上記四の「核的に安全な配置の維持」とは、核燃料物質を収納する設備・機器の設置に当たって、十分な構造強度を持つ構造材を用いて固定することをいう。なお、固定することが困難な設備・機器の場合は、設備・機器の周囲にユニット相互間の間隔を維持するための剛構造物を取り付けるか又は設計上移動範囲を制限すること。</p> <p>六 核燃料物質を不連続的に取り扱う（バッチ処理）施設においては、核燃料物質を次の工程に移動させようとしても、核的制限値等を満足する状態にならなければ、移動することができないものであること。</p> <p>七 核燃料物質を搬送するための動力の供給が停止した場合に、核燃料物質を安全に保持しているものであること。</p> <p>4 第2項に規定する「臨界事故を防止するために必要な設備」とは、以下の各号に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する措置を講じた設備をいう。（核燃料物質の取扱量及び取扱使用状況からみて、臨界にならないことが明らかな場合を除く。）</p> <p>一 臨界警報装置等により臨界及びその継続性を検知することができる設計であること。</p> <p>二 臨界事故の発生が想定される場合には、臨界事故が発生したとしても、これを未臨界にするための措置が講じられる設計であること。</p>	<p>六 燃料デブリ等を取り扱う作業を実施する場合、各取扱場所における最大取扱量を超えないことを確認する。具体的には、燃料デブリ等の受入れ及び施設内の移送の都度、計算機又は伝票を用いて、受入れ・移送に伴う取扱場所の存在量が最大取扱量を超えないことを確認する。さらに、実際の受入れ・移送にあたっては、作業を担当する者以外の第三者による立会いを行い、移送物及び伝票等の内容を確認する。</p> <p>七 クレーン等の動力の供給が停止した場合においても保持した状態は維持される設計としている。</p> <p>一 第2棟ではガンマ線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタにより臨界に伴う線量率の上昇を検知し、警報を発する設計となっており、臨界の継続性を検知することができる。</p> <p>二 第2棟の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いことを確認していることから、臨界事故の発生は想定されない。</p>	<p>別紙-1（2.15.2.1～4頁）にて、セル等における燃料デブリ等の取扱量を制限する質量管理の方法を記載している。</p> <p>2.13.2 対応方針（2.13-4頁）にて、クレーン等の動力の供給が停止した場合においても保持した状態は維持される設計であることを記載している。</p> <p>別紙-1（2.15.2.1～4頁）にて、ガンマ線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタにより臨界に伴う線量率の上昇を検知し、警報を発する設計となっていることを記載している。</p> <p>別紙-2（2.15.2.2-1～16頁）にて、保守的な評価条件において臨界安全評価を行い、誤操作（二重装荷）が仮に生じて、臨界に達しないことを記載している。</p>	<p>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。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p> <p>また、万一、臨界が発生した場合は、γ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。（2.48.1.3.11 臨界防止）</p> <p>臨界安全評価においては、想定される燃料デブリ等の組成を保守的に設定するとともに、前処理中にプルトニウム濃度の高い残さ又は沈殿が発生する可能性を考慮し、均質体系に加えてプルトニウムが粒子状に存在する非均質体系についてプルトニウム濃度等が不均一な状態の評価を行い、臨界</p>

①使用許可基準規則の解釈	②適合方針	③補足説明資料（まとめ資料）	④実施計画
			に達しないことを確認する。（2.48.1.3.11 臨界防止）

2.15 その他措置を講ずべき事項

2.15.1 燃料デブリ等のフロー

措置を講ずべき事項

II. 設計, 設備について措置を講ずべき事項

15. その他措置を講ずべき事項

○上記に加えて, 災害の防止等のために必要であると認めるときは, 措置を講ずること。

2.15.1.1 措置を講ずべき事項への適合方針

その他措置を講ずべき事項として, 燃料デブリ等の取扱いフローは以下のとおりとする。

燃料デブリ等は, 第2棟のローディングドックから搬入する。その搬入の際, ローディングドックにおける複数の扉等を同時に開放できない設計とする。ローディングドックへ搬入後, 燃料デブリ等をサービスエリアへ移送し, コンクリートセルの天井ポート又は側面ポートからコンクリートセルに搬入する。コンクリートセルに搬入する際には, 気密を保持するためポリ塩化ビニール製のバッグ等を使用する。燃料デブリ等を搬出する際も同様とする。また, 燃料デブリ等は, ████████の試料ピットにて一時的に保管できるようにする。

コンクリートセルと鉄セル間, 鉄セルとグローブボックス間及びグローブボックスとフード間で燃料デブリ等を移送する際には気密を考慮した扉を介して行う。

フードから分析室又は $\alpha \cdot \gamma$ 測定室へ燃料デブリ等を移送する際には, 気密及び遮へいを考慮した容器に収納する。

(実施計画: II-2-48-1)

2.15.1.2 対応方針

第2棟における燃料デブリ等の取扱いに係る具体的な対応方針は, 以下のとおりとする。

(1) 第2棟に受け入れる燃料デブリ等

第2棟における燃料デブリ等とは, 燃料デブリ, 炉構造材及び解体廃棄物を想定する。

① 燃料デブリ

燃料と被覆管等が溶融し再固化したもの^{※1}。第2棟では以下を想定している。

- ・ 酸化物: (U, Zr)O₂, (U, Pu, Zr)O₂
- ・ 合金: U-Zr-Fe, U-Pu-Zr-Fe
- ・ 炉心溶融物-コンクリート混合物など

② 炉構造材及び解体廃棄物

高線量 (1Sv/h^{※2}以上) の廃棄物及び燃料成分が付着している廃棄物^{※3}。第2棟では以下を想定している。

- ・ 原子炉圧力容器 (RPV)
- ・ 原子炉格納容器 (PCV)
- ・ RPVペDESTAL構造材
- ・ コンクリート
- ・ 堆積物

・ 機器類など

※1：東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（平成23年12月21日）

※2：放射性物質分析施設の設置について（特定原子力施設監視・評価検討会第79回）

※3：東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2019（原子力損害賠償・廃炉等支援機構2019年9月9日）

(2) 第2棟の設置の目的，要求される機能

① 設置の目的

第2棟は，福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリ等の性状を把握することにより，その安全な取り出し等の作業の推進に資する情報を取得するため，分析・試験を行うことを目的とする。

（実施計画：II-2-48-1）

② 要求される機能

第2棟においては，燃料デブリ等について，搬入，分析・試験（切断，研磨，粉碎，溶解等の試料調製を含む。），一時的な保管及び搬出を行えること。また，第2棟で発生する放射性廃棄物の一時的な保管及び搬出を行えること。第2棟内で取り扱う放射性物質については，必要に応じて遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

（実施計画：II-2-48-1）

第2棟で実施する分析を表2.15.1-1に示す。

表2.15.1-1 第2棟で実施する分析※1

【成果の反映先】	⑤	④	③	②	①
① 取出し時の臨界安全の確認					
② 取出し作業時の線量、ガス挙動の把握					
③ 取出し工法へのフィードバック					
④ 収納・移送・保管にあたっての安全確認・評価					
⑤ 処理・処分案の検討					
【第2棟の分析項目※】					
線量率			○	○	
核種インベントリ、組成	○	○		○	○
形状、化学形態、表面状態			○		
寸法（粒径）			○		
密度（空隙率）		○			
硬さ、じん性			○		
熱伝導率、熱拡散率	○				
組成（塩分濃度、SUS等含有率）	○	○	○		
有機物含有量	○	○			
含水率		○			○
水素発生量		○			
加熱時FP放出挙動	○	○		○	

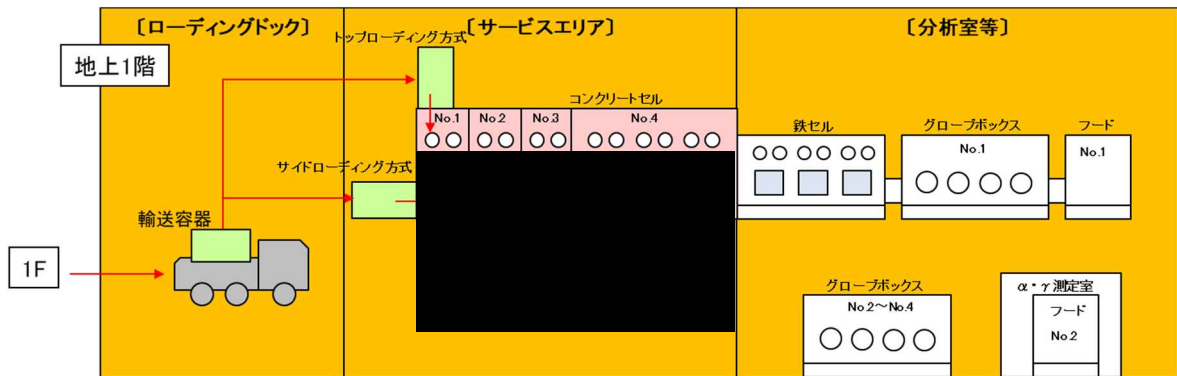
※）一部は将来設置を想定

※1：放射性物質分析施設の設置について（特定原子力施設監視・評価検討会 第79回）

(3) 第2棟内の燃料デブリ等の取扱いフロー

① 福島第一原子力発電所から第2棟への受入

福島第一原子力発電所から第2棟への燃料デブリ等の受入フローを図2.15.1-1に示す。

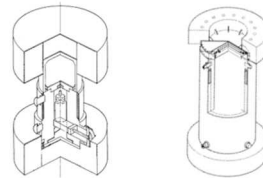


【ローディングドック】

- 高線量放射性物質の運搬実績のある輸送容器を用いてローディングドックに受け入れる。
- コンクリートセルの側面ポート又は天井ポートに輸送容器を接続して、燃料デブリ等が収納された容器（以下「収納容器」という。）をコンクリート内に受け入れる。輸送容器は既存の容器を使用することを想定し、設計条件に反映している。



サイドローディング形式キャスク(想定: RD-20)

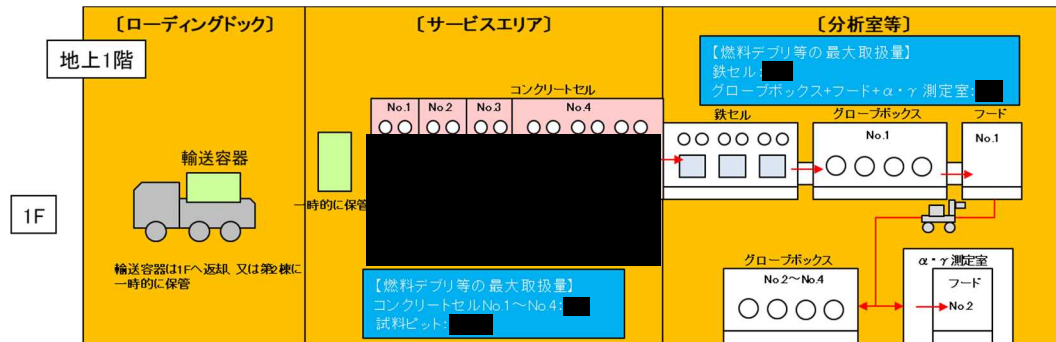


トッローディング形式キャスク(想定: P-3S 12T、TN6-4)

図2.15.1-1 福島第一原子力発電所から第2棟への燃料デブリ等の受入フロー

② 分析・試験の流れ

分析・試験の流れを図2.15.1-2に示す。



各エリアにおける主な作業、燃料デブリ等の形態及び移送方法を以下に示す。

- 【コンクリートセルNo.1】
 - ・ 燃料デブリ等の受入
- 【コンクリートセルNo.2】
 - ・ 重量測定(収納容器ごと)
- 【コンクリートセルNo.3】
 - ・ 表面分析: 固体
- 【コンクリートセルNo.4】
 - ・ 外観確認、試料調製(切断、溶解等)等: 固体、粉体、液体
- 【鉄セル】
 - ・ 物性測定、前処理(核種分離、溶解等): 固体、液体、気体
- 【グローブボックス】
 - ・ 前処理(核種分離等)、化学分析: 固体(乾固)、液体、気体

- 【フード】
 - ・ 試料の搬出、試料調製(マイラー処理等): 固体(乾固)、液体
- 【 $\alpha \cdot \gamma$ 測定室】
 - ・ 化学分析、放射能測定: 固体(乾固)、液体
 - ・ 試料調製: 固体(乾固)、液体

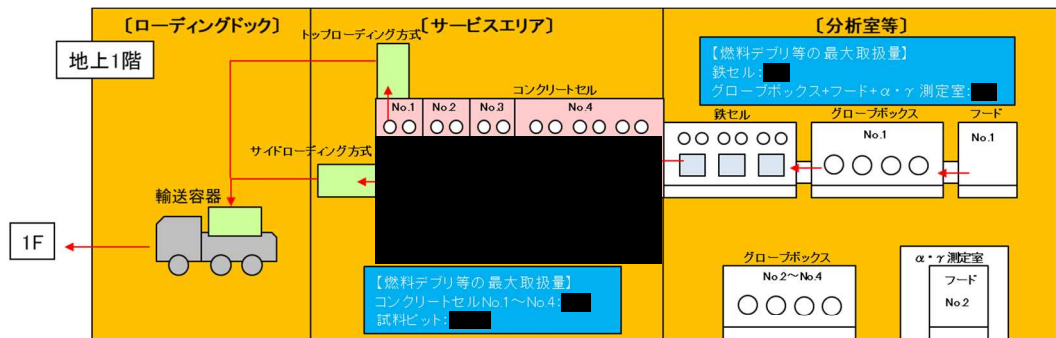
- 【燃料デブリ等の移送】
 - ・ コンクリートセル～フードNo.1までは、接続するポートを利用して収納容器等を用いて移送
 - ・ フードNo.1以降は遮へい及び漏えいを考慮した容器を用いて移送

→: 燃料デブリ等の流れ

図2.15.1-2 分析・試験の流れ

③ 一時的な保管，福島第一原子力発電所への払出

一時的な保管，福島第一原子力発電所への払出フローを図2. 15. 1-3に示す。



- 【フードNo.1、グローブボックスNo.1、鉄セル、コンクリートセルNo.4、コンクリートセルNo.3】 →: 燃料デブリ等の流れ
- ・ 分析試料(試料調製等により分析可能な状態にした試料)、分析残試料(試料調製等により発生した残材)、分析済試料(分析後の試料)を
- 【コンクリートセルNo.2】
- ・ 〇〇〇〇に分析試料、分析済試料、分析残試料を〇〇〇〇
 - ・ コンクリートセルNo.1へ移送
- 【コンクリートセルNo.1】
- ・ 収納容器を輸送容器へ収納し、ローディングドックへ移送
- 【ローディングドック】
- ・ 輸送容器を第2棟から1Fへ払出
- 【燃料デブリ等の移送】
- ・ コンクリートセルNo.1～フードNo.1間は、ポートを利用して収納容器等を用いて移送

図2. 15. 1-3 一時的な保管，福島第一原子力発電所への払出フロー

④ 第2棟に必要な設備

i) 燃料デブリ等（核燃料物質）の取扱い

燃料デブリ等（核燃料物質）の取扱いに必要な設備を表2. 15. 1-2に示す。

表2. 15. 1-2 燃料デブリ等（核燃料物質）の取扱いに必要な設備

要求機能	閉じ込め
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ コンクリートセル(SUS製ライニング) ・ 鉄セル(SUS製インナーボックス) ・ グローブボックス ・ フード ・ 給気フィルタユニット ・ セル・グローブボックス用排風機 ・ フード用排風機 ・ セル・グローブボックス用排気フィルタユニット ・ フード用排気フィルタユニット
要求機能	臨界防止
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ コンクリートセル ・ 試料ピット

ii) 高線量の試料の取扱い

高線量の試料の取扱いに必要な設備を表2.15.1-3に示す。

表2.15.1-3 高線量の試料の取扱いに必要な設備

要求機能	遮へい
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> • コンクリート壁、床、天井(建屋、コンクリートセル) • 鉄遮へい体

iii) 放射性の固体廃棄物の発生

放射性固体廃棄物の取り扱いに必要な設備を表2.15.1-4に示す。

表2.15.1-4 放射性固体廃棄物の取扱いに必要な設備

要求機能	廃棄物の一時的な保管
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> • 固体廃棄物払出準備設備

iv) 放射性の液体廃棄物の発生

放射性液体廃棄物の取り扱いに必要な設備を表2.15.1-5に示す。

表2.15.1-5 放射性液体廃棄物の取扱いに必要な設備

要求機能	廃棄物の一時的な保管 漏えい・拡大防止
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> • 分析廃液受槽 • 設備管理廃液受槽 • 分析廃液移送・回収ポンプ • 設備管理廃液移送・回収ポンプ • 液位計 • 堰 • 漏えい検知器 • 塩酸含有廃液保管ラック、有機廃液保管ラック

v) 放射性気体廃棄物の発生

放射性気体廃棄物の取り扱いに必要な設備を表2. 15. 1-6に示す。

表2. 15. 1-6 放射性気体廃棄物の取扱いに必要な設備

要求機能	放射性物質の十分に低い濃度までの除去 放射性物質濃度の確認
必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> • セル・グローブボックス用排風機 • フード用排風機 • セル・グローブボックス用排気フィルタユニット • フード用排気フィルタユニット • 放射線管理設備(モニタリング設備)

⑤ 当初設置する設備と将来設置する設備

第2棟の分析・試験項目に対し、当初設置する設備（今回の申請範囲）と将来設置する設備の区分は表2. 15. 1-7に示すとおり。

表2. 15. 1-7 当初設置する設備と将来設置する設備

	【第2棟の分析・試験項目】	申請設備
当初設置する装置にて 実施する項目と申請設備	線量率	コンクリートセル
	核種インベントリ、組成	コンクリートセル、鉄セル、 グローブボックス、 α ・ γ 測定室
	形状、化学形態、表面状態	鉄セル
	寸法(粒径)	コンクリートセル、鉄セル
	硬さ、じん性	鉄セル
	組成(塩分濃度・SUS等含有率)	コンクリートセル、グローブボックス
	有機物含有量	鉄セル
	含水率	鉄セル
	水素発生量	グローブボックス
将来設置する装置にて 実施する項目と申請設備	密度(空隙率)	測定機器室
	熱伝導率・熱拡散率	鉄セル又はグローブボックス
	加熱時FP放出挙動	鉄セル又はグローブボックス

 : 今回の申請範囲

- 熱伝導率・熱拡散率及び加熱時FP放出挙動の分析・試験を実施する鉄セル又はグローブボックスは将来増設することとし、今回の申請範囲外である。増設する時期は燃料デブリ等の取出し状況を踏まえて適切に設定する。
- 密度(空隙率)測定装置を将来設置する設備(測定機器室)については、その壁等が遮へいを考慮した建屋躯体であるため今回の申請範囲に含む。

⑥ 設計に用いる燃料デブリ等の仕様

第2棟において受け入れる燃料デブリ等は、受入れ前にその核物質質量等を確定することができない。このため、保守的な想定による燃料デブリ等の核物質質量等の仕様を設定し、同設定に基づき安全設計を行っている。

安全設計において重要な仕様は、臨界設計に用いる燃料デブリ重量当たりの核物質質量(臨界寄与成分)と、遮へい設計等に用いる重量当たりの放射エネルギー及び放射線量である。これらが最も保守的となる条件は同時には発生しないことから、個別に想定する。

i) 燃料デブリ重量当たりの臨界に寄与する核物質質量

- ・ 臨界に寄与する核物質質量は、Pu富化度/²³⁵U濃縮度の高い新燃料で多く、炉内における燃焼により減少する。
- ・ 燃料デブリ等は、炉内における燃焼に加え、構造材等の混在が予想されることから、重量当たりの臨界に寄与する核物質質量は、新燃料よりも低下している。
- ・ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリ等の仕様として、1～3号機の新燃料のうち、臨界に寄与する核物質質量が最も多い3号機のMOX燃料のみで構成されていると想定した場合を設定する。

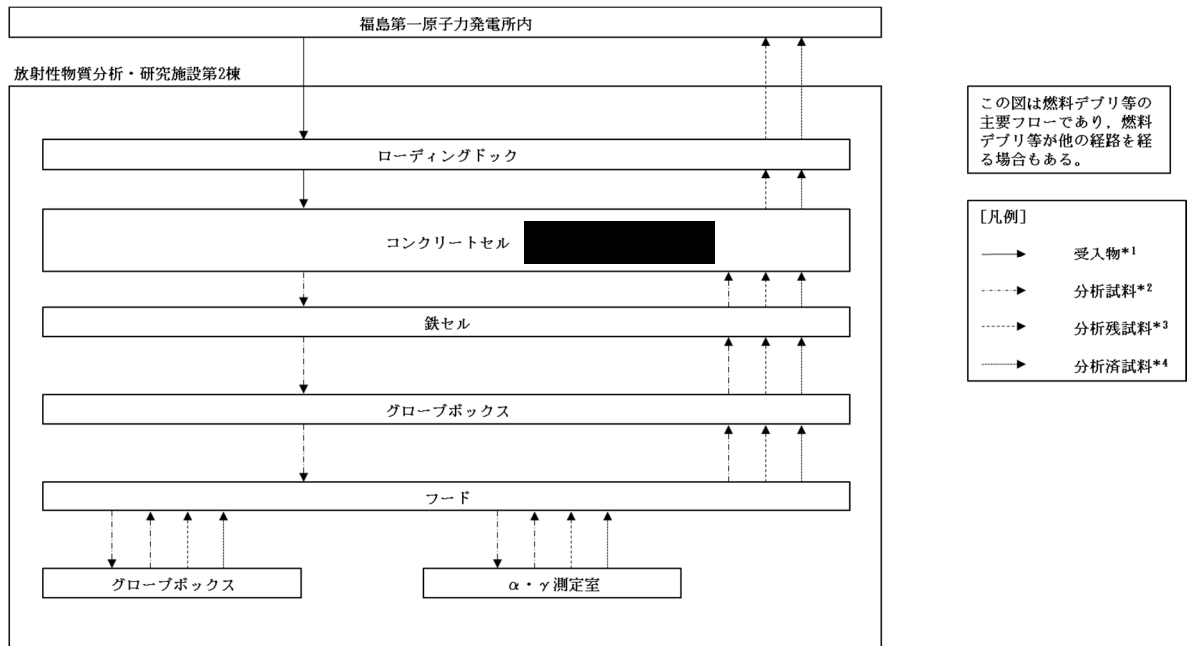
ii) 遮へい設計等に用いる燃料デブリ重量当たりの放射エネルギー及び放射線量

- ・ 燃料の放射エネルギー及び放射線量は、燃焼度と運転履歴により変化する。
- ・ 燃料デブリ等は、構造材等の混在が予想されることから、重量当たりの放射エネルギー及び放射線量は、燃料よりも低下している。
- ・ 以上を踏まえ、保守的な燃料デブリ等の仕様として、1～3号機の燃料のうち、燃焼度と運転履歴に基づき放射エネルギー及び放射線量が最も高い2号機の燃料のみで構成されていると想定した場合を設定する。

燃料デブリ等フローについて

1. 燃料デブリ等のフロー

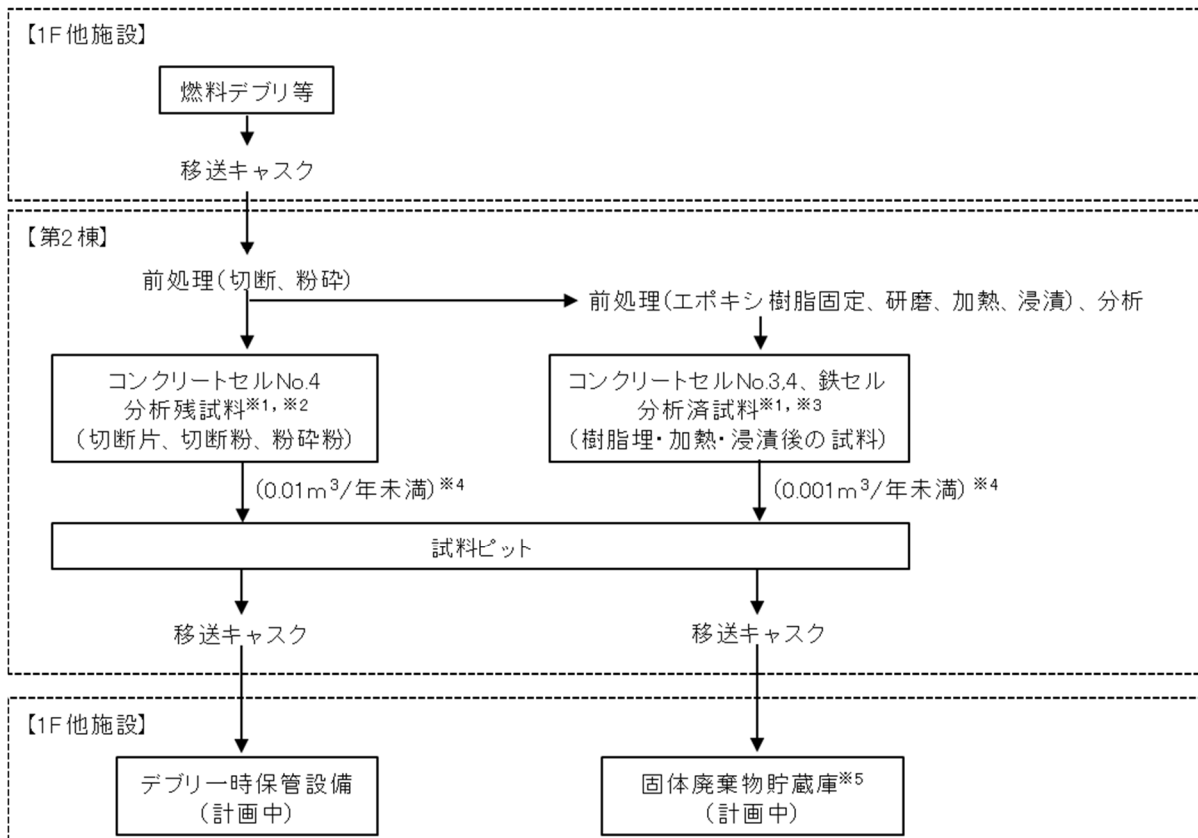
燃料デブリ等のフローを図 2.15.1.1-1 及び図 2.15.1.1-2 に示す。



*1: 分析・試験を行うために福島第一原子力発電所から第2棟に搬入される燃料デブリ等
 *2: 切断、研磨、粉砕、溶解等の試料調製を行い、分析・試験が可能な状態に処理したもの
 *3: 受入物から採取した試料の一部、試料採取時に発生した小片等
 *4: 分析・試験後の試料

図 2.15.1.1-1 燃料デブリ等フロー (1/2)

< 試料 >



※1：燃料デブリ等は全て核燃料物質として管理する。第2棟では、核燃料物質のうち、受入物、分析試料、分析残試料及び分析済試料を「試料」として分類する。

※2：化学的処理等なし。

※3：一部化学的処理等あり。

※4：現在想定している発生量。

※5：分析済試料として受け取る。状況に応じて高線量の固体廃棄物として管理する。

図 2.15.1.1-2 燃料デブリ等フロー (2/2)

2. 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー

燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフローを図 2. 15. 1. 1-3 及び図 2. 15. 1. 1-4 に示す。

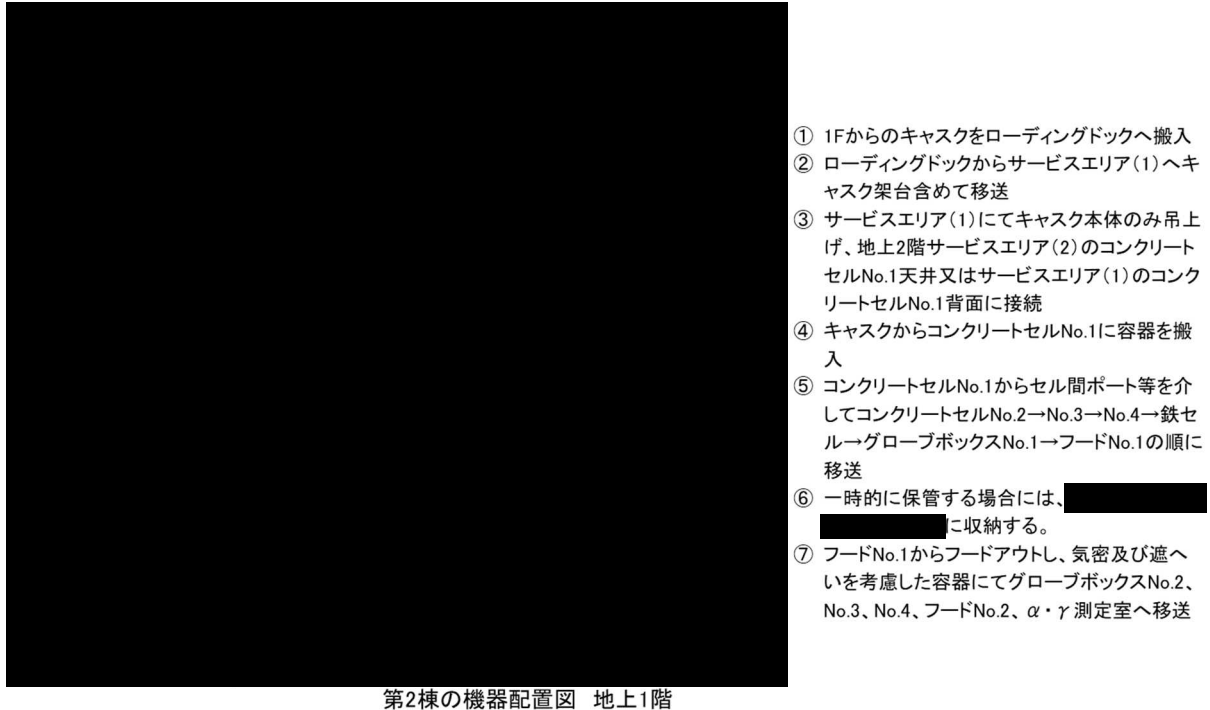


図 2. 15. 1. 1-3 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー (1/2)

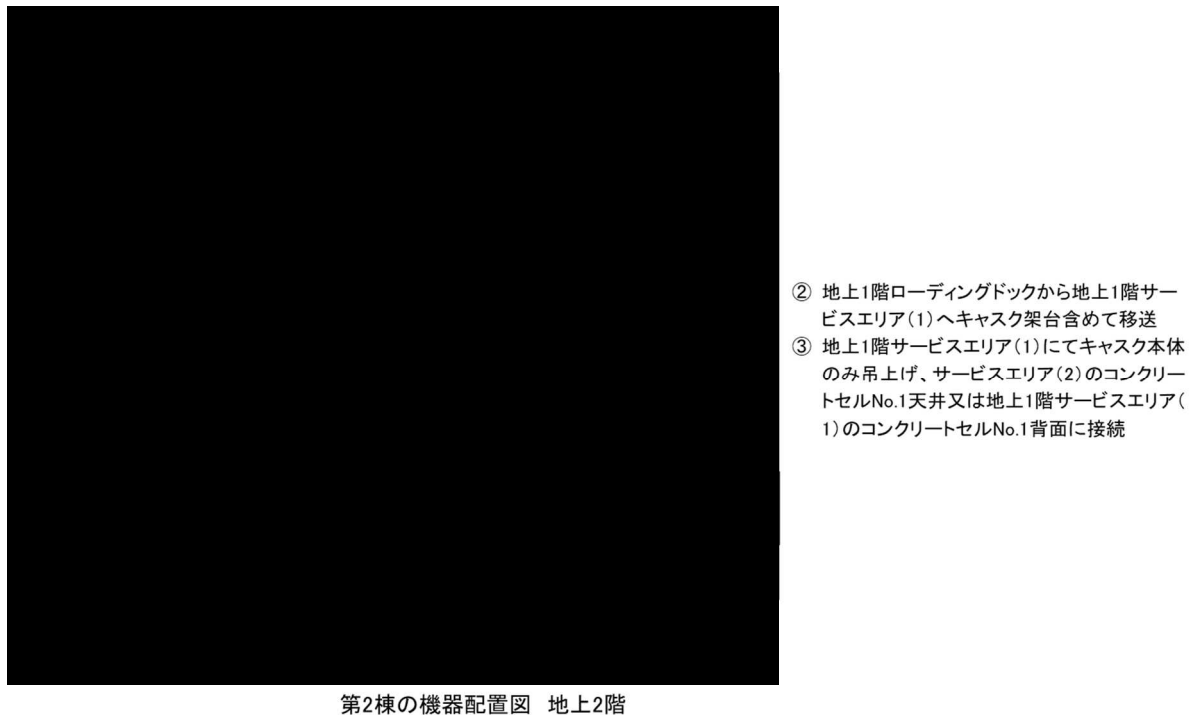


図 2. 15. 1. 1-4 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー (2/2)

3. 燃料デブリ等の取扱い主要設備

燃料デブリ等の取扱い主要設備を図 2.15.1.1-5 に示す。

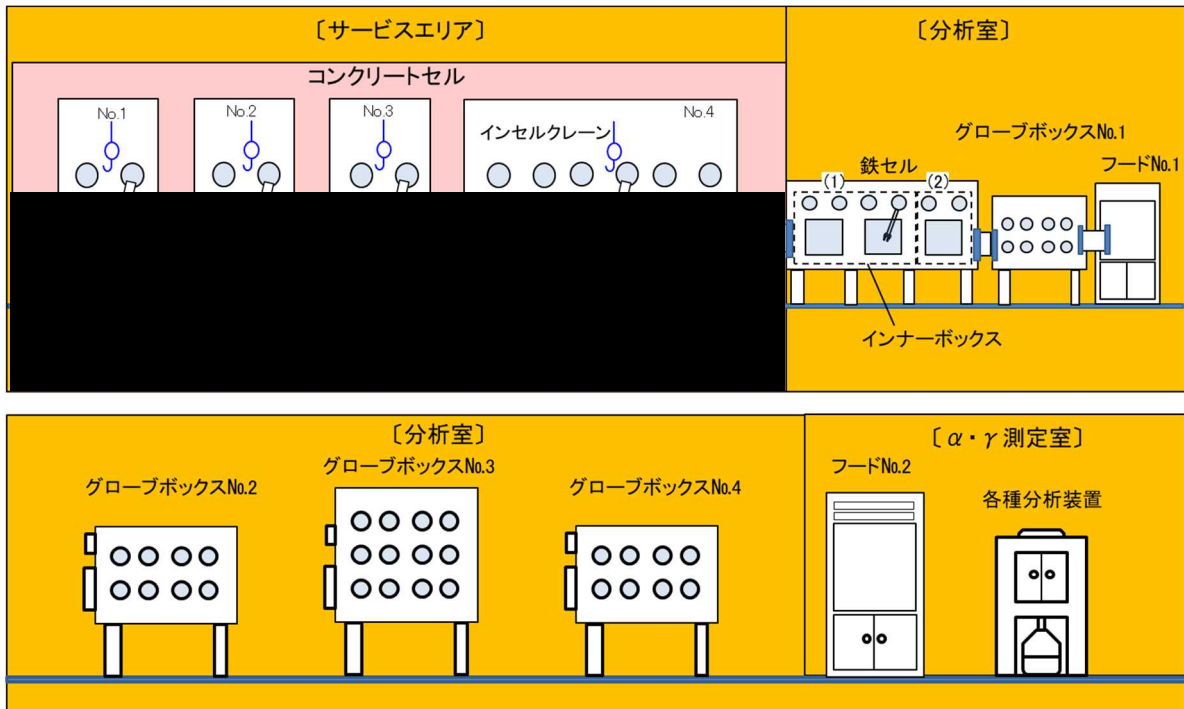


図 2.15.1.1-5 燃料デブリ等の取扱い主要設備

4. 燃料デブリ等の移送方法

燃料デブリ等の移送方法等を図 2.15.1.1-6 から図 2.15.1.1-19 に示す。

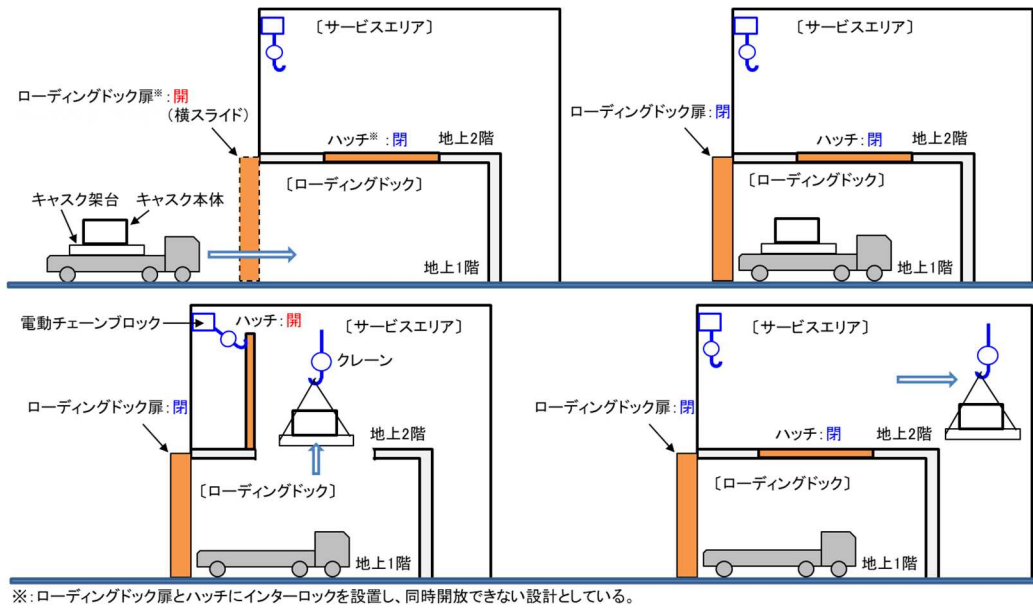


図 2.15.1.1-6 ロードイングドック扉，ハッチ開閉動作

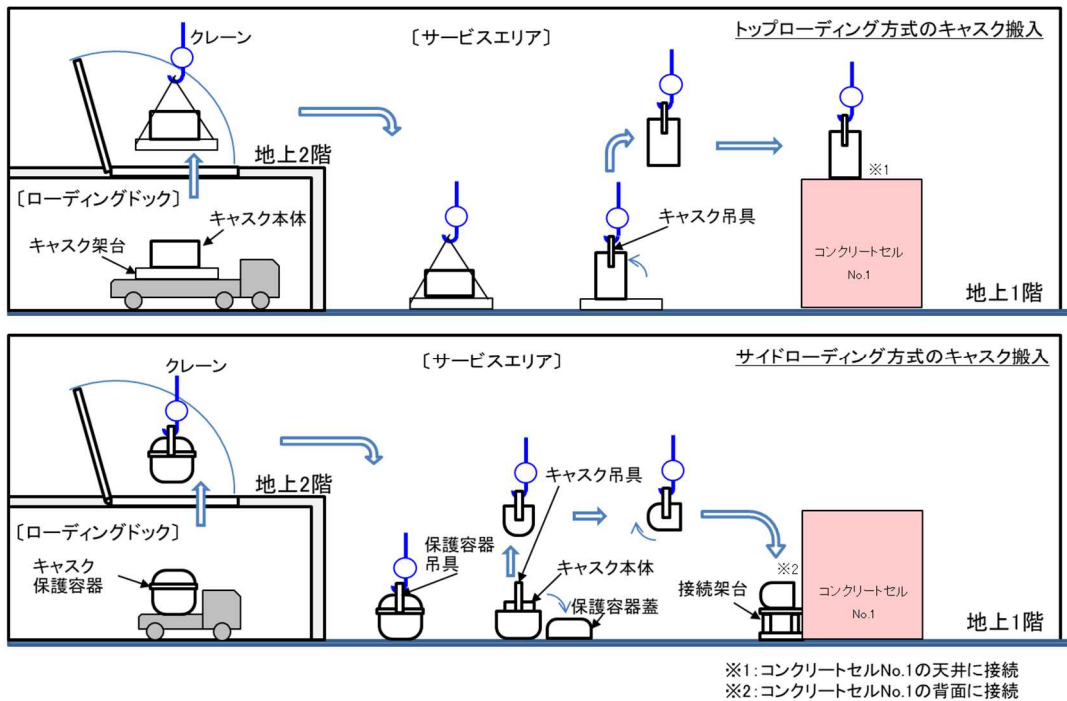


図 2.15.1.1-7 キャスクの搬入方法

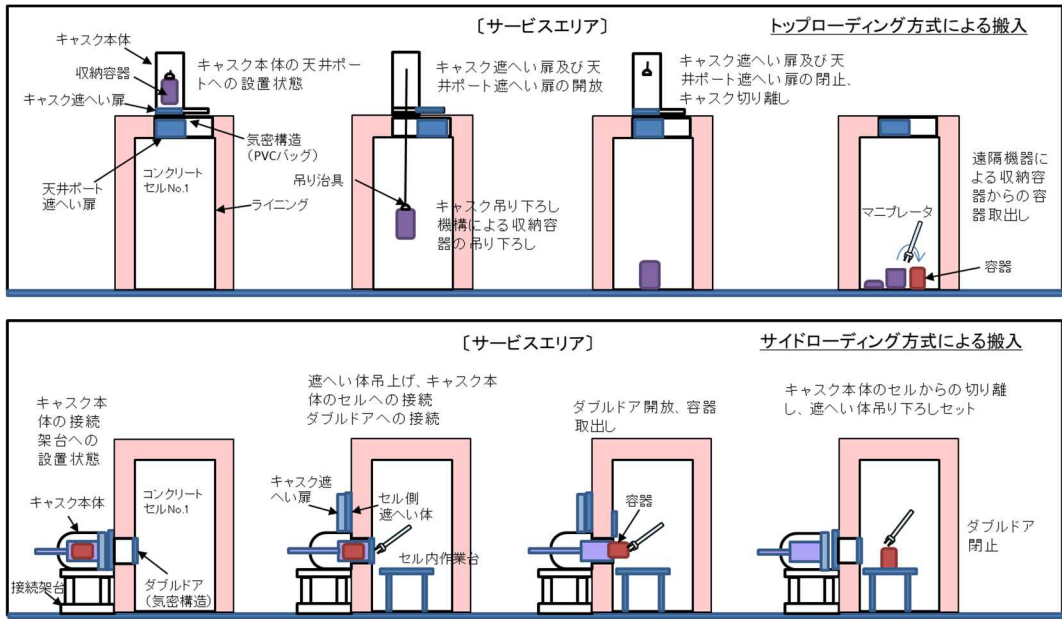
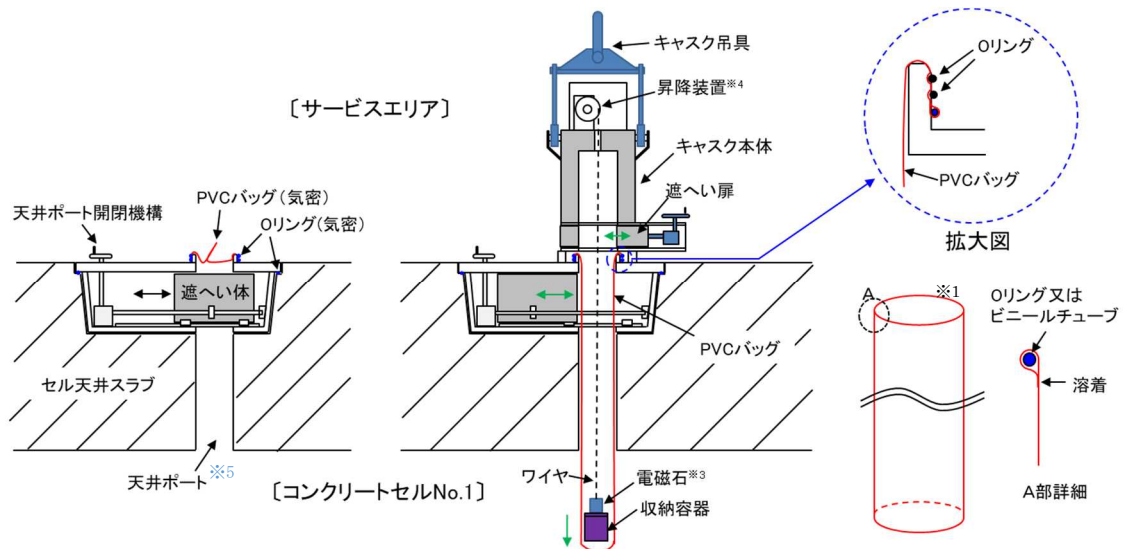
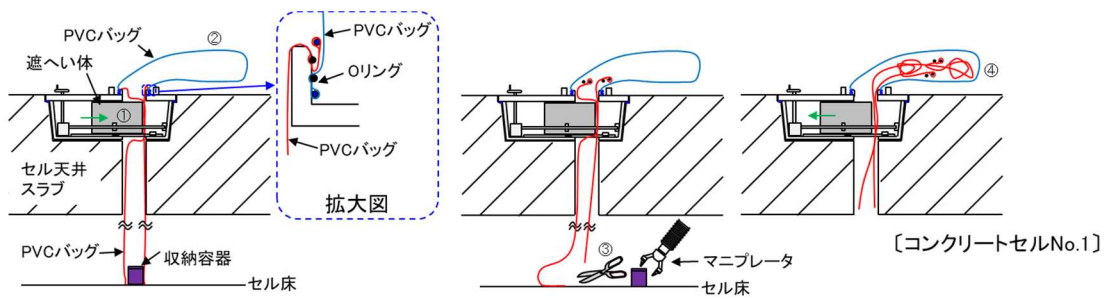


図 2.15.1.1-8 コンクリートセル No1 への搬入

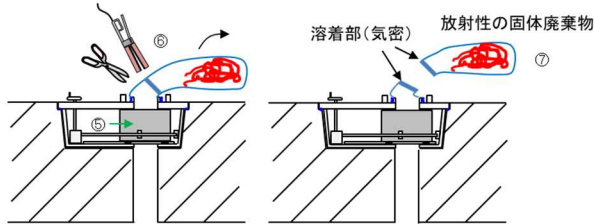


- ※1：PVC（難燃性のポリ塩化ビニール）を筒状に加工したもの。
- ※2：JAEA茨城地区において、照射済燃料集合体等の移送に使用している。
- ※3：電磁石は、通电によって着磁、脱磁を繰り返すことから、停電時の場合でも着磁の状態が維持され落下しない。
- ※4：カスクの一部又は別の（使用時にカスクに取り付ける）装置である。
- ※5：コンクリートセルNo.2及びNo.4にも同様の天井ポートを設置する（物品の搬出入用として使用）。

図 2.15.1.1-9 トップロード方式^{※2}によるセル内搬入方法例（1/2）



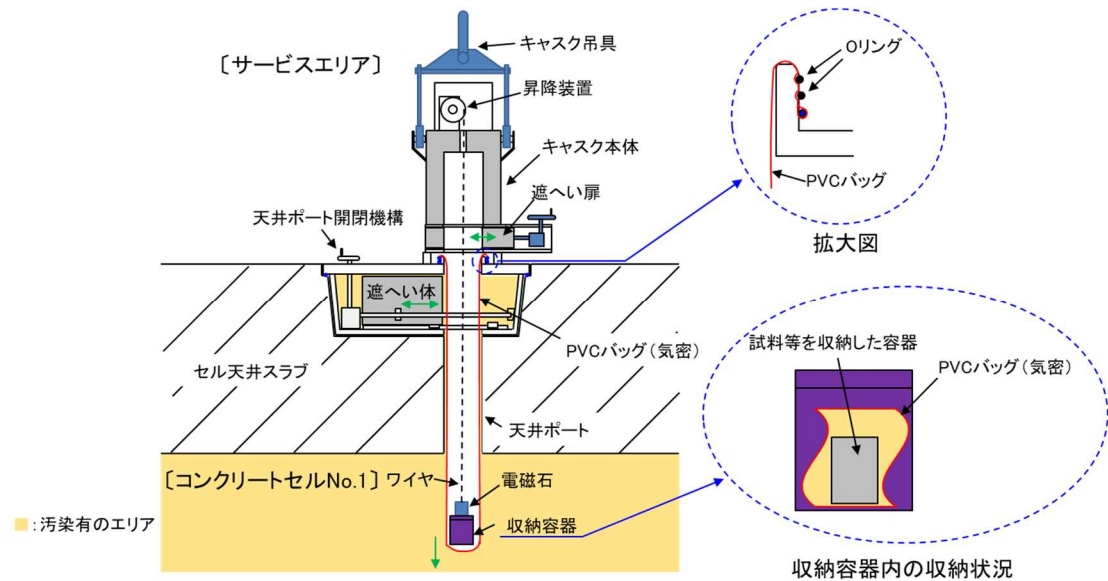
〔サービスエリア〕



〔コンクリートセルNo.1〕

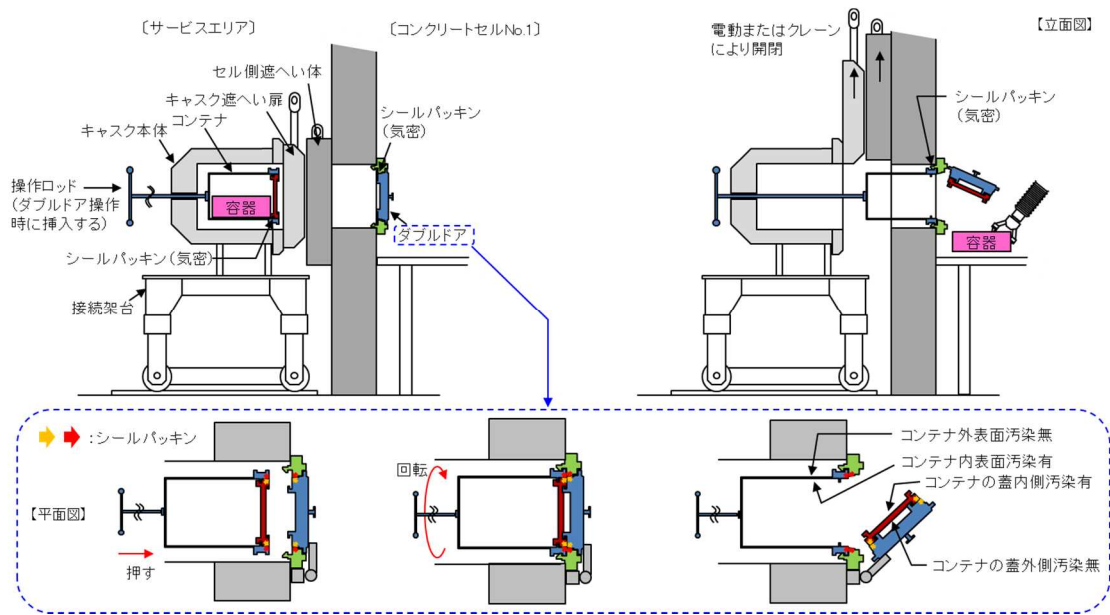
- ① 収納容器がセル床に着地後、遮へい体を閉める。
- ② PVC バッグ (赤) からの収納容器取出しに伴う気密維持等のため、PVC (赤) の上から新しいPVC バッグ (青) をポートに装着する。PVC バッグ (青) 装着後、ポートからPVC バッグ (赤) を取り外す (Oリング含む)。なお、PVC (青) は使用前に、破損有無等の健全性を確認後に使用する。
- ③ マニプレータ等を用いてPVC バッグ (赤) から収納容器を取り出す。
- ④ PVC バッグ (赤) を手で引き上げPVC バッグ (青) 内に収納する。
- ⑤ ポートを遮へい体で完全に閉じる。
- ⑥ PVC バッグ (青) を溶着し、溶着部中央を切断する。
- ⑦ 切断したPVC (青+赤) を容器等に収納し、固体廃棄物払出準備室へ移送する。

図 2. 15. 1. 1-10 トップローディング方式によるセル内搬入方法例 (2/2)



※1：万一、PVC バッグが破損した場合には、周辺の汚染確認、必要に応じて除染を行い、新しいPVC バッグに交換する。

図 2. 15. 1. 1-11 トップローディング方式によるセル内搬入に係る気密確保^{※1}について



※1：JAEA 茨城地区（東海）において、燃料棒切断等により作成した試料の移送に使用している。

図 2. 15. 1. 1-12 サイドローディング方式^{※1}によるセル内搬入方法例

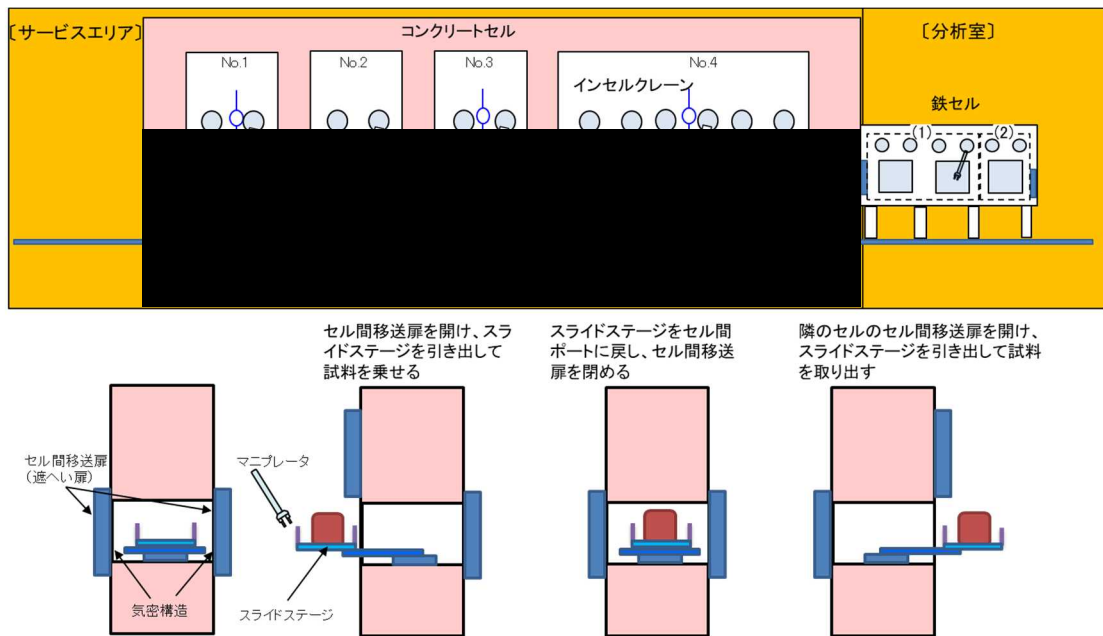


図 2. 15. 1. 1-13 コンクリートセル間の試料の移動方法


試料ピットの最下部に収納された容器を取り出す際には、を空にする。



図 2.15.1.1-14  試料ピットからの容器取出方法例

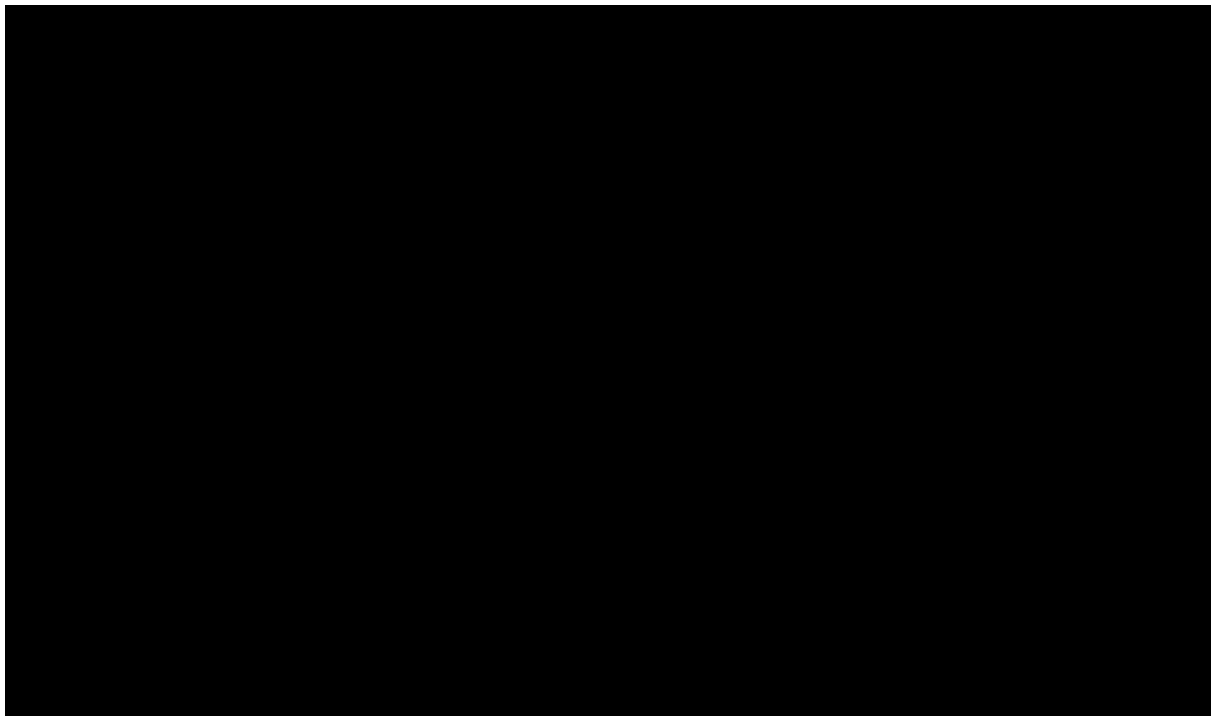


図 2.15.1.1-15 試料ピット内で容器に不具合が生じた場合の対応イメージ

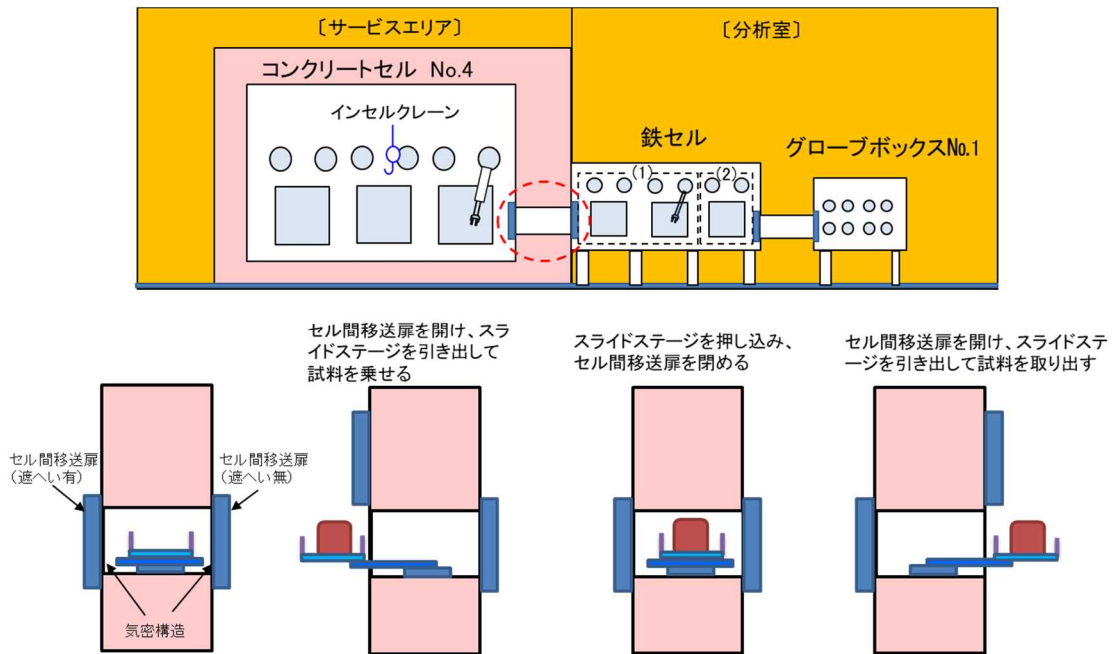


図 2.15.1.1-16 コンクリートセル，鉄セル間の試料の移動方法

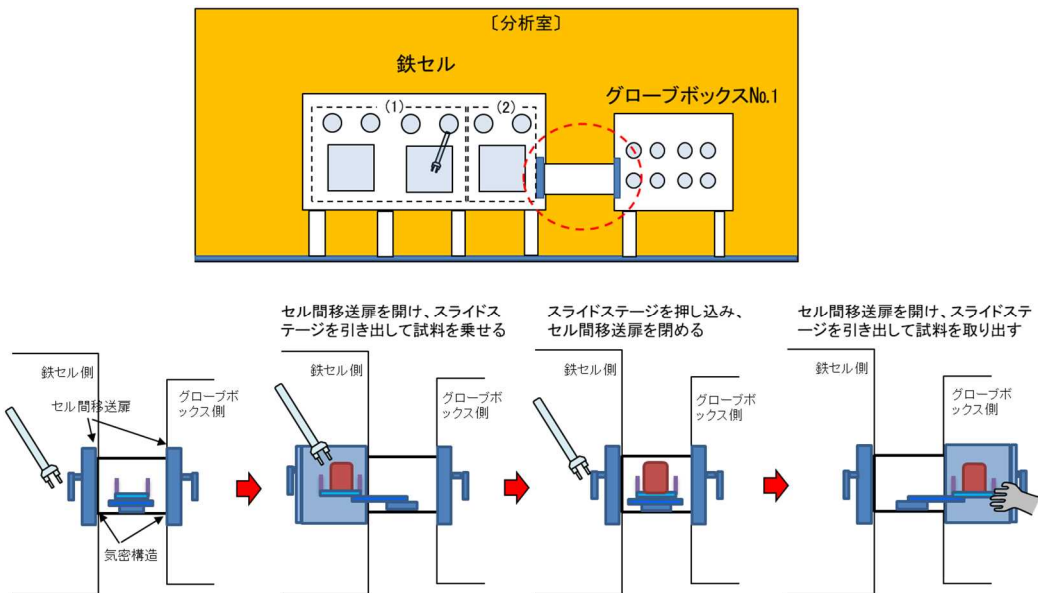


図 2.15.1.1-17 鉄セル，グローブボックス間の試料の移動方法

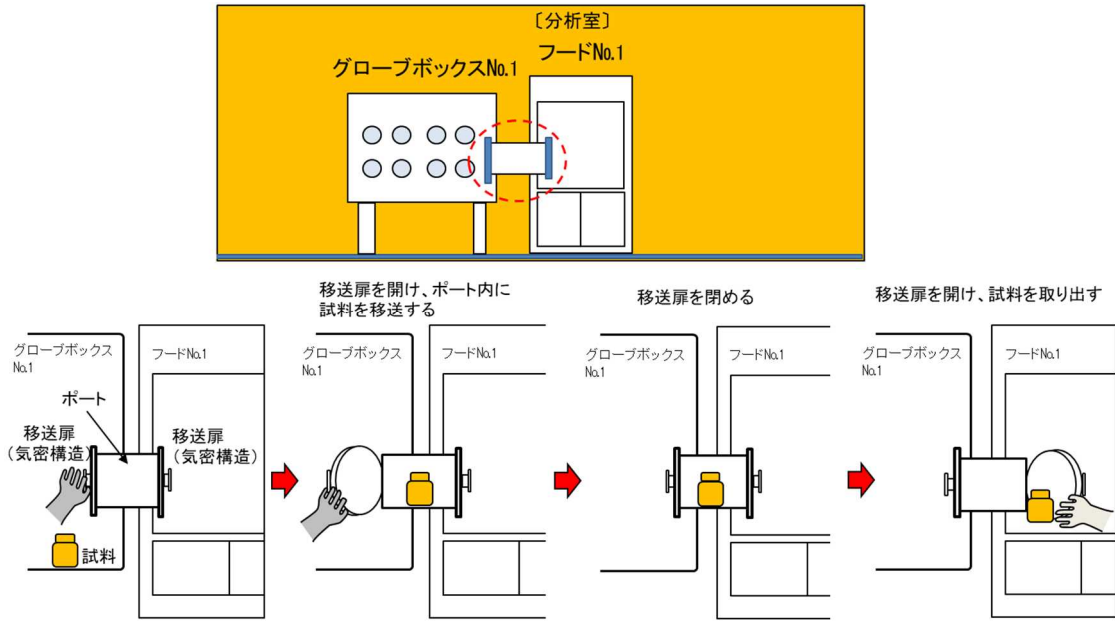


図 2.15.1.1-18 グローブボックス No.1, フード No.1 間の試料の移動方法

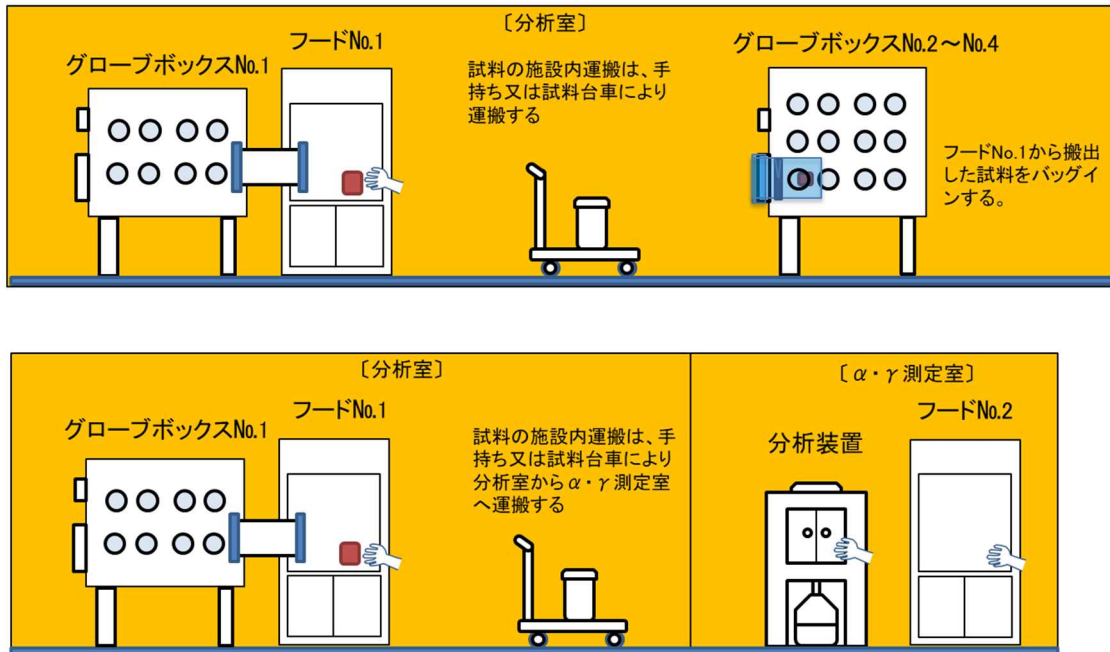


図 2.15.1.1-19 施設内での試料取出し及び運搬方法

5. セル等における作業内容等

セル等における作業内容を表 2.15.1.1-1 から表 2.15.1.1-3 に示す。

なお、表 2.15.1.1-1 から表 2.15.1.1-3 に示す作業の他に、除染や分析・試験装置等のメンテナンスのため、コンクリートセル内及び鉄セル内への立入作業を実施する。立入作業に当たっては、事前に遠隔でセル内のふき取り除染を実施して線量を十分に落とす、立ち入りに際してはセル内汚染の程度に応じた防護装備を装着する、などの被ばく対策を講ずる。

表 2.15.1.1-1 コンクリートセルにおける作業内容

	コンクリートセルNo.1	No.2	No.3	No.4		
主な作業内容	1) 燃料受入 2) 収納容器外観確認 3) 収納容器ID確認	1) 収納容器重量測定 2) 容器取出し 3) 容器表面除染 4) 容器ID確認 5) 容器重量測定	1) XRF測定 2) 線量測定	1) 容器から試料取出 2) 外観確認 3) 寸法測定 4) 重量測定 5) 線量測定	6) 切断 7) 樹脂埋め 8) 研磨 9) 粉砕 10) ふるい分け	11) アルカリ融解 12) H-3, C-14, I-129 分析前処理 13) 塩素抽出 14) 水素ガス捕集 15) 分析廃液固化
主な形態	1)～3): 固体	1)～6): 固体	1)2): 固体	1)～5): 固体	6)8)9): 固体、粉体 7) 固体、10) 粉体*2	11): 粉体*2、液体、気体 12)～13): 固体、液体、気体 14): 固体、気体 15): 液体、固体
最大取扱量	[Redacted]					
想定取扱量	1)～3): 最大 [Redacted]	1)～6): 最大 [Redacted]	1)2): 数 [Redacted] オーダ～最大 [Redacted]	1)～5): 最大 [Redacted]	6): [Redacted] (数 [Redacted] オーダ*1) 7)8): 数 [Redacted] オーダ 9)10): 数 [Redacted] オーダ	11): 数 [Redacted] オーダ 12)13): 数 [Redacted] オーダ 14): 数 [Redacted] オーダ 15): 数 [Redacted] オーダ

表 2.15.1.1-2 鉄セル(1), (2), グローブボックス No. 1, フード No. 1 における作業内容

	鉄セル(1)		鉄セル(2)	グローブボックスNo.1	フードNo.1
主な作業内容	1) 蒸着(導電処理) 2) EPMA分析 3) イオンエッチング 4) 光学顕微鏡観察 5) 硬さ、じん性測定	6) 水分量測定 7) 全有機炭素測定	1) 核種分離 ・イオン交換 ・沈殿、共沈 ・濃縮、蒸発乾固 ・希釈、定容	1) 核種分離 ・イオン交換 ・沈殿、共沈 ・濃縮、蒸発乾固 ・希釈、定容 2) 試料焼付	1) グローブボックスへの試料等の搬出入
主な形態	1)～5): 固体(樹脂埋め試料)	6): 固体、液体、気体 7): 固体、気体	1): 固体、液体、気体	1): 固体、液体、気体 2): 液体、固体	1): 固体、液体
最大取扱量	[Redacted]				[Redacted]*1
想定取扱量	1)～5): 数 [Redacted] オーダ	6)7): 数 [Redacted] オーダ	1): 数 [Redacted] オーダ	1): 数 [Redacted] オーダ	1): 数 [Redacted] オーダ

表 2.15.1.1-3 グローブボックス No. 2～No. 4, フード No. 2, α・γ測定室における作業内容

	グローブボックスNo.2	グローブボックスNo.3	グローブボックスNo.4	フードNo.2	α・γ測定室
主な作業内容	1) イオンクロマトグラフ測定 2) ガスクロマトグラフ測定	1) ICP-MS測定	1) ICP-AES測定	1) マイラー処理 2) 液体シンチレーションカウンタ分析前処理	1) αスペクトロメータ測定 2) ガスフローカウンタ測定 3) Ge半導体検出器測定 4) 液体シンチレーションカウンタ測定
主な形態	1): 液体 2): 気体	1): 液体、気体	1): 液体、気体	1): 固体 2): 液体	1)2): 固体 3): 固体、液体 4): 液体
最大取扱量	[Redacted]*1				
想定取扱量	1): 数 [Redacted] オーダ 2): -	1): 数 [Redacted] オーダ	1): 数 [Redacted] オーダ	1): 数 [Redacted] オーダ 2): 数 [Redacted] オーダ	1): 数 [Redacted] オーダ 2): 数 [Redacted] オーダ 3): 数 [Redacted] オーダ 4): 数 [Redacted] オーダ

現在想定しているセル等に常設する分析・試験装置等の配置イメージを図 2.15.1.1-20 から図 2.15.1.1-22 に示す。また、セル等における作業例を図 2.15.1.1-23 から図 2.15.1.1-30 に示す。

なお、コンクリートセル、鉄セル及びグローブボックスに設置する分析・試験装置は、遠隔操作が可能な改造を施す。セル内の分析・試験装置に故障等の不具合が生じた際には遠隔にてメンテナンスを実施する。遠隔でのメンテナンスが難しい場合には、遠隔除染によりセル内の線量を下げ、セル内汚染の程度に応じた防護装備を装着した後、セルへ立ち入り、メンテナンスを実施する。

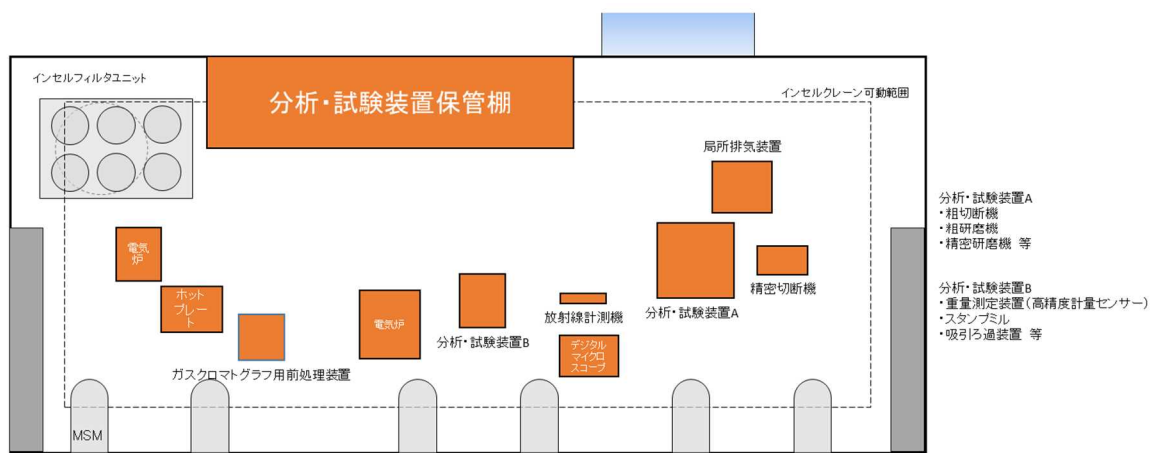


図 2.15.1.1-20 コンクリートセル No. 4 の分析・試験装置等の配置イメージ

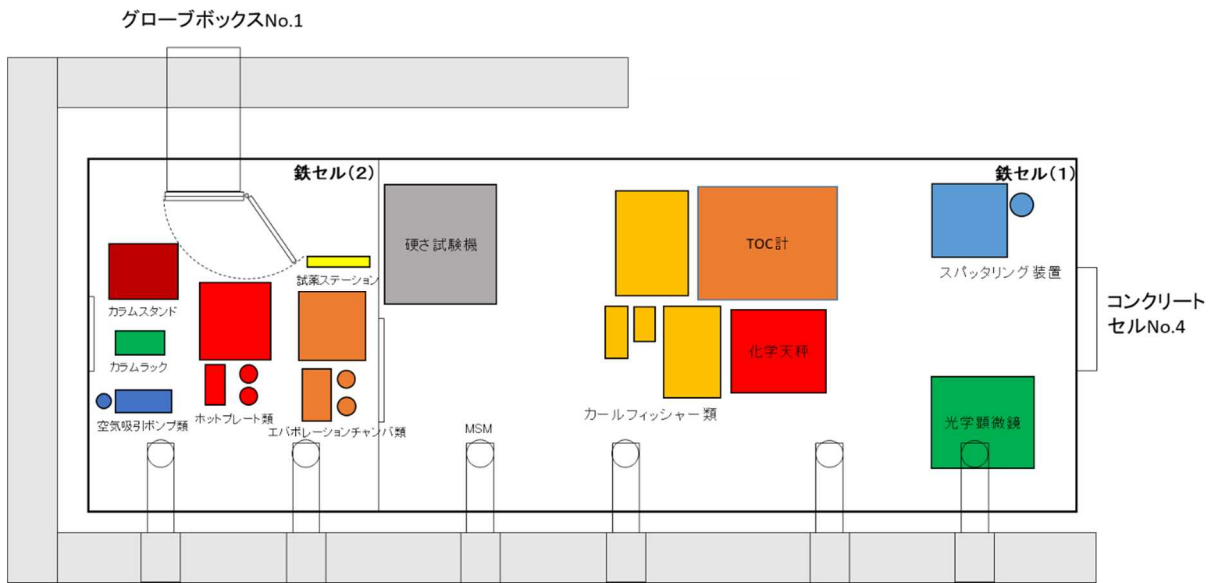


図 2.15.1.1-21 鉄セルの分析・試験装置等の配置イメージ

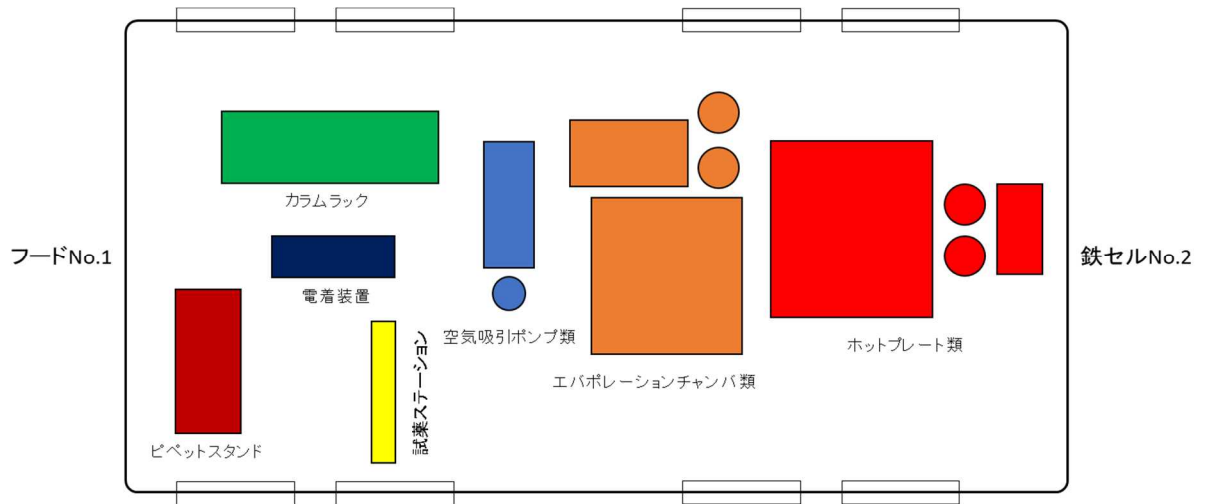
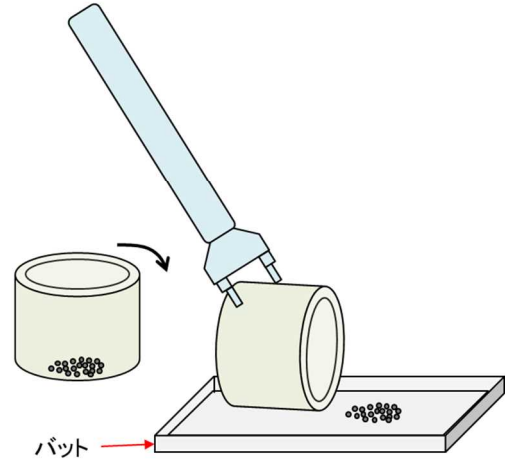
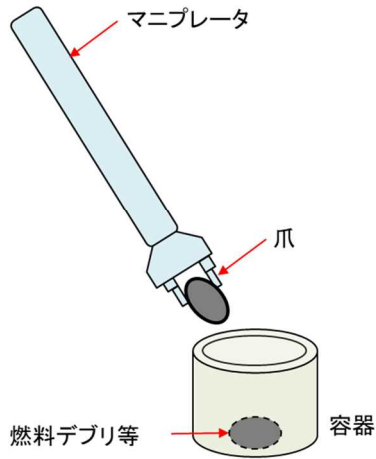


図 2.15.1.1-22 グローブボックス No. 1 の分析・試験装置等の配置イメージ

① マニプレータの爪で塊状の燃料デブリ等を把持して取り出す*

② マニプレータの爪で取り出せない細かい粒状のものは容器を傾けて取出し、バット上に回収する



※:必要に応じて、専用治具を使用する。

図 2.15.1.1-23 コンクリートセル No.4 : 容器から試料取出し作業例

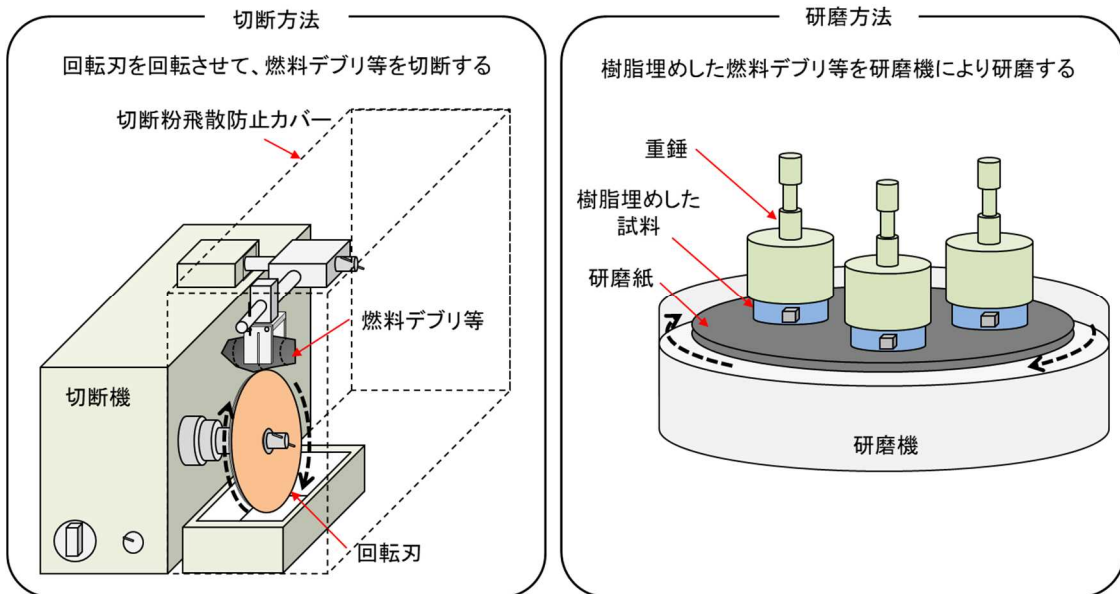


図 2.15.1.1-24 コンクリートセル No.4 : 切断, 研磨作業例

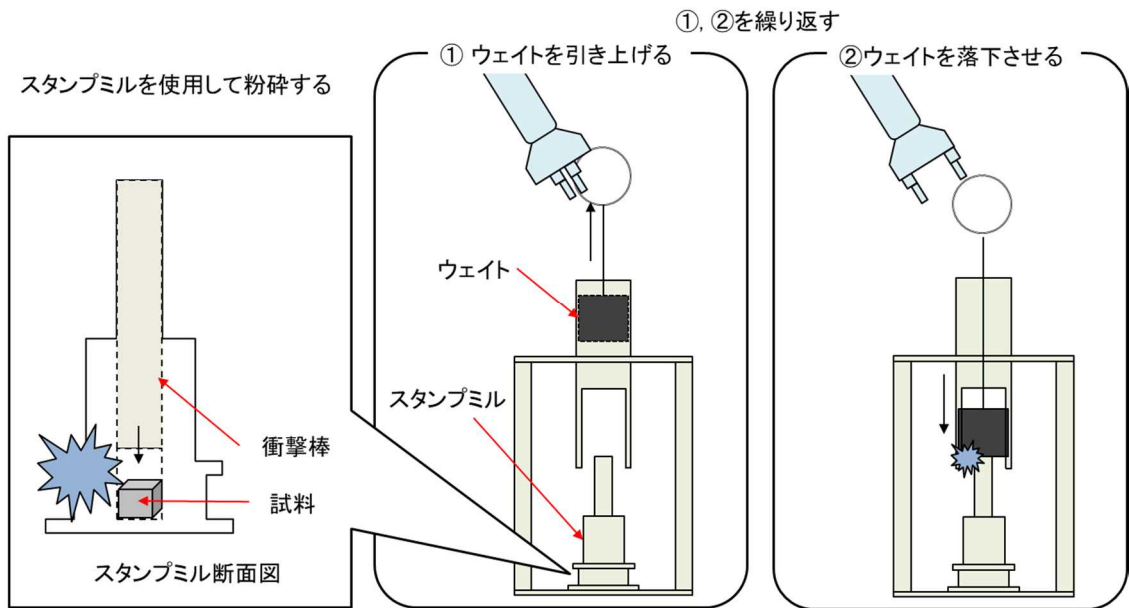


図 2.15.1.1-25 コンクリートセル No. 4 : 粉碎作業例

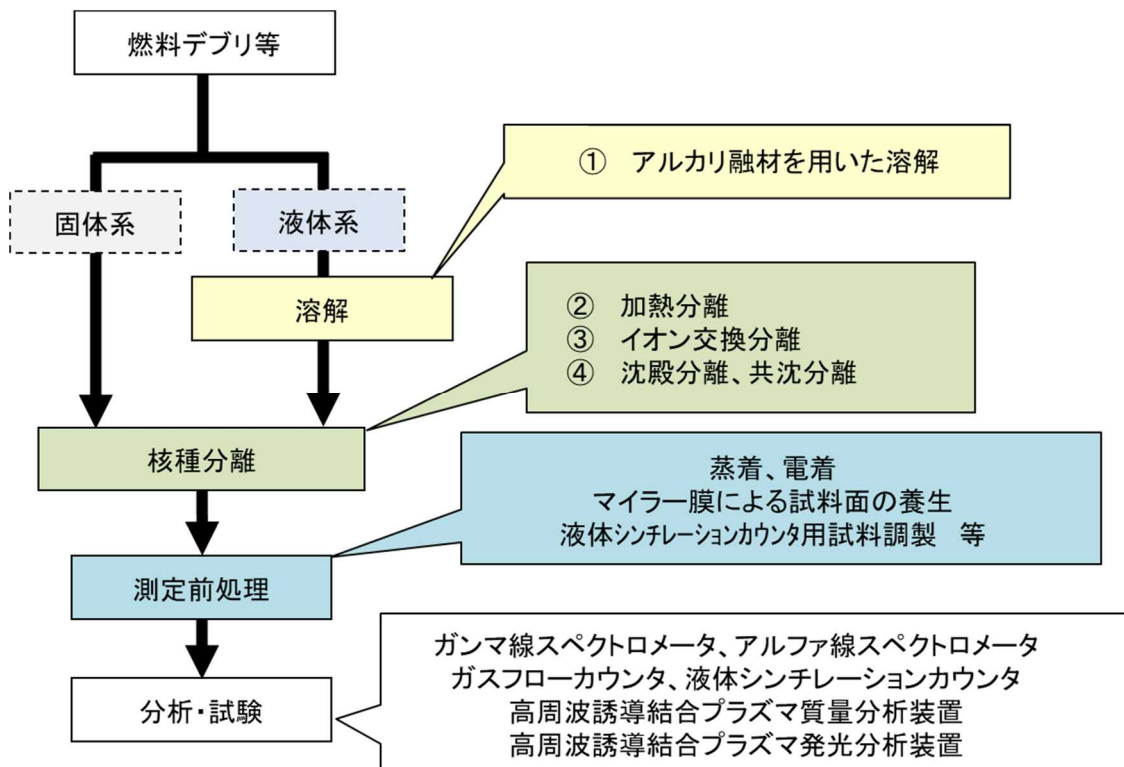


図 2.15.1.1-26 核種分離を伴う分析・試験の作業フロー

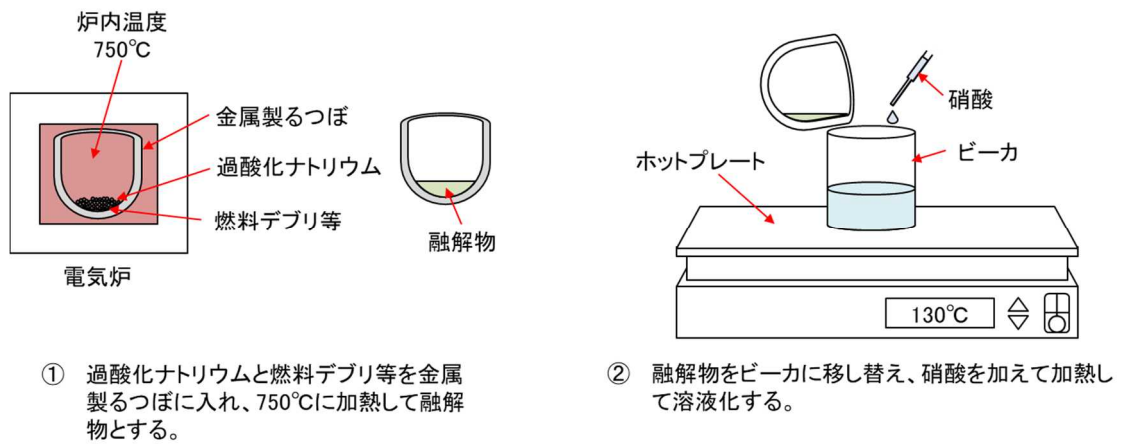


図 2.15.1.1-27 コンクリートセル No.4 : アルカリ融解作業例

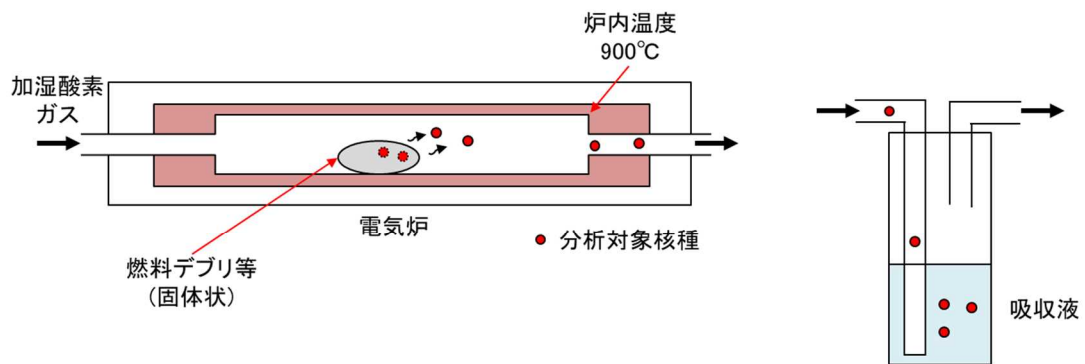


図 2.15.1.1-28 コンクリートセル No.4 : H-3, C-14, I-129 分析前処理作業例

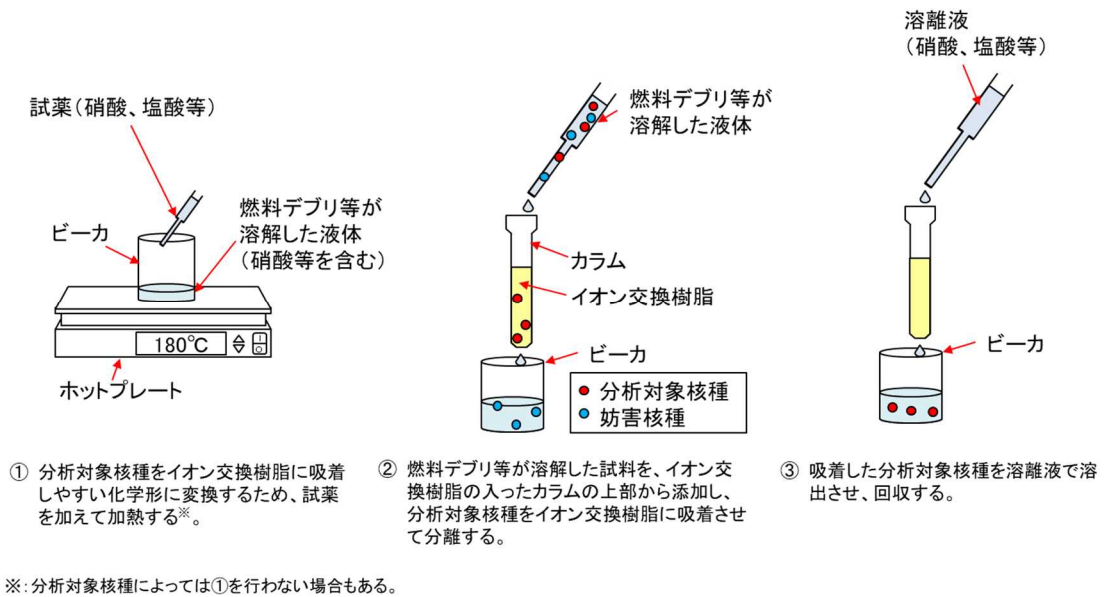


図 2.15.1.1-29 鉄セル(2), グローブボックス No.1: 核種分離(イオン分離)作業例

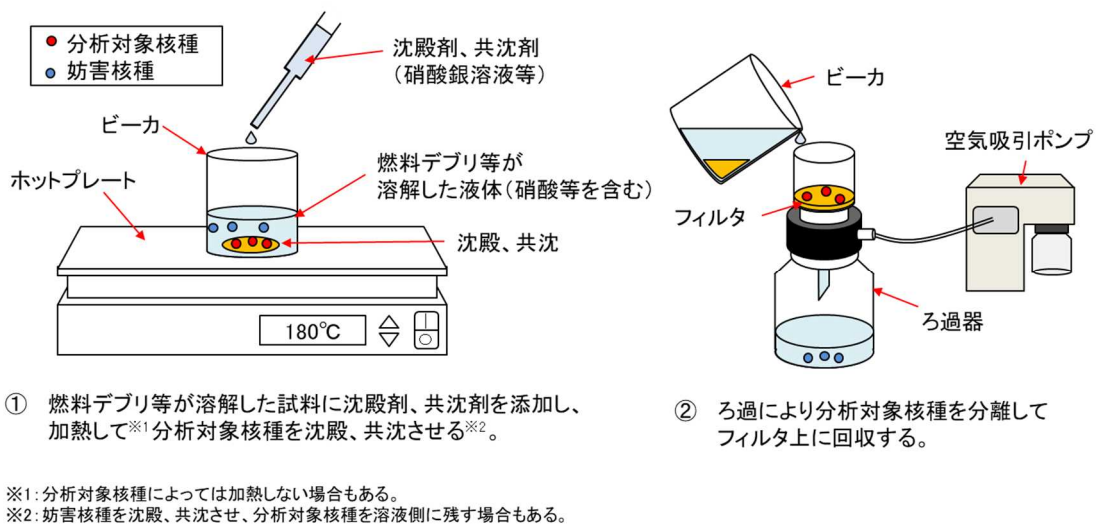


図 2.15.1.1-30 鉄セル(2), グローブボックス No.1: 核種分離(沈殿、共沈)作業例

6. 分析残試料等の扱いについて

- ・ コンクリートセル No. 4 にて発生する固体状の分析残試料（切断片，切断粉等）は，容器に収納して ██████████ の試料ピットにて一時的に保管する。
- ・ コンクリートセル No. 3, No. 4 及び鉄セル（1）にて発生する固体状の分析済試料は，容器に収納して ██████████ の試料ピットにて一時的に保管する。
- ・ コンクリートセル No. 4, 鉄セル（2），グローブボックス No. 1 及びフード No. 1 にて発生する放射能濃度の高い液体状の分析残試料は，固化した後に容器に収納して ██████████ の試料ピットに一時的に保管する。
- ・ 鉄セル（1）にて発生する放射能濃度の高い液体状の分析済試料は，固化した後に容器に収納して ██████████ の試料ピットに一時的に保管する。
- ・ コンクリートセル，鉄セル，グローブボックス及びフードにおいて燃料デブリ等を取扱う時は，汚染防止のため床面をシート等で養生することを想定している。燃料デブリ等が散逸した場合は，ピンセット，刷毛等にて回収し，その後，濡れウエス等で拭き取ることを想定している。

7. 燃料デブリ等の搬出及び一時的な保管に係るフロー

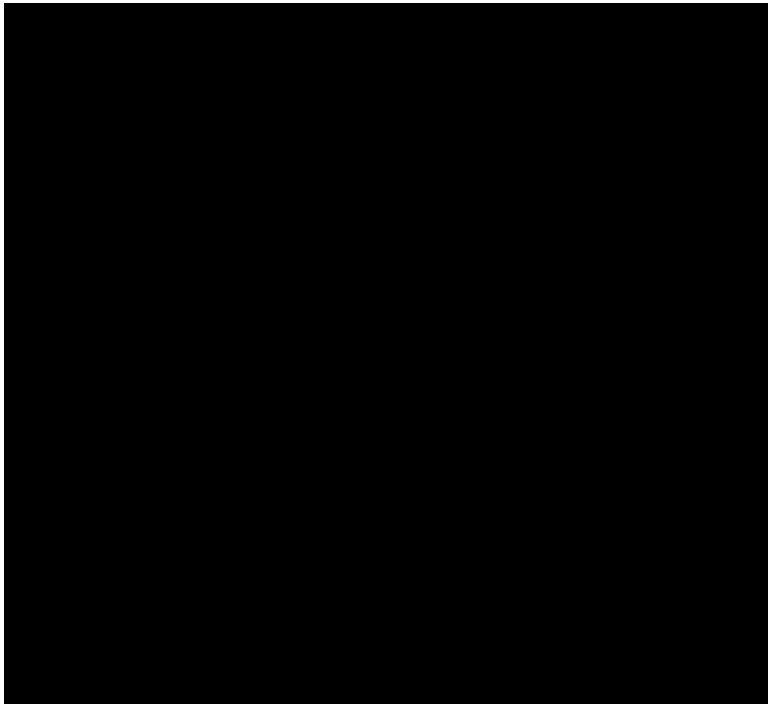
(1) 燃料デブリ等の搬出

「1. 燃料デブリ等のフロー」中の分析試料等は，「2. 燃料デブリ等の受入及び一時的な保管に係るフロー」に記載のローディングドックからフード No. 1 までのフローの逆順序にて移送し，福島第一原子力発電所の払出先施設へ払い出す。

(2) 放射性廃棄物の搬出

「2.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理」及び「2.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理」にて説明する。

分析済試料等の一時的な保管及び搬出経路を図 2.15.1.1-31 及び図 2.15.1.1-32 に示す。



第2棟の機器配置図 地上1階


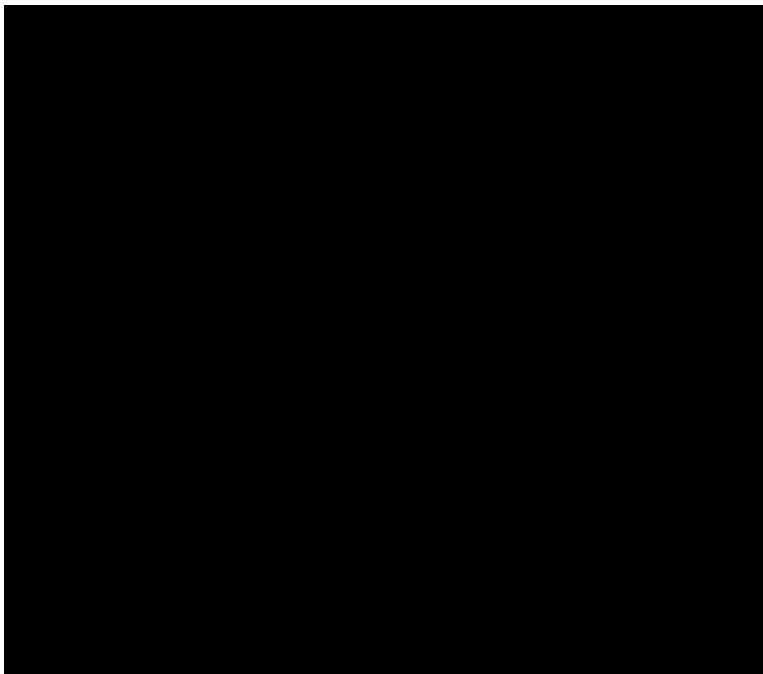
- ① フードNo.1、グローブボックスNo.1、鉄セル、コンクリートセルにて発生した分析済試料等をセル間移送ポート等を介して移送
- ② 一時的に保管する場合には、 試料ピットに収納
- ③ コンクリートセルNo.1まで移送された分析済試料等を、キャスクへ収納する。
- ④ 地上2階のコンクリートセルNo.1天井又はサービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面からキャスクを切り離し、キャスクをサービスエリア(1)にてキャスク架台に設置
- ⑤ サービスエリア(1)からローディングドックへキャスク架台含めて移送
- ⑥ ローディングドックにてトラックに積載して第2棟より搬出

図 2. 15. 1. 1-31 分析済試料等の一時的な保管及び搬出経路 (1/2)



第2棟の機器配置図 地上2階

- ④ コンクリートセルNo.1天井又は地上1階サービスエリア(1)のコンクリートセルNo.1背面からキャスクを切り離し、キャスクを地上1階サービスエリア(1)にてキャスク架台に設置
- ⑤ 地上1階サービスエリア(1)から地上1階ローディングドックへキャスク架台含めて移送

図 2. 15. 1. 1-32 分析済試料等の一時的な保管及び搬出経路 (2/2)

標準試料について

1. 概要

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

○ 使用を想定している標準試料

- ・ U-233 標準試料
- ・ 天然ウラン標準試料
- ・ Pu-242 標準試料
- ・ ペレット等の濃度既知の未照射燃料（以下「未照射燃料」という。）

上記標準試料は燃料デブリ等の分析・試験に必要な不可欠であることから、その取扱いは実施計画の認可の範囲内である必要がある。しかしながら、現状の実施計画ではその内容が明確でない。

以上を踏まえ、現状想定している標準試料の種類と取扱いについて記載する。

2. 標準試料の種類と取扱い場所等

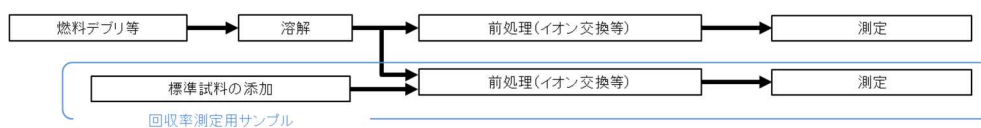
(1) U-233 標準試料（最大取扱量：1 mg）

U-233 標準試料の用途、取扱い場所、取扱い方法等を表 2.15.1.2-1 に示す。

表 2.15.1.2-1 U-233 標準試料の用途、取扱い場所、取扱い方法等

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・α・γ測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダー分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。
回収率 [※] 測定	・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・フードNo.2 ・α・γ測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダー分取し、溶解した燃料デブリ等に添加した後、鉄セル、グローブボックスNo.1でイオン交換等の前処理を行う。その後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 回収率測定 調製した試料をアルファ線スペクトロメータにより測定を行う。
保管場所	α・γ測定室(保管庫)	
保管時の性状	固体(粉末)	
保管の方法	金属容器に収納した状態でPVCバッグに封入	

※ 回収率：サンプルに添加した標準試料の量のうち、測定された量の割合



(2) 天然ウラン標準試料（最大取扱量：100 mg）

天然ウラン標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等を表 2. 15. 1. 2-2 に示す。

表 2. 15. 1. 2-2 天然ウラン標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	・グローブボックスNo.3 ・α・γ測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.3で液体の標準試料を数10μgオーダ分取し、希釈・定容を行う。 2. 分析装置(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することでグローブボックスNo.3の高周波誘導結合プラズマ質量分析装置の校正を行う。
保管場所		α・γ測定室(保管庫)
保管時の性状		液体
保管の方法		金属容器に収納

(3) Pu-242 標準試料（最大取扱量：1 mg）

Pu-242 標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等を表 2. 15. 1. 2-3 に示す。

表 2. 15. 1. 2-3 Pu-242 標準試料の用途，取扱い場所，取扱い方法等

用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	・グローブボックスNo.1 ・グローブボックスNo.3 ・フードNo.2 ・α・γ測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、焼付け等を行った後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 分析装置(アルファ線スペクトロメータ)の校正 調製した標準試料を測定することでアルファ線スペクトロメータの校正を行う。
回収率測定	・鉄セル ・グローブボックスNo.1 ・グローブボックスNo.3 ・フードNo.2 ・α・γ測定室	1. 試料調製 グローブボックスNo.1で固体の標準試料を溶液とする。数μgオーダ分取し、溶解した燃料デブリ等に添加した後、鉄セル及びグローブボックスNo.1でイオン交換等の前処理を行う。その後、フードNo.2でマイラー処理を行う。 2. 回収率測定 調製した試料をアルファ線スペクトロメータにより測定を行う(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置により測定を行う場合もある)。
保管場所		α・γ測定室(保管庫)
保管時の性状		固体(粉末)
保管の方法		金属容器に収納した状態でPVCバッグに封入

(4) 未照射燃料（最大取扱量：■）

未照射燃料の用途，取扱い場所，取扱い方法等を表 2.15.1.2-4 に示す。

表 2.15.1.2-4 未照射燃料の用途，取扱い場所，取扱い方法等

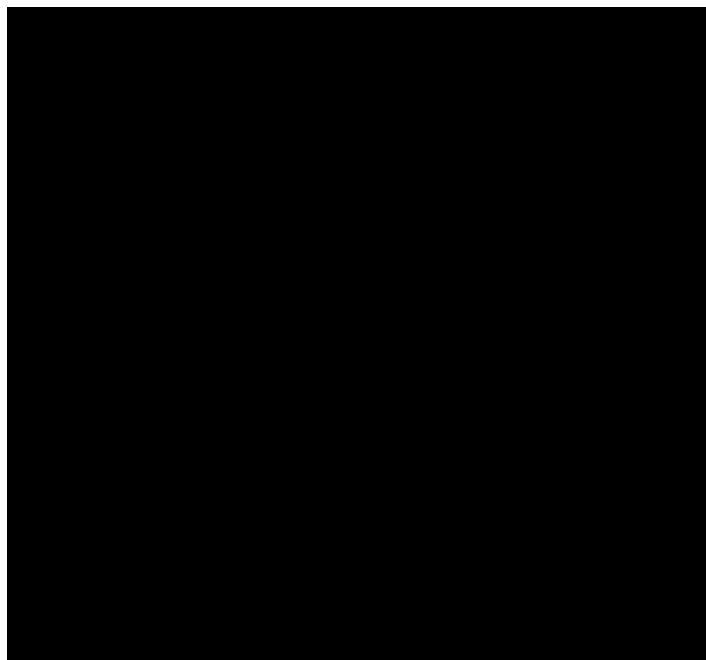
用途	主な取扱場所	取扱いの方法
分析装置の校正	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄セル ・コンクリートセルNo.1 ・コンクリートセルNo.2 ・コンクリートセルNo.3 ・コンクリートセルNo.4 	<p>1. 試料調製 ■オーダの標準試料に対し研磨等の前処理を行う。</p> <p>2. 分析装置(電子線マイクロアナライザ、蛍光X線分析装置)の校正 調製した標準試料を測定することで、鉄セルの電子線マイクロアナライザ及びコンクリートセルNo.3の蛍光X線分析装置の校正を行う。非破壊分析のため、繰り返し使用できる。</p>
保管場所	試料ピット ■	
保管時の性状	固体	
保管の方法	金属容器に収納	


○ 未照射燃料の想定

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

3. 現在想定している標準試料の保管場所

現在想定している標準試料の保管場所を図 2.15.1.2-1 に示す。



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

第2棟 地上1階平面図

図 2.15.1.2-1 現在想定している標準試料の保管場所

4. 臨界に対する考慮

(1) コンクリートセル及び試料ピット

コンクリートセル及び試料ピットにおける未照射燃料の取扱量は、天然ウラン、濃縮ウラン（濃縮度 20%未満）、プルトニウム及びこれらの化合物の合計で ■■■ 以下とする。燃料デブリ等と未照射燃料を同時に取り扱う場合、未照射燃料の取扱量及び組成に基づき、未照射燃料と燃料デブリ等における $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の合計重量を評価し、その重量が ■■■ の燃料デブリ等中の $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の重量を超えないよう管理する。未照射燃料を試料ピットへ一時的に保管する場合は、燃料デブリ等と同様の容器へ収納する。その際、同じ容器に燃料デブリ等と未照射燃料を混在させないように管理する。

(2) 鉄セル、分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室

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

5. 遮へいに対する考慮

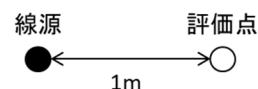
(1) コンクリートセル及び試料ピット

コンクリートセル及び試料ピットでは、標準試料として未照射燃料を取り扱う。未照射燃料の取扱量は、天然ウラン、濃縮ウラン（濃縮度 20%未満）、プルトニウム及びこれらの化合物の合計で ■■■ 以下とする。

燃料デブリ等と標準試料の線源から 1m 離れた位置における線量率は表 2.15.1.2-5 のとおり。

表 2.15.1.2-5 線源から 1m 離れた位置における線量率

1gあたりの線量率	
線源の種類	線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]
燃料デブリ等 (UO_2 燃料)	6.0×10^2
未照射燃料 (Am-241)	5.7×10^2



線量率の計算モデル

一次元輸送計算コードANISN及び点減衰核計算コードQADにより評価

燃料デブリ等の線源は、第 2 棟の遮へい計算に用いた 2 号機の照射済 UO_2 燃料である。

未照射燃料は、線量率が最も厳しい条件となる Am-241 (Pu-241 の娘核種) とした。

未照射燃料が全て Am-241 から構成される保守的な条件では、同量の燃料デブリ等の線量率とほぼ等しくなる。よって、コンクリートセル及び試料ピットで未照射燃料を取り扱う場合は、燃料デブリ等の最大取扱量 (■■■■) の内数として管理する。

上記の管理に加えて、臨界防止の観点から、取り扱う燃料デブリ等と未照射燃料に含まれる $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の合計重量が ■■■ 中の燃料デブリ等の $^{235}\text{U}+\text{Pu}$ の重量を超えないことを合わせて管理する。

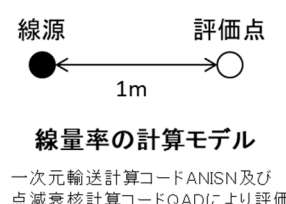
(2) 鉄セル

鉄セルでは、標準試料として未照射燃料、U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料を取り扱う。未照射燃料の取扱量は、天然ウラン、濃縮ウラン（濃縮度 20%未満）、プルトニウム及びこれらの化合物の合計で ■■■ 以下とする。また、U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料の取扱量は各 1mg 以下とする。

燃料デブリ等と標準試料の線源から 1m 離れた位置における線量率は表 2. 15. 1. 2-6 のとおり。

表 2. 15. 1. 2-6 線源から 1m 離れた位置における線量率

1gあたりの線量率	
線源の種類	線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]
燃料デブリ等(UO ₂ 燃料)	6.0×10^2
未照射燃料(Am-241)	5.7×10^2
U-233標準試料	4.5×10^{-2}
Pu-242標準試料	4.3×10^{-2}



線源の計算モデル
一次元輸送計算コードANISN及び
点減衰核計算コードQADにより評価

燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済UO₂燃料である。

未照射燃料は、線量率が最も厳しい条件となるAm-241（Pu-241の娘核種）とした。

未照射燃料が全てAm-241から構成される保守的な条件では、同量の燃料デブリ等の線量率とほぼ等しくなる。よって、鉄セルで未照射燃料を取り扱う場合は、燃料デブリ等の最大取扱量（■■■）の内数として管理する。

U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料の線量率は、同量の燃料デブリ等に比べ十分小さく、かつ、取扱量が少量であり、その影響は無視できるため、燃料デブリ等（■■■以下）と標準試料（U-233 標準試料及び Pu-242 標準試料：各 1mg 以下）を同時に取り扱う。

(3) 分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室

分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室では、標準試料としてU-233標準試料、Pu-242標準試料及び天然ウラン標準試料を取り扱う。取扱量は、U-233標準試料及びPu-242標準試料が各1mg以下並びに天然ウラン標準試料が100mg以下とする。

燃料デブリ等と標準試料の線源から1m離れた位置における線量率は表2.15.1.2-7のとおり。

表 2.15.1.2-7 線源から1m離れた位置における線量率

1gあたりの線量率	
線源の種類	線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]
燃料デブリ等(UO_2 燃料)	6.0×10^2
U-233標準試料	4.5×10^{-2}
Pu-242標準試料	4.3×10^{-2}
天然ウラン標準試料	1.7×10^{-5}

線源 ← 1m → 評価点

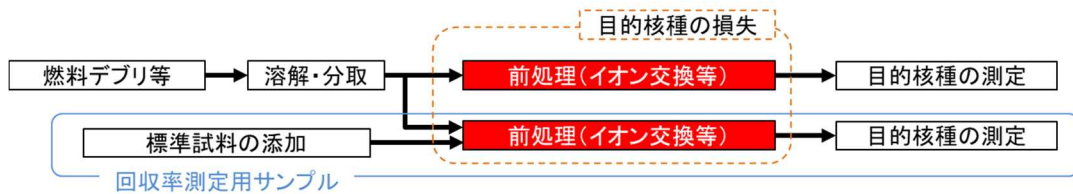
線量率の計算モデル
一次元輸送計算コードFANISN及び
点減衰核計算コードQADにより評価

燃料デブリ等の線源は、第2棟の遮へい計算に用いた2号機の照射済 UO_2 燃料である。

U-233標準試料、Pu-242標準試料及び天然ウラン標準試料の線量率は、同量の燃料デブリ等に比べ十分小さく、かつ、取扱量が少量であり、その影響が無視できるため、燃料デブリ等（ \blacksquare 以下）と標準試料（U-233標準試料及びPu-242標準試料：各1mg以下、天然ウラン標準試料：100mg以下）を同時に取り扱う。

6. U-233, Pu-242 標準試料の選択理由

(1) 回収率測定



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

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

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

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

※2: 測定器の検出効率等

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

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

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

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

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

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

(2) 分析装置の校正

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

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

○ α 線スペクトロメータ校正用の標準試料について

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

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

○ 高周波誘導結合プラズマ質量分析装置校正用の標準試料について

U、Pu 分析の場合、これらの元素を使用して校正を行う^{※1, 2}。

- Uについては、U-233 標準試料より取扱いが容易な天然ウラン標準試料で校正を行う。
- Puについては、Pu-242 標準試料を回収率測定に使用することから、これを用いて校正を行う。

※1：文部科学省，ウラン分析法，放射能測定法シリーズ14，2002

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

7. 想定している RI 標準試料の種類と使用量

第 2 棟では、燃料デブリ等の分析・試験において、分析装置の校正等に表 2.15.1.2-8 及び表 2.15.1.2-9 の RI 標準試料の使用を想定している。

表 2.15.1.2-8 非密封 RI 標準試料（液体状）の種類と年間の想定使用量

核種	想定使用量	核種	想定使用量
H-3	4.5kBq	Fe-55	860kBq
C-14	4.3kBq	I-129	43kBq
Ni-63	4.3kBq	Am-241	4.3kBq
Sr-90	4.5kBq	Np-237	450Bq
Tc-99	4.5kBq	Am-243	4.3kBq
Sm-151	4.3kBq	Cm-244	430kBq
Cl-36	4.5kBq		

表 2.15.1.2-9 密封 RI 標準試料（固体状）の種類と年間の想定使用量

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

燃料デブリ等の発熱量について

試料ピットに保管する燃料デブリ等の発熱量から容器表面温度及び燃料デブリ等の中心温度を評価し、核燃料物質の冷却機能は必要ないことを確認した。

1. 燃料デブリ等の発熱量

燃料デブリ等の発熱量は、ORIGEN2.2-UPJを用いて評価する。

最も発熱量が高い条件となる2号機に装荷された UO_2 燃料の組成及び2号機の運転履歴に基づく燃焼度を用い、原子炉停止から15年が経過した2026年3月時点を考慮した条件で、燃料デブリ等の発熱量を評価した。

その結果、燃料デブリ等の発熱量は2.47W/kgとなった。

2. 容器表面温度及び燃料デブリ等の中心温度の評価

■■■■試料ピットに燃料デブリ等を保管した場合の容器表面温度及び燃料デブリ等の中心温度を計算する。

(1) 計算条件

燃料デブリ等を試料ピットに保管した場合の熱計算条件として、以下の条件を設定した。試料ピットの構造図を図2.15.1.3-1に示す。

- ・ 燃料デブリ等の発熱量は、1.項で求めた値を使用する。
- ・ ■■■の燃料デブリ等が■■■■の容器に収納され、容器内全体に均等に納まり一様に発熱しているとする。
- ・ 試料ピットの■■■■それぞれに■■■■の容器が装荷されているとする（計■■■■）。



図 2.15.1.3-1 試料ピット構造図

(2) 解析モデル

と試料ピットをモデルとし、の躯体は底面から 3m の範囲が 30℃、周りの室温は 40℃の状態として解析モデルを作成、換気による空気の流動はないものとして熱伝導による温度を解析する。解析モデルを図 2.15.1.3-2 に示す。

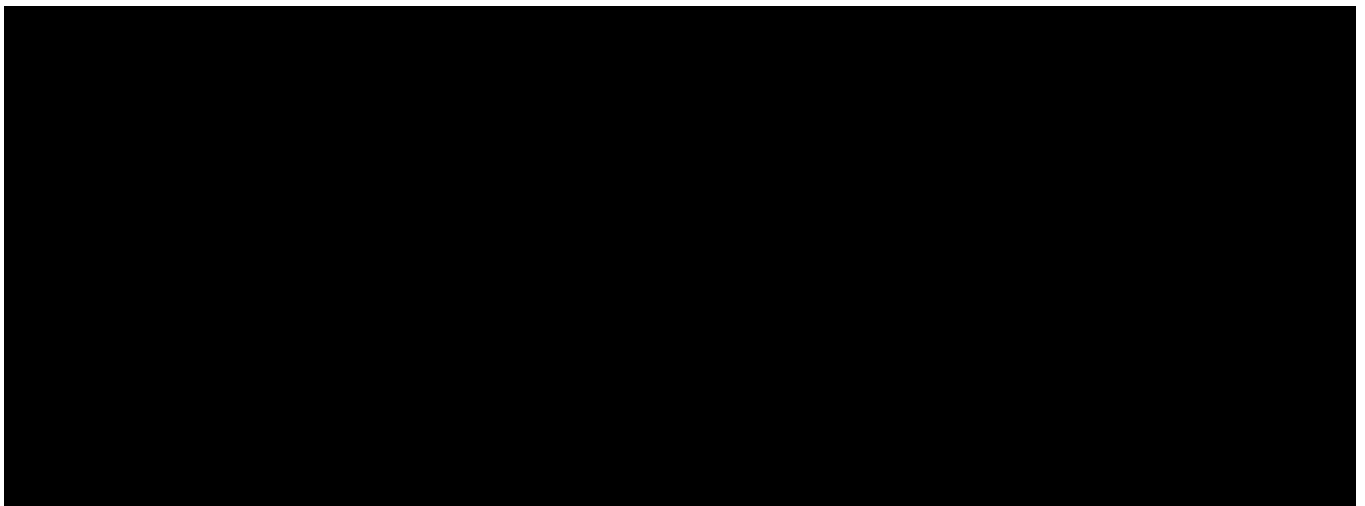


図 2.15.1.3-2 解析モデル

(3) 解析手法

解析コードとして、汎用熱流体解析コード ANSYS Fluent ver.19.1 を使用し、容器表面の温度を求める。また、容器の表面温度の解析結果から、容器内の半径方向の温度分布を評価することで燃料デブリ等の中心温度を求める。温度分布は次式により求める。

円柱の温度分布の計算式

$$T = T_1 + \frac{q}{4\lambda_p}(r_1^2 - r^2)$$

- T : 容器の中心からの位置 r における温度 (K)
T₁ : 容器の表面温度 (K)
q : 発熱密度 (W/m³)
λ_p : 容器内の熱伝導率 (W/mK)
r₁ : 容器の大きさ半径 (cm)
r : 容器の中心からの位置 (cm)

(4) 結果

解析の結果、容器表面の温度は最高温度で 88.1℃となり、ステンレス製の容器や核燃料物質自体に影響はないことから、核燃料物質の冷却機能は必要ない。

容器内温度分布の評価結果を図 2.15.1.3-3 に示す。燃料デブリ等の中心温度は約 89℃の結果となった。

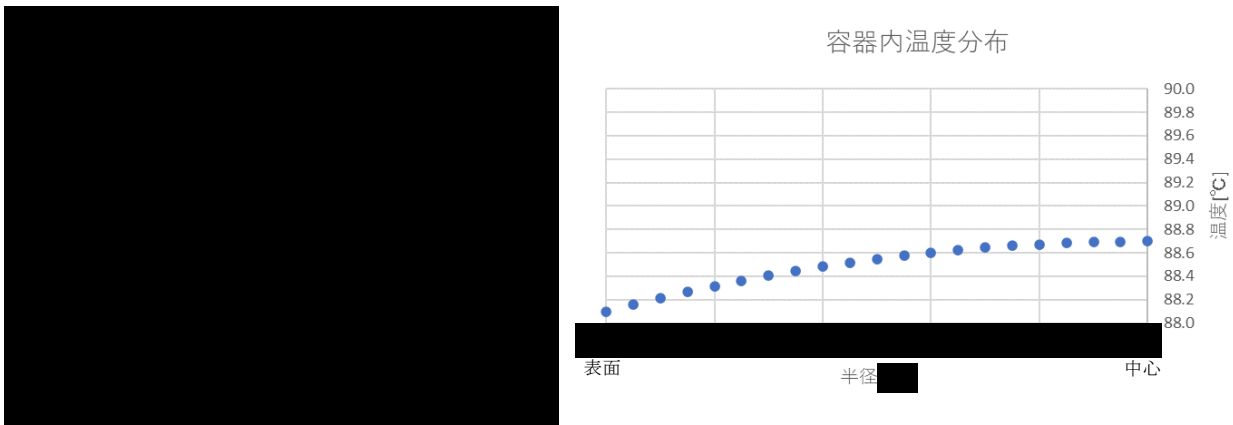


図 2.15.1.3-3 容器の温度分布評価

2.15 その他措置を講ずべき事項

2.15.2 臨界防止

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

15. その他措置を講ずべき事項

○上記に加えて，災害の防止等のために必要であると認めるときは，措置を講ずること。

2.15.2.1 措置を講ずべき事項への適合方針

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，燃料デブリ等の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。

臨界安全評価においては，想定される燃料デブリ等の組成を保守的に設定するとともに，前処理中にプルトニウム濃度の高い残さ又は沈殿が発生する可能性を考慮し，均質体系に加えてプルトニウムが粒子状に存在する非均質体系についてプルトニウム濃度等が不均一な状態の評価を行い，臨界に達しないことを確認する。

なお，鉄セル並びに分析室及び $\alpha \cdot \gamma$ 測定室においては取り扱う燃料デブリ等が少量であるため，臨界に至らない。

また，万一，臨界が発生した場合は， γ 線エリアモニタ，中性子線エリアモニタによって臨界及びその継続性を検知することができる設計とする。

(実施計画：II-2-48-5)

2.15.2.2 対応方針

第2棟における燃料デブリ等の取扱いに係る具体的な対応方針を以下に示す。

(1) 措置を講ずべき事項への具体的な対応方針

コンクリートセルでは，燃料デブリ等を分析・試験で取り扱う際，形状等が変化する前処理を行うため，コンクリートセル全体の燃料デブリ等について，規定の重量以下とする質量管理を行う。試料ピットは，燃料デブリ等を一時的に保管する臨界防止を考慮した形状の設備で， に設置する。 があり，各 に燃料デブリ等 を収納した容器を まで積み上げて一時的に保管する。最大容量は ， ^{※1}とする質量管理及び形状管理^{※2}で臨界管理を行う。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表2.15.2-1に示す。

※1：第2棟では，1回の燃料デブリ等の受入れ量を最大 以下として，年間最大12回の受入れを想定している。何らかの理由で1年程度燃料デブリ等を払い出せない場合でも分析・試験を継続するため，保管容量は2年（24回の受入れ）分の受入量に1割の裕度を考慮し， 単位で切り上げて設定した（ （ 単位で切上げ））。

※2：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■■■■■，間隔等を制限することで，臨界とならないよう管理する。

表2.15.2-1 想定する燃料デブリ等の最大取扱量及び臨界管理方法

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

臨界管理の方法について

1. 臨界防止の対応

第2棟では質量管理による臨界管理を行い、試料ピットでは質量管理に加えて形状管理により臨界管理を行う。質量管理を行う為、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。重量測定器の設置場所を図2. 15. 2. 1-1に示す。

なお、質量管理においては、受け入れる燃料デブリ等に含まれる核燃料物質の量を定量し管理することが困難であることから、燃料デブリ等のすべてを核燃料物質とみなし、測定可能な燃料デブリ等の重量をもって管理する。

燃料デブリ等の受入れ及び施設内の移送の都度、計算機又は伝票を用いて臨界管理上安全であること（受入れ、移送に伴う各取扱場所での存在量が最大取扱量を超えないこと）を確認する。さらに、実際の受入れ及び移送にあたっては、作業を担当する者以外の者から立会者（例：計量管理担当者※）を指名し、立会わせることで移送物及び伝票等の内容に相違のないことを確認する。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者から立会者を指名し、立会わせることで移動状況の現場確認を行う。

※：計量管理担当者とは、核燃料物質の計量管理に関する実務を行う者で、業務経験及び教育の受講歴より十分な知識を有している者から指名する。

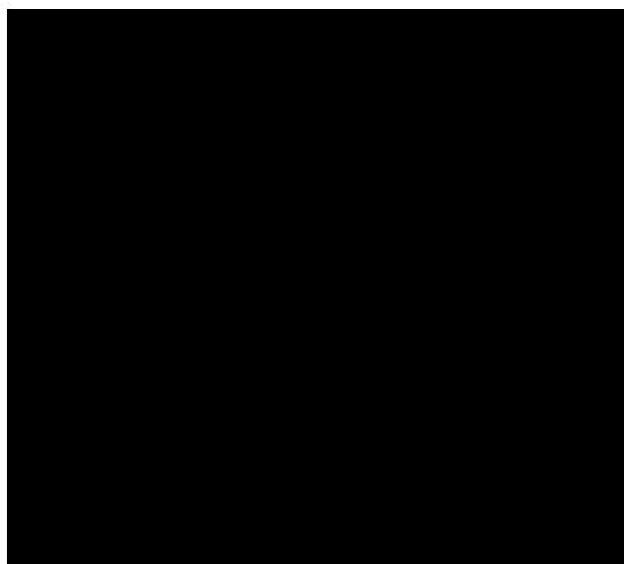


図2. 15. 2. 1-1 第2棟の機器配置図 1階

2. 臨界防止の手順

燃料デブリ等の受け入れ，払い出し，一時保管等の手順について記載する。

① 燃料デブリ等の受け入れに伴う管理

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を以下に示す。

- i) 受け入れに先立ち，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。
- ii) 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。
- iii) 受け入れ後，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。
- iv) 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。
- v) 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iv)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。

② 燃料デブリ等の払い出しに伴う管理

現在想定している燃料デブリ等を福島第一原子力発電所の払出先施設へ払い出す際の具体的な管理の方法を以下に示す。

- i) 払い出しに先立ち，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。
- ii) 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。
- iii) 払い出した後，計算機又は伝票の情報を更新し管理する。

③ 燃料デブリ等の一時的な保管に伴う管理

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を以下に示す。

- i) 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■以下であることを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。
- ii) 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。
- iii) 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。

④ 試料ピットからの燃料デブリ等の取出しに伴う管理

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を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 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。

⑤ コンクリートセルから鉄セルへの移送に伴う管理

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を以下に示す。

- i) 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■以下であることを確認した上で、コンクリートセルから鉄セルへ試料を移送する。
- ii) 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。
- iii) 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。

⑥ 鉄セルからコンクリートセルへの移送に伴う管理

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を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 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者から立会者を指名し、立会わせることで移送状況の現場確認を行う。また、燃料デブリ等の分析・試験で得られた²³⁵U+ Pu量が、臨界管理上、保守的な条件で評価した値を超えていないことの確認を含め、臨界管理の具体的な方法については、マニュアルを整備する。

2. 臨界発生時の対応

上記の手順により臨界の発生を防止しているが、万が一臨界が発生した場合は、 γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタが、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。臨界を検知した際は、まず人命第一とし建屋外避難する。その後、臨界発生時の状況から臨界が発生した原因を推測し、臨界を抑える方策を講じる。また、万が一臨界が発生した場合に備え、中性子吸収剤や放射線管理資機材を施設内に準備する。

エリアモニタについては、 γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタの線種毎に第2棟内の複数箇所に設置することで多様性及び多重性を確保する。また、エリアモニタごとに独立した電源を有しており、電源喪失時には予備電源から電源が供給されるまでの間エリアモニタを稼働させる独立性を有した設計としている。

臨界に伴う線量率の上昇等の検知のため、複数箇所に γ 線エリアモニタ、中性子線エリアモニタはサービスエリアに各1台、オペレーションエリアに各1台設置する。各エリアモニタは電源喪失、故障発生時には制御盤へ故障信号を発信する。

警報吹鳴の対応については、運用開始前までにマニュアル化する。

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運用開始前までに整備する。

- ・ 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

臨界安全評価方法について

1. 共通事項

臨界安全評価では、図2.15.2.2-1のフローに基づき、初めに単一ユニットが存在するコンクリートセルについて評価し、その結果を踏まえ、複数ユニットが収納される試料ピットについて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。また、コンクリートセルについては誤操作による二重装荷を考慮し、安全裕度を確保する。

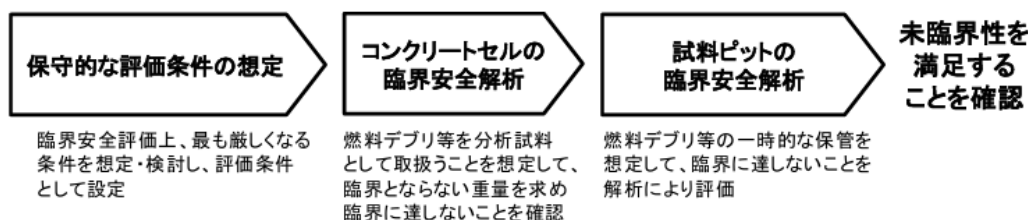


図2.15.2.2-1 未臨界性の確認フロー

※1：『臨界安全ハンドブック第2版』，日本原子力研究所，(1999)

(1) 想定される燃料デブリ等の性状

燃料デブリ等は、燃料と被覆管等が熔融・固化した状態（酸化物，合金，炉心熔融物－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。
- ・ 福島第一原子力発電所の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、燃料デブリ等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。燃料デブリ等は、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。
- ・ 燃料デブリ等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) 保守的な評価条件の想定

「① 想定される燃料デブリ等の性状」に示した燃料デブリ等について、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。
- ・ 燃料の組成は、ウランに比べ臨界性の高いプルトニウムを含む福島第一原子力発電所の3号機のMOX燃料とする。
- ・ 中性子を吸収する核種である ^{241}Am をMOX燃料から除いた組成とする。
- ・ 誤操作による二重装荷を考慮し、安全裕度を確保する。
- ・ 中性子実行増倍率が高くなる条件として、水やコンクリートによる反射体を想定する。

(3) 解析コードの概要

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：MVP2（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
- ・ 核燃料物質，構造材等の幾何形状等を入力し，中性子の発生，飛行，衝突といった事象を追跡，これを処理することで中性子実効増倍率を求めるものである。
- ・ 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。三次元モデルのイメージを図2.15.2.2-2に示す。

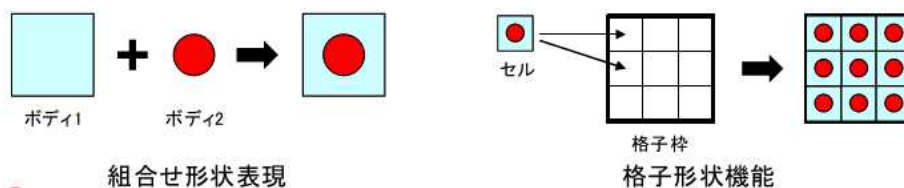


図2.15.2.2-2 三次元モデルのイメージ

- ・ 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。

(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}) ハンドブックに収納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、燃料デブリ等の組成を考慮し、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。

(5) 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)

※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) 臨界安全評価における燃料デブリ等の組成

福島第一原子力発電所の3号機に装荷されたMOX燃料のPu+²⁴¹Amの組成から中性子を吸収する核種である²⁴¹Amを除いた組成を表2.15.2.2-1に示す。

表2.15.2.2-1 福島第一原子力発電所の3号機に装荷されたMOX燃料のPu+²⁴¹Amの組成

Pu+ ²⁴¹ Am含有率 [wt%] []	
元素	Pu+ ²⁴¹ Am U
核種	[]
組成 [wt%]	[]
核種重量 [g/tHM]	[]

↓

Pu含有率 [wt%] []	
元素	Pu U
核種	[]
核種重量 [g/tHM]	[]

↓

Pu含有率 [wt%] []	
核種	[]
組成 [wt%]	[]

$$\text{Pu含有率} = \text{Puの合計重量} / (\text{Uの重量} + \text{Puの合計重量}) \times 100$$

臨界安全評価に用いるPu組成は、²⁴¹Amを除いた組成に基づき、核分裂性物質の重量割合が高くなるように設定する。臨界安全評価に用いるPu組成を表2.15.2.2-2に示す。

- Puの含有率を [] とする。
- [] の存在比を小数点第2位以下で切り捨てる。
- 上記の切り捨て分を [] に加えて、小数点第1位で整理する。
- 臨界安全評価に用いるPu密度については、上記で設定したPu含有率を考慮して設定する。

表2.15.2.2-2 臨界安全評価に用いるPu組成

Pu含有率 [wt%] []	
元素	Pu
核種	[]
組成 [wt%]	[]
核種重量 [g/tHM]	[]

2. コンクリートセル，試料ピットの臨界安全評価

(1) コンクリートセル

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ため，単一ユニットとしての臨界安全評価を行う。図2.15.2.2-3に燃料デブリ等の取扱いのイメージを示す。

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で行うことから，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 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。



図2.15.2.2-3 コンクリートセルにおける燃料デブリ等の取扱いのイメージ

① 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，残さ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。これら残さ，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，Puが粒子状で存在する非均質体系についてPu濃度等が不均一な状態の解析を実施し，中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を評価した。

② 解析条件

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。

i) 解析コード：MVP2（連続エネルギーモンテカルロコード）

ii) 解析モデル

解析モデルを図2.15.2.2-4に示す。

- ・ 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。また、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させた。Puと水の混合物内のイメージを図2.15.2.2-5に示す。

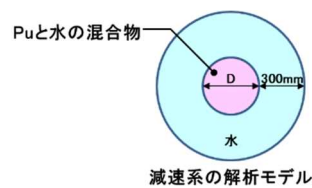


図2.15.2.2-4 減速系の解析モデル

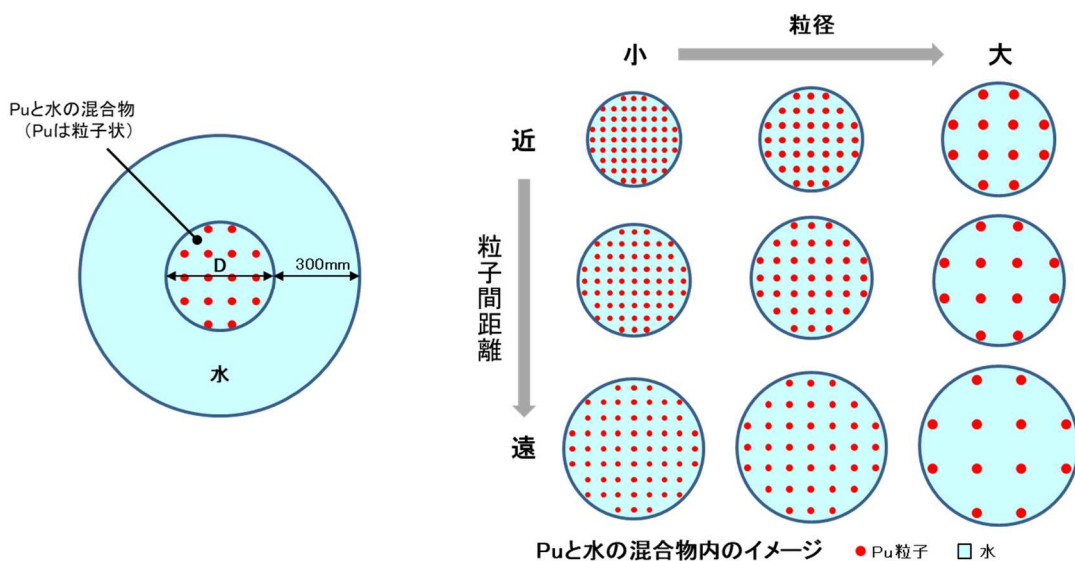


図2.15.2.2-5 Puと水の混合物内のイメージ

- ・ 均質体系の不均一な状態として、燃料領域内でPu濃度に差がある場合を想定する。
- ・ 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。
- ・ 非均質体系の不均一な状態として、燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきがある場合を想定する
- ・ 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。

③ 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。図2.15.2.2-6に評価手順のイメージ図を示す。

- Pu重量を仮定する
- 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32~42g/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。
- 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MVP2を用いて中性子実効増倍率を求める。
- 上記 i) から iii) 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。

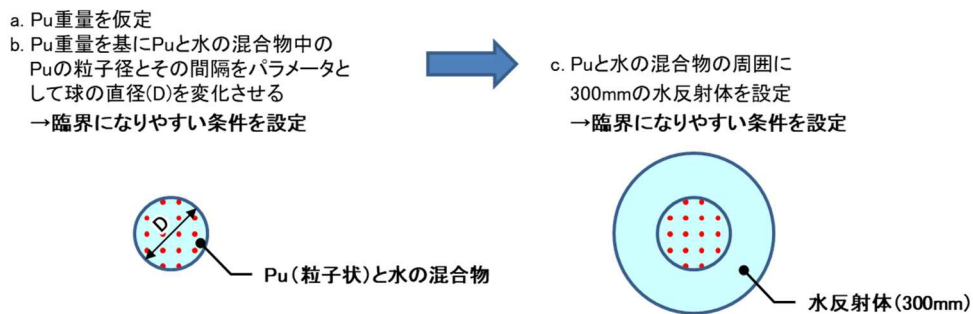


図2.15.2.2-6 均質体系のPu重量の評価手順

④ 均質／均一体系での解析結果

均質／均一体系での解析結果を図2.15.2.2-7及び図2.15.2.2-8に示す。

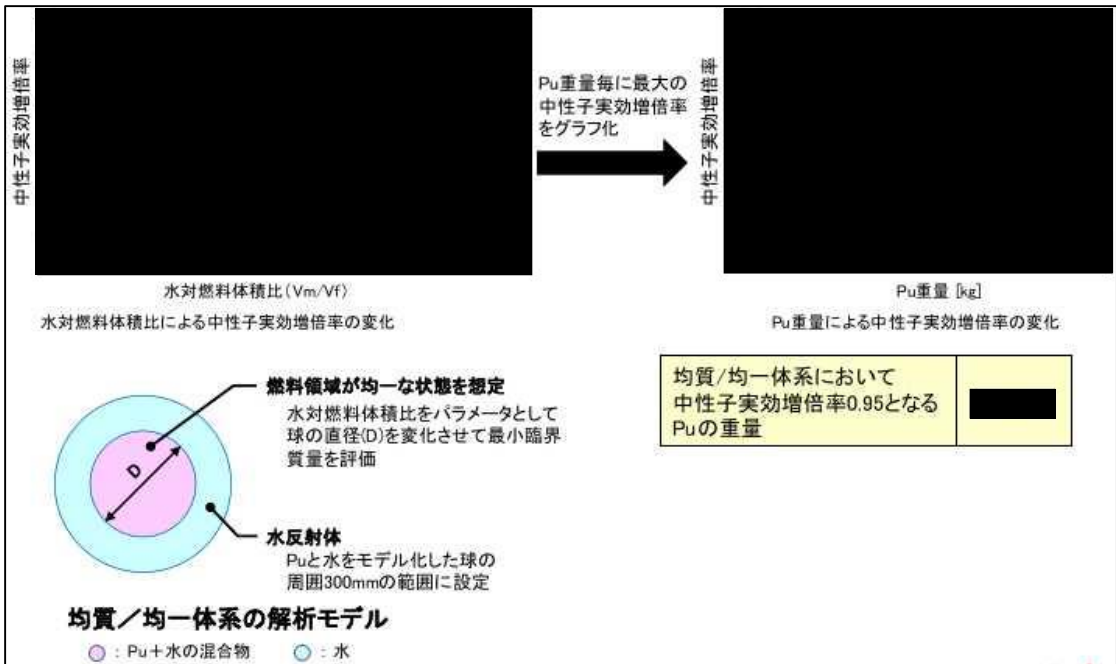


図2.15.2.2-7 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量（燃料領域が均一な状態）

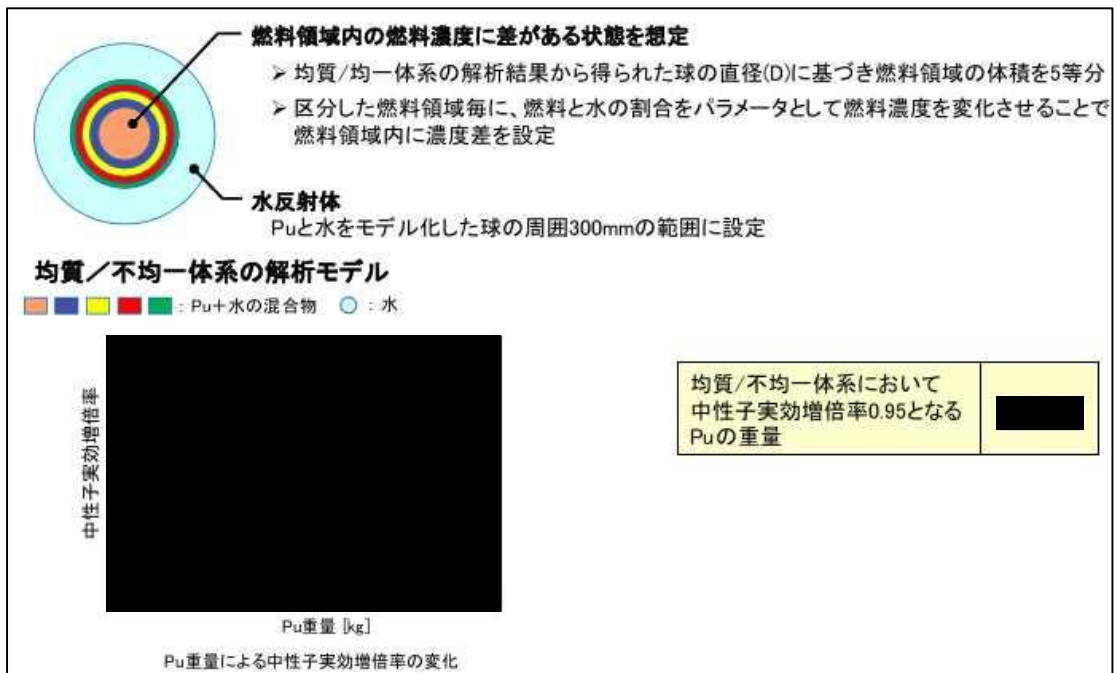


図2.15.2.2-8 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量（燃料濃度差がある場合）

⑤ 非均質体系の評価手順

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。図2.15.2.2-9に評価手順のイメージ図を示す。

- Pu重量を仮定する
- 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0.025～0.15cm、Pu粒子の間隔については水対燃料体積比(V_m/V_f)を25～40で変化させることで、約0.06～0.40cmで変化させた。
- 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MVP2を用いて中性子実効増倍率を求める。
- 上記を繰り返して、中性子実効増倍率が0.95となるPu重量を評価する。

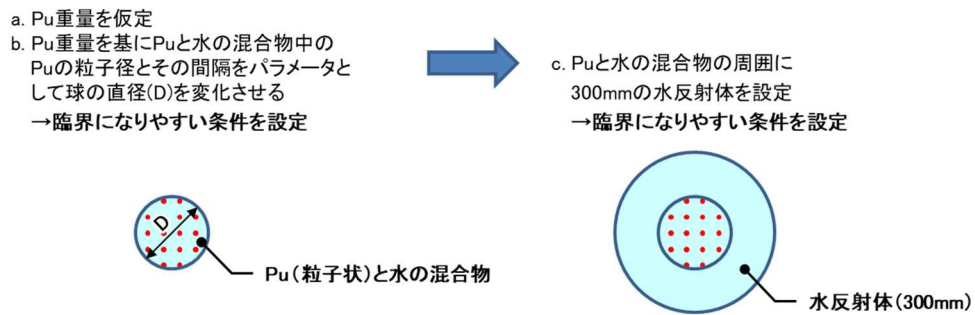


図2.15.2.2-9 非均質体系のPu重量の評価手順

⑥ 非均質／均一体系での解析結果

非均質／均一体系での解析結果を図2.15.2.2-10及び図2.15.2.2-11に示す。

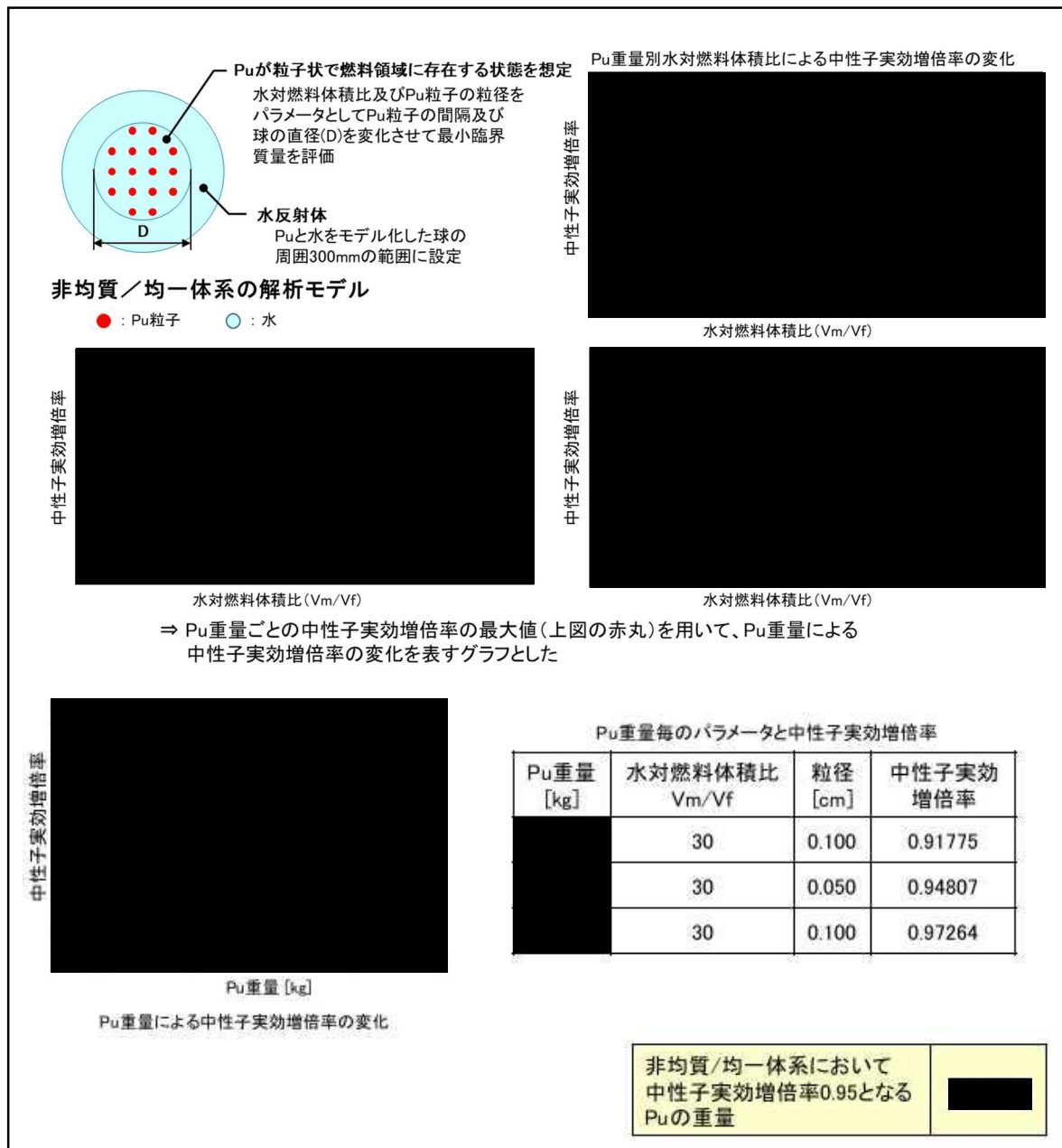


図2.15.2.2-10 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量 (Puが粒子状で存在する場合)

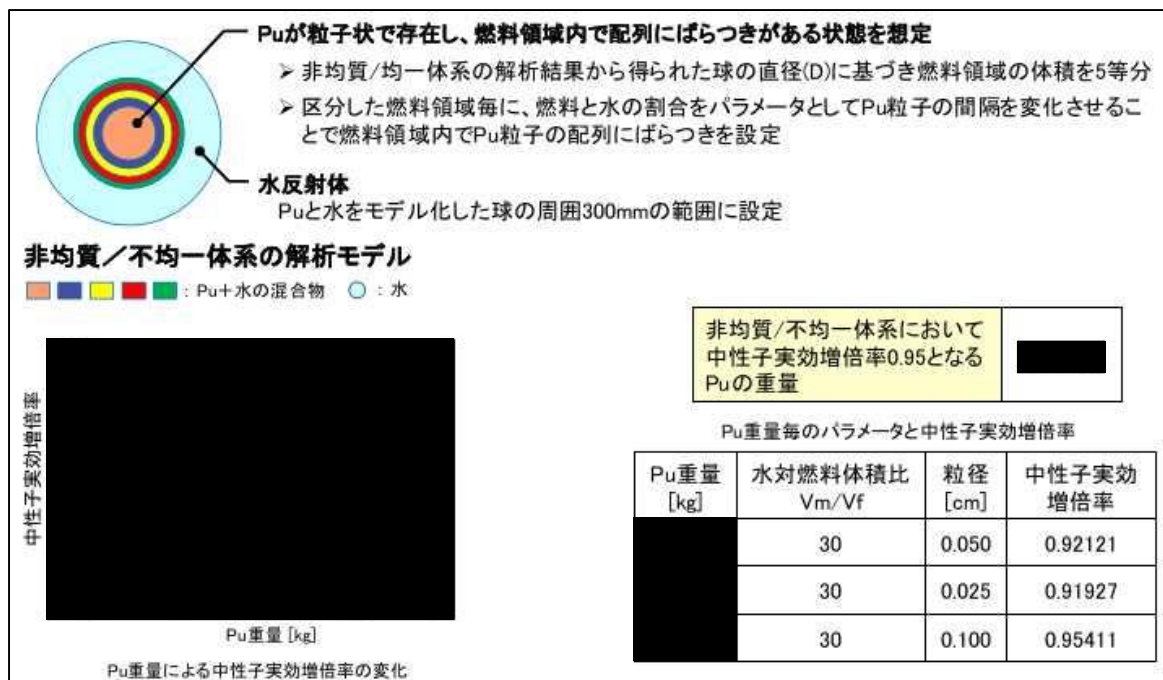


図2. 15. 2. 2-11 中性子実効増倍率0.95となるPuの重量
(Puが粒子状で存在し、配列にばらつきがある場合)

⑦ 解析結果の比較

各体系で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を表2. 15. 2. 2-3に示す。

表2. 15. 2. 2-3 臨界安全評価に用いるPu組成

体系	臨界に達しないPu重量
均質 / 均一	
均質 / 不均一	
非均質 / 均一	
非均質 / 不均一	

解析の結果から、非均質/不均体系の場合が厳しい結果となる。

以上から臨界に達しないPuの重量は、非均質/不均体系の解析結果を0.1kg未満で切り捨てたと評価する。

⑧ 評価結果

i) 臨界に達しないPuの重量：■

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

ii) 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：■

(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■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■に含まれるPuの重量は■であり、さらに²³⁵Uを加えた重量は■^{*3}であり、二重装荷を考慮しても臨界に達しないPuの重量■を下回り、臨界に達することはない。

※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)

※3：燃料デブリ等■に含まれるPu+²³⁵Uの重量として，■から算出した重量

(2) 試料ピット

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。図2.15.2.2-12に燃料デブリ等の取扱いのイメージを示す。

- ・ 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評価では、燃料デブリ等を収納した容器1つに対して単一ユニットの評価を行い、中性子実効増倍率が高くなる条件を検討し、この結果をもとに、試料ピットに容器を配置して複数ユニットとし、更に試料ピットの上に容器を1つの単一ユニットを置いた状態で試料ピット全体を評価する。また、燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきがある不均一な状態を想定する。

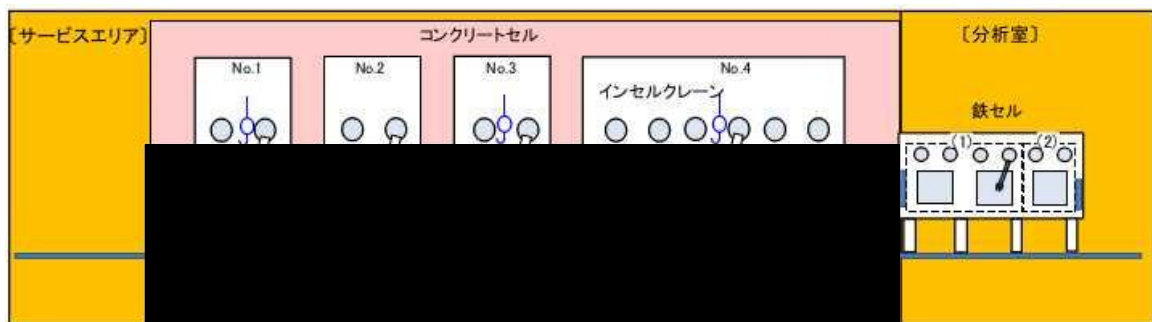


図2.15.2.2-12 試料ピットにおける燃料デブリ等の取扱いのイメージ

① 容器の非均質／均一体系での解析結果

容器1つに■の燃料デブリ等が保管されている単一ユニットとなる状態を想定した。解析モデルを図2.15.2.2-13及び図2.15.2.2-14に示す。

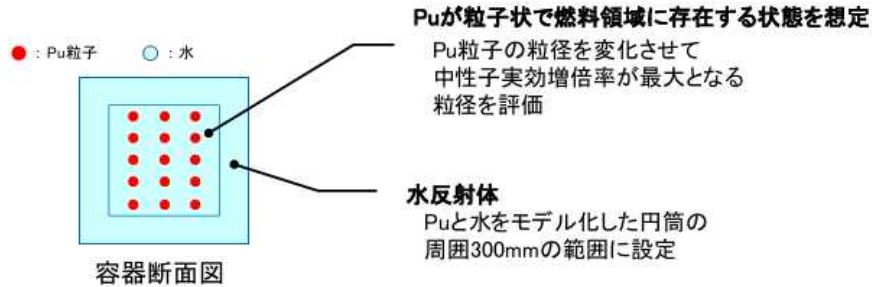
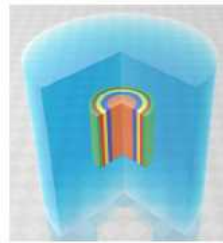
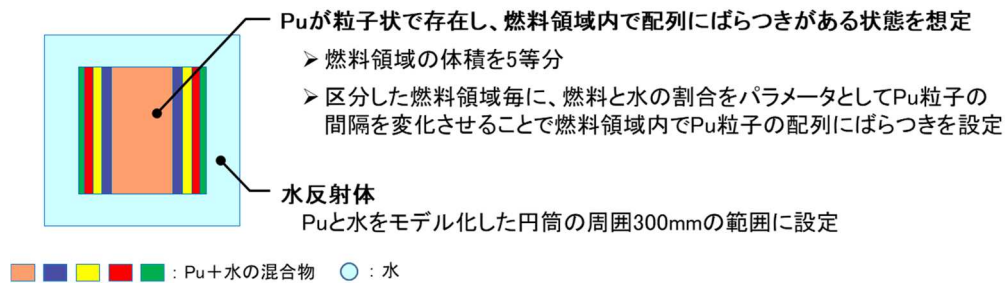


図2.15.2.2-13 容器の非均質／均一体系の解析モデル (Puが粒子状で存在する場合)



解析モデルのイメージ

図2.15.2.2-14 容器の非均質／均一体系の解析モデル (Puが粒子状で存在し、配列にばらつきがある場合)

② 容器単体の解析結果

容器単体の解析結果を表2.15.2.2-4に示す。

表2.15.2.2-4 容器単体の解析結果

体系	Pu粒子の粒径	中性子実効増倍率
非均質／均一	0.05 cm	0.72000
非均質／不均一	0.06 cm	0.72233

③ 試料ピット全体の解析条件

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複数ユニットとなる状態を想定した。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。

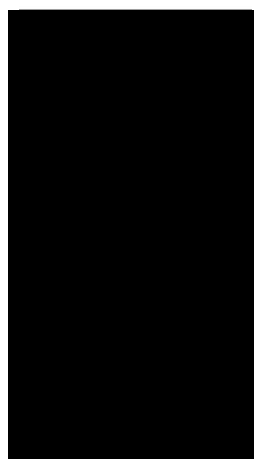
i) 解析コード：MVP2（連続エネルギーモンテカルロ計算コード）

ii) 解析上の燃料デブリ等の量：最大取扱量■■■■

iii) 解析モデル

解析モデルを図2.15.2.2-15に示す。

- ・ 容器内の燃料デブリ等は、粒子状のPuと水の混合物とする。
- ・ 粒子状のPu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。また、燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきがある不均一な状態を想定する
- ・ 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。
- ・ 試料ピットの容器内の燃料デブリ等について、燃料領域に水が存在する場合において水がない場合に比べ中性子実効増倍率が高く（保守的に）なる場合があったので試料ピットの評価においても水の存在を考慮する。



平面図（単位:mm）

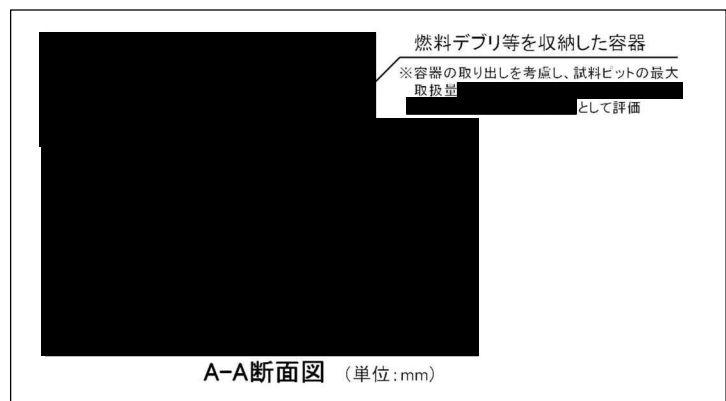


図2.15.2.2-15 試料ピット全体の解析モデル

④ 試料ピット全体の解析結果

試料ピットに、容器単体の解析結果に基づき、非均質／不均一とした容器を配置して中性子

実効増倍率を計算した結果、0.91770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。なお、評価に使用する解析モデルは、水没を考慮したモデルであるため、消火活動により██████に注水したとしても同様の結果となる。

UO₂ 燃料と MOX 燃料の比較検討

(1) UO₂ 燃料の組成

福島第一原子力発電所の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。図2.15.2.3-1にUO₂燃料の組成を示す。



図2.15.2.3-1 UO₂燃料の組成

(2) MOX 燃料の組成

福島第一原子力発電所の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。図2.15.2.3-2にMOX燃料の組成を示す。

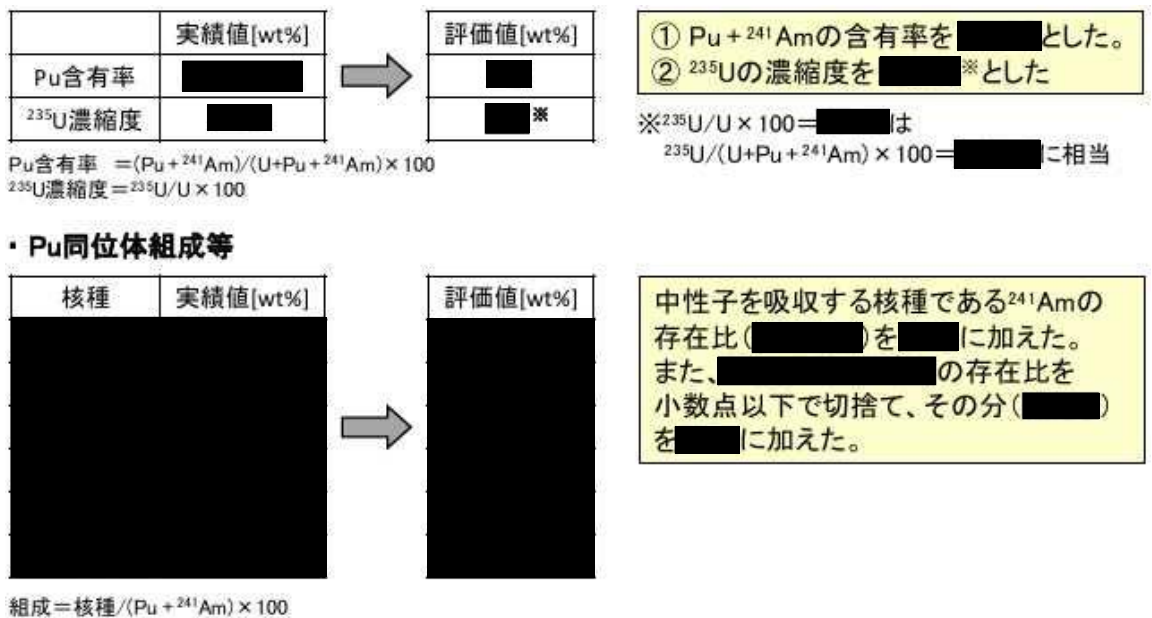


図2.15.2.3-2 MOX燃料の組成

(3) UO₂ 燃料と MOX 燃料の比較

UO₂ 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、福島第一原子力発電所の 3 号機には、UO₂ 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、UO₂ 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。図 2.15.2.3-3 に UO₂ 燃料と MOX 燃料の割合による中性子増倍率を示す。

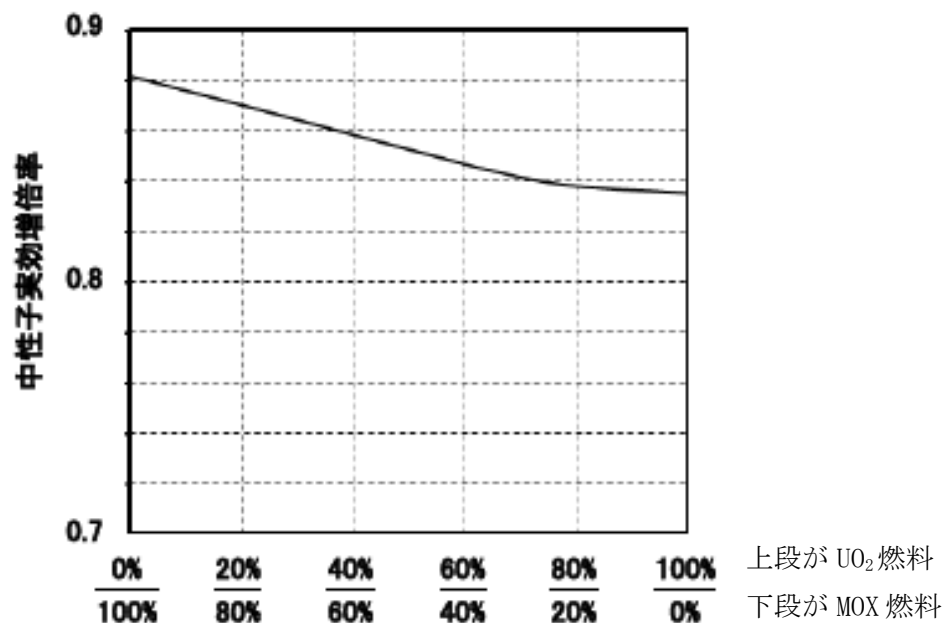


図2.15.2.3-3 UO₂燃料とMOX燃料の割合

燃料組成の保守性について

第2棟の臨界安全評価において、保守的に設定している以下の各条件について、中性子実効増倍率への影響を検討する。

- ・ 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。
- ・ 中性子を吸収する核種である ^{241}Am をMOX燃料から除いた組成とする。

(1) 検討条件

検討に用いる燃料デブリ等の重量については、コンクリートセルにおける最大取扱量 ■■ を基に、二重装荷の安全係数 0.43 を考慮し、■■ ÷ 0.43 で求まる ■■■■ を 1kg 単位で切り上げた ■■■■ として影響を評価する。また、解析モデルについては球形状の均質／均一体系とし、燃料領域の周囲に十分な中性子の反射効果が得られる水反射体 (300mm) を設定する。図 2.15.2.4-1 に均質／均一体系の解析モデルを示す。

解析には、連続モンテカルロコード MVP2 を使用する。

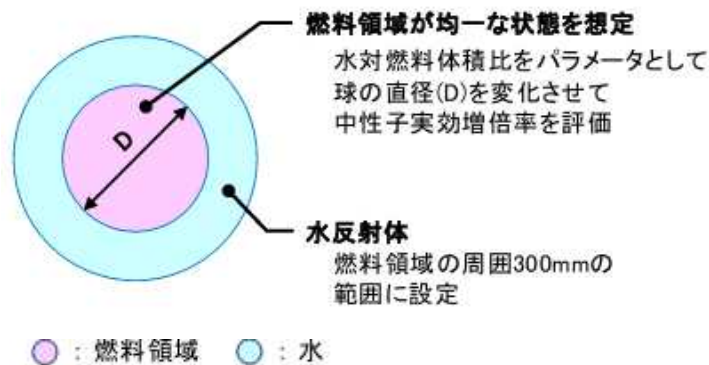


図2.15.2.4-1 均質／均一体系の解析モデル

① 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。

MOX燃料と被覆管（ジルカロイ2）について、燃料集合体1体あたりの燃料重量と被覆管重量をもとに、MOX燃料の質量割合を80wt%、被覆管の質量割合を20wt%として中性子実効増倍率を評価する。評価に用いる組成を表2.15.2.4-1及び表2.15.2.4-2に、評価結果を表2.15.4-3に示す。

表2.15.2.4-1 評価に用いるPu組成

	Pu含有率 [wt%]
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表2.15.2.4-2 評価に用いる被覆管（ジルカロイ2）の組成^{※1}

元素	Sn	Fe	Cr	Ni	Zr
組成 [wt%]	1.45	0.135	0.1	0.055	98.26

※1： JIS H 4751:2016, ジルコニウム合金管

表2.15.2.4-3 評価結果

質量割合 (MOX燃料：被覆管)	中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)
100wt%：0wt%	0.877
80wt%：20wt%	0.836
差	0.041

② 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。

MOX燃料について、新燃料と燃焼した燃料を用いて中性子実効増倍率を評価した。

なお、燃焼した燃料の組成には、福島第一原子力発電所の3号機の運転履歴に基づき燃焼度4.5GWd/t^{*1}、原子炉停止から12年冷却の条件にてORIGEN2.2-UPJを用いて算出し、中性子を吸収する核種である²⁴¹Amを除いた組成とした。評価に用いる組成を表2.15.2.4-4及び表2.15.2.4-5に、評価結果を表2.15.2.4-6に示す。

※1：『福島第一原子力発電所の燃料組成評価』，日本原子力研究開発機構，JAEA-Data/Code 2012-018，(2012)。

表2.15.2.4-4 評価に用いるPu組成（新燃料）

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表2.15.2.4-5 評価に用いるPu組成（燃焼した燃料）

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表2.15.2.4-6 評価結果

種類	中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)
新燃料	0.877
燃焼した燃料	0.858
差	0.019

③ 中性子吸収効果を有するガドリニウムを考慮しない。

MOX燃料とガドリニウム (Gd) について，燃料集合体断面におけるGd含有率をもとに，MOX燃料の質量割合を99.75wt%，Gdの質量割合を0.25wt%として中性子実効増倍率を評価する。評価に用いる組成を表2.15.2.4-7及び表2.15.2.4-8に，評価結果を表2.15.2.4-9に示す。

表2.15.2.4-7 評価に用いるPu組成

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表2.15.2.4-8 評価に用いるGd組成^{※1}

元素	Gd						
核種	¹⁵² Gd	¹⁵⁴ Gd	¹⁵⁵ Gd	¹⁵⁶ Gd	¹⁵⁷ Gd	¹⁵⁸ Gd	¹⁶⁰ Gd
組成 [wt%]	0.2	2.18	14.8	20.47	15.65	24.84	21.86

※1 『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)

表2.15.2.4-9 評価結果

質量割合 (MOX燃料 : Gd)	中性子実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$)
100wt% : 0wt%	0.877
99.75wt% : 0.25wt%	0.419
差	0.458

④ 中性子を吸収する核種である²⁴¹AmをMOX燃料から除いた組成とする。

MOX燃料について、²⁴¹Amを考慮した中性子実効増倍率を評価する。評価に用いる組成を表2.15.2.4-10及び表2.15.2.4-11に、評価結果を表2.15.2.4-12に示す。

表2.15.2.4-10 MOX燃料中のPuのみを考慮した組成 (²⁴¹Amを除いた組成)

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu
核種	
組成 [wt%]	

表2.15.2.4-11 MOX燃料中の²⁴¹Amを考慮した組成

	Pu含有率 [wt%] ■
元素	Pu+ ²⁴¹ Am
核種	
組成 [wt%]	

表2.15.2.4-12 評価結果

種類	中性子実効増倍率 (keff+3σ)
Puのみ	0.877
²⁴¹ Amを考慮	0.853
差	0.024

第2棟の臨界安全評価において、保守的に設定している燃料組成の各条件が中性子実効増倍率に与える影響について検討した。検討結果を表2.15.2.4-13に示す。

表2.15.2.4-13 燃料組成の各条件が中性子実効増倍率に与える影響

	中性子実効増倍率 (keff+3σ)	差
臨界安全評価に用いている組成 ・核燃料(新燃料)のみで構成 ・ガドリニウム及び ²⁴¹ Amを考慮しない	0.877	—
被覆管が含まれていた場合	0.836	0.041
燃焼した燃料で構成されていた場合	0.858	0.019
ガドリニウムを考慮した場合	0.419	0.458
²⁴¹ Amを考慮した場合	0.853	0.024

検討の結果、いずれの条件においても中性子実効増倍率で0.019以上の裕度を得られることを確認した。

核燃料物質の種類による影響について

【燃料をUO₂, MOX (PuO₂-UO₂) とした場合の検討】

JAEA の報告書^{※1}では、UO₂及びPuO₂-UO₂の最小推定臨界下限値（質量）について報告している。
表2. 15. 2. 5-1にUO₂及びPuO₂-UO₂の最小推定臨界下限値（質量）を示す。

※1：『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)。

表2. 15. 2. 5-1 UO₂及びPuO₂-UO₂の最小推定臨界下限値（質量）

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 ₂ O	²³⁵ U濃縮度：5wt%	U質量 : 27.7kg
非均質PuO ₂ -UO ₂ -H ₂ O	²³⁵ U：0.711wt% PuO ₂ 富化度：10wt% (²³⁹ Pu：100%)	(U+Pu質量)：10.0kg
均質PuO ₂ -H ₂ O	²³⁹ Pu： ²⁴⁰ Pu： ²⁴¹ Pu=71：17：12 wt%	Pu質量 : 0.76 kg

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を表2. 15. 2. 5-2に示す。

表2. 15. 2. 5-2 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

核燃料物質	燃料組成	臨界に達しない重量 注：見直し前の燃料組成を用いた評価結果
Pu-H ₂ O	「別紙2 UO ₂ 燃料とMOX燃料の比較検討(2/3) -MOX燃料-」に示す燃料組成で評価した重量	均質体系： 非均質体系：

UO₂, MOX (PuO₂-UO₂) の最小推定臨界下限値（質量）は、Pu-H₂O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、UO₂, MOX (PuO₂-UO₂) で不均一効果を考慮しても、Pu-H₂Oでの臨界に達しない重量より小さくなることはない。

同報告書での²³⁹Pu：²⁴⁰Pu：²⁴¹Pu=71：17：12 wt%の場合の「均質PuO₂-H₂O」の最小推定臨界下限値については0.76kgであり、第2棟の臨界安全解析の結果である約と同一オーダーとなっている。

なお、同報告書の値は、第2棟の臨界安全解析に用いている燃料組成と比べて、核分裂性物質である²³⁹Pu及び²⁴¹Puの割合が高く、臨界になりやすい燃料組成であることから、0.76kgと小さい値となっている。

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) 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^{※1}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。図 2.15.2.6-1 に燃料直径とコンクリート壁内面寸法との関係を示す。

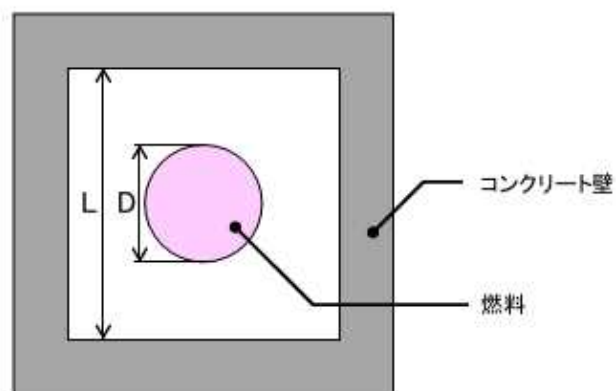


図2.15.2.6-1 燃料直径とコンクリート壁内面寸法との関係

※1：『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)。

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コンクリートセル内の任意の位置に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。図2.15.2.6-2にコンクリートセルNo. 4とビーカのイメージ図を示す。

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設定している。図2.15.2.6-3にアルカリ溶解作業の解析モデルを示す。

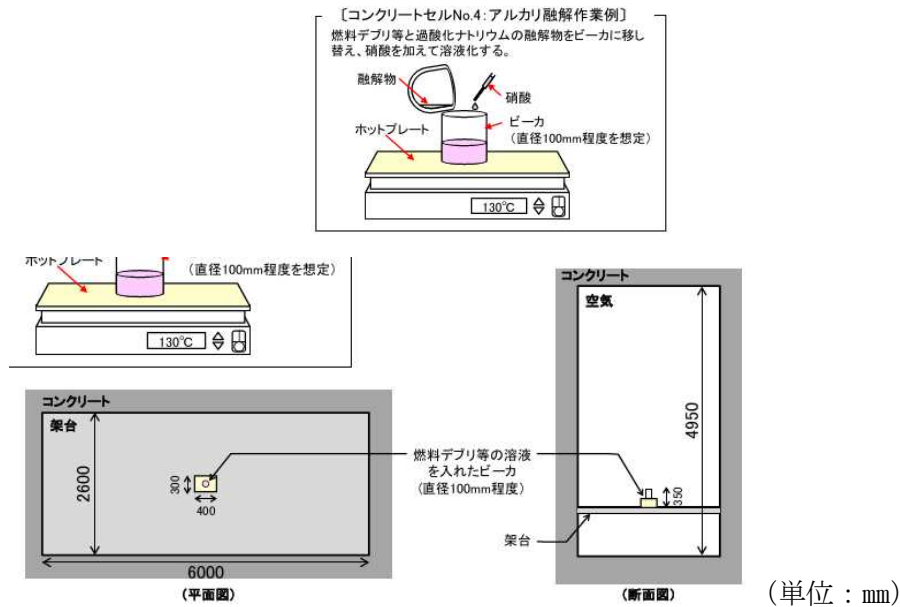


図2.15.2.6-2 コンクリートセルNo. 4と溶解処理関連機器 (想定) の大きさの目安

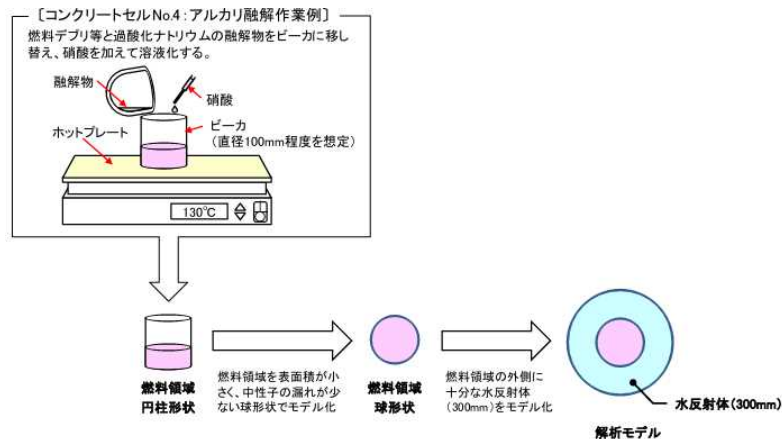


図2.15.2.6-3 アルカリ溶解作業の解析モデル

不均一体系における燃料領域の分割数について

(1) 燃料領域の分割数について

不均一体系の臨界安全解析には、燃料領域の体積を5等分した解析モデルを用いている。これに対して、燃料領域の体積を3等分、7等分及び10等分した解析モデルを評価し、燃料領域の分割数による影響を検討する。

評価には、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、区分した各燃料領域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値に収束するまで計算を行う。図 2.15.2.7-1 に解析中における中性子実効増倍率の変化を示す。

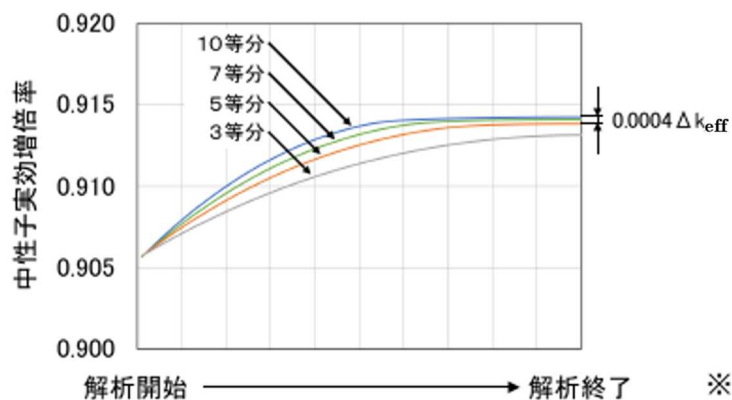


図2.15.2.7-1 解析中における中性子実効増倍率の変化※

※：区分した各燃料領域中の燃料と水の割合を微小変化させて繰り返し計算することで、中性子実効増倍率を最大値に収束させる。

計算の結果、燃料領域の分割数の増加に伴い、収束時の中性子実効増倍率の値が増加した。その増加分について、3等分と5等分では比較的差があるものの、5等分以上の分割数における差はごく小さい。

解析終了時において、5等分と10等分との差は約 $0.0004 \Delta k_{eff}$ となった。

(2) 燃料インポートランスについて

燃料インポートランスとは、ある領域に存在する燃料の濃度変化に対する実効増倍率への影響度を表し、ある空間に対して一定となる時に体系の反応度が最も大きくなる（燃料インポートランス平坦化原理）※。

SCALE6.1 1次元臨界材質サーチ計算SMORESでは、ある領域の燃料濃度を变化させた時の反応度の変化の度合い（Effectiveness Functions）を計算する。中性子実効増倍率が最大を示すとき（解析終了時）、反応度の変化の度合いを示すEffectiveness Functionsの値が燃料領域全体で一定であることを確認した。図2.15.2.7-2にPu重量■■■■，水対燃料体積比35の場合の計算結果を示す。

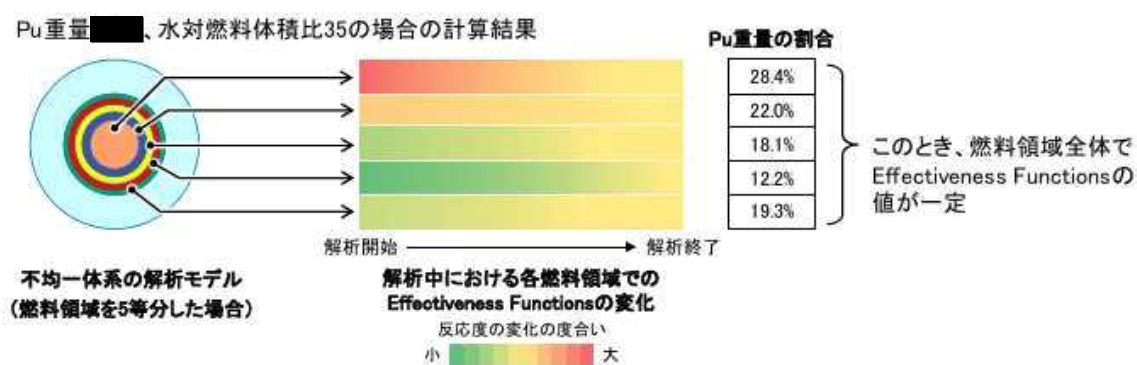


図2.15.2.7-2 Pu重量■■■■，水対燃料体積比35の場合の計算結果

※：『最適濃度分布計算コード』，日本原子力研究開発機構，JAEA-Data/Code 2007-017，(2007)。

解析モデルの形状による影響について

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。

- ・ 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。
- ・ 検討に使用する燃料組成



- ・ 燃料領域の水密度は $1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

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 ($k_{\text{eff}}+3\sigma$) を評価する。

モデルのイメージを図 2.15.2.8-1、図 2.15.2.8-2、図 2.15.2.8-3 に、評価結果を表 2.15.2.8-1 に示す。

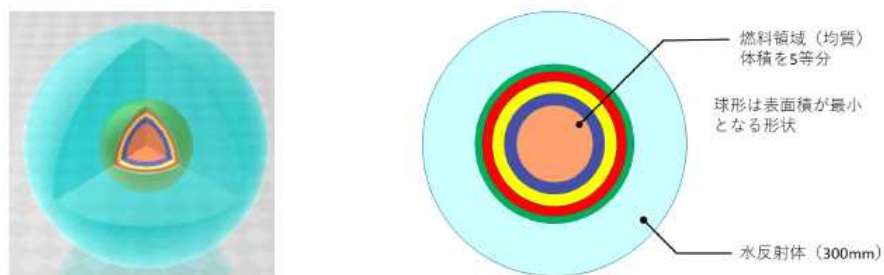


図2.15.2.8-1 球モデルのイメージ (均質/均一体系)

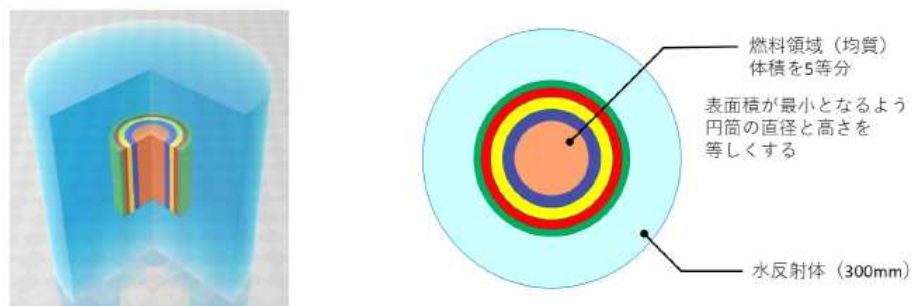


図2.15.2.8-2 円筒モデルのイメージ (均質/均一体系)

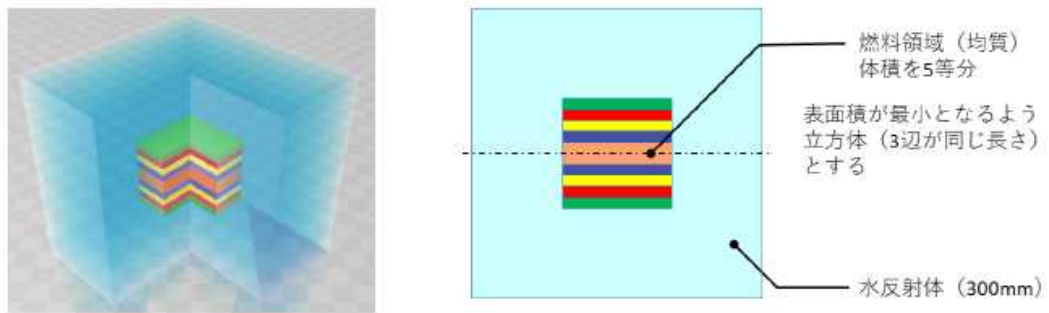


図2. 15. 2. 8-3 平板モデルのイメージ (均質/均体系)

表2. 15. 2. 8-1 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	均体系	0.89013	0.88089	0.87574
	不均体系	0.89754	0.88596	0.88013
差		0.00741	0.00507	0.00439

上記の解析結果では、球、円筒及び平板のいずれの形状においても不均一効果が確認された。その増加分は $0.01 \Delta k_{eff}$ 未満である。

均質体系及び非均質体系の不均一効果について
(解析コード SCALE による予備解析)

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

- ・ 燃料領域の水密度は $1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

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-VII238群)を用いて、中性子実効増倍率 ($k_{\text{eff}}+3\sigma$) を評価する。

また、燃料を UO_2 、MOX ($\text{PuO}_2\text{-UO}_2$) 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。

(1) 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。評価モデルを図 2.15.2.8-4 及び図 2.15.2.8-5 に示す。

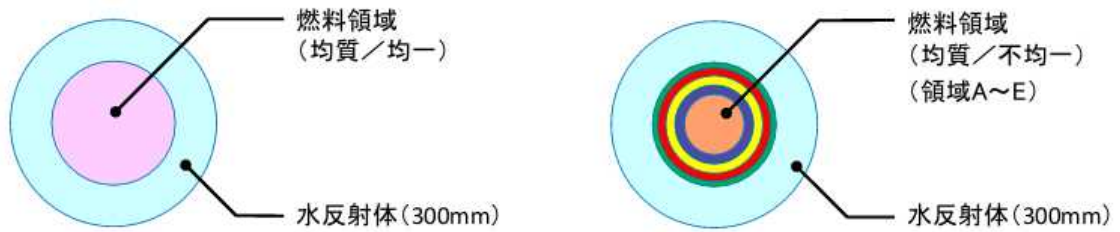


図2.15.2.8-4 均質/均一体系の解析モデル 図2.15.2.8-5 均質/不均一体系の解析モデル

(2) 均質/不均一体系の解析結果

解析モデルを図2.15.2.8-6に、解析結果を表2.15.2.8-2に示す。

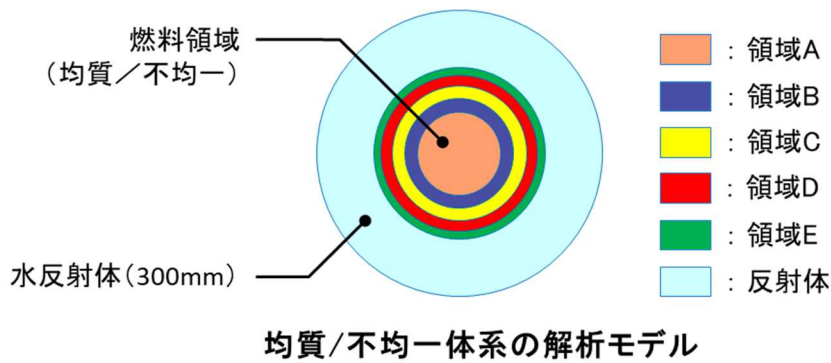


図2.15.2.8-6 均質/不均一体系の解析モデル

表2.15.2.8-2 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。

(3) 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。評価モデルを図2.15.2.8-7及び図2.15.2.8-8に示す。

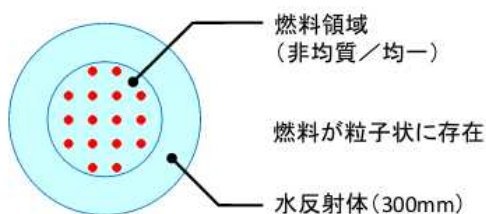


図2.15.2.8-7 非均質/均体系の解析モデル

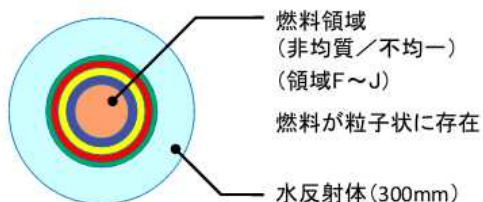


図2.15.2.8-8 非均質/不均体系の解析モデル

(4) Pu粒子の配列のばらつきによる影響

Pu粒子の配列のばらつきを考慮した解析モデルを図2.15.2.8-9に、解析結果を表2.15.2.8-3に示す。

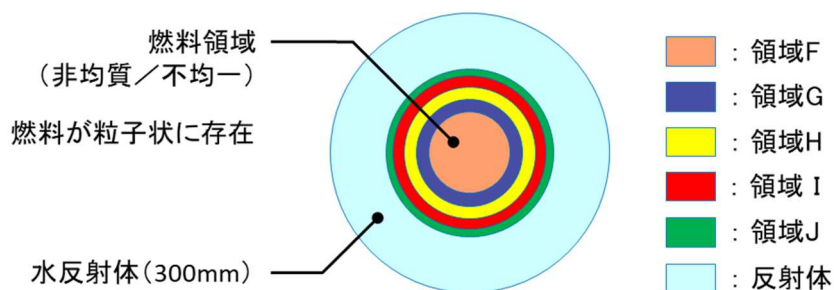


図2.15.2.8-9 非均質/不均一体系の解析モデル (Pu粒子の配列のばらつきを考慮)

表2.15.2.8-3 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					0.89046
	中心間距離	約0.13cm					
非均質/ 不均一体系	粒径	0.05cm					0.89848
	中心間距離	約0.12cm	約0.13cm	約0.14cm	約0.16cm	約0.13cm	
差							0.00802

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 粒子のばらつきを考慮した解析モデルを図 2.15.2.8-10 に、解析結果を表 2.15.8-4 に示す。

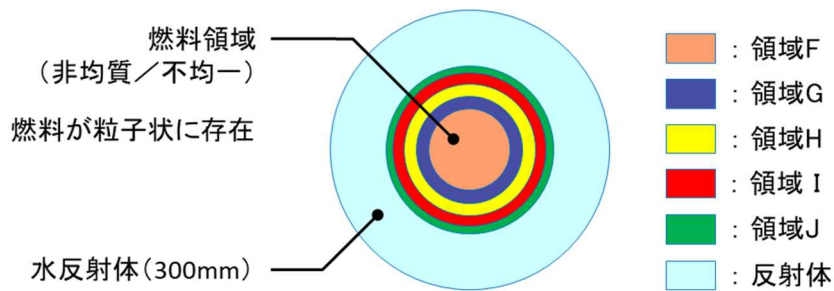


図2.15.2.8-10 非均質/不均一体系の解析モデル (Pu粒子のばらつきを考慮)

表2.15.2.8-4 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					0.89046
	中心間距離	約0.13cm					
非均質/ 不均一体系	粒径	0.05cm	0.05cm	0.10cm	0.025cm	0.025cm	0.89084
	中心間距離	約0.13cm	約0.13cm	約0.27cm	約0.07cm	約0.07cm	
差							0.00038

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。

解析の結果を表2.15.2.8-5にまとめる。

表2.15.2.8-5 解析結果のまとめ

		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

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_{eff} 未満である。

試料ピットの構造及び解析モデル

試料ピットの臨界安全評価では、燃料領域の周囲をコンクリートとし、さらに上方の中性子反射効果を十分に見込むため、十分な厚さの水反射体（300mm）を設定する保守的なモデルとした。

試料ピットの構造と解析モデルを図 2.15.2.9-1 及び図 2.15.2.9-2 に示す。

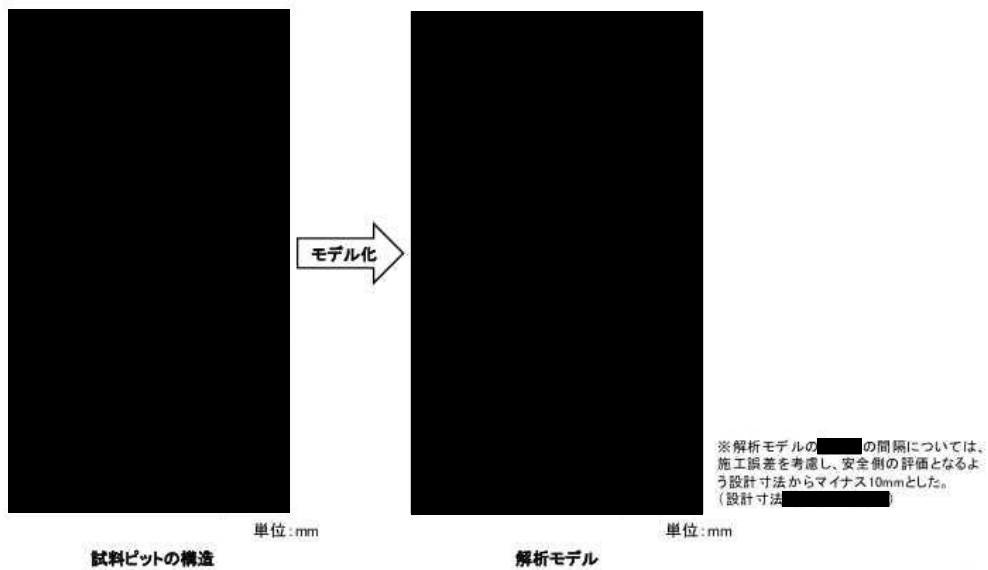


図2.15.2.9-1 試料ピットの平面図と解析モデル

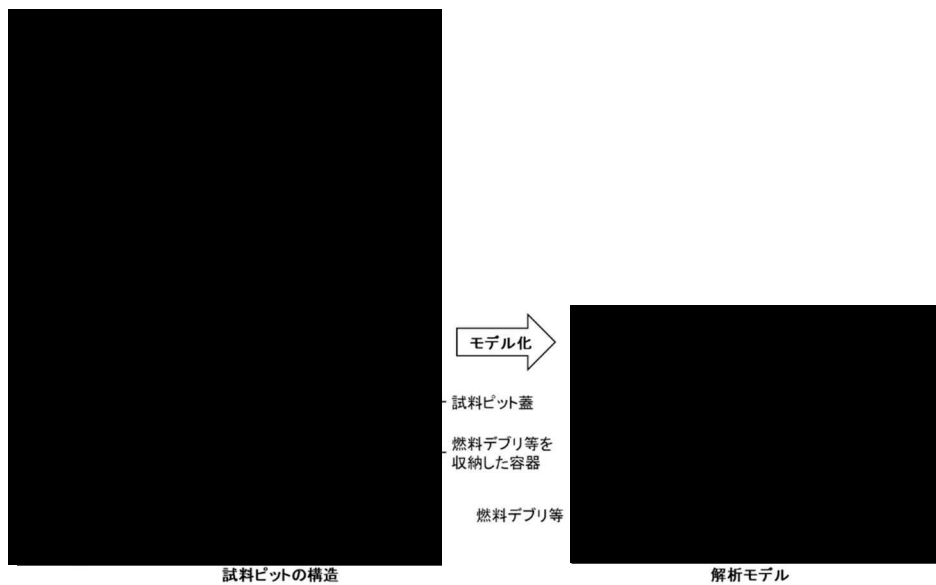


図2.15.2.9-2 試料ピットの断面図と解析モデル

「使用施設等の位置，構造及び設備に関する規則」との適合性について

(1) 燃料デブリ等の一時的な保管について

第2棟は，燃料デブリ等を一時的に保管する。そのため，「使用施設等の位置，構造及び設備に関する規則」で定められる貯蔵施設に要求される次の措置への適合性を満たした設計とする。

- ① 核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有するものであること。
- ② 核燃料物質を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き，施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。
- ③ 標識を設けるものであること。

核燃料物質を冷却する必要がある場合には，冷却するために必要な設備を設けなければならない。

上記に対し第2棟では，

- ・ 1回当たりの燃料デブリ等の受入量を最大■■■■以下として，年間最大12回の受入れを想定している。このとき，保管容量は2年(24か月)分の受入量に1割の裕度を考慮し，■■■■単位に切り上げて設定し，燃料デブリ等を一時的に保管することが可能な容量を有する設計としている。
- (■■■■単位で切上げ)
- ・ 燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットは■■■■にあり，人がみだりに立ち入ることはできない。
- ・ 燃料デブリ等を一時的に保管する試料ピットに対して，必要な表示を行う。
- ・ 燃料デブリ等は事故発生から経過しており，崩壊熱は十分小さい。

(2) 燃料デブリ等の臨界防止について

第2棟は，燃料デブリ等を一時的に保管する。そのため，「使用施設等の位置，構造及び設備に関する規則」で定められる核燃料物質の臨界防止に要求される，次の措置への適合性を満たした設計とする。

- ① 核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため，核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものとする。
- ② 使用前検査対象施設には，臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けなければならない。

上記に対し第2棟では，

- ・ 燃料デブリ等を収納する試料ピットの■■■■の径，間隔等を制限することで，臨界とならない設計とする。また，二重装荷時(2つ以上の単一ユニットが同時に存在する場合)においても臨界に達しない取扱量とする。

- 万が一臨界が発生した場合は、 γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタにより、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する。

臨界安全評価の見直しの経緯

放射性物質分析・研究施設第 2 棟の臨界安全評価の見直しについて、見直しの経緯を以下に示す。

- ・解析モデルについて、燃料の濃度分布に差がある場合等の影響についてコメントを受領
- ・燃料の濃度分布に差がある場合等の影響として、中性子実効増倍率は増加するが、その影響は ^{241}Am を ^{241}Pu に加えている保守的な燃料組成で得られる裕度に対し小さいことを説明
- ・変更認可申請（令和 3 年 1 月 8 日申請）の臨界安全評価では、燃料の濃度分布に差がある場合等の不均一効果が考慮されていないため、これを考慮した解析が必要とのコメントを受領

以上を踏まえ、不均一を考慮した評価の見直しを実施することとした。

また、評価の見直しに当たり、評価に用いる燃料組成については、過度に保守的な組成とならないよう ^{241}Am を ^{241}Pu に加えない燃料組成に見直しを行った。

番号	審査項目	指摘内容	指摘日	事業者回答	回答日	状況	指摘手段	備考
4	全体	分析第2棟と関連する実施計画変更対象の設備(例:デブリ運搬容器)を全て示すと共に、設計上の取り合い条件は何か、また条件設定の妥当性について説明すること。	2020/5/25	補足説明資料2.15.1-4頁(図2.15.1-1)に記載のように輸送容器が接続できるポートを設置することが取合条件となる旨を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.63に想定する運搬容器の写真あり、仕様等はなし ・ 実施計画変更対象に係る記載はなし
5	全体	デブリの性状等、設備を設計する際に前提としている条件を示すとともに条件設定の妥当性について説明すること。	2020/5/25	補足説明資料2.15.1-2頁にて、分析対象のデブリの性状について燃料デブリ等は、燃料と被覆管等が溶融し再固化したものが想定されることを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.61にデブリ等の内容、P.71-72にデブリ等の仕様/条件について記載あり
6	全体	各設備・機器等で実施する作業内容及びその作業に伴うリスクを整理し、リスクに応じた設計となっていることを説明すること。	2020/5/25	補足説明資料2.15.1-6頁(表2.15.1-2)から2.15.1-8頁(表2.15.1-6)にて、第2棟に必要な設備に、遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等を行う設計になっていることを記載し、臨界設計や遮へい設計の前提条件について記載した。				・ 特に記載なし
7	全体	分析第2棟内におけるデブリの取扱いの流れ、関連する放射性物質の経路等を網羅し、安全に必要な系統・機器・配管・電気計装設備等について網羅して整理して説明すること。	2020/5/25	補足説明資料2.15.1-4頁から2.15.1-8頁にて、第2棟のデブリの受入の流れ、要求される機能と必要な設備について記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.63-76にデブリ等のフロー/移動経路、P.106-111に標準試料の保管場所等、P.119にRIの種類と量のみ記載あり、 後者2つの経路等なし ・ 安全に必要な系統・機器等の整理なし
9	全体	分析第2棟における分析内容についてより詳細に説明すること。	2020/6/4	補足説明資料2.15.1-3頁(表2.15.1-1)にて、第2棟における分析・試験項目を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.48-49に記載あり
10	全体	分析第2棟に設置する予定の設備について、今回の申請対象とそれ以外のものを区別して申請範囲を明確にするとともに、今後の申請予定等について説明すること。	2020/6/4	補足説明資料2.15.1-8頁(表2.15.1-7)にて、今回の申請範囲を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.49-51に将来設置する設備等の記載あり
13	全体	ローディングドックへの受入れから試料ピットでの保管・福島第一原子力発電所への払出しに至るまでの、燃料デブリ等の流れの全体が見えるような資料を作成すること。その際、各工程においてどのくらいの重量の燃料デブリをどのような方法で取り扱うのか、移動手段も含めて示すこと。	2020/6/16	補足説明資料2.15.1.1-1頁から2.15.1.1-20頁にて分析のフロー、作業内容から一時保管までを一連で記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.63-65、74-91に流れの全体、デブリ等の重量、移送方法の記載あり
18	全体	セル間移送扉の運用の仕方を説明すること。	2020/6/16	補足説明資料2.15.1.1-8頁から2.15.1.1-11頁にコンクリートセル、鉄セル、グローブボックス間の移送扉の説明を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.85-90に移送扉使用方法の記載あり
28	全体	ローディングドックの入口扉とハッチが同時に開かないようになっているか、インターロックの有無や運用方法を説明すること。	2020/6/24	補足説明資料2.15.1.1-5頁(図2.15.1.1-6)にて、ローディングドック扉とハッチを使用した運用方法と、インターロックの説明を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.78に記載あり
29	全体	PVCバッグの仕様について説明すること。	2020/6/24	補足説明資料2.15.1.1-6頁(図2.15.1.1-9)にて、PVCバッグに関する説明を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.81-83、140、142に記載あり
30	全体	トップローディング方式及びサイドローディング方式の双方について、コンクリートセルへの容器搬入機構の詳細を説明すること。また、両方式について、供用中の他施設における実用例を示すこと。	2020/6/24	補足説明資料2.15.1.1-6頁(図2.15.1.1-8)から2.15.1.1-8頁(図2.15.1.1-12)にて、トップローディング方式及びサイドローディング方式の双方について、コンクリートセルへの容器搬入機構の詳細を記載した。トップローディング方式についてはJAEA茨城地区において、照射済燃料集合体等の移送に使用していること、サイドローディング方式についてはJAEA茨城地区(東海)において、燃料棒切断等により作成した試料の移送に使用していることを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.80-84に双方の方式に関する説明あり ・他施設の実用例は「JAEA大洗地区、照射済燃料集合体」、「JAEA茨城地区(東海)において燃料棒切断等により作成した試料」との簡単な記載あり
45	全体	トップローディング方式によるコンクリートセル内へのキャスク搬入について、PVCバッグの溶着・切り離しを含め、収納容器からの容器取り出しに至るまでの一連の流れを説明すること。	2020/6/30	補足説明資料2.15.1.1-6頁(図2.15.1.1-9)から2.15.1.1-7頁にて、セル内搬入、PVCバッグ溶着・切り離し及び燃料デブリの一連の流れを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.79-83に記載あり
115	全体	分析残試料や分析済試料がどのような性質を持ち、それにより取扱いがどう異なるのか明確に説明すること。	2020/10/29	補足説明資料2.15.1.1-2頁(図2.15.1.1-2)に分析残試料と分析済試料の取り扱いフローを記載した。				・ 特に記載なし
追-1	全体	コンクリートセル及び鉄セル内で燃料デブリが散逸したときの対応(回収方法、除染等)について説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-19頁(6.分析残試料等の扱いについて)に、コンクリートセル及び鉄セル内で燃料デブリ等が散逸した場合の対応を記載した。 具体的には、ピンセット又は刷毛にて回収し、その後、濡れウエス等で拭き取る、セル内の床面及び壁面は、汚染防止のためシート等で養生することを想定している旨記載した。				
追-2	全体	試料ピットで保管する容器等の不具合(破損、蓋取れ、詰まり、漏えい等)が発生した場合の対応(内容物の回収、除染等)について説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-9頁(図2.15.1.1-15)に、試料ピット内で容器に不具合が生じた場合の対応例を記載した。 具体的には、保管容器がマグネットにより吊上げできなくなった場合は、機械式吊上げ機構により吊り上げる旨記載した。				
追-3	全体	燃料デブリ等の移送方法に関して、2021/6/9資料P.82のセル内から引き上げるPVCバッグの回収(巻き上げ)方法について説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-7頁(図2.15.1.1-10)において、セル内のPVCバッグは回収用PVCバッグを介して手で引き上げる旨を記載した。				
追-4	全体	分析残試料の発生場所について、2021/6/9資料P.65及びP.101ではコンクリートセルNo.3・No.4、鉄セル、GBNo.1、フードNo.1としているが、P.74のフローではGBとフードが記載されていない理由を説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-1頁(図2.15.1.1-1)に、分析試料、分析残試料及び分析済試料を「 α ・ γ 測定室」及び「グローブボックス」から「フード」へ戻すラインを記載した。 これまでの燃料デブリ等のフローは、主要なフローを記載しているため、分析残試料等の発生場所としてGBとフードを記載していなかった。 燃料デブリ等の分析においては、試料の再調製、再測定等のために試料を「 α ・ γ 測定室」及び「グローブボックス」から「フード」へ戻す作業が一定程度発生することが考えられるため、今回の補正申請にあわせて、「 α ・ γ 測定室」及び「グローブボックス」から「フード」へ戻すラインを主要フローとして記載した。				
87	標準試料	標準試料としてU-233標準試料及びPu-242標準試料を選択した理由を説明すること。	2020/9/24	補足説明資料2.15.1.2-8頁及び2.15.1.2-9頁にて、第2棟におけるU、Pu回収率測定においては、燃料デブリ等に含まれる量が少ないと想定されるU-233、Pu-242を選択していることを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.116-118に記載あり 【参考:東電関連説明 2020/9/24面談時】分析第2棟では、燃料デブリ等の分析・試験において、分析装置の校正等の目的で以下の標準試料を少量使用することを想定している。 ・U-233標準試料 ・天然ウラン標準試料 ・Pu-242標準試料 ・ベレット等の濃度既知の未照射燃料
88	標準試料	未照射燃料として具体的にどのようなものを想定しているか説明すること。	2020/9/24	補足説明資料2.15.1.2-3頁にて、天然ウラン、濃縮ウラン(濃縮度20%未満)、プルトニウム及びこれらの化合物の焼結体を想定していることを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.110、112-114に記載あり
89	放射性同位元素(RI)	分析第2棟で使用する予定の上記標準試料及び放射性同位元素(RI)について、核種及び使用量を説明するとともに、実施計画に記載すること。	2020/9/24	補足説明資料2.15.1.2-10頁(表2.15.1.2-8及び表2.15.1.2-9)にて、標準試料及び放射性同位元素(RI)の核種及び使用量を記載している。 第2棟実施計画「添付資料-25(2021/1/8補正申請)第2棟で取り扱う燃料デブリ等、標準試料の量について」を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.119に記載あり ・ 実施計画には記載なし 【参考:東電関連説明 2020/9/24面談時】現状の変更認可申請書には上記標準試料に係る記載がないため、補正申請により記載を追加する予定である。

番号	審査項目	指摘内容	指摘日	事業者回答	回答日	状況	指摘手段	備考
155	固体廃棄物	分析済試料(樹脂埋・加熱・浸漬後の試料)と切断刃を除染する資材等はいずれも核燃料物質を含み、搬送先が固体廃棄物貯蔵庫であるにもかかわらず、分析済試料は「試料」、除染資材等は「固体廃棄物」として区別している理由を説明すること。	2021/4/15	補足説明資料2.15.1.1-2頁(図2.15.1.1-2)に「試料」の分類内容を記載した。また、補足説明資料2.8-3頁((2)① v 項)に分類内容を追記し区別理由を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.74に記載あり
追-45	被ばく管理	セル等の内部に設置する分析装置等について、どこにどの装置を設置するのか、一時的な設置か恒常的な設置なのか、また当該装置の定期的なメンテナンスや故障時の対応方法について具体的に説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-13頁(図2.15.1.1-20)から2.15.1.1-14頁(図2.15.1.1-22)に装置等の配置例を記載した。 また、補足説明資料2.15.1.1-13頁に、メンテナンスや故障時の対応について記載した。				
追-46	被ばく管理	分析装置等のメンテナンスやセル内の養生等でコンクリートセルの内部に作業が入ることが想定される場合には、当該作業者の汚染や被ばくへの対策について説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-12頁にセル内に作業者が立ち入る際の汚染防止や被ばく防止について記載した。				
追-57	基本仕様	2.48.2.1.1(1)コンクリートセルにおいて、No.2及びNo.4セルの天井ポートの使用目的について説明すること。		補足説明資料2.15.1.1-6頁(図2.15.1.1-9)にコンクリートセルNo2及びNo.4における天井ポートの使用目的を記載した。				

番号	審査項目	指摘内容	指摘日	事業者回答	回答日	状況	指摘手段	備考
154	全体	1回当たり最大受入量について、分析に必要な最低量、施設内での管理、輸送上の制限等をどのように考慮して設定しているのか説明すること。	2021/3/4	2.15.2-2頁に一回当たりの受け入れ量が■であること、1容器■で、■に■収納し、形状管理及び質量管理することを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.46に記載あり 【参考：東電関連説明 2021.3.4面談時】1回当たり最大受入量は、放射性物質分析・研究施設第2棟で想定する全ての分析に必要な量を十分満たしている。
133	火災防護	燃料デブリ等が複数のセル等に同時に存在するのほどのような場合か説明すること。	2020/11/20	2.15.2-2-5頁に記載のように、■の試料ビットにデブリを保管しながら、セルNo.4で切断、粉碎、溶解等の処理をしている時等が当たる。				・特に記載なし
12	臨界管理	臨界管理において、燃料デブリ等の質量が最大取扱量以下であることをどのように確認し維持管理するのか説明すること。	2020/6/4	2.15.2.1-1～3頁にて、コンクリートセルNo.2及びNo.4において燃料デブリ等の重量測定をしてから容器に収納し、試料ビットにて一時保管すること、最大取扱量が異なる場所に移動する際は計算機又は伝票で最大取扱量以下であることを確認することを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.455-459に維持管理方法の説明あり
31	臨界管理	試料ビットとコンクリートセルの間の容器移送方法について説明し、最大取扱量を越える量の燃料デブリ等がコンクリートセル内に存在することはしないことを示すこと。	2020/6/24	【2.15.1燃料デブリ等のフロー】 補足説明資料2.15.1.1-8(図2.15.1.1-13)に試料ビットとコンクリートセル間の容器移送方法についての説明をした。 【2.15.2臨界管理】 補足説明資料2.15.2.1-1～3頁にて、コンクリートセルNo.2及びNo.4において燃料デブリ等の重量測定をしてから容器に収納し、試料ビットにて一時保管すること、最大取扱量が異なる場所に移動する際は計算機又は伝票で最大取扱量以下であることを確認することを記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.85-86にビットの容器取り出し方法、P.457-458に確認・管理方法の記載あり
65	臨界管理	質量管理において使用する測定器、測定場所及び測定方法について説明すること。	2020/7/29	補足説明資料2.15.2.1-1～3頁にて、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と追加し回答した。				・2021/6/9まとめ資料P.455-459に一部記載(重量測定実施、測定場所)あり ・測定器や測定方法についての詳細は記載なし
91	臨界管理	臨界警報を検知した場合の対処の仕方について説明すること。	2020/9/30	補足説明資料2.15.2.1-4頁に、臨界の発生を防止しているが、複数箇所に設置するγ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタが臨界に伴う線量率の上昇を検知すること、万が一臨界が発生した場合は、まず人命第一とし建屋外避難する、その後の対応については、運用開始前までにマニュアル化することを記載した。				・特に記載なし
108	臨界管理	窒素ではなく水で消火した場合の臨界評価について説明すること。	2020/10/15	補足説明資料2.15.2.2-16頁に、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同じ結果であることを記載した。				・2021/9/6まとめ資料P.460に記載あり
135	臨界管理	厚さ300mmの水反射、粒子の非均質性等の条件が保守的なものであることがはっきり分かるように評価のプロセスを説明すること。	2020/11/20	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に評価プロセスを記載、厚さ300mmの水反射、粒子の非均質体系での解析結果を説明した。				・2021/6/9まとめ資料P.437、438に記載あり
139	臨界管理	コンクリートセル又は試料ビットにおける実際の燃料デブリ等の取扱方法を踏まえた上で、解析モデルの条件設定が保守的であることを示すこと。	2020/12/11	補足説明資料2.15.2.2-1～16頁、2.15.2.6-1～2頁、2.15.2.9-1頁に解析モデルの設定条件の保守性を説明した資料を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.428、435-436、447-448、472-477に記載あり
140	臨界管理	Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減について説明すること。	2020/12/11	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に、「Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減」を評価するための手順及び解析評価結果を記載した。また、解析評価に用いた参考資料を2.15.2.7-3～7へ記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.439-447に記載あり
141	臨界管理	STGM(確率論的幾何形状モデル)の代わりに使用したモデルは何かなど、解析コードの妥当性が分かるように説明を追加すること。	2020/12/11	補足説明資料2.15.2.2-2～3頁に、使用した解析モデルと解析コードの妥当性を追記した。				・2021/6/9まとめ資料P.429-432に記載あり
143	臨界管理	臨界安全評価の解析モデルにおいて、粒子が同じ大きさで正方格子状に並ぶことが前提となっているが、実際に燃料デブリ等を溶解する際は粒径や粒子配列にばらつきが生じることが想定される。このようなばらつきについてはどう考慮しているか説明すること。	2021/1/5	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に、「Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減」を評価するための手順及び解析評価結果を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.437-447に記載あり
148	臨界管理	燃料濃度が不均一な状態の解析において、燃料領域の半径を3等分した解析モデルを設定しているが、より中性子実効増倍率が高くなるような切り分け方はないのか。解析モデルの妥当性について説明すること。	2021/1/18	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に、「Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減」を評価するための手順及び解析評価結果を記載した。 2.15.2.8-1～2頁に、解析モデルの形状による影響の評価を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.440、445、450、470-471に記載あり 【参考：東電関連説明 2021.1.18面談時】均質体系及び非均質体系の不均一効果(燃料領域内で燃料濃度に差が存在することにより、中性子実効増倍率が高くなる現象)は、元々設定していた燃料組成の保守性に包括される。
149	臨界管理	今回不均一効果を確認するため行った解析は、変更認可申請書の臨界安全解析とは燃料組成の条件が異なるため、申請書記載の燃料組成にて不均一効果を考慮に入れた解析を改めて実施することを検討すること。	2021/2/3	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に、「Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減」を評価するための手順及び解析評価結果を記載した。				・2021/6/9まとめ資料P.425、418に記載あり 【参考：東電関連説明 2021/2/3面談時】均質体系及び非均質体系それぞれについて、燃料領域の体積を5等分し、燃料濃度が不均一な状態を想定し解析評価を行ったところ、いずれのケースでも均一体系に比べ中性子実効増倍率が増加する不均一効果がみられたが、その増加分は0.01Δk未満にとどまった。不均一効果は球以外の解析モデル(円筒モデル及び平板モデル)においてもみられたが、中性子実効増倍率の増加は球モデル同様0.01Δk未満にとどまった。UO2燃料及びMOX燃料(PuO2-UO2)の最小推定臨界下限値(質量)は、燃料をPu-H2Oとした場合における臨界に達しない重量を大きく上回っているため、不均一効果を考慮しても当該重量より小さくなることはない。
150	臨界管理	臨界安全再評価の結果が分かり次第第9回にて説明すること。	2021/2/18	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に、「Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減」を評価するための手順及び解析評価結果を記載した。				・2021/6/9まとめ資料(最新結果)のとおり? 【参考：東電関連説明 2021/2/18面談時】不均一効果を考慮し、かつ、燃料組成を見直した上で、分析第2棟の臨界安全評価を改めて実施する。
151	臨界管理	コンクリートセルの臨界安全解析について、最終的な結果が分かり次第第9回にて説明すること。	2021/2/26	補足説明資料2.15.2.2-5～16頁に、「Puの粒径・粒子配列のばらつき及び反射材の組合せによる中性子実効増倍率の増減」を評価するための手順及び解析評価結果を記載した。				・2021/6/9まとめ資料(最新結果)のとおり? 【参考：東電関連説明 2021/2/26面談時】燃料デブリ等を収納した容器単体の解析結果に基づき、非均質/不均一の体系にて試料ビット全体の中性子実効増倍率を計算した結果、0.95を下回った。
152	臨界管理	臨界安全評価の見直しに係る経緯をまとめること。	2021/2/26	補足説明資料2.15.2.11-1頁に、臨界安全評価の見直しの経緯を記載した。				・特に記載なし
153	臨界管理	不均一体系の臨界安全解析において、燃料領域をより細かく等分した場合の影響について説明すること。	2021/3/4	補足説明資料2.15.2.7-1～2頁に、燃料領域をより細かく等分した場合の影響について説明している。				・2021/6/9まとめ資料P.470に記載あり 【参考：東電関連説明 2021.3.4面談時】コンクリートセルの臨界安全解析を再度行った結果、条件見直し後においても、1回当たり受け入れられる燃料デブリ等の最大量(以下「1回当たり最大受入量」という。)に含まれるPuの重量は臨界に達しない量であった。
追-48	臨界管理	2.48.1.3.11 臨界防止について、万が一臨界が発生した場合の対策について具体的に説明すること。また、その対策については、いつ、どのような形で定められるのか説明すること。		補足説明資料2.15.2.2-1～16頁にて、第2棟の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いことを確認している。補足説明資料2.15.2.1-4頁に臨界の発生を防止しているが、万が一臨界が発生した場合は、臨界に伴う線量率の上昇等の検知のため複数箇所に設置するγ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタの警報吹鳴を確認し、まず人命第一とし建屋外避難する、その後の対応については、運用開始前までにマニュアル化することを記載している。				

番号	審査項目	指摘内容	指摘日	事業者回答	回答日	状況	指摘手段	備考
追-49	臨界管理	コンクリートセルNo.4の溶液中のPuが保守的であるとする根拠について説明すること。同様に、試料ピットの容器内の燃料デブリ等は粒子状のPuと水の混合物とあるが水がない状態よりも保守的である点を説明すること。その上で、セルの評価のように反射体をコンクリート壁とする評価は現行の評価で包含されるものであるのか説明すること。		補足説明資料2.15.2.2-1~2頁に、臨界安全解析に用いる燃料組成については、1F 3号機に装荷された燃料の組成から中性子を吸収する ²⁴¹ Amを除いた組成としており、保守的であることを記載した。また、補足説明資料2.15.2.2-2頁に、中性子実効増倍率が高くなる条件として、水やコンクリートによる反射体を想定することを記載した。				
追-50	臨界管理	試料ピットの臨界安全解析において、「不均一な状態を想定する」とあるが、均一な状態を想定しない理由を説明すること。		補足説明資料2.15.2.2-5~12頁に、第2棟では、臨界安全解析において燃料デブリ等の溶解処理を行うコンクリートセルを想定した均一及び不均一な状態での評価を行っていること、その結果は均一な状態に対し、不均一な状態の場合が中性子実効増倍率が0.95に達するPu重量が少ない厳しい結果となる。よって試料ピットの解析において不均一な条件を想定したものであることを記載した。				
追-52	臨界管理	添付資料-12 別添のうち未照射燃料と燃料デブリ等における ²³⁵ U+Puの合計量が最大取扱量に含まれる同重量を超えないように管理するとあるが、その方法について具体的に説明すること。また、「電算機又は伝票の記録」により確認するとあるが、その運用方法について具体的に説明すること。		補足説明資料2.15.2.1~3頁にて、「電算機又は伝票の記録」により確認する方法について、具体的な説明を記載した。				
追-53	臨界管理	添付資料-12 3 試料ピットの臨界安全解析において、燃料領域内でPu粒子の配列にばらつきがある不均一な状態とは、 内の範囲か容器内の範囲か、またそのばらつきが評価上保守的な状態であることを説明すること。また、容器について概要を説明すること。		【2.15.1燃料デブリ等のフロー】 補足説明資料2.15.1.1-9頁(図2.15.1.1-15)に、容器の概要について記載した。 【2.15.2臨界管理】 補足説明資料2.15.2.2-13~16頁に、試料ピットの評価を記載、試料ピットの臨界安全解析では容器内の範囲についてPu粒子の配列にばらつきがある不均一な状態を想定したものである。また、ばらつきの保守性については予備解析にて比較を行い、ばらつきがある場合がない場合に比べ中性子実効増倍率 $k_{eff}+3\sigma$ が増加する保守的な評価となることを確認している。				
追-54	臨界管理/被ばく管理	臨界に伴う線量率の上昇等の検知のため複数箇所に設置するγ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタについて、その多重性、多様性、独立性に関する考え方について説明すること。また実際に電源喪失や故障が発生した際の検知や警報吹鳴等の対応について説明すること。		補足説明資料2.15.2.1-4頁に、臨界に伴う線量率の上昇等の検知のため複数箇所に設置するγ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタはサービスイリアに各1台、オペレーションエリアに各1台設置すること、モニタの電源喪失、故障発生時には制御盤へ故障信号を発信すること、警報吹鳴の対応については、追-48と同様に運用開始前までにマニュアル化することを記載した。				

研究2棟に関する確認事項

大項目	小項目	通し番号	確認事項	措置を講ずべき事項にて記載する内容
2. 要求別確認事項	(7) 燃料デブリの取出し・廃炉のために措置を講ずべき事項	33	●P.25 やP.424以降には、通常運転時において、燃料デブリ等の取扱量及び形状を制限することで臨界を防止する旨の記載があるが、少なくとも、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（使用施設許可基準解釈）第7条（核燃料物質の臨界防止）の要求事項の裏返しとなる基本方針を示すこと。特に、単一の機器の故障、誤作動又は誤操作が生じた場合でも臨界を確実に防止できること、単一ユニットの臨界安全設計のみならず、2つ以上の単一ユニットが同時に存在する場合に必要な措置を説明すること。	補足説明資料2.15.2.9-1、2.15.2.9-2頁にて、第7条（核燃料物質の臨界防止）の要求事項のに対する基本方針を記載した。また、補足説明資料2.15.2.2-12頁にて、二重装荷時（2つ以上の単一ユニットが同時に存在する場合）においても臨界に達しないことを記載した。
		34	●核燃料物質の取扱量及び取扱使用状況からみて、臨界にならないことが明らかでない限りは、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けること。	補足説明資料2.15.2.1-20、2.15.2.1-21頁にて、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ことを確認したことを記載した。また、万が一臨界が発生した場合は、 γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタが、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ことを記載した。
		35	● P.547 にて「第2棟には貯蔵施設はない。」としているが、デブリの溶解・せん断等を行わない状態で核燃料物質を保管する施設であることから、貯蔵施設とみなした設計とすること。必要な保管容量として■■■■としている根拠を説明すること。	補足説明資料2.15.2.10-1頁にて、貯蔵施設とみなした設計とすることを記載した。また、必要な保管容量として■■■■としている根拠も記載した。
		36	● 同じくP.547にて「事故発生から経過しており、崩壊熱は十分小さい」としているが、核燃料物質を冷却する必要がないとする根拠を定量的に示すこと。	補足説明資料2.15.1.3-1~3頁にて、崩壊熱を定量的に記載した。

放射性物質分析・研究施設第2棟における 線量評価に用いた文献の適用性について

2023年3月16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. 燃料デブリ切断時の気相への移行率

地震により安全機能を失った際の線量評価、現実的な緩和策を考慮した線量評価において用いた移行率は、以下の文献に基づき設定した。

燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率：1%

「ホットラボの設計と管理（日本原子力学会）」では、照射燃料切断時の粒子状及び揮発性の放射性物質がどの程度セルから排気系へ飛散するかを測定結果を報告している（下表）。

放射性物質がセルから排気系へ放出される可能性の大きいのは、主として照射燃料切断の場合である。第3-Ⅲ-6表は、照射燃料切断時に粒子状および揮発性放射性物質がどの程度セルから排気系へ飛散するか（飛散度）の測定結果を示したものである。この表から通常の飛散度は、粒子状の場合 10^{-2} 、揮発性の場合 10^{-1} と考えてよい。

【ホットラボの設計と管理、社団法人 日本原子力学会、1976年9月、5. 排出廃棄物のモニタリング、5.1 排気（p100）より抜粋】

第3-Ⅲ-6表 照射燃料切断時における放射性物質の飛散度^{+ 15)}

核種 実験番号	$^{144}\text{Ce} - ^{144}\text{Pr}^{++}$	$^{134}\text{Cs}^{++}$	$^{137}\text{Cs}^{++}$	$^{125}\text{Sb}^{+++}$
1	4.3×10^{-5}	2.2×10^{-4}	1.4×10^{-4}	2.3×10^{-2}
2	1.2×10^{-4}	4.5×10^{-4}	4.0×10^{-4}	3.7×10^{-2}
3	1.3×10^{-4}	6.3×10^{-4}	4.2×10^{-4}	5.8×10^{-3}
4	1.6×10^{-4}	2.0×10^{-3}	1.6×10^{-3}	4.1×10^{-2}
5	1.1×10^{-4}	9.8×10^{-4}	8.4×10^{-4}	1.4×10^{-2}
6	2.9×10^{-4}	4.0×10^{-3}	3.8×10^{-3}	5.0×10^{-2}
7	3.1×10^{-4}	6.6×10^{-3}	4.7×10^{-3}	3.9×10^{-2}
8	2.7×10^{-4}	4.9×10^{-3}	3.4×10^{-3}	2.6×10^{-2}
平均値	1.8×10^{-4}	2.5×10^{-3}	1.9×10^{-3}	3.0×10^{-2}

+ 飛散度 = $\frac{\text{排気系へ飛散した全放射能}}{\text{照射燃料の切羽の全放射能}}$ **照射燃料切断時の粒子状放射性物質の飛散度**
 ++ 粒子状
 +++ 揮発性（化学的性状）

上表より燃料デブリ切断時に発生する粉体の気相への放射性物質の移行率を粒子状放射性物質の飛散度から保守的に 10^{-2} （1%）として採用している。

第2棟における地震により安全機能を失った際の線量評価、現実的な緩和策を考慮した線量評価では、照射燃料の切断時を想定して線量評価を行ったため、上記の文献を適用できると考えている。

2. 漏えい液体の気相への移行率（1/3）

液体状の放射性物質の漏えい時の気相への移行率：0.02%

「Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook（NUREG）」に基づき、液体状の放射性物質の漏えい時の気相への移行率を設定した。

【文献の概要】

◆NUREG/CR-6410

<記載内容>

米国原子力規制委員会が発行する技術報告書であり、事故時における施設外への放射性物質の放出量（ソースターム）の計算方法及び計算に用いる移行率（ARF）等を実験データを基に集約し掲載したもの。

◆DOE HANDBOOK（NUREG/CR-6410の引用文献）

<記載内容>

米国エネルギー省（DOE）により発行され、上記NUREG/CR-6410に掲載されている移行率等に関する実験内容等を掲載したもの。

2. 漏えい液体の気相への移行率 (2/3)

「Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook (NUREG)」に基づき、液体状の放射性物質の漏えい時の気相への移行率を設定した。

Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410, 3.3.3 Aerodynamic Entrainment/Resuspension, 3.3.4.2 Free-Fall Spill – Aqueous Liquids, Bounding Values (右記：p3-81より抜粋)

右記の赤実線部に、液体（水溶液、スラリー、粘性液）が落下した場合における放射性物質の気相への移行率（ARF）が示されている。

【気相への移行率】

- a. 水溶液：2E-4 (0.02%)
- b. スラリー：5E-5 (0.005%)
- c. 粘性液：7E-6 (0.0007%)

3.3.4.2 Free-Fall Spill - Aqueous Liquids, Bounding Values

a. Aqueous solutions (experiments performed using acidic UNH and sodium fluorocein), spill distance up to 3 m (~ 10 ft)

ARF 2E-4
RF 0.4

b. Aqueous slurries, < 40 percent solids, spill distance < 3 m (~ 10 ft)

ARF 5E-5
RF 0.8

c. Aqueous viscous solutions, spill distance < 3 m (~ 10 ft)

ARF 7E-6
RF 0.8

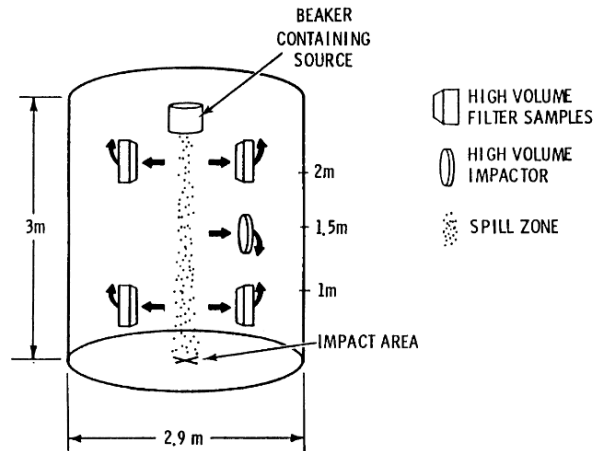
ARF：物理的刺激による気相への移行率

UNH(Uranyl nitrate hexahydrate)：硝酸ウラニル六水和物

以上を踏まえ、第2棟の液体廃棄物一時貯留設備において漏えいが発生した場合の線量評価における放射性物質の気相への移行率は、保守的な線量評価を行うため、水溶液を含む種々の液体が落下した場合の移行率から最も高い移行率である2E-4 (0.02%)を設定した。

2. 漏えい液体の気相への移行率 (3/3)

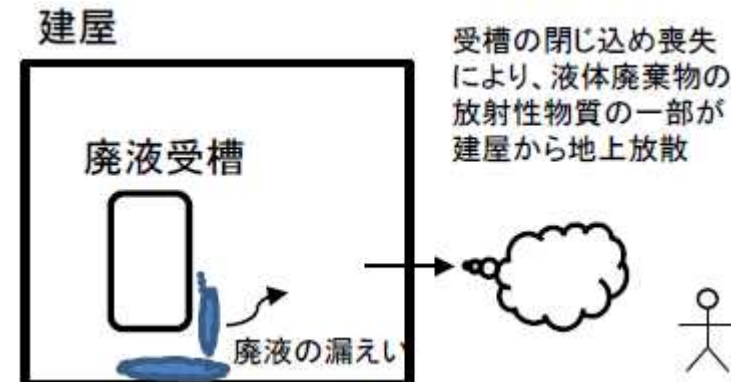
文献上の実験方法



Free fall spill samplers (ARF測定実験装置)
 <DOE HANDBOOKより抜粋>

【液体状の放射性物質の移行率測定方法の概要】
 高さ3mの位置にあるビーカーを逆さにして液体を放出し、床に当たって放散させた後、測定装置壁面に付着した物質を測定し移行率を評価する。

第2棟における漏えい事象のイメージ



【線量評価で用いることの適合性について】
 第2棟の受槽（高さ約3m）から床面に放散した場合を想定したものであり、DOE HANDBOOKに示された測定方法とほぼ同じ条件である。

以上のことから、**文献に記載されている移行率（ARF）は、地震により受槽が損傷し、液体状の放射性物質が漏えいし、床面に当たって放散するとした第2棟での想定漏えい事象における線量評価に適用できると**考えている。

3. 建屋の除染係数

除染係数 (DF) : 10

Ss900による建屋の耐震性の評価結果から、建屋及びコンクリートセルは閉じ込め機能を維持できるため、以下の文献に基づき除染係数 (DF) を設定した。

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 (右表 : p664より抜粋)

Ss900による建屋の耐震性の評価結果から、**建屋及びコンクリートセルはおおむね弾性範囲内に収まり、その損傷の程度はひび割れといった軽微な損傷に収まる**と考えられる。以上を踏まえ、右表の赤破線部の**各設備における軽微な損傷 (slightly damaged) においては気体状を除く放射性物質の除染係数は100 (Factor : 0.01)**が適用できると考えられるが、**第2棟では保守的な線量評価を行うため、赤実線部に基づき除染係数10 (Factor : 0.1) を適用した。**

なお、気体状の放射性物質に対しては、青実線部に基づき1 (Factor : 1.0) とした。

以上より、本文献は地震時の建屋及びコンクリートセルの除染係数 (DF) として適用できると考えている。

Modifying Factors	
Factor 3. Fraction of Aerosol released from primary containment into building.	
<u>Primary Containment</u>	
<u>Gases & Vapours</u>	<u>Factor</u>
Whatever the containment (except elemental iodine released under water).	1.0
Elemental iodine released under water.	0.01
<u>All other forms</u>	
Fibre drums, glove boxes, cells, reactor structures etc., which are so seriously damaged that containment is virtually nil.	1.0
Storage blocks and pits, seriously damaged glove boxes, cells, flasks, reactor structures, etc.	0.1
Safes, undamaged or slightly damaged glove-boxes ⁽¹²⁾ , cells, flasks, reactor structures, etc., under water storage, particulate release into building via filtered extract, single metal containment.	0.01
Concreted steel drums, double metal containment.	0.001
Factor 4. Fraction of Airborne Material released from Building	
<u>Condition of Building</u>	
Gases in damaged or undamaged buildings.	1.0
Volatile and particulate aerosols in buildings so seriously damaged that containment is virtually nil.	
(a) by explosion	1.0
(b) by fire (factor allowed for thermal lift)	0.1
Volatile and particulate aerosols in building containments undamaged or slightly damaged.	0.1
Particulate release from building via filtered extract.	0.01