

補足説明資料6-2（28条）

6. 臨界事故への対処

臨界事故の拡大防止対策の検討

中性子吸収材の供給優位性

1. 概要

臨界事故の未臨界を確保するための対策は、确实性及び信頼性が高く、波及的影響を伴わない重大事故時可溶性中性子吸収材供給系（溶解槽における臨界事故の場合は、代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽）を用いて自動的に可溶性中性子吸収材を供給（以下、「中性子吸収材の供給」という。）することで、未臨界に移行させるとともに未臨界を維持することとしている。

ここでは、対策の信頼性を確保する観点から、中性子吸収材の供給以外の対策についても考慮した上で、中性子吸収材を供給する対策を選択していることを説明する。

2. 中性子吸収材の供給優位性

可溶性中性子吸収材を貯槽内に供給した場合、貯槽内溶液の状態（温度、液位、密度等）が変化した場合でも、貯槽内の中性子吸収材の量は変わらないため、確実に未臨界を維持できる。また、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系及び代替可溶性中性子吸収材緊急供給槽は、臨界事故発生時に想定される温度、圧力及び放射線の環境条件下においても必要な機能を発揮できるため、以下に示す対策と比較して信頼性が高いと評価した。

3. 中性子吸収材の供給以外の対策の検討

(1) 検討内容

中性子吸収材の供給以外の対策について、施設の特徴、対策の実施による波及的影響を考慮し、対策の実施可否を検討した。

検討内容について以下に示す。

a. 核燃料物質の排出・移送

溶液を全濃度安全形状寸法管理機器又は中性子吸収材をあらかじめ供給した貯槽へ移送することにより未臨界に移行する。ただし、溶液の液温度及び移送方式によっては、対策が実施できない場合がある。

b. 核燃料物質の希釈

溶液に多量の硝酸等を供給することにより希釈し、未臨界濃度以下にすることにより未臨界に移行する。ただし、通常の移送経路を用いるため、上流の貯槽内に核燃料物質を含む溶液が貯留されている場合は排出作業が必要となり、未臨界に移行できるまでの時間が長くなる。

c. 移送機器を用いた中性子吸収材又は硝酸の機器への移送

中性子吸収効果を持つ溶液を臨界事故が発生した機器に移送することにより未臨界に移行する。ただし、中性子吸収材を貯留する機器は限られるため、適用できない機器もある。溶解槽での酸濃度の低下が原因の場合に限っては、硝酸の供給が有効な場合がある。

また、溶解槽にあっては設備の構成上の特長により、追加的に以下の対策によっても未臨界に移行できる可能性がある。

d. 可溶性中性子吸収材緊急供給系の回復

検出器の故障による不動作の場合は、可溶性中性子吸収材緊急供給系の弁を手動で開とすることで、可溶性中性子吸収材を供給する。なお、供給弁の故障による不動作の場合は、現場にて当該弁の開操作を行うことも考えられるが、供給弁が溶解槽セルに隣接する室に設置されており、臨界事故時には空間線量率が高くなり近接が困難のため、有効性は低い。

e. 硝酸供給槽からの中性子吸収材又は硝酸の供給

上流の硝酸ガドリニウム調整槽から硝酸調整槽及び硝酸供給槽を経由して溶解槽へ中性子吸収材を供給する。ただし、途中の硝酸調整槽等に硝酸が貯留されている場合は、内包する溶液を排出する必要があるため、時間を要する。なお、臨界事故の原因が、溶解槽内の酸濃度の異常な低下による場合は、硝酸供給槽から硝酸を供給することで、燃料せん断片の溶解を促し、未臨界へ移行できる可能性があるため、限定的に有効である。

f. 溶解槽ホイールの回転

主に核分裂に寄与するのが燃料せん断片中の核燃料物質であるため、溶解槽ホイールを回転させ、燃料せん断片を溶液から出し、中性子の減速効果を低下させることで未臨界へ移行させる。ただし、溶解槽ホイールを回転させて燃料せん断片の入ったバケットを気中へ移行できるのは1バケット分のみであり、複数のバケットに燃料せん断片を投入している場合は、未臨界に移行できない可能性があるため、限定的に有効である。

(2) 検討結果

前記のとおり、中性子吸収材の供給以外の対策によっても、未臨界に移行できる可能性があるが、迅速かつ確実に未臨界に移行できる対策としては、可溶性中性子吸収材の供給が最も優れていると判断した。

補足説明資料6-3（28条）

6. 臨界事故への対処

臨界計算根拠

1. はじめに

本資料は、臨界事故の拡大防止対策として実施する可溶性中性子吸収材の供給により、臨界事故が発生した機器を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを示すために実施する臨界計算について、評価条件、評価モデル及び評価結果等を示すものである。

2. 臨界計算の概要

臨界計算においては、臨界事故の起因事象、事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に、臨界事故が発生した機器に可溶性中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し、解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。

臨界計算の対象となる機器及び主要な評価条件を第1表に示すとともに、個別の評価条件及び評価結果を別紙－1～別紙－5に示す。

第1表 臨界計算の対象となる機器及び主要な評価条件

| 施設 | 臨界事故の発生を想定する機器 | 解析上考慮する核燃料物質の種類と形態 | 核燃料物質の質量，濃度，液量等 | 同位体組成 | 可溶性中性子吸収材供給量 | 参照先 |
|------|----------------|---|--|--|--------------|------|
| 溶解施設 | 溶解槽 | 非均質部：非均質 $UO_2+UO_2(NO_3)_2$ 水溶液 均質部： $UO_2(NO_3)_2$ | 燃料装荷量： 145kg・ UO_2 /バケツト～ 580kg・ UO_2 /バケツト 溶解液ウラン濃度：0～ 600g・U/L | ^{235}U ： ^{238}U =5：95 | 2100g・Gd | 別紙－1 |
| | エンドピース酸洗浄槽 | 非均質 UO_2+H_2O | 燃料装荷量：550kg・ UO_2 | ^{235}U ： ^{238}U =5：95 | 4200g・Gd | 別紙－2 |
| | ハル洗浄槽 | 非均質 UO_2+H_2O | (ハル洗浄槽内が燃料せん断片と水の混合物で充滿した状態) | ^{235}U ： ^{238}U =5：95 | 3000g・Gd | 別紙－3 |
| 精製施設 | 第5一時貯留処理槽 | 均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液 | Pu濃度：■g・Pu/L 液量：200L | ^{239}Pu ： ^{240}Pu ： ^{241}Pu = 71：17：12 | 150g・Gd | 別紙－4 |
| | 第7一時貯留処理槽 | 均質 $Pu(NO_3)_3$ 水溶液 | Pu濃度：■g・Pu/L 液量：3000L | ^{239}Pu ： ^{240}Pu ： ^{241}Pu = 71：17：12 | 2400g・Gd | 別紙－5 |

■については商業機密の観点から公開できません。

溶解槽の臨界計算

1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，溶解槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。実効増倍率の算出方法としては，非均質燃料部の非均質燃料棒格子を燃料棒半径及び減速比（燃料棒と溶解液の体積比）をパラメータとして核的に等価な媒質に均質化し，この均質化された群定数を用いて，実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，ANISN-JRによる均質化定数作成を経て，最終的にモンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の3倍を加えた値（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.95以下となることを判断基準とする。

4. 解析条件

溶解槽は実形状を考慮してモデル化し、燃料棒半径及び減速比を変化させることで最適減速条件をサーベイし、核的に最も厳しい条件を特定する。

特定された条件において、中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液が供給された状態を考慮し、溶解槽が未臨界を維持できるガドリニウム濃度を確認する。

具体的には以下のとおりとする。

4.1 計算モデル

溶解槽の臨界事故の起因は、燃料せん断片の溶解条件が何らかの要因により悪化し、溶解不良が発生したものの、溶解不良を検知できず、せん断・溶解運転を継続することで、未溶解の燃料が核的制限値を超えて溶解槽内に生じることによるものであるため、臨界事故時には溶解槽内に溶解液及び燃料せん断片が存在している状態となる。

溶解槽の計算モデルにおいては、既認可の設工認（溶解施設の臨界防止に関する計算書）において臨界安全設計として臨界計算を実施した際に用いた溶解槽のモデルと同様のものを使用する。

燃料被覆管は無視した上でペレット及び水を均質化した燃料領域を、溶解槽中の燃料が存在しうるバケット部に満たす。均質化領域作成モデルを図1に、計算モデルを図2に示す。

4.2 その他の解析条件

- (1) 受け入れ燃料仕様中最も厳しい燃料組成を保守的に包絡する初期濃縮度 5wt%の未照射燃料の組成として、 $^{235}\text{U}=5\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{U}=95\text{wt}\%$ を用いる。ペレット密度は 95%理論密度とする。
なお、せん断処理施設で取り扱う使用済み燃料の燃料集合体平均濃縮度は 3.5wt%以下であるため、実際の燃料仕様を考慮すると、上記設定は安全側の設定となる。
- (2) 溶解液のウラン濃度は、溶解槽の通常時の濃度変動を考慮して 400gU/L として、燃料装荷量を変化させ、実効増倍率が最も大きくなる装荷量を求める。その後、溶解液のウラン濃度をパラメータとして変化させる。
- (3) バケット内でホイール中心寄りの核燃料物質は、酸化物燃料並びに硝酸ウラニルからなる非均質燃料体系とし、その化学的形態は $\text{UO}_2+\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2+\text{H}_2\text{O}$ とする。
- (4) バケット底部及び槽内の核燃料物質である溶解液は、均質・均一の硝酸ウラニル水溶液とし、その化学的形態は $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2+\text{H}_2\text{O}$ とする。
- (5) 溶液の遊離硝酸、核分裂生成物及びアクチニド（ウランを除く）並びにガドリニウム入り燃料のガドリニウムは考慮しない。
- (6) 反射条件としては、実効増倍率に対して感度の最も高い槽に垂直な方向に 2.5cm 水反射条件を設定する。バケット底部の半径方向には、バケット部の反射体として作用する十分な厚さの溶解液層を設定しているため、その外側にさらに反射体を設定する必要は無く、真空領域とする。
- (7) 溶液中のガドリニウム濃度は、0.7gGd/L とする。
- (8) 同一セルに設置される他の機器との中性子相互干渉としては、溶解槽と第1よう素追出し槽、第2よう素追出し槽、中間ポット及びエンドピース酸洗浄槽があるが、既認可の設工認（溶解施設の臨界防止に関する

計算書)において、有意な中性子相互干渉がないことがわかっているため、臨界計算は溶解槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

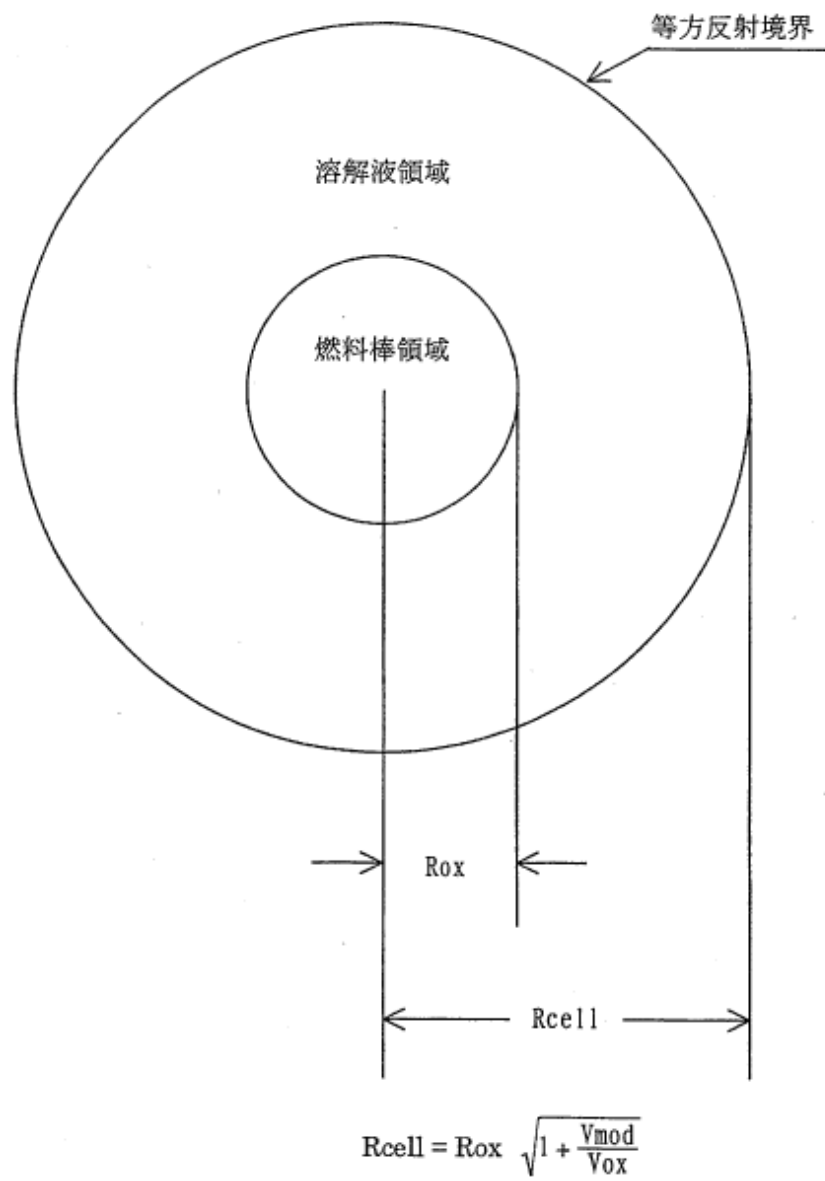


図1 燃料棒格子均質化用1次元輸送計算モデル

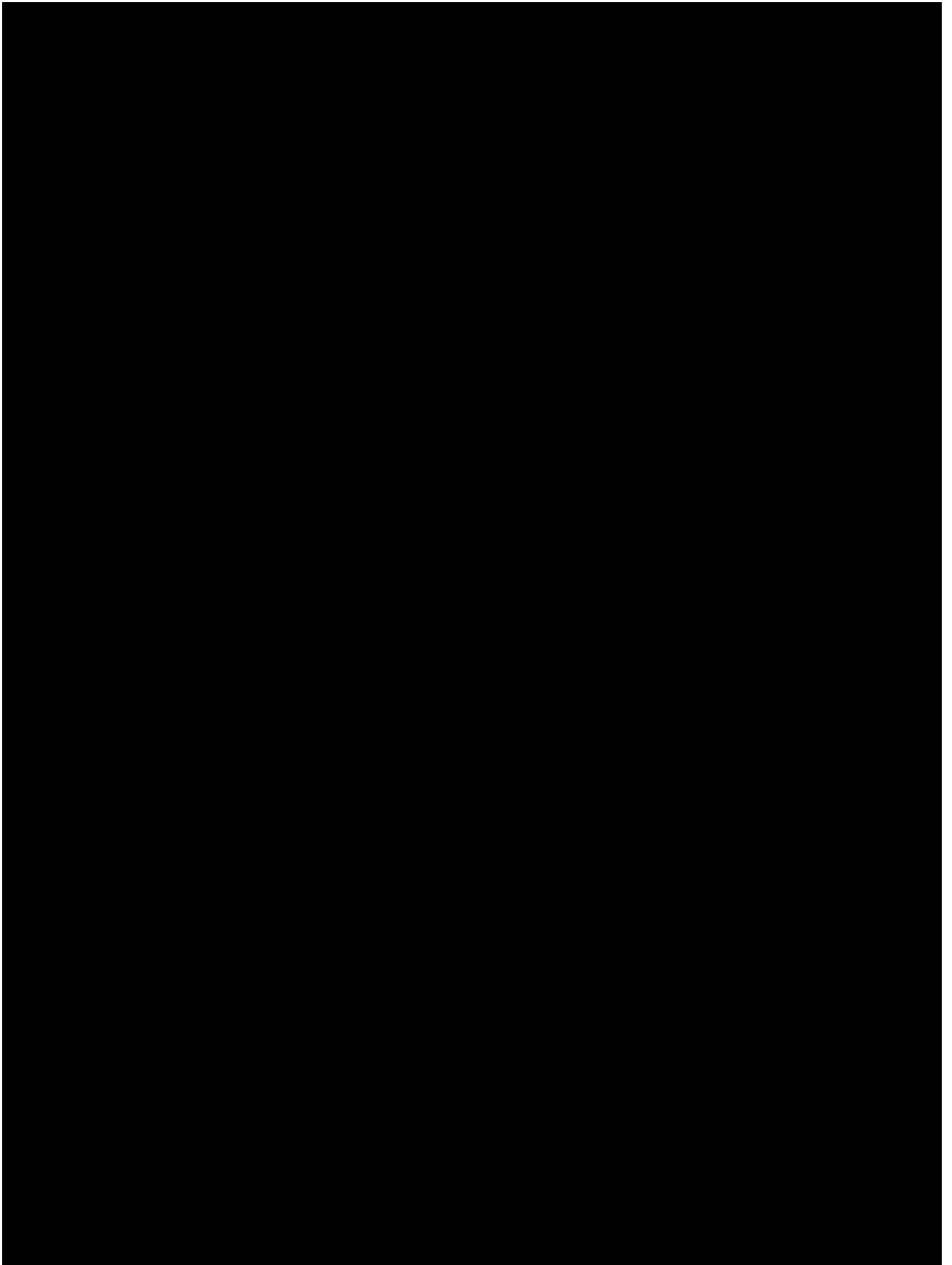


図2 溶解槽の計算モデル

■については商業機密の観点から公開できません。

5. 臨界評価の結果

ガドリニウム濃度 0.7gGd/L に対して、溶解槽に装荷される燃料質量を変化させた場合の評価結果を図 3 に、また、燃料質量を変化させた場合に最も実効増倍率が大きくなる質量において、溶解液のウラン濃度を変化させた場合の評価結果を図 4 に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを 0.7gGd/L とした場合、 $k_{eff}+3\sigma$ は 0.95 以下であり、溶解槽は未臨界を維持できる。

溶解槽の液量は 3000 L であるため、想定した条件において必要となる可溶性中性子吸収材の供給量は 2100g・Gd となる。

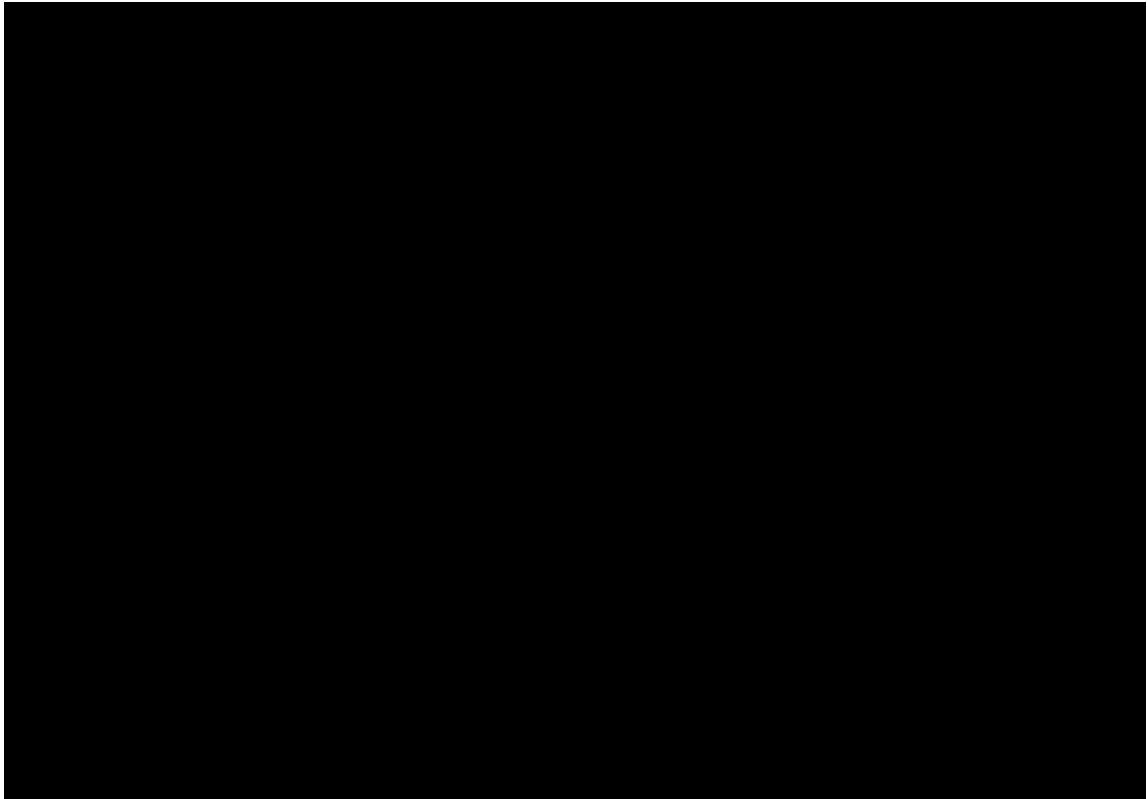


図3 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

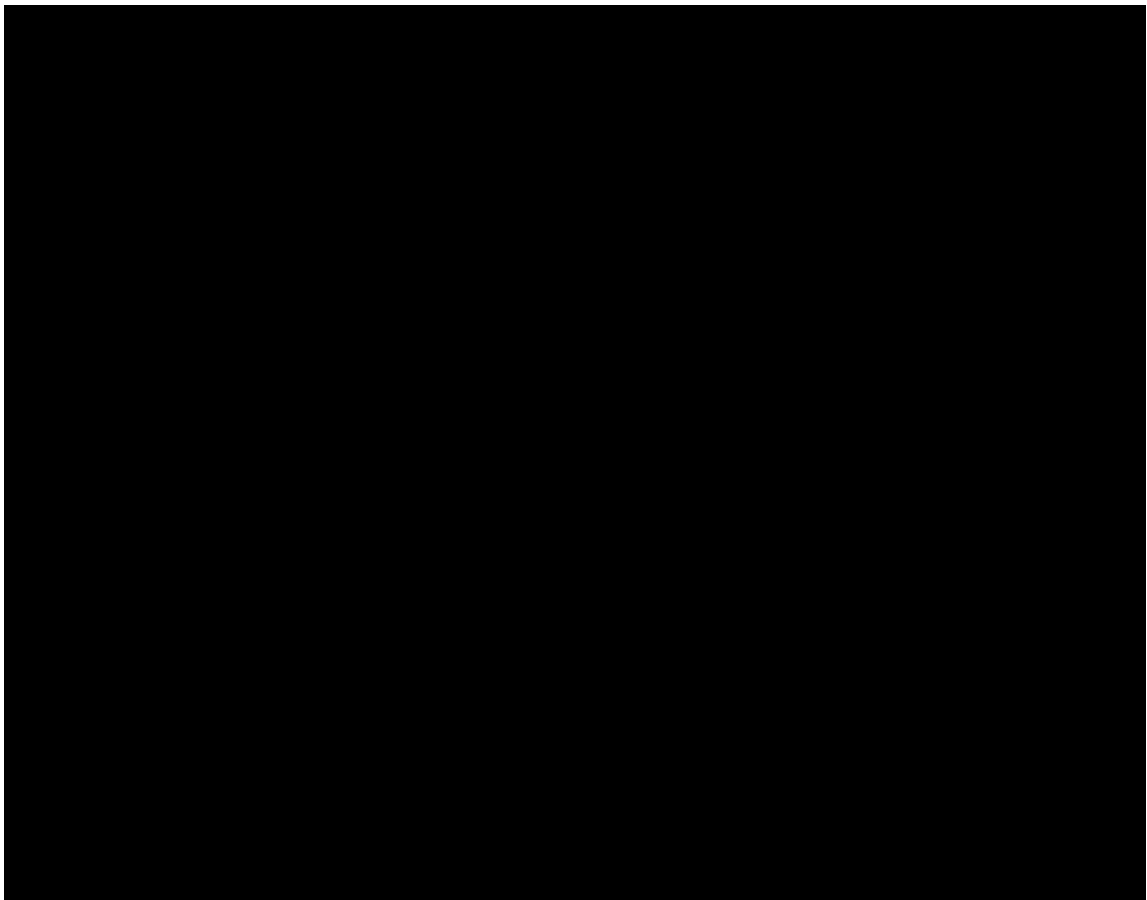


図4 溶解槽の評価結果 (0.7gGd/L のガドリニウム使用の場合)

エンド ピース酸洗浄槽の臨界計算

1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，エンド ピース酸洗浄槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。実効増倍率の算出方法としては，非均質燃料部の非均質燃料棒格子をペレット半径及び減速比（ペレットと水の体積比）をパラメータとして核的に等価な媒質に均質化し，この均質化された群定数を用いて，実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，ANISN-JRによる均質化定数作成を経て，最終的にモンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の3倍を加えた値（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.95以下となることを判断基準とする。

4. 解析条件

エンドピース酸洗浄槽は球形状でモデル化し、ペレット半径及びペレット間距離を変化させることで最適減速条件をサーベイし、核的に最も厳しい条件を特定する。

特定された条件において、中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液が供給された状態を考慮し、エンドピース酸洗浄槽が未臨界を維持できるガドリニウム濃度を確認する。

具体的には以下のとおりとする。

4.1 計算モデル

エンドピース酸洗浄槽の臨界事故の起因は、せん断処理設備のせん断機から多量のせん断片が移行することにより発生するため、臨界事故時にはエンドピース酸洗浄槽内に燃料が堆積している状態となる。

エンドピース酸洗浄槽の計算モデルにおいては、核的に最も厳しくなるよう球形状でモデル化する。

燃料被覆管は無視した上でペレット及び水を均質化した燃料領域を、エンドピース酸洗浄槽をモデル化した球に満たす。均質化領域作成モデルを図1に、計算モデルを図2に示す。

4.2 その他の解析条件

(1) 受け入れ燃料仕様中最も厳しい燃料組成を保守的に包絡する初期濃縮度

5wt%の未照射燃料の組成として、 $^{235}\text{U}=5\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{U}=95\text{wt}\%$ を用いる。ペレット密度は97%理論密度とする。

なお、せん断処理施設で取り扱う使用済み燃料の燃料集合体平均濃縮度は3.5wt%以下であるため、実際の燃料仕様を考慮すると、上記設定は安全側の設定となる。

- (2) 溶液中のウラン濃度は、硝酸ウラニル中の硝酸による中性子吸収効果を考慮しないことによって厳しい結果を与えるようゼロとする。
- (3) エンドピース酸洗浄槽内の核燃料物質は、酸化物燃料及び水からなる均質体系とし、その化学的形態は UO_2+H_2O とする。
- (4) エンドピース酸洗浄槽に移行する燃料の量は、再処理施設で取り扱う燃料集合体のうち、最も質量が大きくなる燃料集合体1体全量が移行するものとし、 $550kg \cdot UO_2$ とする。
- (5) 溶液の遊離硝酸は考慮しない。
- (6) 中性子吸収材としての効果を持つ槽本体等の構造物は考慮しない。
- (7) 反射条件としては、外周300mm水反射体とする。
- (8) 溶液中のガドリニウム濃度は、0.0, 1.0, 2.0gGd/Lとする。
- (9) 同一セルに設置される他の機器との中性子相互干渉については、既認可の設工認（溶解施設の臨界防止に関する計算書）において、他の機器と有意な中性子相互干渉がないことがわかっているため、臨界計算はエンドピース酸洗浄槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

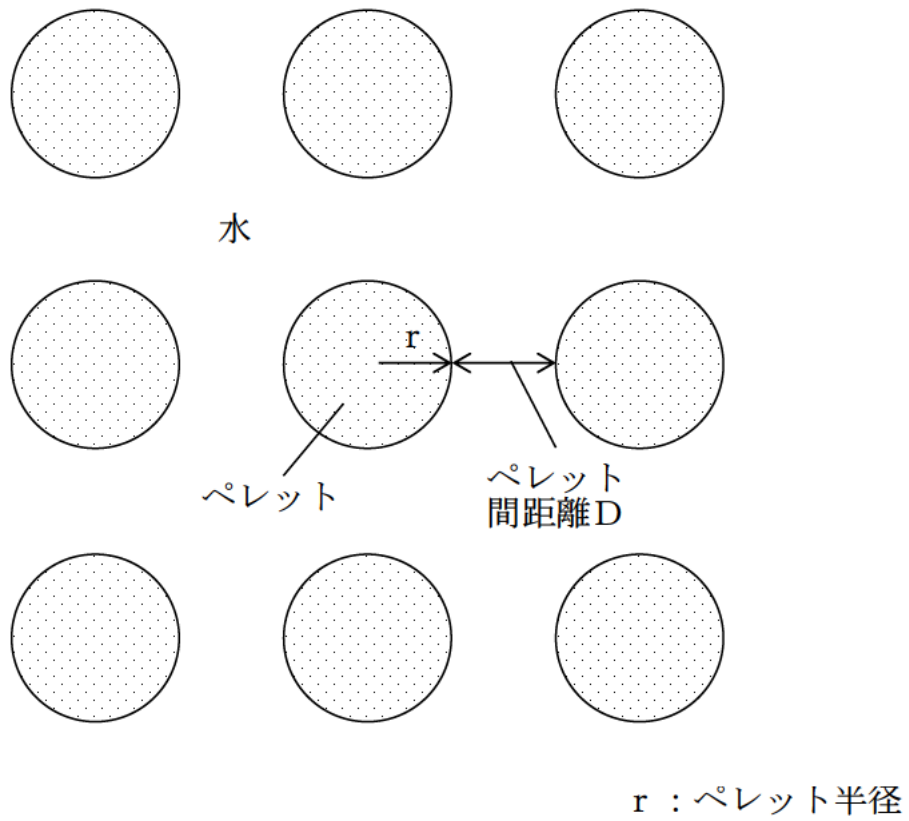


図1 均質化領域作成モデル

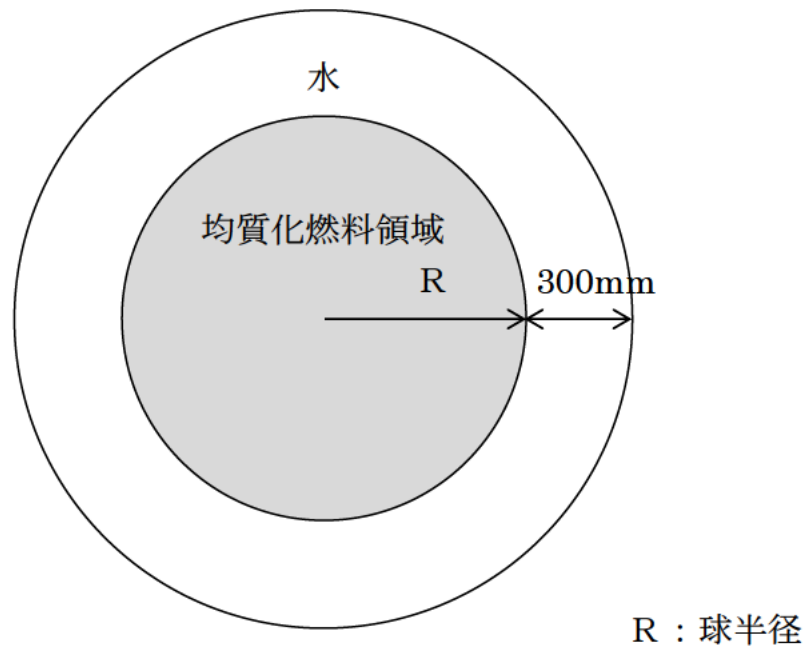


図2 エンドピース酸洗浄槽計算モデル

5. 臨界評価の結果

ガドリニウム濃度 0.0, 1.0, 2.0gGd/L に対してそれぞれペレット半径及び減速比をパラメータとした場合の評価結果を図 3 から図 5 に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを 2.0gGd/L とした場合、 $k_{eff}+3\sigma$ は 0.95 以下であり、エンドピース酸洗浄槽は未臨界を維持できる。

エンドピース酸洗浄槽の液量は 2100 L であるため、想定した条件において必要となる可溶性中性子吸収材の供給量は 4200g・Gd となる。

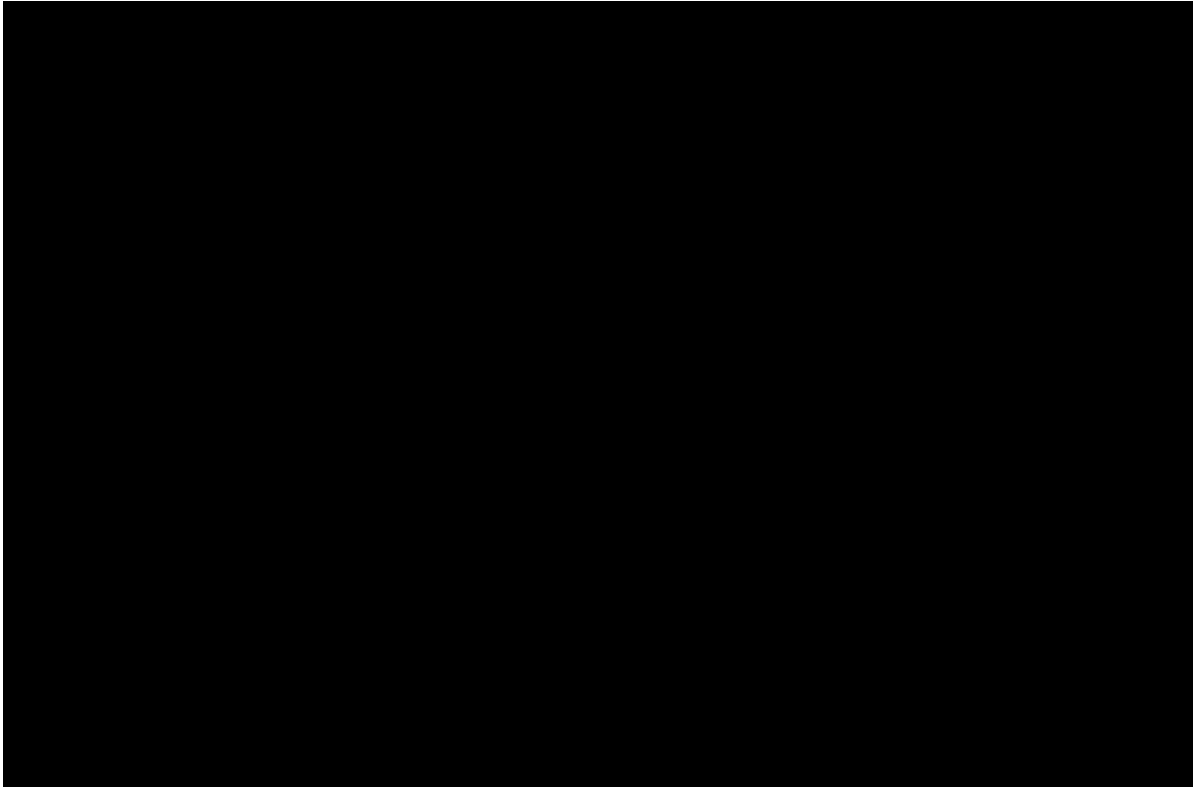


図3 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 0.0gGd/L）

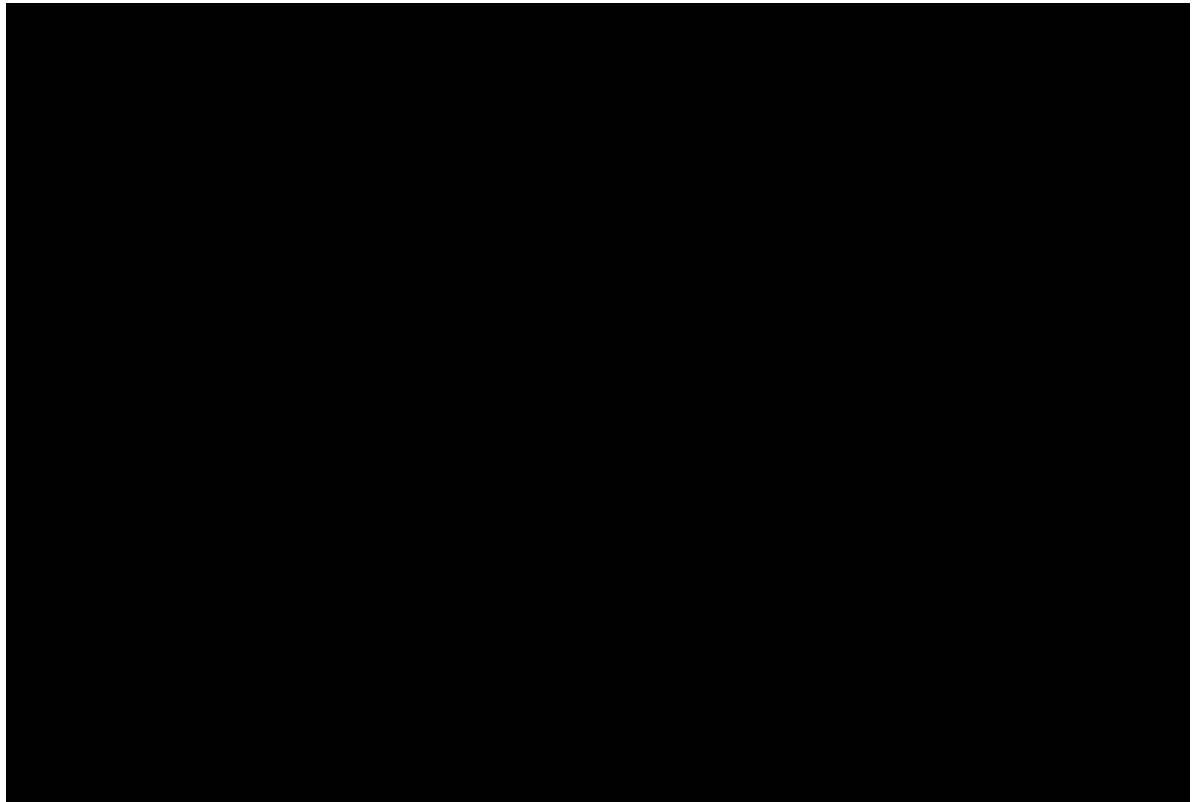


図4 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 1.0gGd/L）

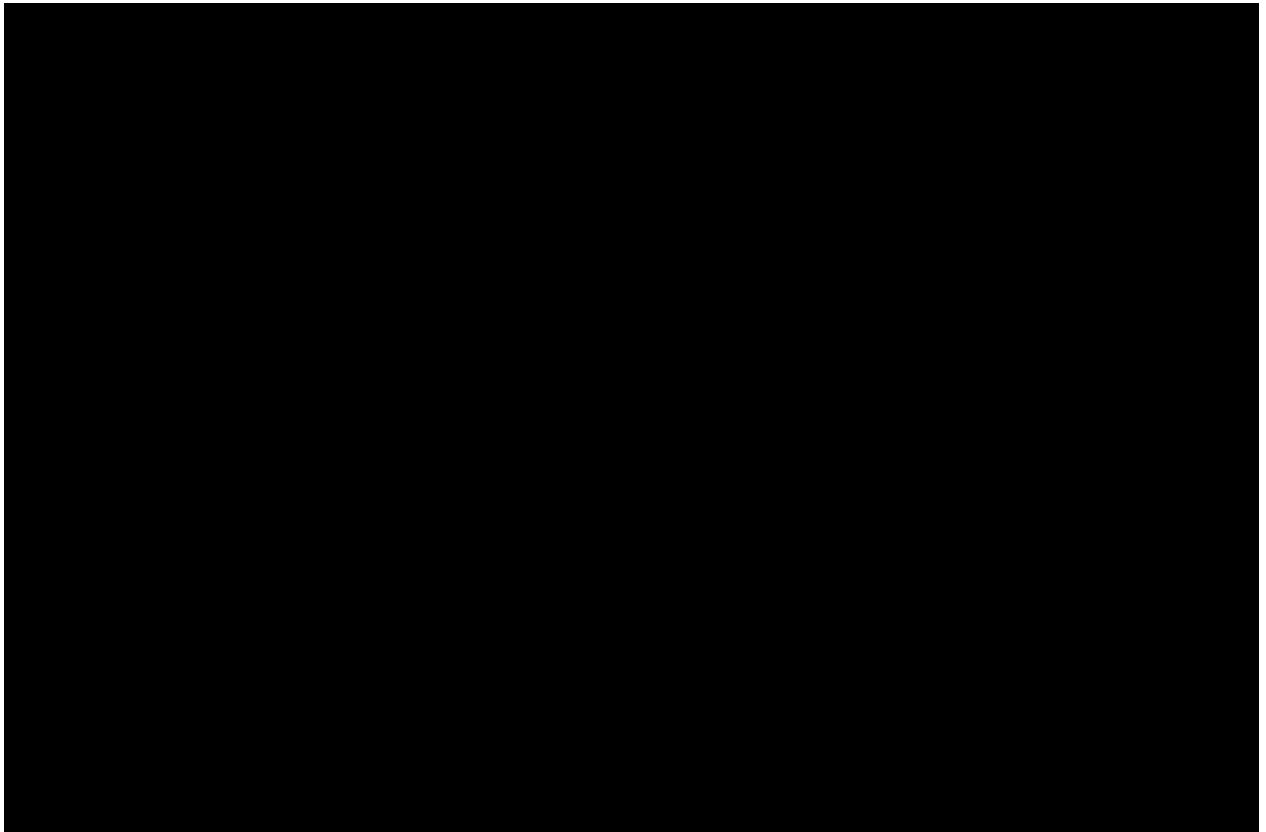


図5 エンドピース酸洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 2.0gGd/L）

■については商業機密の観点から公開できません。

ハル洗浄槽の臨界計算

1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，ハル洗浄槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。実効増倍率の算出方法としては，非均質燃料部の非均質燃料棒格子をペレット半径及び減速比（ペレットと水の体積比）をパラメータとして核的に等価な媒質に均質化し，この均質化された群定数を用いて，実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，ANISN-JRによる均質化定数作成を経て，最終的にモンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の3倍を加えた値（ $k_{eff} + 3\sigma$ ）が0.95以下となることを判断基準とする。

4. 解析条件

ハル洗浄槽は実形状に合わせ、円筒形状でモデル化し、ペレット半径及びペレット間距離を変化させることで最適減速条件をサーベイし、核的に最も厳しい条件を特定する。

特定された条件において、中性子吸収材である硝酸ガドリニウム溶液が供給された状態を考慮し、ハル洗浄槽が未臨界を維持できるガドリニウム濃度を確認する。

具体的には以下のとおりとする。

4.1 計算モデル

ハル洗浄槽の臨界事故の起因は、溶解設備の溶解槽において燃料せん断片の溶解不良が発生したことを検知できず、多量のせん断片が移行することにより発生するため、臨界事故時にはハル洗浄槽内に燃料が堆積している状態となる。

ハル洗浄槽の計算モデルにおいては、ハル洗浄槽の実形状（円筒形）を考慮し、円筒形状でモデル化する。

燃料被覆管は無視した上でペレット及び水を均質化した燃料領域を、ハル洗浄槽をモデル化した円筒形に満たす。均質化領域作成モデルを図1に、計算モデルを図2に示す。

4.2 その他の解析条件

- (1) 受け入れ燃料仕様中最も厳しい燃料組成を保守的に包絡する初期濃縮度5wt%の未照射燃料の組成として、 $^{235}\text{U}=5\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{U}=95\text{wt}\%$ を用いる。ペレット密度は95%理論密度とする。

なお、せん断処理施設で取り扱う使用済み燃料の燃料集合体平均濃縮度は3.5wt%以下であるため、実際の燃料仕様を考慮すると、上記設定は安全側の設定となる。

- (2) ハル洗浄槽内の核燃料物質は、酸化物燃料及び水からなる均質体系とし、その化学的形態は UO_2+H_2O とする。
- (3) ハル洗浄槽に移行する燃料の量は制限せずに、最適減速条件を決定する。
- (4) 溶液の遊離硝酸は考慮しない。
- (5) 中性子吸収材としての効果を持つ槽本体等の構造物は考慮しない。
- (6) 反射条件としては、外周 300mm 水反射体とする。
- (7) 溶液中のガドリニウム濃度は、15gGd/L とする。
- (8) 同一セルに設置される中性子の相互干渉の考慮が必要な他の機器は存在しないため、臨界計算はハル洗浄槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

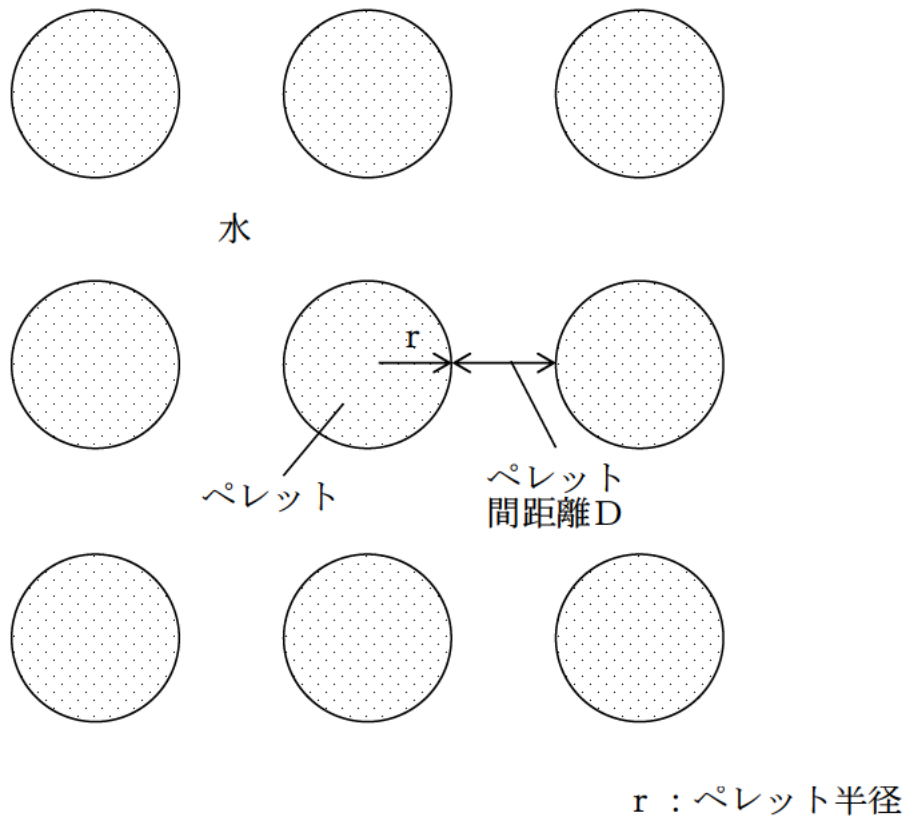
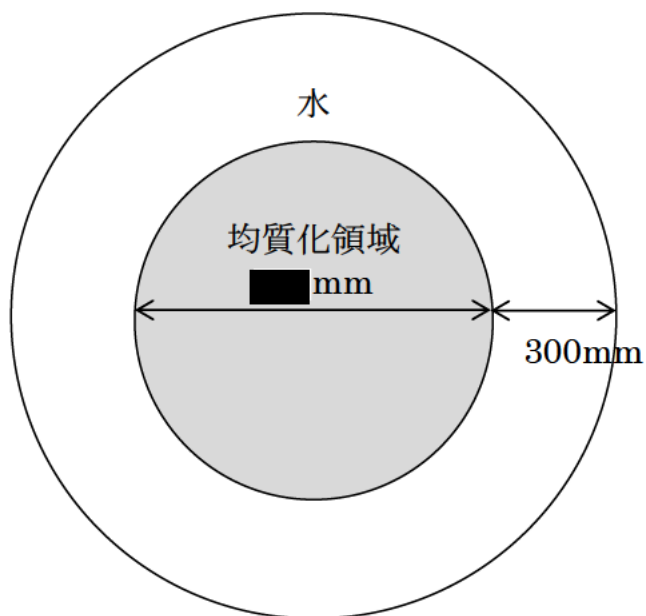


図1 均質化領域作成モデル

【平面図】



【立面図】

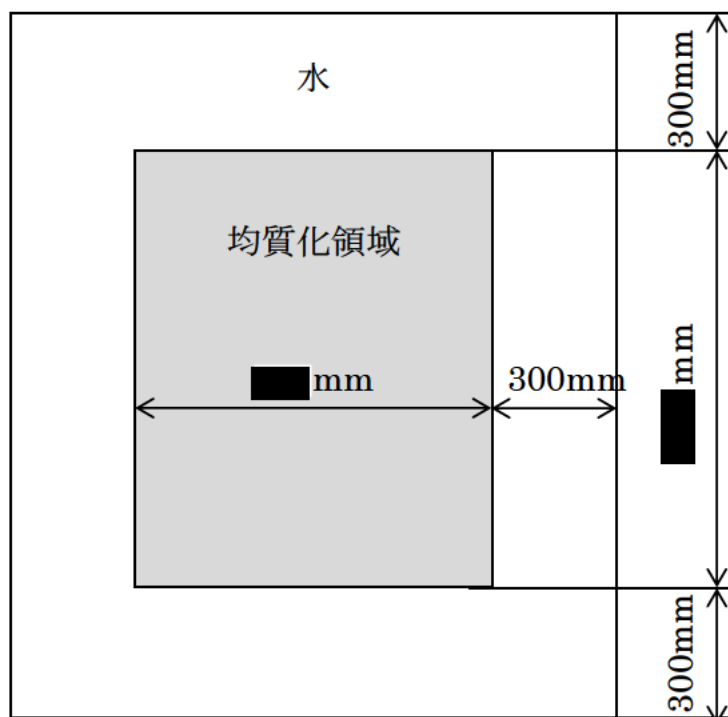


図2 ハル洗浄槽計算モデル



については商業機密の観点から公開できません。

5. 臨界評価の結果

ガドリニウム濃度 15gGd/L に対してペレット半径及び減速比をパラメータとした場合の評価結果を図 3 に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを 15gGd/L とした場合、 $k_{eff} + 3\sigma$ は 0.95 以下であり、ハル洗浄槽は未臨界を維持できる。

ハル洗浄槽の液量は 200 L であるため、想定した条件において必要となる可溶性中性子吸収材の供給量は 3000g・Gd となる。

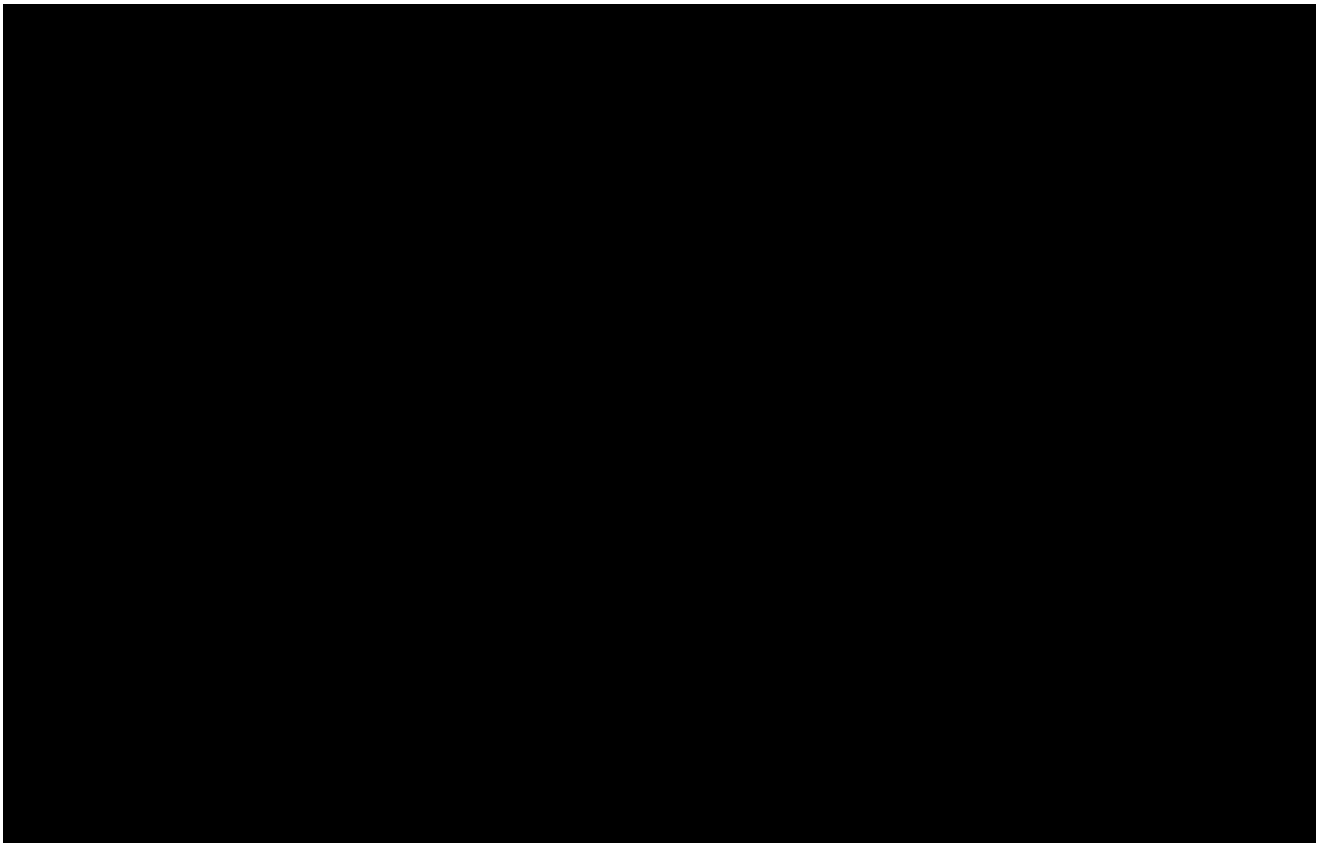


図 3 ハル洗浄槽評価結果（ガドリニウム濃度 15gGd/L）

■ については商業機密の観点から公開できません。

第 5 一時貯留処理槽の臨界計算

1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，第 5 一時貯留処理槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACSコードシステムを用いて行う。具体的には，MGCLライブラリを用いてMAILにより巨視的断面積を作成し，モンテカルロコードKENO-IVにより本体系の実効増倍率を算出する。

3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の 3 倍を加えた値 ($k_{\text{eff}} + 3\sigma$) が 0.95 以下となることを判断基準とする。

4. 解析条件

第5一時貯留処理槽に臨界計算は以下の条件により実施する。

4.1 計算モデル

第5一時貯留処理槽の臨界事故の起因は、運転員等による核燃料物質の誤移送である。

第5一時貯留処理槽の計算モデルにおいては、第5一時貯留処理槽の実形状（円筒形）を考慮し、円筒形状でモデル化する。モデル図を図1に示す。

モデル化における直径、高さ（上部管台を除く）及び胴板厚みは公称寸法を用いる。また、液位、液量とPu濃度の関係を図1中に示す。

4.2 その他の解析条件

(1) プルトニウム同位体組成は以下の通りとする。

^{239}Pu : 71wt%

^{240}Pu : 17wt%

^{241}Pu : 12wt%

(2) 核燃料物質は、均質・均一の硝酸プルトニウム水溶液とし、その化学形態は $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ とする。

(3) 遊離硝酸、核分裂生成物及びアクチニド（プルトニウムは除く）は考慮しない。

(4) 臨界安全解析における第5一時貯留処理槽への液移送元は、精製施設プルトニウム精製設備の放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿1又は放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿2とする。そのため、第5一時貯留処理槽に移送される液のプルトニウム濃度は、精製施設プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮前の工程における通常運転時の変動を考慮した最大プルトニウム濃度である \blacksquare gPu/L とし、液容量は放射性配管分岐第

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

1セル漏えい液受皿1又は放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿2の漏えい検知装置が作動する液量に、漏えい発生検知後の液移送停止までの漏えい量を加算した液量として200Lとする。

- (5) 反射条件としては、第5一時貯留処理槽の外側に厚さ2.5cmの水反射体を設けるとともに、セルのコンクリート壁による反射を考慮する。第5一時貯留処理槽とコンクリート間の距離は公称寸法を基に、保守的となるよう設定する。
- (6) 溶液中のガドリニウム量は150gGdとする。
- (7) 第5一時貯留処理槽内のプルトニウム量 \blacksquare kgPu ($=\blacksquare$ gPu/L \times 200L)及びガドリニウム量150gGdを固定する。ただし、臨界事故の発生条件及び進展の不確実性を考慮し、状態の変化を包絡できるように、プルトニウム濃度が変動した場合でも未臨界を維持できることを確認する。
- (8) 同一セルに設置される他の機器との中性子相互干渉については、他の機器において同時に臨界事故が発生しないこと及び第5一時貯留処理槽に十分な量の中性子吸収材を供給することにより中性子相互干渉は無視しうるものと考えられるため、臨界計算は第5一時貯留処理槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

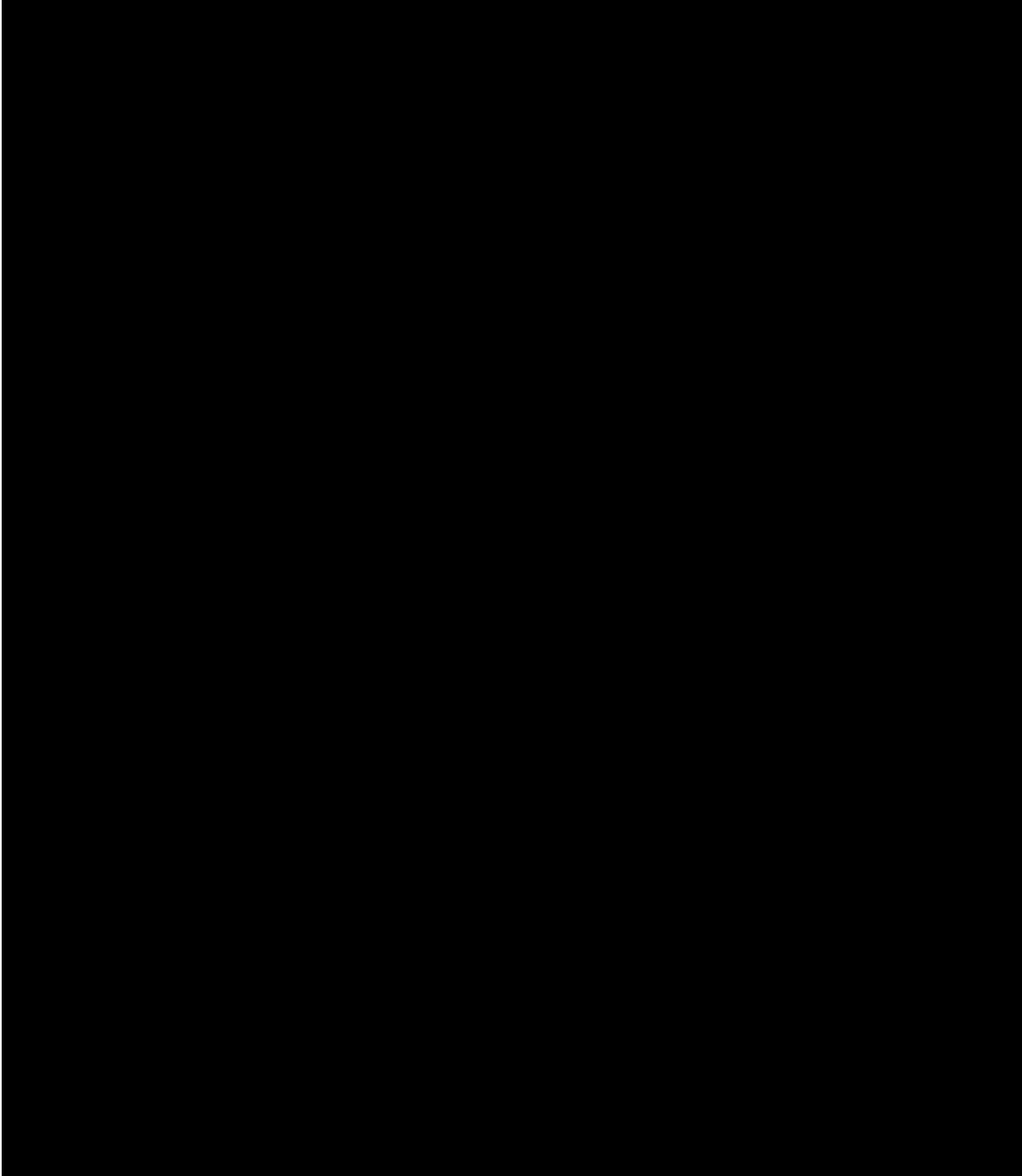


図1 第5 一時貯留処理槽の計算モデル

■ については商業機密の観点から公開できません。

5. 臨界評価の結果

第5一時貯留処理槽に150gGdのガドリニウムを供給した場合の評価結果を図2に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを150gGdとした場合、 $k_{eff}+3\sigma$ は0.95以下であり、第5一時貯留処理槽は未臨界を維持できる。

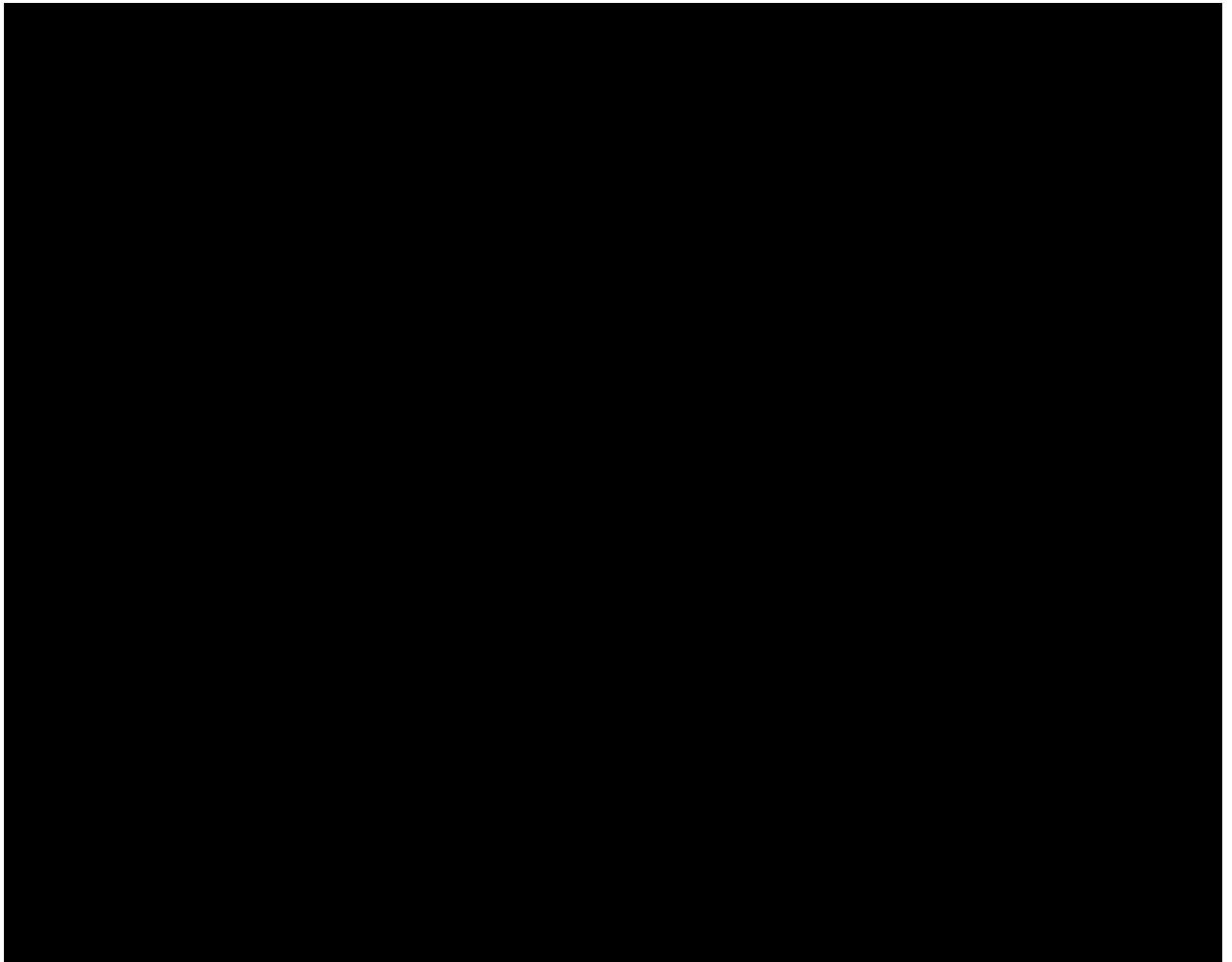


図2 第5一時貯留処理槽の評価結果

■ については商業機密の観点から公開できません。

第 7 一時貯留処理槽の臨界計算

1. 評価方法

臨界事故の起因事象，事故において想定される施設の安全機能の状態及び運転状態等の前提条件を基に，第 7 一時貯留処理槽に硝酸ガドリニウム溶液を所定量供給した場合における当該機器の解析条件を設定し，解析コードを用いて体系の実効増倍率を算出する。算出した実効増倍率が後述の判断基準を満足することを確認する。

2. 解析コード

実効増倍率の算出は，JACS コードシステムを用いて行う。具体的には，MGCL ライブラリを用いてMAIL により巨視的断面積を作成し，モンテカルロコードKENO-IV により本体系の実効増倍率を算出する。

3. 判断基準

体系の平均実効増倍率に標準偏差の 3 倍を加えた値 ($k_{eff} + 3\sigma$) が 0.95 以下となることを判断基準とする。

4. 解析条件

第7一時貯留処理槽の臨界計算は以下の条件により実施する。

4.1 計算モデル

第7一時貯留処理槽の臨界事故の起因は、運転員等による核燃料物質の誤移送である。

第7一時貯留処理槽の計算モデルにおいては、第7一時貯留処理槽の実形状（円筒形）を考慮し、円筒形状でモデル化する。モデル図を図1に示す。

モデル化における直径、高さ（上部管台を除く）及び胴板厚みは公称寸法を用いる。また、液位、液量とPu濃度の関係を図1中に示す。

4.2 その他の解析条件

(1) プルトニウム同位体組成は以下の通りとする。

^{239}Pu : 71wt%

^{240}Pu : 17wt%

^{241}Pu : 12wt%

(2) 核燃料物質は、均質・均一の硝酸プルトニウム水溶液とし、その化学形態は $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ とする。

(3) 遊離硝酸、核分裂生成物及びアクチニド（プルトニウムは除く）は考慮しない。

(4) 臨界安全解析における第7一時貯留処理槽への液移送元は、プルトニウム量が最大となる精製建屋一時貯留処理設備の第3一時貯留処理槽とする。そのため、第7一時貯留処理槽に移送される液のプルトニウム濃度は、精製施設プルトニウム精製設備のプルトニウム濃縮前の工程における通常運転時の変動を考慮した最大プルトニウム濃度である \blacksquare gPu/L とし、液容量は第3一時貯留処理槽の容量である 3000 L とする。

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

- (5) 反射条件としては、第7一時貯留処理槽の外側に厚さ 2.5cm の水反射体を設けるとともに、セルのコンクリート壁による反射を考慮する。第7一時貯留処理槽とコンクリート間の距離は公称寸法を基に、保守的となるよう設定する。
- (6) 溶液中のガドリニウム量は 2400gGd とする。
- (7) 第7一時貯留処理槽内のプルトニウム量 \blacksquare kgPu ($=\blacksquare$ gPu/L \times 3000L) 及びガドリニウム量 2400gGd を固定する。ただし、臨界事故の発生条件及び進展の不確実性を考慮し、状態の変化を包絡できるように、プルトニウム濃度が変動した場合でも未臨界を維持できることを確認する。
- (8) 同一セルに設置される中性子の相互干渉の考慮が必要な他の機器は存在しないため、臨界計算は第7一時貯留処理槽に着目した単一ユニットの評価を行なう。

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

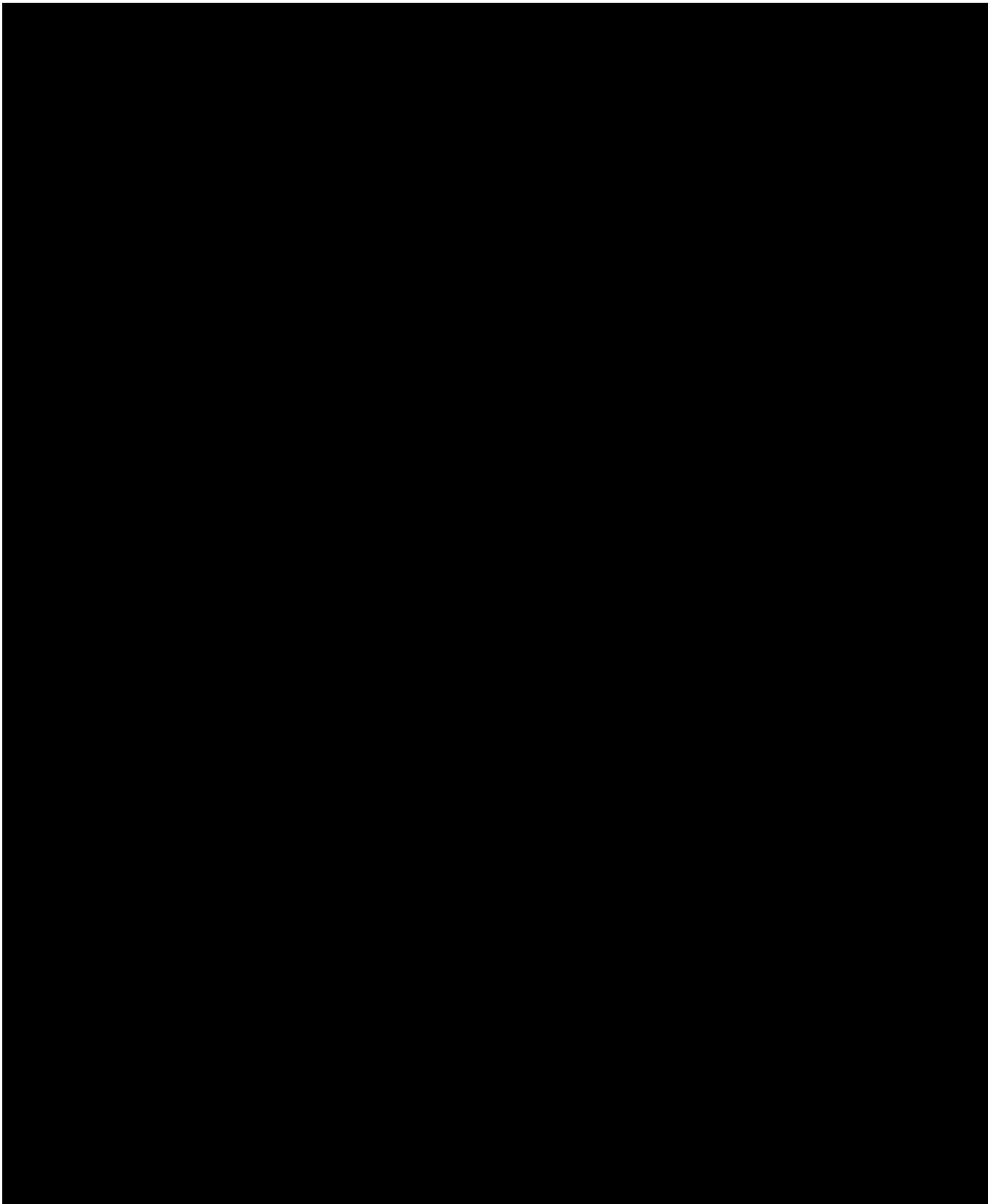


図 1 第 7 一時貯留処理槽の計算モデル

■■■■■■■■■■ については商業機密の観点から公開できません。

5. 臨界評価の結果

第7一時貯留処理槽に2400gGdのガドリニウムを供給した場合の評価結果を図2に示す。これらの結果から、中性子吸収材として機器内のガドリニウムを2400gGdとした場合、 $k_{eff} + 3\sigma$ は0.95以下であり、第7一時貯留処理槽は未臨界を維持できる。

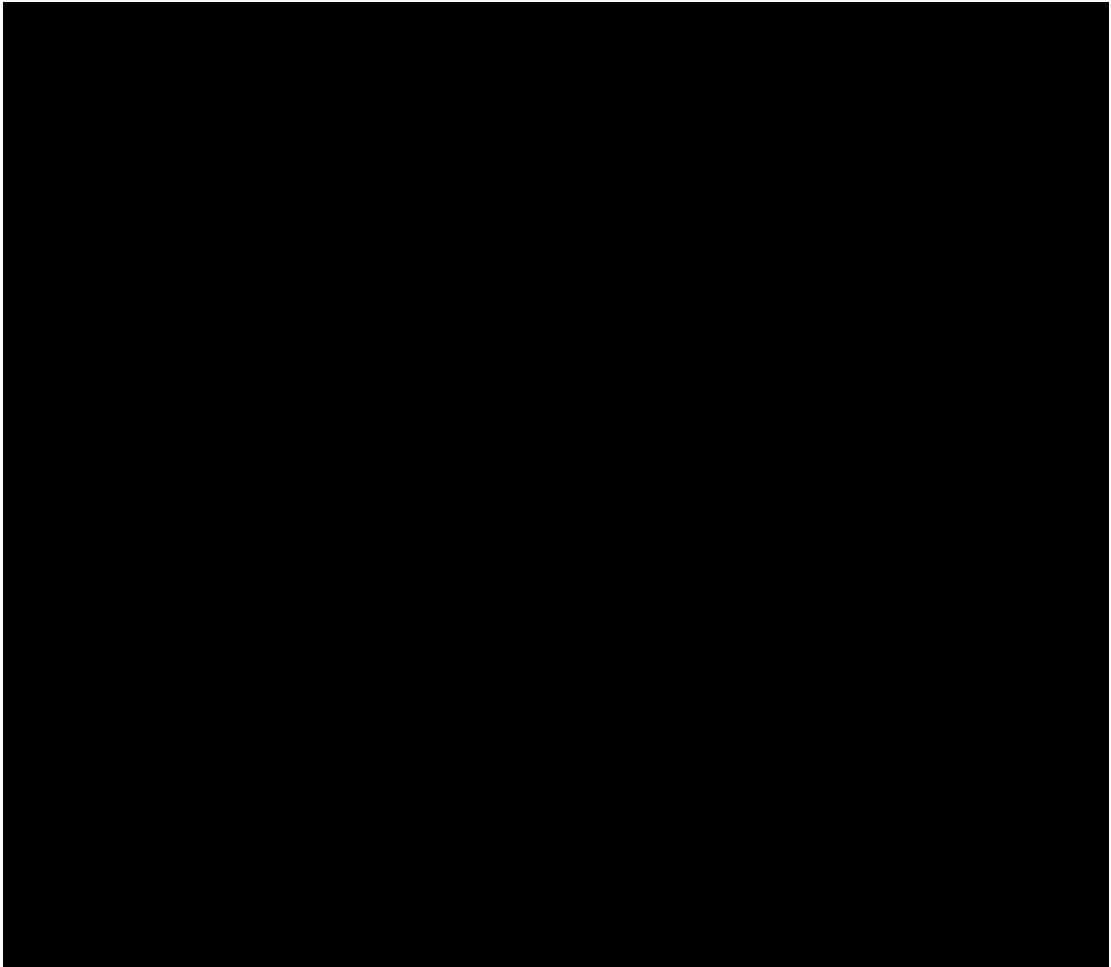


図2 第7一時貯留処理槽の評価結果



については商業機密の観点から公開できません。

6. 臨界計算における評価の余裕について

1. ～5. に示すように、第7一時貯留処理槽においては、評価条件を、想定しうる最も厳しい条件としており、臨界事故の起因及び臨界事故による状態の変化が生じた場合でも未臨界に移行することが可能であることが示された。

本項では、想定しうる事故条件のうち、現実的な事故条件を想定して評価条件を設定することにより、臨界事故後に供給するとしている可溶性中性子吸収材の供給量が十分な余裕を有しているとともに、有効性評価で前提としている臨界継続時間（10分）の短縮の可能性について考察する。

さらに、評価上は未臨界に必要な可溶性中性子吸収材の供給に10分を要するとしているが、現実的な条件を考慮した場合に10分で供給可能となる中性子吸収材量を示す。

考察は主に誤移送を想定する溶液のPu濃度と、第7一時貯留処理槽に臨界事故前に存在している未臨界濃度未満の溶液の量に着目する。

6.1 高濃度Pu溶液による臨界事故の発生想定

臨界事故の対策では、臨界事故の発生を臨界検知用放射線検出器で検知した後、約1分で緊急停止系を操作することにより溶液の移送を停止することとしている。したがって、4.2で設定したように、誤移送元の貯槽の全量が移送されるより前に移送は停止し、第7一時貯留処理槽内のPu量は4.2で設定した量よりも小さくなる。

この影響を評価するため、誤移送を想定する溶液のPu濃度については4.2で設定した濃度と同様とするものの、Pu質量については臨界事故の発生が想定される条件（実効増倍率が1を超過する際のPu質量）から決定し、同体系に可溶性中性子吸収材を供給した場合に、未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材量を求める。

本評価は補足的に実施するものであることから、入力の容易性等を考慮して、JACSコードシステムと同様に、多数のベンチマーク計算により、信頼性が確保された計算コードである、SCALEコードシステムを用いる。

モデル図及びその他の臨界評価条件については4.と同様とする。

上記前提条件において、臨界事故が発生しうる液量かつ工程停止までの間に移送される液量を考慮した第7一時貯留処理槽内の溶液量は約300Lとなり、また、第7一時貯留処理槽を未臨界に移行するために必要な中性子吸収材量は1L未満であった。

6.2 低濃度 Pu 溶液による臨界事故の発生想定

第7一時貯留処理槽の臨界事故は、他の機器から高濃度のPu溶液を誤移送することにより発生するものであるが、第7一時貯留処理槽に臨界事故前に未臨界濃度未満の溶液が存在していることを考慮した場合、第7一時貯留処理槽内で誤移送されたPu溶液が希釈され、4.で示した液量よりも多い液量で臨界事故に至っている可能性がある。

この影響を評価するため、第7一時貯留処理槽が満液となった状態において、溶液のPu濃度をパラメータとして臨界計算を行い、臨界事故が発生しうるPu濃度を特定するとともに、同体系に可溶性中性子吸収材を供給した場合に、未臨界に移行するために必要な可溶性中性子吸収材量を求める。

本評価は補足的に実施するものであることから、入力の容易性等を考慮して、JACSコードシステムと同様に、多数のベンチマーク計算により、信頼性が確保された計算コードである、SCALEコードシステムを用いる。

モデル図及びその他の臨界評価条件については4.と同様とする。

上記前提条件において、臨界事故が発生しうる Pu 濃度は約 9.5gPu/L となり、また、第 7 一時貯留処理槽を未臨界に移行するために必要な中性子吸収材量は約 4L であった。

6.3 現実的な条件における可溶性中性子吸収材の供給量

臨界事故が発生したことを臨界検知用放射線検出器により検知した場合、第 7 一時貯留処理槽に対し、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系を用いて 10 分以内に可溶性中性子吸収材を供給する。

供給完了時間については十分な余裕をもって設定しているため、実際の設備構成を踏まえた場合、その時間は、5 分程度と見積もられる。

そのため、想定している 10 分で第 7 一時貯留処理槽に供給できる可溶性中性子吸収材量は、未臨界に移行するために必要な量の約 2 倍（4800gGd）以上となり、未臨界に必要な中性子吸収材量を十分上回り、余裕を有する。

6.4 まとめ

5.、6.1 及び 6.2 の結果より、有効性評価で必要とされた中性子吸収材量約 16L に対し、現実的な条件を考慮した場合には供給量は約 4L 程度となると評価された。その場合には、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系からの中性子吸収材の供給により未臨界に移行できる時間が、有効性評価で前提としている臨界継続時間（10 分）よりも短縮できる場合があることが示された。

また、6.3 の結果より、実際に第 7 一時貯留処理槽に供給される可溶性中性子吸収材量は、未臨界に必要な中性子吸収材量を十分上回り、余裕を有するため、確実に未臨界に移行できる。

補足説明資料 6-4 (28条)

6. 臨界事故への対処

解析に用いるパラメータの根拠等

本書では、臨界事故の有効性評価に用いたパラメータの設定において参照した根拠等を示す。具体的には以下の項目について記載する。

1. 臨界事故におけるセシウム-137 換算放出量の評価方法と評価に用いたパラメータについて
2. 臨界事故において外部に放出される可能性のある放射性希ガス及び放射性ヨウ素の大気中への放出割合の評価方法と評価に用いたパラメータについて
3. 臨界事故への対処において実施する放射線分解水素の掃気対策で供給する空気流量の評価方法と評価に用いたパラメータについて
4. 線量告示に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比較に係る評価方法と評価に用いたパラメータについて
5. 廃ガス貯留槽内の放射性物質濃度の推移について

1. 臨界事故におけるセシウム-137 換算放出量の評価方法と評価に用いたパラメータについて

1.1 評価の前提

本資料では、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の評価方法を説明する。

臨界事故における放射性物質の放出量は、可溶性中性子吸収材の自動供給による未臨界への移行、及び廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留により低減されることから、上記対策の効果を考慮して放出量を計算する。気体状の放射性希ガス及び放射性よう素の取り扱いについては、これらの元素による長期的な被ばく影響が十分小さいことから、評価対象外とする。

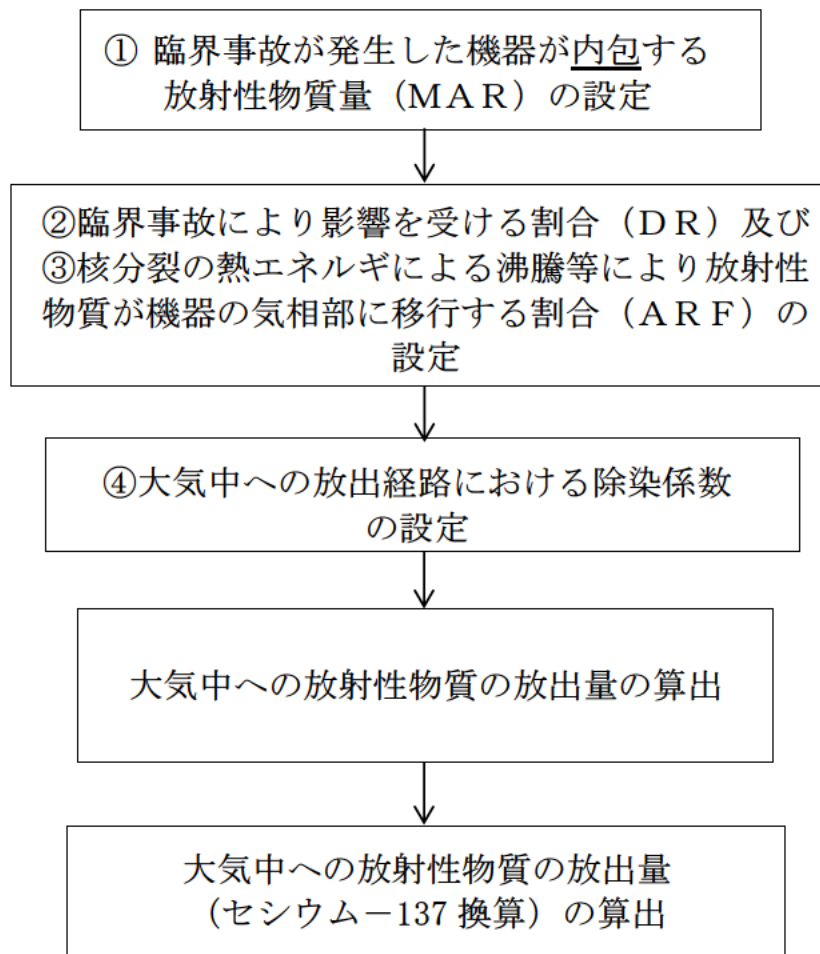
1.2 セシウム-137 換算放出量の評価条件

臨界事故の有効性評価における大気中への放射性物質の放出量は、臨界事故が発生した機器が内包する放射性物質質量（以下、本資料において「MAR」という。）に対して、臨界事故により影響を受ける割合（以下、本資料において「DR」という。）、核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合（以下、本資料において「ARF」という。）及び大気中への放出経路における除染係数を考慮して算出する。

評価した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137 への換算係数を乗じて、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を算出する（1式）。

$$\begin{aligned} & \text{大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算)} \\ & = \text{大気中への放射性物質の放出量 [Bq]} \\ & \quad \times \text{Cs-137 換算係数} \end{aligned} \quad (1 \text{式})$$

大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の評価方法のフローを第 1.2-1 図に示す。



第1.2-1 図 大気中への放射性物質の放出量 (セシウム-137換算) の評価方法のフロー

1.3 評価に用いる各種パラメータの設定

(1) MAR

a. MARの設定方針について

放射性物質量は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MWd}/\text{t}\cdot\text{UPr}$ 、照射前燃料濃縮度 $4.5\text{wt}\%$ 、比出力 $38\text{MW}/\text{t}\cdot\text{UPr}$ 、冷却期間15年を基に算出した放射性物質量に、使用済燃料の燃料仕様の変動に係る補正係数を考慮して、平常運転時の最大値又は臨界事故の発生が想定される条件下における放射性物質量を設定する。

使用済燃料の燃料仕様の変動に係る補正係数を第1.3-1表に示す。また、各機器で使用するインベントリの設定根拠を第1.3-2表に示す。

なお、臨界が発生した場合、溶液中に新たに核分裂生成物が生成するが、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量(セシウム-137換算)評価におけるMARは、臨界事故の発生を仮定する機器が内包する溶液中の放射性物質が支配的であり、臨界により生成する核分裂生成物のうち、セシウム-137評価の対象としない放射性希ガス及び放射性ヨウ素を除く核分裂生成物による影響は無視できるため、MARとしては考慮しない。

第1.3-1表 燃料仕様の変動に係る補正係数

| 元素グループ | 燃料仕様の変動に係る補正係数 |
|---------|----------------|
| Ru/Rh | 1.7 |
| その他FP※1 | 1.1 |
| Pu | 2.0 |
| Am, Cm | 2.7 |

※1：その他FPとは、核分裂生成物のうち、Kr-85、I-129及びRu/Rhを除いたものを示す。

第 1.3-2 表 インベントリの設定根拠

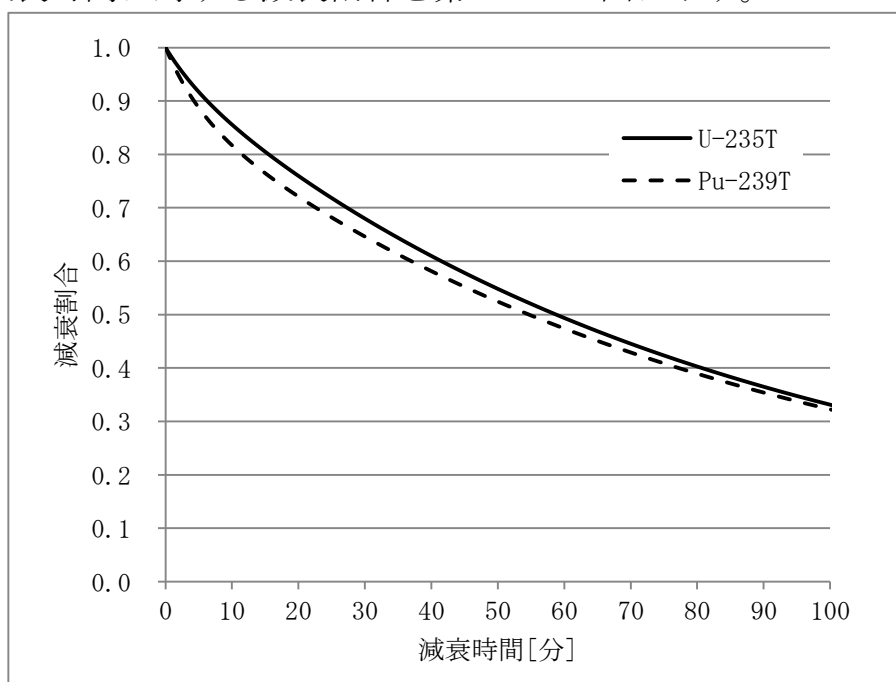
| 建屋 | 機器 | 使用するインベントリ | 臨界の仮定 | 根拠 |
|-----------|----------------|---------------------|--------------|--|
| 前処理 建屋 | 溶解槽 A/B | 溶解液（溶解槽内） | 動的機器の多重故障を想定 | 燃料せん断片の溶解不良による臨界事故を仮定するため、溶液の放射性物質濃度は平常運転時よりも低下していることが予想されるが、安全側の評価として溶解槽の平常運転時に想定されるインベントリを用いる。 |
| | エンドピース酸洗浄槽 A/B | 溶解液（溶解槽内） | 動的機器の多重故障を想定 | せん断機又は溶解槽から未溶解のせん断片が移行することによる臨界事故を仮定するため、溶液の放射性物質濃度は当該機器の平常運転時の濃度よりも上昇している可能性があることから、溶解液のインベントリを使用して放出量を計算する。 |
| | ハル洗浄槽 A/B | | | |
| 精製建屋 | 第 5 一時貯留処理槽 | 硝酸プルトニウム溶液（24gPu/L） | 誤移送を想定 | 当該機器の移送元の機器（放射性配管分岐第 1 セル漏えい液受皿 1 又は放射性配管分岐第 1 セル漏えい液受皿 2）に内包される可能性のある溶液のうち、想定される最も高いプルトニウム濃度の溶液として、プルトニウム濃縮缶により濃縮される前のプルトニウム溶液（第 2 酸化塔の平常運転時の最大値 24gPu/L）を設定する。 |
| | 第 7 一時貯留処理槽 | 硝酸プルトニウム溶液（24gPu/L） | 誤移送を想定 | 当該機器の移送元の機器（精製建屋 第 3 一時貯留処理槽）に内包される可能性のある溶液のうち、想定される最も高いプルトニウム濃度の溶液として、プルトニウム濃縮缶により濃縮される前のプルトニウム溶液（第 2 酸化塔の平常運転値時の最大値 24gPu/L）を設定する。 |

b. 臨界事故で発生する放射性よう素について

臨界事故においては、核分裂に伴う核分裂生成物として放射性よう素が生成され、放射性よう素は高性能粒子フィルタにより除去できない。

しかしながら、放射性よう素の大部分が短半減期であり、臨界事故への対処において実施する廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留により、放出される放射エネルギーを低減出来る。

放射性よう素の放射能をガンマ線実効エネルギーを0.5MeVにて合算した場合の減衰時間に対する減衰割合を第1.3-1図に示す。



第1.3-1図 放射性よう素の時間による減衰

廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽に導入された放射性よう素は、貯留することで、十分な減衰時間を確保する。

また、廃ガス処理系統に残留した放射性よう素については、廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタにより除去できる可能性があるが、よう素フィルタは銀吸着型であり、吸着可能な容量を上回った場合には除去できない可能性がある。

廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタの仕様を第1.3-3表に示す。

第 1.3-3 表 廃ガス処理系統に設置されているよう素フィルタの仕様

| 廃ガス処理系統 | よう素フィルタの仕様 | 設計上の除染係数 |
|-------------------------|-------------------------------------|----------|
| せん断処理・溶解廃ガス処理設備 | 銀系吸着材 2 段/1 系列 3 系列 (1 系列は予備) | 250 |
| 精製建屋塔槽類廃ガス処理系 (プルトニウム系) | 銀系吸着材 1 段/1 系列 1 系列 | 10 |

ただし、臨界事故により発生する放射性よう素は、主排気筒から放出された場合において、周辺監視区域境界で、線量告示（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示）の周辺監視区域外の空気中の濃度限度（三月間平均）を下回る。

(2) DR

臨界により機器から気相中に移行する放射性物質の割合（移行率）は、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、以下のとおりとする。

ルテニウム 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の0.1%

その他 全核分裂数のエネルギーによる蒸発量に相当する溶液体積中の保有量の0.05%

上記より、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）評価におけるDRは、ルテニウムについては1とし、その他の放射性物質については、放射性物質の気相中への移行率が、機器内の溶液が核分裂で発生する熱エネルギーにより蒸発することを前提として設定されていることを踏まえ、機器が保有する溶液量に対する蒸発する溶液量の割合とする。

蒸発する溶液は水とし、臨界事故発生時点で既に溶液が沸騰状態にあるものとし、核分裂で発生する熱エネルギーは、全て溶液の蒸発に使用されるものとする。

具体的な蒸発量の計算例は以下のとおりである。

- ・ 1核分裂当たりの放出エネルギー： 200×10^6 [e V]
- ・ e Vから J への換算係数： 1.60218×10^{-19} [J / e V]
- ・ 水の蒸発潜熱： 2257 [k J / k g] (100°Cにおける潜熱を設定)

これより、

$$\text{蒸発量}[\text{m}^3] = \text{全核分裂数}[\text{fissions}] \times 200 \times 10^6 [\text{e V} / \text{fission}] \times 1.60218 \times 10^{-19} [\text{J} / \text{e V}] / (2257 [\text{k J} / \text{k g}] \times 1000 [\text{k J} / \text{J}] \times 1000 [\text{k g} / \text{m}^3])$$

臨界事故時の全核分裂数は 1.6×10^{18} [fissions] となることから、臨界事故による溶液の蒸発量は 0.023 [m³] となる。

ここで、MARとDRの積は以下の通りに書き直せる。

・ルテニウム

$$\begin{aligned} & \text{MAR [Bq]} \times \text{DR [-]} \\ &= \text{MAR [Bq]} \times 1 \\ &= \text{放射性物質濃度 [Bq/m}^3\text{]} \times \text{機器内溶液量 [m}^3\text{]} \end{aligned}$$

・その他の放射性物質

$$\begin{aligned} & \text{MAR [Bq]} \times \text{DR [-]} \\ &= \text{MAR [Bq]} \times \text{DR [蒸発量} \div \text{機器内溶液量]} \\ &= \text{放射性物質濃度 [Bq/m}^3\text{]} \times \text{蒸発量 [m}^3\text{]} \end{aligned}$$

従って、放射性物質濃度 $[\text{Bq/m}^3] \times (\text{蒸発量} [\text{m}^3] \text{ 又は機器内溶液量} [\text{m}^3])$ により $\text{MAR} \times \text{DR}$ を計算した。

(3) ARF

上記(2)の移行率の設定より、臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価におけるARFは、ルテニウムに対しては 1.0×10^{-3} 、その他に対しては 5.0×10^{-4} と設定する。

本設定の根拠については1.6に示す。

(4) 大気中への放出経路における除染係数

a. 高性能粒子フィルタの除染係数の設定

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）評価における大気中への放出経路における除染係数は以下のとおりとする。

廃ガス貯留槽での滞留が完了した後に、廃ガス処理設備を起動することで、機器内の気相中に残留している放射性物質は、せん断処理・溶解廃ガス処理設備又は精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）から主排気筒を経由して大気中に放出される。

せん断処理・溶解廃ガス処理設備及び精製建屋塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の高性能粒子フィルタは2段で、1段当たりの放射性エアロゾルの除染係数は 10^3 以上であるが、蒸気雰囲気は除染係数を低下させる傾向を有することを考慮して、高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数は、蒸気による劣化を考慮した高性能粒子フィルタの除染係数（1段あたり 10^2 ）とし、2段として 10^4 とする。

本設定の根拠については1.7に示す。

b. 放出経路構造物による除染係数の設定

臨界事故への対処において、廃ガス処理設備の配管の経路を通じて廃ガス貯留槽への貯留を行う場合、廃ガス処理設備の配管曲がり部によるエアロゾルの慣性沈着効果を見込むことができる。

この効果については、除染係数として数桁程度を見込めることが予想されるが、慣性沈着効果による除染係数として(10)を設定する。

臨界事故において発生するミストの濃度は 100 mg/m^3 を超えることから1回の配管曲がり部における除染係数は10以上であることが想定される。

本設定の根拠については1.8に示す。

c. 廃ガス貯留槽による低減割合の設定

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は、機器に供給される空気及び臨界事故に伴う溶液の沸騰で発生した水蒸気により廃ガス貯留槽に導かれ、廃ガス貯留槽で貯留されるため、LPFにおいてこの効果を見込む。

この効果による低減割合の設定にあたっては、機器に供給される空気と機器内の放射性物質が完全混合状態となると仮定した場合、一定量の放射性物質が廃ガス貯留槽に貯留されずに機器内に残留する可能性があることを踏まえて設定する。

具体的には、臨界事故発生時点において溶液が沸騰状態にあり、臨界事故のエネルギーにより水蒸気が発生し、当該水蒸気及び機器に供給される圧空等によって機器外に放射性物質が移動した場合において、機器内に残留する放射性物質の割合を低減割合とする。

本設定の根拠については1.9に示す。

d. LPFの設定

a. ～c. より、大気中への放出経路における除染係数に係る値として、以下の値(LPF)を設定する。

$$LPF = \frac{1}{DF_{\text{HEPA}}} \times \frac{1}{DF_{\text{経路}}} \times \eta_{\text{tank}}$$

DF_{HEPA} ：高性能粒子フィルタの除染係数

$DF_{\text{経路}}$ ：放出経路構造物による除染係数

η_{tank} ：廃ガス貯留槽による低減割合

上記のMAR, DR, ARF, 及びLPFより, 大気中への放射性物質の放出量は以下の(2式)で計算できる。

$$\begin{aligned} & \text{大気中への放射性物質の放出量 [Bq]} \\ & = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{LPF} \quad (2\text{式}) \end{aligned}$$

1.4 環境へのセシウム-137 換算放出量

(1) セシウム-137 換算係数

放射性物質のセシウム-137 への換算係数は, IAEA-TECDOC-1162 に示される, 地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくにかかる実効線量への換算係数についてセシウム-137 と着目核種との比を用いる。ただし, プルトニウム, アメリシウム及びキュリウムの核種については, 化学形態による影響の違いを補正するために, IAEA-TECDOC-1162 に記載の吸入摂取換算係数をICRP Pub. 72 の吸入摂取換算係数で補正するために設定する「吸入核種の化学形態に係る補正係数」を用いて, 以下の計算式により算出する。

セシウム-137換算放出量

$$= \sum_i \text{核種 } i \text{ の放出量} \times \text{核種 } i \text{ のセシウム-137換算係数}$$

核種 i のセシウム-137換算係数は以下の方法で算定する。

核種 i のセシウム-137換算係数

$$= \frac{\text{核種 } i \text{ の } CF_4 \text{ 換算係数}}{\text{セシウム-137の } CF_4 \text{ 換算係数}} \times \text{吸入核種の化学形態に係る補正係数}$$

ここで, 主要核種に係る換算例を第1.4-1表に, 吸入核種の化学形態に係る補正係数を第1.4-2表に示す。

なお, 放射性希ガスに対してはセシウム-137換算係数は設定されていない。

第 1.4-1 表 主要核種に係る換算例^{※1}

| 主要核種 | TECDOCの CF ₄ 換算係数【A】 | TECDOC のCF ₄ 換算係数 (Cs-137の値) 【B】 | 吸入核種の化学形 態に係る補正係数 【C】 | Cs-137換算係数 ^{※2} 【D】 = 【A】 / 【B】 × 【C】 |
|--------|------------------------------------|--|-----------------------------|---|
| | mSv / kBq / m ² | mSv / kBq / m ² | — | — |
| Sr-90 | 2.1 × 10 ⁻² | 1.3 × 10 ⁻¹ | 1.0 | 0.16 |
| Ru-106 | 4.8 × 10 ⁻³ | 1.3 × 10 ⁻¹ | | 0.037 |
| Cs-134 | 5.1 × 10 ⁻² | 1.3 × 10 ⁻¹ | | 0.39 |
| Cs-137 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 1.3 × 10 ⁻¹ | | 1.0 |
| Ce-144 | 1.4 × 10 ⁻³ | 1.3 × 10 ⁻¹ | | 0.011 |
| Eu-154 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 1.3 × 10 ⁻¹ | | 1.0 |
| Pu-238 | 6.6 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.41 | 21 |
| Pu-239 | 8.5 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.42 | 27 |
| Pu-240 | 8.4 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.42 | 27 |
| Pu-241 | 1.9 × 10 ⁻¹ | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.39 | 0.56 |
| Am-241 | 6.7 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.45 | 23 |
| Cm-242 | 5.9 × 10 ⁻² | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.88 | 0.40 |
| Cm-244 | 2.8 | 1.3 × 10 ⁻¹ | 0.47 | 10 |

※1：放射平衡核種の子孫核種の寄与は、親核種に含む。

※2：地表沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量を用いてCs-137放出量に換算する係数。

第 1.4-2 表 吸入核種の化学形態に係る補正係数

| 核種 | TECDOCの吸入 摂取換算係数 【a】 | ICRP Pub.72 の吸入摂取 換算係数（化学形態を考慮） 【b】 | 吸入核種の化学形態 に係る補正係数 【c】 = 【b】 / 【a】 |
|--------|--------------------------------|--|--|
| | S_v / B_q | S_v / B_q | — |
| Pu-238 | $1.13 \times 10^{-4} \times 1$ | 4.6×10^{-5} | 0.41 |
| Pu-239 | $1.20 \times 10^{-4} \times 1$ | 5.0×10^{-5} | 0.42 |
| Pu-240 | $1.20 \times 10^{-4} \times 1$ | 5.0×10^{-5} | 0.42 |
| Pu-241 | $2.33 \times 10^{-6} \times 1$ | 9.0×10^{-7} | 0.39 |
| Am-241 | 9.33×10^{-5} | 4.2×10^{-5} | 0.45 |
| Cm-242 | 5.93×10^{-6} | 5.2×10^{-6} | 0.88 |
| Cm-244 | 5.73×10^{-5} | 2.7×10^{-5} | 0.47 |

※1：化学形態としてキレートを想定。

1.5 評価結果

臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（ $Cs-137$ 換算）の計算過程を第1.5-1表から第1.5-5表に、評価結果を第1.5-6表に示す。

第1.5-6表の結果から、放射性物質の放出量は事業指定基準規則第28条で要求されているセシウム-137換算で100TBqを十分下回る。

さらに核分裂出力、実効増倍率及び大気中への放射性物質の放出率の推移概念図を第1.5-1図に示す。

第 1.5-1 表 溶解槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

| 溶解槽 | | | | | | | |
|-----------|---------------------------|-------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種グループ | [Bq/m ³] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
| | 放射能濃度 | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Zr/Nb | 3.85E+10 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 6.64E-01 | 2.41E-02 | 1.60E-02 |
| Ru/Rh | 別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため) | | | | | | |
| Cs/Ba | 1.94E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 3.35E+04 | 5.13E-01 | 1.72E+04 |
| Ce/Pr | 4.32E+10 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 7.46E-01 | 5.35E-03 | 3.99E-03 |
| Sr/Y | 1.41E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.43E+04 | 8.08E-02 | 1.97E+03 |
| その他FP | 9.73E+13 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.68E+03 | 4.87E-01 | 8.17E+02 |
| Pu (α) | 1.50E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.59E+04 | 1.76E+00 | 4.56E+04 |
| Am/Cm (α) | 1.22E+14 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.10E+03 | 1.78E+01 | 3.73E+04 |
| U (α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 7.35E+00 | 0.00E+00 |
| Np (α) | 2.42E+11 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 4.17E+00 | 3.41E-01 | 1.42E+00 |

・Ru/Rh グループ

| 溶解槽 | | | | | | | | |
|---------|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | [Bq/m ³] | [Bq] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
| | 放射能濃度 | MAR | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Rh-102 | 8.07E+08 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-103 | | 7.88E-26 | | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 1.18E-34 | 1.15E-02 | 1.36E-36 |
| Rh-103m | 0.00E+00 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-106 | | 9.90E+11 | | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 1.49E+03 | 3.69E-02 | 5.49E+01 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 5.69E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

第 1.5-2 表 エンドピース酸洗浄槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

エンドピース酸洗浄槽

| 核種グループ | [Bq/m ³] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|----------|---------------------------|-------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| | 放射能濃度 | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Zr/Nb | 3.85E+10 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 2.21E-01 | 2.41E-02 | 5.34E-03 |
| Ru/Rh | 別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため) | | | | | | |
| Cs/Ba | 1.94E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 1.12E+04 | 5.13E-01 | 5.73E+03 |
| Ce/Pr | 4.32E+10 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 2.49E-01 | 5.35E-03 | 1.33E-03 |
| Sr/Y | 1.41E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 8.12E+03 | 8.08E-02 | 6.55E+02 |
| その他FP | 9.73E+13 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 5.59E+02 | 4.87E-01 | 2.72E+02 |
| Pu(α) | 1.50E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 8.63E+03 | 1.76E+00 | 1.52E+04 |
| Am/Cm(α) | 1.22E+14 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 6.99E+02 | 1.78E+01 | 1.24E+04 |
| U(α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 0.00E+00 | 7.35E+00 | 0.00E+00 |
| Np(α) | 2.42E+11 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 1.39E+00 | 3.41E-01 | 4.74E-01 |

・Ru/Rh グループ

エンドピース酸洗浄槽

| | [Bq/m ³] | [Bq] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|---------|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | 放射能濃度 | MAR | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Rh-102 | 8.07E+08 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 4.64E-03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-103 | | 5.52E-26 | | 1.00E-03 | 5.00E-07 | 2.76E-35 | 1.15E-02 | 3.18E-37 |
| Rh-103m | 0.00E+00 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-106 | | 6.93E+11 | | 1.00E-03 | 5.00E-07 | 3.47E+02 | 3.69E-02 | 1.28E+01 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 1.90E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

第 1.5-3 表 ハル洗浄槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量（Cs-137 換算）の計算過程

・その他核種

| ハル洗浄槽 | | | | | | | |
|----------|--------------------------|-------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種グループ | [Bq/m ³] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
| | 放射能濃度 | 蒸発量 | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Zr/Nb | 3.85E+10 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 6.64E-01 | 2.41E-02 | 1.60E-02 |
| Ru/Rh | 別途計算（ルテニウムの移行率の設定が異なるため） | | | | | | |
| Cs/Ba | 1.94E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 3.35E+04 | 5.13E-01 | 1.72E+04 |
| Ce/Pr | 4.32E+10 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 7.46E-01 | 5.35E-03 | 3.99E-03 |
| Sr/Y | 1.41E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.43E+04 | 8.08E-02 | 1.97E+03 |
| その他FP | 9.73E+13 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.68E+03 | 4.87E-01 | 8.17E+02 |
| Pu(α) | 1.50E+15 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.59E+04 | 1.76E+00 | 4.56E+04 |
| Am/Cm(α) | 1.22E+14 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.10E+03 | 1.78E+01 | 3.73E+04 |
| U(α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 7.35E+00 | 0.00E+00 |
| Np(α) | 2.42E+11 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 4.17E+00 | 3.41E-01 | 1.42E+00 |

・Ru/Rh グループ

| ハル洗浄槽 | | | | | | | | |
|---------|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | [Bq/m ³] | [Bq] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
| | 放射能濃度 | MAR | 蒸発量 | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Rh-102 | 8.07E+08 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-103 | | 5.25E-27 | | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 7.88E-36 | 1.15E-02 | 9.09E-38 |
| Rh-103m | 0.00E+00 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-106 | | 6.60E+10 | | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 9.90E+01 | 3.69E-02 | 3.66E+00 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 5.69E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

第 1.5-4 表 精製建屋 第 5 一時貯留処理槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

第 5 一時貯留処理槽

| 核種グループ | [Bq/m ³] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|----------|---------------------------|-------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| | 放射能濃度 | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Zr/Nb | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 2.41E-02 | 0.00E+00 |
| Ru/Rh | 別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため) | | | | | | |
| Cs/Ba | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 5.13E-01 | 0.00E+00 |
| Ce/Pr | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 5.35E-03 | 0.00E+00 |
| Sr/Y | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 8.08E-02 | 0.00E+00 |
| その他FP | 6.49E+07 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 7.46E-04 | 4.87E-01 | 3.63E-04 |
| Pu(α) | 1.49E+16 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 1.72E+05 | 1.76E+00 | 3.02E+05 |
| Am/Cm(α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 1.78E+01 | 0.00E+00 |
| U(α) | 8.36E+06 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 9.61E-05 | 7.35E+00 | 7.07E-04 |
| Np(α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 3.41E-01 | 0.00E+00 |

・Ru/Rh グループ

第 5 一時貯留処理槽

| | [Bq/m ³] | [Bq] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|---------|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | 放射能濃度 | MAR | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Rh-102 | 4.24E+03 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 4.88E-08 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-103 | | 2.76E-32 | | 1.00E-03 | 1.00E-06 | 2.76E-41 | 1.15E-02 | 3.19E-43 |
| Rh-103m | 0.00E+00 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-106 | | 3.47E+05 | | 1.00E-03 | 1.00E-06 | 3.47E-04 | 3.69E-02 | 1.28E-05 |
| Rh-106 | 1.73E+06 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 2.00E-05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

第 1.5-5 表 精製建屋 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故時の大気中への放射性物質の放出量 (Cs-137 換算) の計算過程

・その他核種

第 7 一時貯留処理槽

| 核種グループ | [Bq/m ³] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|----------|---------------------------|-------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| | 放射能濃度 | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Zr/Nb | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 2.41E-02 | 0.00E+00 |
| Ru/Rh | 別途計算 (ルテニウムの移行率の設定が異なるため) | | | | | | |
| Cs/Ba | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 5.13E-01 | 0.00E+00 |
| Ce/Pr | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 5.35E-03 | 0.00E+00 |
| Sr/Y | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 8.08E-02 | 0.00E+00 |
| その他FP | 6.49E+07 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 1.87E-03 | 4.87E-01 | 9.08E-04 |
| Pu(α) | 1.49E+16 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 4.30E+05 | 1.76E+00 | 7.56E+05 |
| Am/Cm(α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 1.78E+01 | 0.00E+00 |
| U(α) | 8.36E+06 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 2.40E-04 | 7.35E+00 | 1.77E-03 |
| Np(α) | 0.00E+00 | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 3.41E-01 | 0.00E+00 |

・Ru/Rh グループ

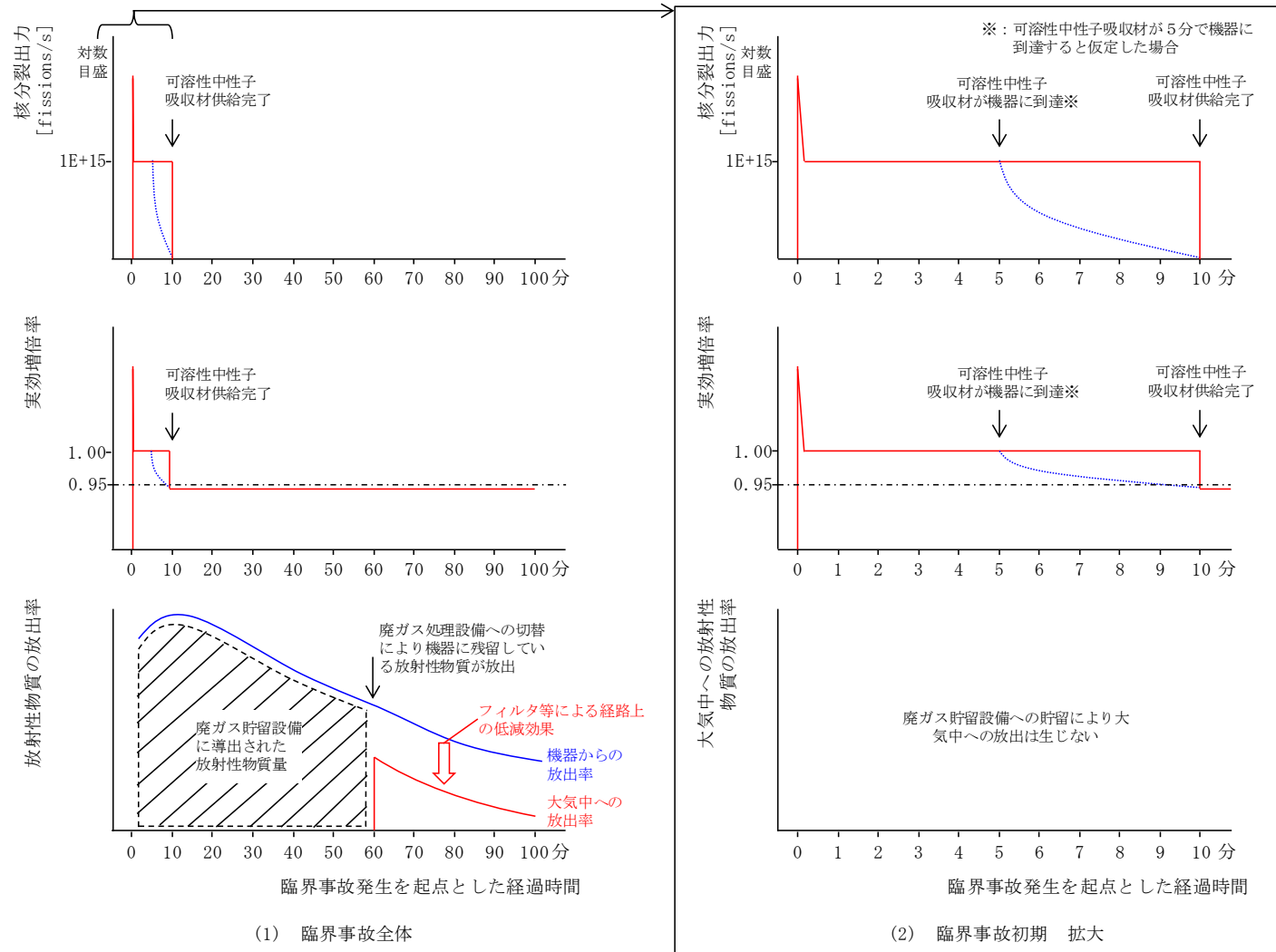
第 7 一時貯留処理槽

| | [Bq/m ³] | [Bq] | [m ³] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|---------|----------------------|----------|-------------------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | 放射能濃度 | MAR | 蒸発量 | ARF | LPF | 放出量 | Cs 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Rh-102 | 4.24E+03 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 1.22E-07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-103 | | 4.14E-31 | | 1.00E-03 | 2.50E-06 | 1.04E-39 | 1.15E-02 | 1.19E-41 |
| Rh-103m | 0.00E+00 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ru-106 | | 5.20E+06 | | 1.00E-03 | 2.50E-06 | 1.30E-02 | 3.69E-02 | 4.80E-04 |
| Rh-106 | 1.73E+06 | | 2.30E-02 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 4.99E-05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

第1.5-6表 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量

(C s -137換算)

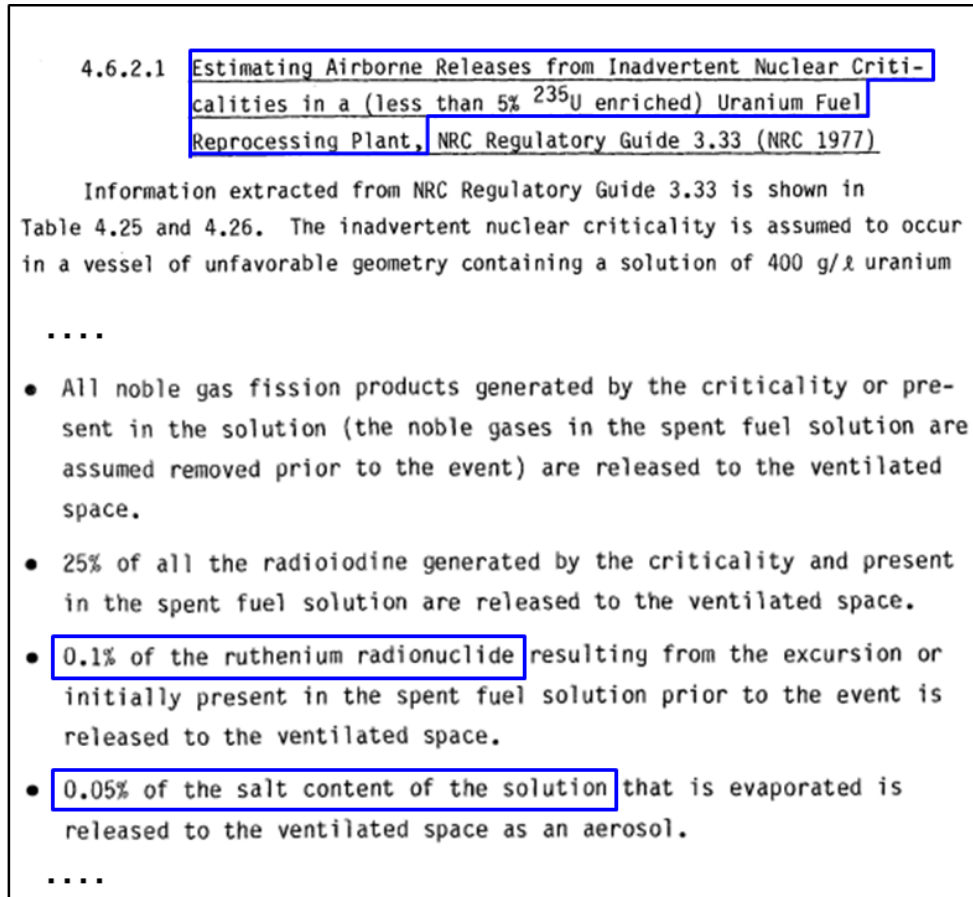
| 臨界事故の発生を仮定する機器 | 評価対象 | 放出量(T B q) |
|----------------|-------------|--------------------|
| 溶解槽 | C s -137換算値 | 1×10^{-7} |
| エンドピース酸洗浄槽 | | 4×10^{-8} |
| ハル洗浄槽 | | 1×10^{-7} |
| 精製建屋 第5一時貯留処理槽 | | 3×10^{-7} |
| 精製建屋 第7一時貯留処理槽 | | 8×10^{-7} |



第1.5-1図 核分裂出力，実効増倍率及び大気中への放射性物質の放出率の推移 概念図

1.6 DR 及び ARF の設定に係る文献の適用性について

DR 及び ARF は、設計基準事故時の想定と同様に、事故の評価に係る文献 (NUREG-1320)¹⁾のうち、臨界事故に関する評価方法に記載されている移行率より設定している (第 1.6-1 図)。



第 1.6-1 図 ウラン燃料再処理施設における移行率の記載部分 (NUREG/1320¹⁾ 抜粋)

NUREG-1320 における移行率の適用条件との臨界事故の発生を仮定する条件との比較を第 1.6-1 表に示す。文献 (NUREG-1320) にはウラン燃料の再処理施設での臨界事故時の ARF が示されており、当社の再処理施設に適用できると判断した。

第 1.6-1 表 NUREG-1320 の適用条件との臨界事故の発生を仮定する条件との比較

| 項目 | 文献記載内容 | 臨界事故の発生を仮定する条件 | 考察 |
|------------|-----------------------------|---|------------------------|
| 適用施設 | ウラン燃料の再処理施設 | ウラン燃料の再処理施設 | 同一条件であり適用可能である。 |
| 溶液中に存在する核種 | 希ガスを除くすべての核分裂生成物及び超ウラン元素を含む | 使用済み燃料の燃焼条件に応じて溶液中に含まれる放射性核種 | 同一条件であり適用可能である。 |
| 放出が想定される核種 | 放射性希ガス、放射性よう素、放射性 Ru、非揮発性元素 | 放射性 Ru 及び非揮発性元素 (希ガス・よう素については Cs-137 換算の対象としていない) | 重大事故の条件を包含するため適用可能である。 |
| 溶液量 | 100L 以上の領域に適用 | 想定する溶液量は最小の機器においても 100L を上回る | 適用範囲内であり適用可能である。 |

参考文献

- 1) J.E. Ayer. et al. Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook. United States Nuclear Regulatory Commission, 1988, NUREG-1320.

1.7 ミスト発生によるフィルタの劣化の根拠について

ミスト発生によるフィルタの劣化の影響は文献 NUREG/CR-6410に基づき設定している。

NUREG/CR-6410¹⁾には、標準的な高性能粒子フィルタに対して過酷な条件を想定した場合の通過率の変化が示されている。

臨界事故においては、溶液の沸騰に伴う水蒸気により、フィルタが濡れる可能性があることから、NUREG/CR-6410のmoistureに規定されるうち、厳しい条件を与えるWaterspray時の通過率を適用している。

Waterspray時は通過率が10倍（除染係数が1桁低下）となることから、ミスト発生によるフィルタの劣化を考慮した高性能粒子フィルタの放射性エアロゾルの除染係数を1段あたり 10^2 と設定した。

参考文献

- 1) Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410, 1998.

第1.7-1表 高性能粒子フィルタの通過率の変動 (NUREG/CR-6410¹⁾
 抜粋)

| Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a) | |
|---|---|
| Parameter | Effect on Filter Penetration |
| Baseline | 0.1 percent |
| HF Corrosion 1,500 ppm-hr. | 0.1 percent increase |
| Temperature | |
| Increase from 25-200 °C | Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent |
| 200 °C | 0.03-0.01 percent |
| 240 °C for 6 hours | 0.01 percent |
| 300 °C | 0.12-0.01 percent |
| 350 °C | 0.4-0.03 percent |
| 500 °C | 0.9-0.2 percent |
| 500 °C for 10-45 min. | 0.9-0.1 percent |
| 538 °C | 1.2-0.5 percent |
| Moisture | |
| Up to 100 percent RH | Negligible effect |
| Water spray loaded to 8 in. | Increase by 10 times |

1.8 臨界事故において発生するミストの濃度について

Walsh, Schea による蒸発缶の研究¹⁾によれば、配管の曲部等において1回の直角衝突を通過した後のミスト濃度は $10 \text{ mg} / \text{m}^3$ 以下となることが報告されている。従って、臨界事故により発生するミストの濃度が $100 \text{ mg} / \text{m}^3$ 以上であれば、1回の曲部における除染係数は10以上であると想定される。

ミスト濃度は以下の式で表される。

$$\text{エアロゾル発生速度} \left(\frac{\text{kg}}{\text{h}} \right) = \frac{\text{臨界事故発生から未臨界に至るまでの溶液} \times 2 \text{の移行量}(\text{kg}) \times 1}{\text{臨界継続時間}(\text{h})} \dots (1)$$

$$\text{ミスト濃度} (\text{mg}/\text{m}^3) = \frac{\text{エアロゾル発生速度} (\text{kg}/\text{h})}{\text{蒸気速度}(\text{m}^3/\text{h})} \times 10^6 (\text{mg}/\text{m}^3) \dots (2)$$

※1 臨界事故発生から未臨界に至るまでの溶液の移行量 (kg)
= 溶液の質量(kg) × 放射性物質の気相への移行割合 … (3)

ここで、放射性物質の気相部への移行割合は 5×10^{-4} である。

※2 臨界により蒸発する溶液は水とする。

配管曲部での除染係数の評価においてはエアロゾル発生速度が小さいほうが安全側であるため、バースト期における溶液の蒸発によるミストの発生は無視し、プラト一期での溶液の蒸発によるミストの発生量を計算する。

単位時間当たりの蒸発する溶液の質量を ξ (kg / h)、溶液の単位質量あたりの体積を V_{w1} (m^3 / kg)、蒸発による水の体積膨張率を α_{aq} とすると、

$$\begin{aligned} \text{ミスト濃度} (\text{mg}/\text{m}^3) &= \frac{\xi (\text{kg}/\text{h}) \times \varepsilon}{\xi (\text{kg}/\text{h}) \times V_{w1} (\text{m}^3/\text{kg}) \times \alpha_{aq}} \times 10^6 (\text{mg}/\text{m}^3) \\ &= \frac{\varepsilon}{V_{w1} (\text{m}^3/\text{kg}) \times \alpha_{aq}} \times 10^6 (\text{mg}/\text{m}^3) \\ &= \frac{5 \times 10^{-4}}{1 \times 10^{-3} (\text{m}^3/\text{kg}) \times (1.7 \times 10^3)} \times 10^6 (\text{mg}/\text{m}^3) = 2.9 \times 10^2 (\text{mg}/\text{m}^3) \end{aligned}$$

従って、臨界事故によって発生する放射性エアロゾルのミスト濃度は $100 \text{ mg} / \text{m}^3$ 以上であるから、配管曲部における除染係数として10を見込むことができる。

参考文献

- 1) “Siting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities”, ORNL-4451, 1970

1.9 エアロゾルの放出割合の設定根拠

臨界事故が発生した場合、核分裂により放出される熱エネルギーによって溶液の温度が上昇し沸点に至ると、溶液の蒸発により放射性物質が放射性エアロゾルとして気相中に移行する。ここでは臨界により発生したエアロゾルが機器に残存する割合（以下、1.9において「機器内残存率」という。）を評価する。

1.9.1 機器の気相部に導入される放射能量

エアロゾルは溶液の沸騰により発生する。時間 Δt [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射能量（機器の気相部に導入される放射能量） ΔA_{in} [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{in} = \varepsilon \times C_l \times v_{vap} \times \Delta t$$

ε : 気相への移行割合 [1]
 C_l : 液相中の放射能濃度 [Bq/m³]
 v_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発量 [m³/h]

なお、沸騰により喪失する水分量はバースト分も含めて約 23L と少量であるため、沸騰による溶液の濃度上昇は考慮しない。

1.9.2 機器の気相部から機器外へ移行する放射能量

臨界事故が発生した機器の気相部に移行した放射性物質は、機器に供給される気体及び溶液の蒸発により発生する水蒸気（以下、「機器に供給される気体等」という。）により、機器外に移行する。

機器に供給される気体等と機器の気相部内の気体が完全混合状態となる、すなわち、機器の気相部に導入される放射性物質が機器の気相部で混合し、均一になると仮定する。この場合、 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射性物質は、機器の気相部内の放射性物質及び Δt [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射能物質が、機器の気相部内の気体及び Δt [h]の間に機器に流入する気体等より混合し、均一になり、 Δt [h]の間に機器に流入する気体等の体積分の放射性物質が機器の気相部から機器外へ移行すると考えられる。

従って、機器の気相部から機器外へ移行する気体等の放射能濃度 C'_g [Bq/m³]は以下の通りとなる。

$$C'_g[n] = \frac{(A_{in}[n-1] - A_{ex}[n-1]) + \Delta A_{in}[n]}{V_g + (R[n] + q_{vap}[n]) \times \Delta t}$$

- A_{in} : 溶液中から気相部に移行する放射エネルギー[Bq]
 A_{ex} : 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー[Bq]
 V_g : 機器の気相部体積[m³]
 R : 機器に供給される気体の流量 [m³/h]
 q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/h]

ここで,

$$R = R_0 + R'$$

R_0 : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気、
 水素掃気用空気等の流量 [m³/h]

R' : 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するた
 めに供給する空気の流量[m³/h]

である。

これより、時間 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー ΔA_{ex} [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C'_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

以上より、溶液中から気相部に移行する放射エネルギー A_{in} 及び機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー A_{ex} は以下の式により求められる。

$$A_{in}[n] = \sum_i^n \Delta A_{in}[i] , A_{ex}[n] = \sum_i^n \Delta A_{ex}[i]$$

なお、バースト期の計算上の取り扱いについては v_{vap} , q_{vap} を下記の通りに置き換え、 Δt を十分小さくとして計算する。

$$v_{vap} \rightarrow \frac{V_{vap, burst}}{\Delta t} , q_{vap} \rightarrow \frac{Q_{vap, burst}}{\Delta t}$$

$V_{vap, burst}$: バースト期における溶液の蒸発量 [m³]

$Q_{vap, burst}$: バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m³]

上式より求めた A_{ex} を A_{in} で除した値(A_{ex}/A_{in})が機器外への移行割合, この値を1から引いたもの($1 - A_{ex}/A_{in}$)が, 機器内の残留割合(機器内残存率)となる。

1.9.3 計算結果

本評価に用いた設定値を機器毎に第 1.9-1 表に、その設定根拠を第 1.9-2 表に示す。

臨界事故により発生する熱エネルギーにより溶液が沸騰した場合、溶液中の放射性物質がエアロゾルとして気相中に移行することから、本評価においては、臨界事故が発生した時点で溶液は沸騰状態にあると仮定し、核分裂により溶液へ付与される熱エネルギーは全て溶液の蒸発に使用されると仮定する。また、機器外への放射性物質の押し出し効果として、沸騰に伴って発生する水蒸気量を考慮する。

機器内残存率の計算結果の計算結果を第 1.9-3 表に示す。機器内残存率は第 7 一時貯留処理槽で最大 25%となる。

第 1.9-1 表 機器残存率の計算に使用する設定値

| | 溶解槽 | エンドピース酸洗浄槽 | ハル洗浄槽 | 第 5 一時貯留処理槽 | 第 7 一時貯留処理槽 | 補足 |
|------------------------------------|----------|------------|-------|-------------|-------------|-----|
| ε [1] | 5.0E-4 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| v_{vap} [m ³ /h] | 5.11E-2 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| $V_{vap, burst}$ [m ³] | 1.42 E-2 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| R_0 [m ³ /h] | 0.279 | 0.2 | 0.139 | 0.042 | 0.381 | |
| R' [m ³ /h] | 6 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| q_{vap} [m ³ /h] | 86.9 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | ※ 1 |
| $Q_{vap, burst}$ [m ³] | 24.1 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | ※ 1 |
| V_g [m ³] | 6.97 | 3 | 7.008 | 4.2 | 13 | |

※ 1 蒸気量の計算方法は以下のとおり。

- 1 核分裂当たりの放出エネルギー： 200×10^6 [e V]
- e V から J への換算係数： 1.60218×10^{-19} [J / e V]
- 水の蒸発潜熱： 2257 [k J / k g] (100°Cにおける潜熱を設定)

これより、蒸発蒸気量 [m³/h] = 核分裂率 [fissions / s] × 3600 [s / h] × 200×10^6 [e V] × 1.60218×10^{-19} [J / e V] / (2257 [k J / k g] × 1000 [k J / J] × 1000 [k g / m³])

バースト期の蒸発量は、上記の式で

蒸発蒸気量 [m³/h] → 蒸発蒸気量 [m³]

核分裂率 [fissions / s] → バースト期の核分裂数 [fissions]

と置き換えて計算する。

第 1.9-2 表 機器内残存率の計算に使用する値の設定およびその根拠

| 項目 | 設定 | 根拠 |
|---|--------------------------------------|--|
| 溶液の沸騰による水蒸気の発生 | 考慮する | 臨界によって発生するエアロゾルは主に溶液の沸騰により生じるため、水蒸気の発生を考慮する。 |
| 沸騰開始時間 | 臨界発生と同時 | 放出量評価の観点からは、臨界発生と共に沸騰が開始するとすることが安全側の設定になるため。 |
| 沸騰終了時間 | 未臨界移行時間の 10 分とする。 | 沸騰は臨界による熱エネルギーにより生じるため、未臨界への移行により沸騰が終了するため。 |
| 機器に供給される空気量 | 考慮する | 臨界事故時に供給され続ける空気量として設定する。 |
| 機器の気相部に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（追加空気）の流量 | 6 [m ³ /h] ^{※1} | 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（追加空気）の流量として 6 [m ³ /h] ^{※1} を考慮する。 |
| 追加空気の供給開始時間 | 臨界事故発生の検知 ^{※2} を起点として 40 分後 | 現場移動、ホース敷設の時間を考慮して設定 |
| 水素発生量 | 考慮しない | エアロゾルを機器外へ押し出す気体という観点では、水素は供給ガスと同じ役割である。従って、エアロゾルの機器残留率の評価では、水素発生量を見込まないほうがより安全側の評価となる。 |
| 気相部容積 | 溶解槽，ハル洗浄槽及びエンドピース酸洗浄槽 | オーバーフロー運転であり液量が変わらないため、運転時に想定される気相部の容積とする |
| | 第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽 | 誤移送時の液量が定まらず、また気相部容積が大きいほうが安全側の結果を与えるため、機器の全容積とする |

※1 本設定の根拠は 3. に示す。

※2 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

第 1.9-3 表 機器内残存率の計算結果

| 機器名 | 機器内残存率[%] (計算結果) | 機器内残存率[%] (有効性評価使用値) |
|-------------|---------------------|-------------------------|
| 溶解槽 | 13 | 15 |
| エンドピース酸洗浄槽 | 4 | 5 |
| ハル洗浄槽 | 13 | 15 |
| 第 5 一時貯留処理槽 | 7 | 10 |
| 第 7 一時貯留処理槽 | 25 | 25 |

2. 臨界事故において外部に放出される可能性のある放射性希ガス及び放射性よう素の大気中への放出割合の評価方法と評価に用いたパラメータについて

臨界事故時の有効性評価の一つとして、公衆への被ばく影響が大きい放射性希ガス及び放射性よう素の放出量について、放出量の低減効果を評価している。ここでは、同評価の内容について取りまとめる。

2.1 評価対象の放射性物質

評価対象とする放射性物質は、臨界事故における公衆の放射線被ばく影響の大きさの観点から放射性希ガス・よう素（以下、「放射性希ガス等」という。）を対象とする。放射性希ガス等の内訳を第 2.1-1 表に示す。

本表に記載の核種は、設計基準事故において想定している溶解槽における臨界事故時の線量評価として想定している核種と同一とした。

溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、及びハル洗浄槽（以下、「溶解槽等」という。）における臨界事故では、核分裂による放射性希ガス等の生成量は、核分裂を起こす核燃料物質がウラン及びプルトニウムであることから、放射性希ガス等の発生量の多いウラン-235 の核分裂収率に核分裂率を乗じた値を使用する。

精製建屋 第 5 一時貯留処理槽及び精製建屋 第 7 一時貯留処理槽（以下、「第 5 一時貯留処理槽等」という）における臨界事故では、臨界で核分裂を起こす核燃料物質がプルトニウムであることから、プルトニウム-239 の核分裂収率に核分裂率を乗じた値を使用する。

第 2.1-1 表 臨界事故時に発生する放射性希ガス等の生成に係る諸定数

| 核種 | 収率(%) | | 半減期 | 崩壊定数 (s^{-1}) | (X + γ) 線 実効エネルギー E (MeV/dis) | 気相移行 割合 |
|---------|-------|--------|------------|----------------------|---|------------|
| | U-235 | Pu-239 | | | | |
| Kr-83m | 0.53 | 0.29 | 1.83 h | 1.050E-04 | 2.500E-03 | 1 |
| Kr-85m | 1.31 | 0.55 | 4.48 h | 4.300E-05 | 1.590E-01 | 1 |
| Kr-85 | 0.29 | 0.13 | 10.73 y | 2.050E-09 | 2.200E-03 | 1 |
| Kr-87 | 2.54 | 0.95 | 76.3 m | 1.510E-04 | 7.930E-01 | 1 |
| Kr-88 | 3.58 | 1.32 | 2.8 h | 6.880E-05 | 1.950E+00 | 1 |
| Kr-89 | 4.68 | 1.46 | 3.18 m | 3.630E-03 | 2.067E+00 | 1 |
| Xe-131m | 0.04 | 0.05 | 11.9 d | 6.740E-07 | 2.000E-02 | 1 |
| Xe-133m | 0.19 | 0.23 | 2.25 d | 3.570E-06 | 4.200E-02 | 1 |
| Xe-133 | 6.77 | 6.97 | 5.29 d | 1.520E-06 | 4.500E-02 | 1 |
| Xe-135m | 1.06 | 1.56 | 15.65 m | 7.380E-04 | 4.320E-01 | 1 |
| Xe-135 | 6.63 | 7.47 | 9.083 h | 2.120E-05 | 2.500E-01 | 1 |
| Xe-137 | 6.13 | 6.24 | 3.83 m | 3.020E-03 | 1.810E-01 | 1 |
| Xe-138 | 6.28 | 4.89 | 14.17 m | 8.150E-04 | 1.183E+00 | 1 |
| I-129 | 0.66 | 1.51 | 15700000 y | 1.400E-15 | 2.400E-02 | 0.25 |
| I-131 | 2.84 | 3.74 | 8.06 d | 9.950E-07 | 3.810E-01 | 0.25 |
| I-132 | 4.21 | 5.27 | 2.28 h | 8.450E-05 | 2.253E+00 | 0.25 |
| I-133 | 6.77 | 6.93 | 20.8 h | 9.260E-06 | 6.080E-01 | 0.25 |
| I-134m | 0.43 | 0.96 | 3.7 m | 3.120E-03 | 2.280E-01 | 0.25 |
| I-134 | 7.61 | 7.29 | 52.6 m | 2.200E-04 | 2.750E+00 | 0.25 |
| I-135 | 6.41 | 6.31 | 6.61 h | 2.910E-05 | 1.645E+00 | 0.25 |

2.2 機器の気相部に導入される放射エネルギー

放射性希ガス等は臨界の核分裂により発生する。時間 Δt [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射エネルギー（機器の気相部に導入される放射エネルギー） ΔA_{in} [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{in} = f \times \chi \times 3600 \times \Delta t$$

f : 単位時間当たりの核分裂数 [fissions/s]

χ : 1核分裂当たり希ガスの発生量（ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV換算値） [Bq/fission] であり、以下の式で表される。

$$\chi = \sum_i Y_i \times \lambda_i \times \frac{E_i}{0.5} \times \varepsilon_i$$

Y_i : 核種 i の核分裂収率 [1/fission]

λ_i : 核種 i の崩壊定数 [1/s]

E_i : 核種 i の (X + γ) 線実効エネルギー [MeV/dis]

ε_i : 核種 i の気相移行割合 [1] であり、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、具体的には

$$\varepsilon_i = \begin{cases} 1 & \text{(希ガス)} \\ 0.25 & \text{(よう素)} \end{cases} \quad \text{とする。}$$

上式より

$$\chi = \begin{cases} 9.5E-4 & \text{(溶解槽等における臨界事故)} \\ 4.3E-4 & \text{(第5一時貯留処理槽等における臨界事故)} \end{cases}$$

[Bq / fission]となる。

2.3 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー

臨界事故が発生した機器の気相部に移行した放射性物質は、機器に供給される気体及び溶液の蒸発により発生する水蒸気（以下、「機器に供給される気体等」という。）により、機器外に移行する。

機器に供給される気体等と機器の気相部内の気体が完全混合状態となる、すなわち、機器の気相部に導入される放射性物質が機器の気相部で混合し、均一になると仮定する。この場合、 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射性物質は、機器の気相部内の放射性物質及び Δt [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射能物質が、機器の気相部内の気体及び Δt [h]の間に機器に流入する気体等より混合し、均一になり、 Δt [h]の間に機器に流入する気体等の体積分の放射性物質が機器の気相部から機器外へ移行すると考えられる。

従って、機器の気相部から機器外へ移行する気体等の放射能濃度 C'_g [Bq/m³]は以下の通りとなる。

$$C'_g[n] = \frac{(A_{in}[n-1] - A_{ex}[n-1]) + \Delta A_{in}[n]}{V_g + (R[n] + q_{vap}[n]) \times \Delta t}$$

- A_{in} : 溶液中から気相部に移行する放射エネルギー[Bq]
 A_{ex} : 機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー[Bq]
 V_g : 機器の気相部体積[m³]
 R : 機器に供給される気体の流量 [m³/h]
 q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/h]

ここで、

$$R = R_0 + R'$$

R_0 : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気、水素掃気用空気等の流量 [m³/h]

R' : 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気の流量[m³/h]

である。

これより、時間 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー ΔA_{ex} [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C'_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

以上より，溶液中から気相部に移行する放射エネルギー A_{in} 及び機器の気相部から機器外へ移行する放射エネルギー A_{ex} は以下の式により求められる。

$$A_{in}[n] = \sum_i^n \Delta A_{in}[i] \quad , \quad A_{ex}[n] = \sum_i^n \Delta A_{ex}[i]$$

上式より求めた A_{ex} を A_{in} で除した値 (A_{ex}/ A_{in}) が機器外への移行割合，この値を1から引いたもの ($1 - A_{ex}/ A_{in}$) が，機器内の残留割合 (機器内残存率) となる。

2.4 放射性希ガス及び放射性よう素の時間減衰

放射性希ガス及び放射性よう素の時間減衰の放出量及び放出割合の評価においては、放射性物質の時間減衰を考慮する。可溶性中性子吸収材供給完了から放射性希ガス等が機器外へ移行するまでの時間を減衰時間とする。

上記より、単位時間あたりの大気中への放出量 $\Delta A'_{ex}$ [Bq]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A'_{ex}[n] = \delta[n] \times D[n] \times \Delta A_{ex}[n]$$

$$\delta[n] = \begin{cases} 0 & \text{(廃ガス処理設備の再起動まで)} \\ 1 & \text{(廃ガス処理設備の再起動後)} \end{cases}$$

ここで D は減衰を見込まない場合の放射能に対する減衰を見込む場合の放射能の比率（以下、「減衰率」という。）であり、以下の通りである。

$$D[n] = \frac{\sum_j Y_j \times \lambda_j \times \frac{E_j}{0.5} \times \varepsilon_j \times \exp(-\lambda_j \times (n \times \Delta t - T_{Gd}))}{\sum_i Y_i \times \lambda_i \times \frac{E_i}{0.5} \times \varepsilon_i}$$

T_{Gd} : 中性子吸収材供給完了時間 [h]
($n \times \Delta t \leq T_{Gd}$ の場合 $D[n] = 1$)

以上より、減衰を考慮した大気中への放出量 A'_{ex} は以下の式により求められる。

$$A'_{ex}[n] = \sum_i^n \Delta A'_{ex}[i]$$

上式より求めた A'_{ex} を A_{in} で除した値(A'_{ex}/A_{in})が大気中への放出割合（減衰考慮）となる。

減衰を考慮しない場合の機器内残存率($1 - A_{ex}/A_{in}$)に減衰率を乗じた $D \times (1 - A_{ex}/A_{in})$ が機器内の残留割合（減衰考慮）となる。

なお、バースト期の計算上の取り扱いについては f , q_{vap} を下記の通りに置き換え、 Δt を十分小さくとして計算する。

$$f \rightarrow \frac{F_{burst}}{\Delta t}, \quad q_{vap} \rightarrow \frac{Q_{vap, burst}}{\Delta t}$$

F_{burst} : バースト期の核分裂数 [fissions]

$Q_{vap, burst}$: バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m^3]

本評価に用いた設定値を機器毎に第 2.4-1 表に、その設定根拠を第 2.4-2 表に示す。

- 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気の流量について

手動による水素掃気用の空気の供給は、臨界事故発生の検知を起点として 40 分から開始する。また、廃ガス貯留槽による放射性物質を含む気体の導出完了後に廃ガス処理設備の再起動を行うが、これは臨界事故発生の検知※を起点として 60 分以降となる。

これを踏まえ、機器の気相部に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（以下、「追加空気」という。）の流量を以下のとおり設定し、放射性希ガス等の放出量の低減効果を評価する。

- ①臨界事故発生の検知を起点として 40 分から 60 分までの、追加空気の流量を 6 [m^3/h] とする。
- ②放射性希ガス等に対しては放射能の減衰が見込めるため、廃ガス貯留槽への導出完了に伴い追加空気の供給を停止することは、放射性希ガス等の放出割合の低減に資する。本評価では臨界事故発生の検知を起点として 60 分以降の追加空気の流量を 0 [m^3/h] とした場合の評価を行う。

※ 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

第 2.4-1 表 放出割合の計算に使用する設定値

| | 溶解槽 | エンド ピース 酸洗浄 槽 | ハル洗 浄槽 | 第 5 一 時貯留 処理槽 | 第 7 一 時貯留 処理槽 | 補足 |
|---------------------------------------|-------|------------------------|-----------|---------------------|---------------------|---|
| f [fissions / s] | 1E+15 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| F_{burst} [fissions] | 1E+18 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| R_0 [m ³ /h] | 0.279 | 0.2 | 0.139 | 0.042 | 0.381 | |
| R' [m ³ /h] | 6 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | 臨界事故 発生を検 知を起点 として 40 分 から開 始し、 60 分 まで継 続 |
| | 0 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | 臨界事故 発生を検 知を起点 として 60 分 以降 |
| q_{vap} [m ³ /h] | 0 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | 考慮しな い。 |
| $Q_{vap, burst}$ [m ³] | 0 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | 同上 |
| V_g [m ³] | 6.97 | 3 | 7.008 | 4.2 | 13 | |

第 2.4-2 表 放出割合の計算に使用する値の設定およびその設定根拠

| 項目 | 設定値 | 設定根拠 |
|------------------|---|---|
| プラト一期の核分裂率 (基準) | 1E+15 fissions/s | 過去の事故より設定 |
| バースト期の核分裂数 | 1E+18 fissions | 同上 |
| 核分裂収率 | 溶解槽等： U-235 の核分裂収率 第 5 一時貯留処理槽等： Pu-239 の核分裂収率 | 機器ごとに、核分裂を起こす核燃料物質の違いを踏まえ設定。 |
| 希ガスの発生時間 | 臨界事故発生～未臨界移行時間の 10 分間 | 未臨界への移行により希ガスの発生が終了する。 |
| 空気供給開始時間 | 臨界事故発生の検知 [※] ¹ を起点として 40 分後 | 現場移動、ホース敷設の時間を考慮して設定 |
| 廃ガス処理設備の再起動を行う時間 | 臨界事故発生の検知 [※] ¹ を起点として 60 分 | 評価上は左記時点より、主排気筒から大気中への放出が開始すると設定。 |
| 沸騰による蒸発蒸気量 | 考慮しない ^{※2} | より厳しい評価結果を与えるよう、沸騰を考慮しない。 |
| 水素発生量 | 考慮しない | より厳しい評価結果を与えるよう、水素発生量を考慮しない。 |
| 気相部容積 | 溶解槽、ハル洗浄槽及びエンドピース酸洗浄槽 | オーバーフロー運転であり液量が変化しないため、運転時に想定される気相部の容積とする |

| 項目 | 設定値 | 設定根拠 |
|--|--|--|
| | 第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽 | 誤移送時の液量が定まらず、また気相部容積が大きいほうが安全側の結果を与えるため、機器の全容積とする |
| 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気（追加空気）の流量 | 臨界事故発生の検知 ^{※1} を起点として40分から開始し、60分まで： 6 m ³ /h | 水素を含む気体を掃気するために供給する空気流量。 |
| | 臨界事故発生の検知 ^{※1} を起点として60分以降： 0 m ³ /h | 廃ガス貯留槽への導出完了に伴い追加空気の供給を停止することが、放射性希ガス等の放出割合の低減に資するため、本評価では臨界事故発生の検知を起点として60分以降の追加空気の流量を0 [m ³ /h]とした場合の評価を行う。 |
| 希ガス減衰時間 | 臨界事故発生の検知 ^{※1} から10分～機器の気相部外へ排出されるまで | 可溶性中性子吸収材の供給完了（臨界事故発生の検知 ^{※1} から10分）から機器の気相部外へ排出されるまでの時間を減衰時間として見込む。 |

※1 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

※2 沸騰について

未臨界への移行により溶液の沸騰は終了すると仮定する。（臨界事故の発生を仮定する機器であって、臨界発生以前から既に沸騰状態にある機器は存在せず、また臨界事故の拡大防止対策として工程を停止するため。）

沸騰により発生した蒸気は機器気相部の放射性物質を機器外へ押し

出す効果があるが、廃ガス処理設備の再起動は未臨界への移行後に行うため、沸騰により機器外へ押し出された放射性物質は廃ガス貯留槽に貯留される。そのため本評価の観点からは、溶液の沸騰を考慮しない方がより厳しい評価結果を与える。

誤移送を起因として臨界が発生する精製建屋 第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽は機器毎に誤移送時の液量が定まらないことから、より厳しい評価結果を与えるよう、溶液の沸騰を考慮しない。

一方、溶解槽、エンドピース酸洗浄槽、及びハル洗浄槽はオーバーフロー運転であり、臨界事故時の機器内溶液量が定められるが、より厳しい評価結果を与えるよう、精製建屋 第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽と同じく溶液の沸騰を考慮しない。

2.5 計算結果

臨界事故発生から6時間経過時点の放出割合の計算結果の計算結果を第2.5-1表に示す。

機器から大気中へ放出される放射性希ガス等の割合(①)及び臨界事故発生から6時間経過時点の放射性希ガス等の機器内残存率の割合(④)の和は1%程度となる。すなわち、廃ガス貯留設備による放射性物質の貯留により、放射性希ガス等の大気中への放出割合は1%程度に低減される。

第 2.5-1 表 臨界事故発生から 6 時間経過時点の放出割合の計算結果
(水素掃気対策のため追加供給する空気流量 6 m³/h とした場合)

| | | 溶解槽 | エンドピース酸 洗浄槽 | ハル洗浄槽 | 第 5 一時貯留処 理槽 | 第 7 一時貯留処 理槽 | |
|---|--|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|---|
| ① | 大気中への放出 割合(減衰考慮) (A'_{ex} / A_{in}) | 0.31 | 0.33 | 0.16 | 0.068 | 0.26 | % |
| ② | 希ガス等の機器 内残存率(減衰 なし) ($1 - A_{ex} / A_{in}$) | 60 | 35 | 67 | 59 | 72 | % |
| ③ | 6 時間経過時点 の減衰率(D) | 5.3×10^{-3} | 5.3×10^{-3} | 5.3×10^{-3} | 8.3×10^{-3} | 8.3×10^{-3} | - |
| ④ | 放射性希ガス等 の機器内残存率 (減衰考慮) (=②×③) $D \times (1 - A_{ex} / A_{in})$ | 0.31 | 0.19 | 0.35 | 0.48 | 0.60 | % |

| | | | | | | | |
|--|-------------------------------|------|------|------|------|------|---|
| | 臨界事故により生成する放射性希ガス等の放出割合 (①+④) | | | | | | |
| | | 0.62 | 0.51 | 0.51 | 0.55 | 0.85 | % |

2.6 核分裂収率の妥当性について

2.6.1 出典の説明

2.1 で示した核分裂収率は、出典 1 から引用している。

出典 1 には、核分裂により生成する放射性核種に対し、核分裂に寄与する核燃料物質及び中性子の種別に応じて、核分裂収率が収載されている。(第 2.6-1 表)

また、核分裂収率については、独立収率 (Independent Yield) と積算収率 (Cumulative yield) がそれぞれ報告されている。

さらに、核分裂収率は実験又は計算により求められており、それらの結果を統計的な処理により統合し、推奨値が報告されている。臨界事故の有効性評価で用いる核分裂収率は、すべて推奨値を用いる。

第 2.6-1 表 収載されている収率の例

| 核燃料物質 | 中性子の種別 | 文献 1 での表記 |
|------------|----------|-----------|
| ウラン-235 | 熱中性子 | U235T |
| ウラン-235 | 核分裂スペクトル | U235F |
| プルトニウム-239 | 熱中性子 | PU239T |
| プルトニウム-239 | 核分裂スペクトル | PU239F |

2.6.2 核分裂収率の違いについて

核分裂収率には、独立収率と積算収率があり、核分裂により生成した放射性核種のみが含まれる独立収率に比べ、親核種の崩壊により生成する寄与も含まれている積算収率は、大きくなる。

臨界事故対策の有効性評価の対象としている放射性希ガス等のうち、ガンマ線実効エネルギーを 0.5 MeV とした場合の、気相に移行する全放射能に対する寄与を見ると、U-235 かつ熱中性子による臨界において、臨界継続時間 10 分時点における支配的な核種の方が、Kr-89 (全移行量の約 40%) と Xe-138 (全移行量の約 40%) である。

また、Pu-239 かつ熱中性子による臨界において、臨界継続時間 10 分時点における支配的な核種は、Kr-89 (全移行量の約 20%)、Xe-138 (全移行量の約 50%) 及び I-134 (全移行量の約 20%) である。

これらの核種の核分裂収率等を第 2.6-2 表に示す。

第 2.6-2 表 放出放射性物質において支配的
となる核種の核分裂収率

| 核種 | U-235T | | Pu-239T | |
|--------|--------|--------|---------|--------|
| | RI [%] | RC [%] | RI [%] | RC [%] |
| Kr-89 | 2.7 | 4.7 | 1.2 | 1.5 |
| Xe-138 | 4.7 | 6.3 | 4.1 | 4.9 |
| I-134 | 0.4 | 7.6 | 2.1 | 7.3 |

RI: 推奨独立収率(Recommended Independent yields)

RC: 推奨積算収率(Recommended Cumulative yields)

2.6.3 評価で用いる核分裂収率について

臨界事故の起因との関連で、臨界事故対策の有効性評価では2種類の核分裂収率を使い分ける。具体的には、第 2.6-3 表に示す。

第 2.6-3 表 臨界事故対策の有効性評価で用いる核分裂収率

| 臨界事故の発生を仮定する機器 | 核分裂に支配的となる核燃料物質 | 核分裂に支配的となる中性子の種別 | 設定の根拠 |
|----------------|-----------------|------------------|---|
| 溶解槽 | ウラン-235 | 熱中性子 | 臨界事故の発生の起因が、燃料の溶解不良又は過剰な燃料せん断片の供給によるものであり、使用済燃料中のウラン-235 が支配的になって臨界が発生していると考えられ、また、ウラン-235 における核分裂収率とプルトニウム-239 の核分裂収率を比較すると、ウラン-235 を用いた方が放射性希ガスの収率が大きいいため、同値を用いる。 |
| エンドピース酸洗浄槽 | | | |
| ハル洗浄槽 | | | |
| 第 5 一時貯留処理槽 | プルトニウム-239 | | 臨界事故の発生の起因が、精製建屋一時貯留処理設備において貯留した硝酸プルトニウム溶液の誤移送であるため、プルトニウム-239 における核分裂収率を用いる。 |
| 第 7 一時貯留処理槽 | | | |

2.6.4 核分裂収率の妥当性

核分裂による放射性希ガス等の生成量の計算においては、核分裂により直接生成される放射能に加え、親核種の崩壊を経て生成される放射能が考慮されている積算収率を用いていることから、妥当である。

2.6.5 出典

- 1) MEEK, M. E. and RIDER, B. F. : Compilation of Fission Product Yields , Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1(1974)

3. 臨界事故への対処において実施する放射線分解水素の掃気対策で供給する空気流量の評価方法と評価に用いたパラメータについて

核分裂により発生する放射線分解水素及び溶液から発生する放射線分解水素の掃気対策として、臨界事故が発生した機器内の水素を掃気するため、一般圧縮空気系から臨界事故が発生した機器に空気を供給する。ここでは、同評価の内容について取りまとめる。

3.1 機器の気相部に導入される水素発生量

水素は溶液の放射線分解により発生する。時間 Δt [h]の間に溶液中から気相部に移行する放射線分解水素（機器の気相部に導入される水素量） ΔA_{in} [m³]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{in} = (v_{H_2,crit} + v_{H_2,sol}) \times 3600 \times \Delta t$$

$v_{H_2,crit}$: 単位時間当たりの臨界による水素発生量[m³/s]
 $v_{H_2,sol}$: 単位時間当たりの溶液由来の水素発生量[m³/s]

ここで、 $v_{H_2,crit}$ は1核分裂当たりの発生エネルギーを200[MeV/fissions]、単位時間当たりの核分裂数を f [fissions/s]、水素1mol当たりの体積を22.4[L/mol]として、以下の式で表せる。

$$v_{H_2,crit} = \frac{f \times 200 \left[\frac{MeV}{fissions} \right] \times 10^6 \times G \text{値} \left[\frac{molecules}{100eV} \right] \times 22.4 \left[\frac{L}{mol} \right]}{100 \times 6.02 \times 10^{23} \left[\frac{molecules}{mol} \right] \times 1000}$$

臨界による水素発生 G 値は1.8を採用する。（ G 値の根拠は補足説明資料-8参照）

3.2 機器の気相部から機器外へ移行する水素量

臨界事故が発生した機器に供給される気体等の流量と同じ体積中に含まれる水素が機器外へ移行する。

また、機器に供給される空気と機器内の水素が完全混合状態となる、すなわち、機器の気相部に導入される水素は機器の気相部で混合し、均一になると仮定すると、時間 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する気体等の水素濃度 C'_g は以下の通りとなる。

$$C'_g[n] = \frac{C_g[n-1] \times V_g + \Delta A_{in}[n]}{V_g + (R[n] + q_{vap}[n]) \times \Delta t}$$

- C_g : 機器内水素濃度 [1]
 V_g : 機器の気相部体積[m³]
 R : 機器に供給される気体の流量 [m³/h]
 q_{vap} : 単位時間当たりの溶液の蒸発蒸気量 [m³/h]

ここで,

$$R = R_0 + R' + (v_{H_2,crit} + v_{H_2,sol}) \times 3600$$

R_0 : 臨界事故発生時から機器に供給される計装用圧縮空気、
 水素掃気用空気等の流量 [m³/h]

R' : 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するた
 めに供給する空気の流量[m³/h]

である。本評価では、機器に供給される気体の流量として水素発生
 量 $(v_{H_2,crit} + v_{H_2,sol}) \times 3600$ [m³/h]を見込む。

これより、時間 Δt [h]の間に機器の気相部から機器外へ移行する水
 素量 ΔA_{ex} [m³]は、以下の式で表せる。

$$\Delta A_{ex} = C'_g \times (R + q_{vap}) \times \Delta t$$

3.3 機器内水素濃度

溶液の蒸発に伴って気相部の容積が増加するが、その量はバースト分
 も含めて約 23[L]であり、機器の気相部体積 (3 [m³]以上) に対して無視
 できるほど小さいため、沸騰による溶液量の減少に伴う機器の気相部体
 積の増加は考慮しない。

上記を踏まえると、時間 Δt [h]の間の機器内水素濃度の変化量 ΔC_g は、
 上記の ΔA_{in} 及び ΔA_{ex} を用いて、以下の式で表せる。

$$\Delta C_g = \frac{\Delta A_{in} - \Delta A_{ex}}{V_g}$$

以上より、機器内水素濃度 C_g は以下の式より求められる。

$$C_g[n] = \sum_i^n \Delta C_g[i]$$

なお、バースト期の計算上の取り扱いについては v_{vap} 、 q_{vap} を下記の通りに置き換え、 Δt を十分小さくとして計算する。

$$v_{H_2} \rightarrow \frac{V_{H_2, burst}}{\Delta t}, \quad q_{vap} \rightarrow \frac{Q_{vap, burst}}{\Delta t}$$

$V_{H_2, burst}$: バースト期における水素発生量 [m³]

$Q_{vap, burst}$: バースト期における溶液の蒸発蒸気量 [m³]

$V_{H_2, burst}$ は f を下記の通りに置き換えることにより、計算する。

$$f \rightarrow \frac{F_{burst}}{\Delta t}$$

F_{burst} : バースト期の核分裂数 [fissions]

上記より、廃ガス処理設備の再起動を行う時間の目安である臨界事故発生から1時間時点までに各機器に6 [m³/h]を供給した場合の機器内水素濃度 C_g の変化を考察することによって、放射線分解水素の掃気対策で供給する空気流量を評価した。

本評価に用いた設定値を機器毎に第3.3-1表に、その設定根拠を第3.3-2表に示す。

第 3.3-1 表 水素掃気用の追加供給空気必要量の計算に使用する設定値

| | 溶解槽 | エンドピース酸洗浄槽 | ハル洗浄槽 | 第 5 一時貯留処理槽 | 第 7 一時貯留処理槽 | 補足 |
|---|--------|------------|--------|-------------|-------------|---|
| f [fissions / s] | 1E+15 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| F_{burst} [fissions] | 1E+18 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| $v_{H_2,sol} \times 3600$ [m ³ / h] | 1.1E-2 | 6.6E-4 | 7.3E-4 | 7.3E-4 | 1.5E-2 | |
| R_0 [m ³ / h] | 0.279 | 0.2 | 0.139 | 0.042 | 0.381 | |
| R' [m ³ / h] | 6 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | 臨 界 事 故 発 生 の 検 知 を 起 点 と し て 40 分 以 降 か ら 考 慮 す る。 |
| q_{vap} [m ³ / h] | 0 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| $Q_{vap, burst}$ [m ³] | 0 | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | |
| V_g [m ³] | 6.97 | 3 | 7.008 | 3.6 | 3.8 | |

第 3.3-2 表 水素掃気用の追加供給空気必要量の計算に使用する値の設定およびその根拠

| 項目 | 設定値 | 設定根拠 |
|--------------------------------------|--|--|
| プラト一期の核分裂率 | 1E+15 fissions/s | 過去の事故より設定 |
| バースト期の核分裂数 | 1E+18 fissions | 同上 |
| 水素発生量 (溶液由来) | 機器毎に設定 | 臨界事故発生時の溶液の性状を考慮して設定。*1 |
| 水素の発生時間 | 臨界事故発生～未臨界移行時間の 10 分間 | 未臨界への移行により水素の発生が終了する。 |
| 機器に供給される空気量 | 機器毎に設定 | 臨界発生時点から吹き込まれている計装用圧縮空気及び水素掃気用空気等 |
| 機器の気相部内に存在する水素を含む気体を掃気するために供給する空気の流量 | 臨界事故発生の検知*2を起点として 40 分から開始し, 6 m ³ /h | 各機器に 6 [m ³ /h] を供給した場合の機器内の水素濃度の変化を考察する。 |
| 空気供給開始時間 | 臨界事故発生の検知*2を起点として 40 分後 | 現場移動, ホース敷設の時間を考慮して設定 |
| 沸騰による蒸発蒸気量 | 考慮しない | より厳しい評価結果を与えるよう, 沸騰を考慮しない。 |
| 気相部容積 | 溶解槽, ハル洗浄槽及びエンドピース酸洗浄槽 | オーバーフロー運転であり液量が変わらないため, 運転時に想定される気相部の容積とする |
| | 第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽 | 運転実績から想定される機器内溶液の Pu 溶液の濃度, 及び誤移送時の最大溶液量から設定*3。 |

*1 本設定の根拠は 3.5 に示す。

*2 臨界事故の発生と検知の時刻は同時とする。

*3 本設定の根拠は別紙-1 及び別紙-2 に示す。

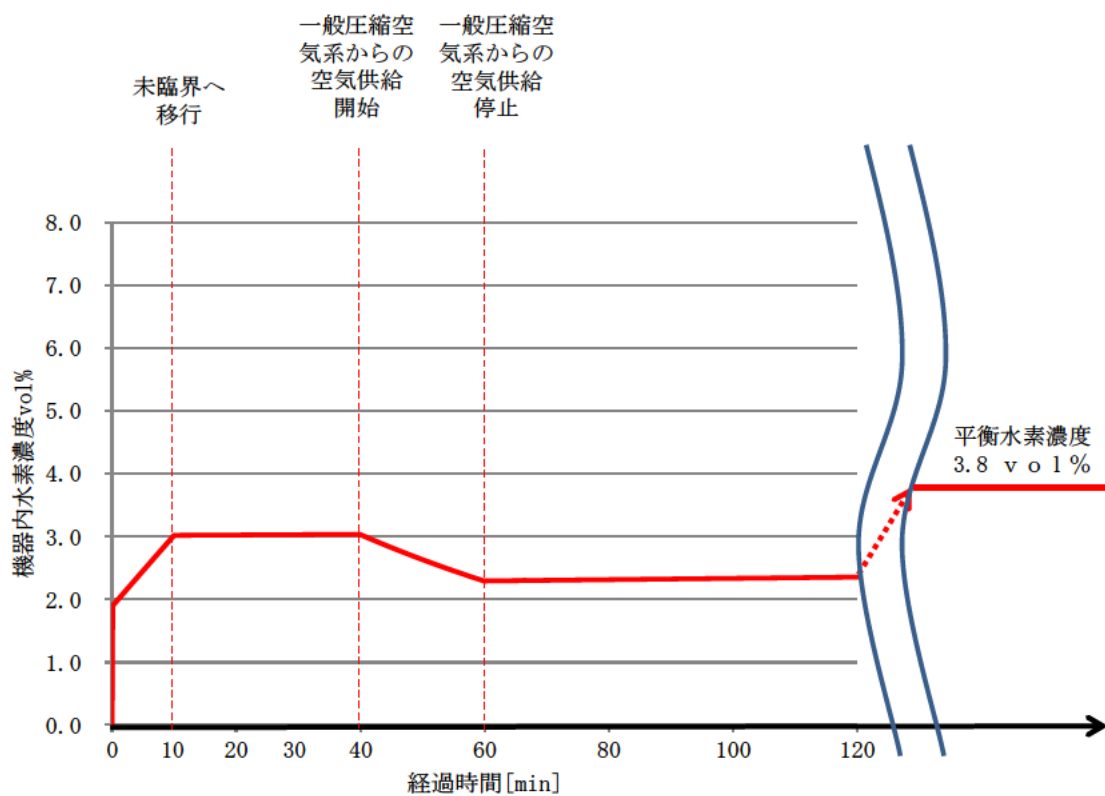
3.4 計算結果

追加空気として各機器に6 [m³/h]供給した場合の機器内水素濃度のトレンドを第3.4-1図から第3.4-10図に示す。臨界事故により発生する放射線分解水素の水素濃度は、臨界事故中でもドライ換算8 v o 1%に達しない。また、各機器に6 [m³/h]を供給することで、また、臨界事故発生から1時間以内にドライ換算4 v o 1%未満に低減できる。

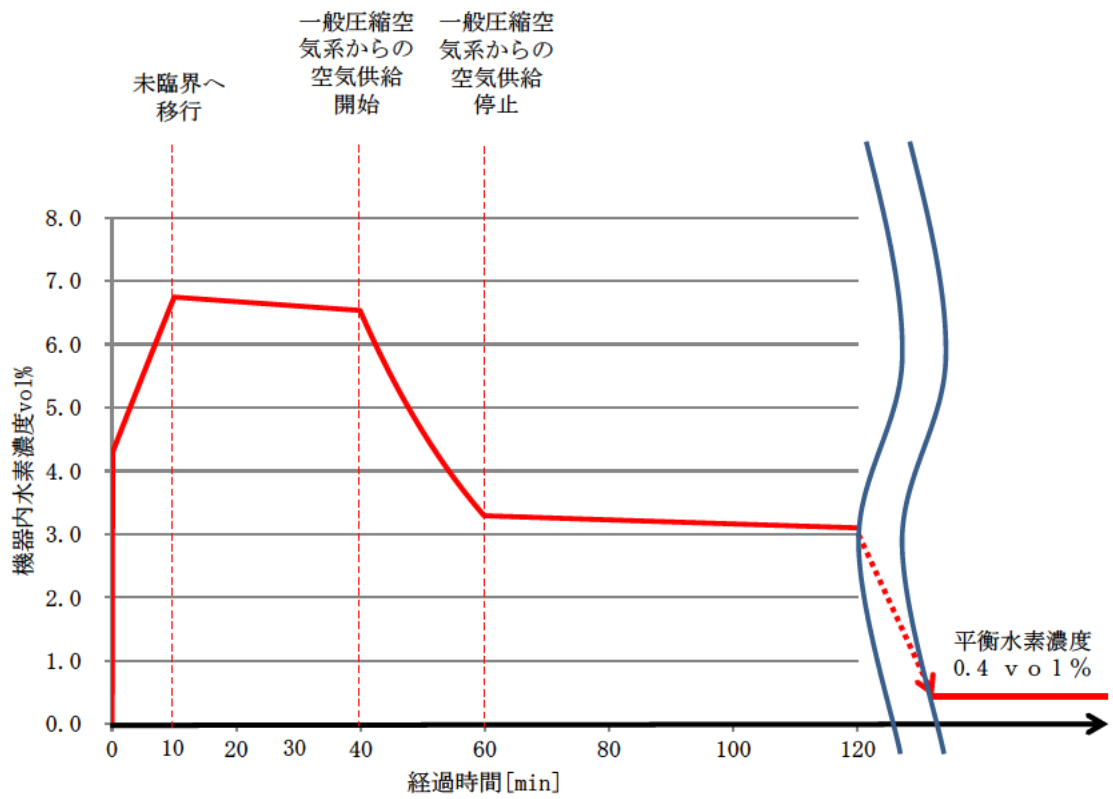
また、第3.4-1表に示されるとおり、全ての機器で、溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値がドライ換算4 v o 1%を下回ることから、一般圧縮空気系からの空気の供給により機器内の水素濃度を可燃限界濃度未満にした後に、一般圧縮空気系からの空気の供給を停止した場合においても、機器内の水素濃度が可燃限界濃度に達することはない。

第3.4-1表 溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値

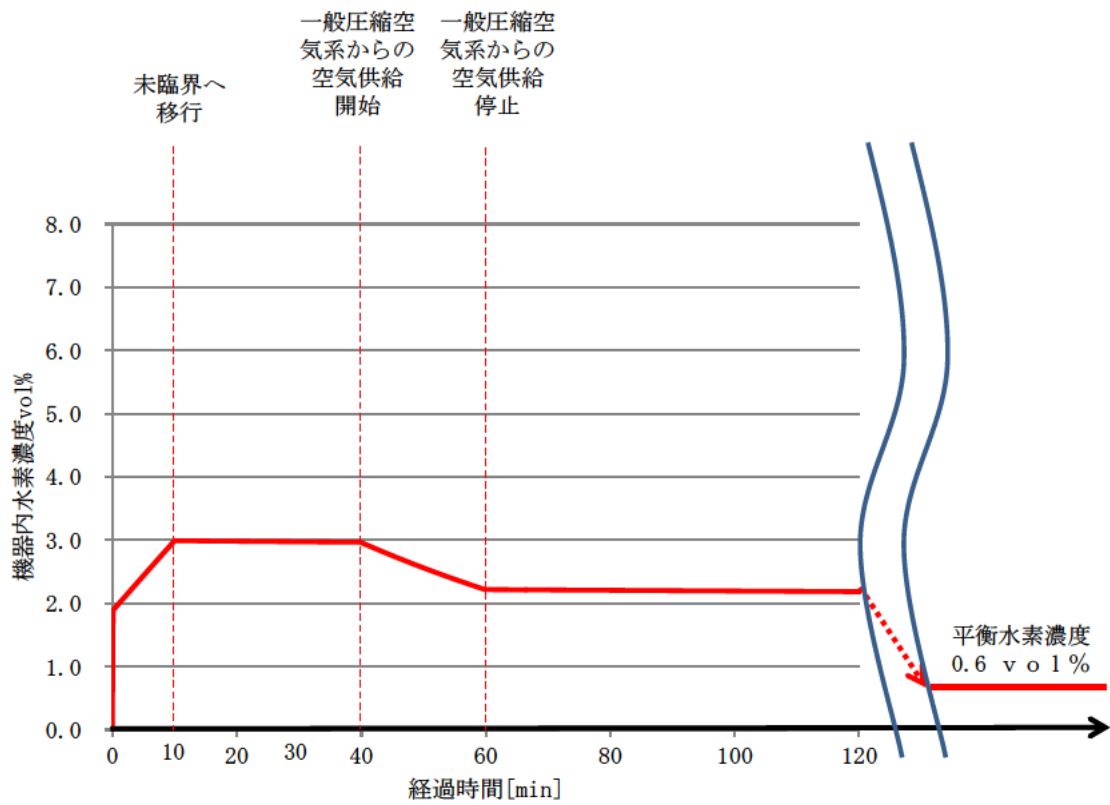
| 項目 | 機器に供給される空気量 [m ³ /h] R_0 | 水素発生量 (溶液由来) [m ³ /h] ($v_{H_2,sol} \times 3600$) | 溶液由来の放射線分解水素の水素濃度平衡値 [vol%] $\frac{v_{H_2,sol} \times 3600}{v_{H_2,sol} \times 3600 + R_0}$ |
|------------|---|--|---|
| 溶解槽 | 0.279 | 1.1E-2 | 3.8 |
| エンドピース酸洗浄槽 | 0.2 | 6.6E-4 | 0.4 |
| ハル洗浄槽 | 0.139 | 7.3E-4 | 0.6 |
| 第5一時貯留処理槽 | 0.042 | 7.3E-4 | 1.7 |
| 第7一時貯留処理槽 | 0.381 | 1.5E-2 | 3.8 |



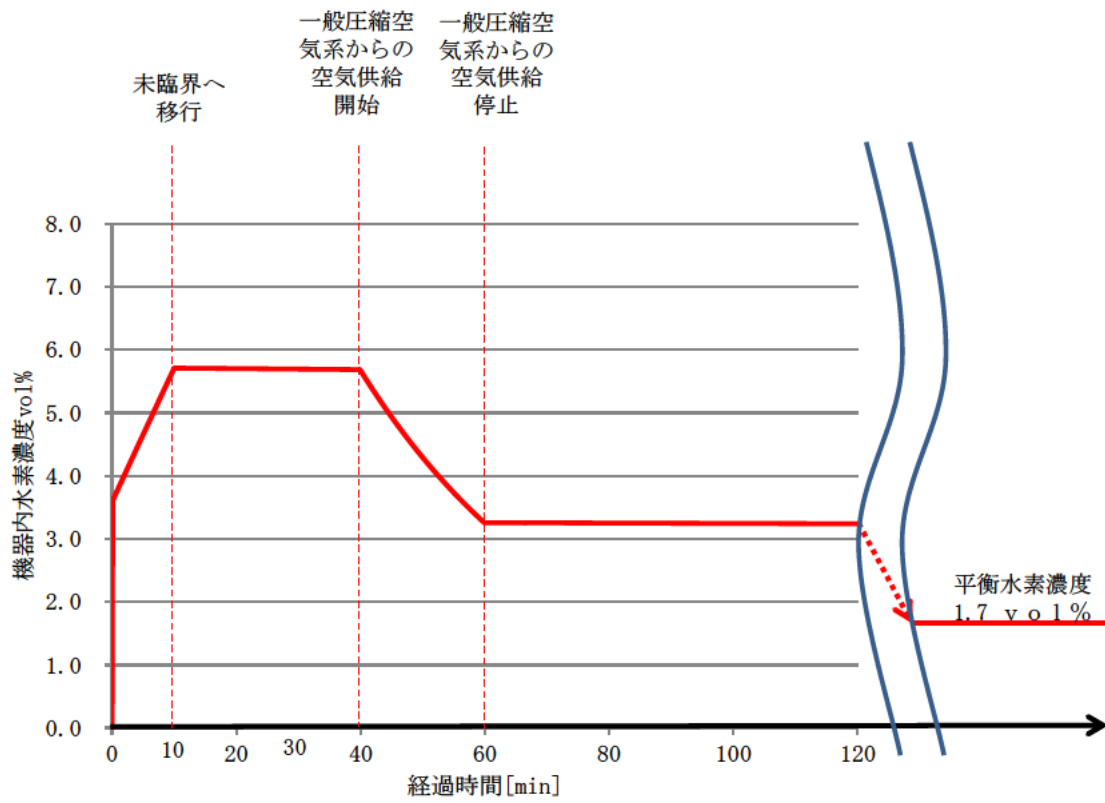
第 3.4-1 図 溶解槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 6 m³/h)



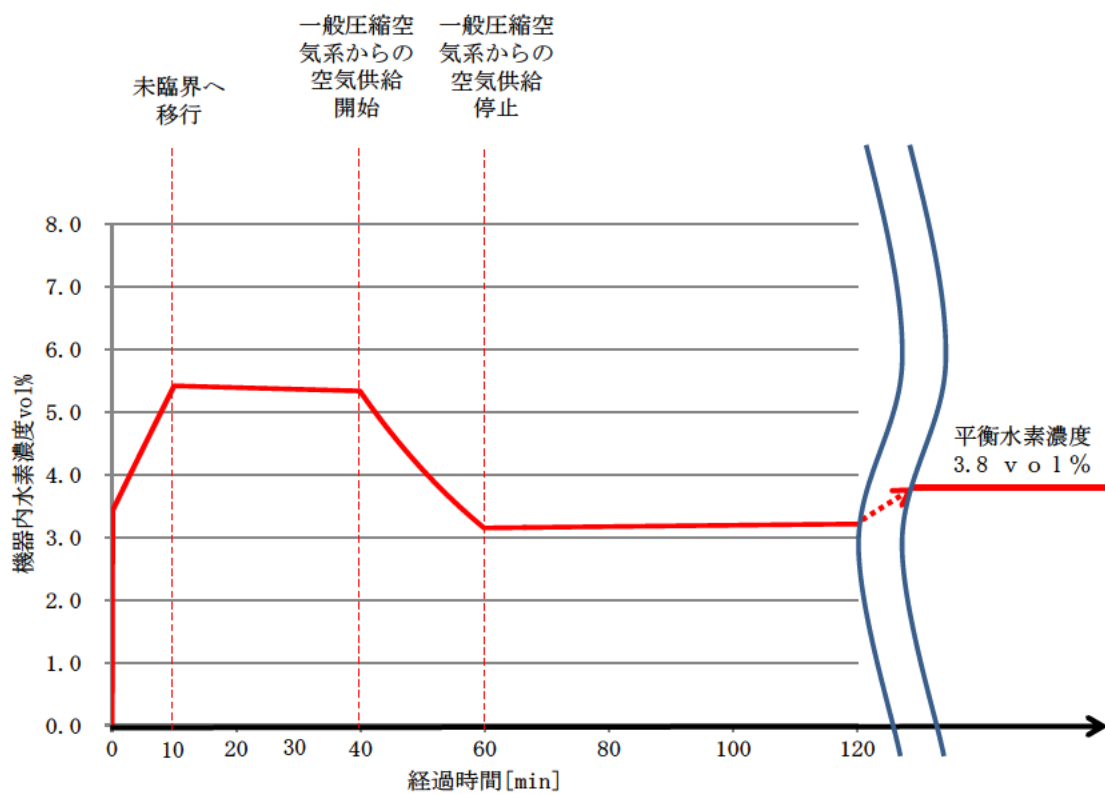
第 3.4-2 図 エンドピース酸洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 6 m³/h)



第 3.4-3 図 ハル洗浄槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 6 m³/h)



第 3.4-4 図 第 5 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 6 m³/h)



第 3.4-5 図 第 7 一時貯留処理槽の機器内水素濃度のトレンド
(水素掃気用の追加供給空気 6 m³/h)

3.5 機器内溶液から発生する水素発生量

第 3.5-1 表に機器内の溶液による水素発生量の設定に使用した値,
第 3.5-2 表にその設定根拠を示す。

第3.5-1表 機器内の溶液による水素発生量の設定値

| 建屋名 | 機器名 | 液量 [m ³] | 硝酸濃度 [mol/L] | G 値 | | 崩壊熱密度 | | 水素発生量 [m ³ /h] |
|-------|--------------|-------------------------|-----------------|---------------------------------|--------------------------------------|---------------------------------|--------------------------------|------------------------------|
| | | | | G α [molecules/100eV] | G $\beta\gamma$ [molecules/100eV] | α [W/m ³] | β [W/m ³] | |
| 前処理建屋 | 溶解槽 A | 3 | 0 | 1.4E+00 | 4.5E-01 | 1.7E+02 | 4.4E+02 | 1.1E-02 |
| | 溶解槽 B | 3 | 0 | 1.4E+00 | 4.5E-01 | 1.7E+02 | 4.4E+02 | 1.1E-02 |
| | エンドピース酸洗浄槽 A | 2.1 | 3 | 1.1E-01 | 4.2E-02 | 1.7E+02 | 4.4E+02 | 6.6E-04 |
| | エンドピース酸洗浄槽 B | 2.1 | 3 | 1.1E-01 | 4.2E-02 | 1.7E+02 | 4.4E+02 | 6.6E-04 |
| | ハル洗浄槽 A | 0.2 | 0 | 1.4E+00 | 4.5E-01 | 1.7E+02 | 4.4E+02 | 7.3E-04 |
| | ハル洗浄槽 B | 0.2 | 0 | 1.4E+00 | 4.5E-01 | 1.7E+02 | 4.4E+02 | 7.3E-04 |
| 精製建屋 | 第5一時貯留処理槽 | 0.2 | 0.91 | 4.7E-01 | 9.8E-02 | 9.3E+02 | 0.0E+00 | 7.3E-04 |
| | 第7一時貯留処理槽 | 3 | 0.5 | 6.4E-01 | 1.6E-01 | 9.3E+02 | 0.0E+00 | 1.5E-02 |

第3.5-2表 機器内の溶液による水素発生量の設定根拠

| 機器名 | 液量 | 硝酸濃度, G 値 ^{*1} | 崩壊熱密度 [W/m ³] |
|------------|---|---|---|
| 溶解槽 | | 溶解槽の臨界事故では硝酸濃度の低下による溶解不良を起因として想定しているため, 安全側の評価として遊離硝酸濃度を 0 [mol/L] とする。 | 溶解液の崩壊熱密度。 |
| エンドピース酸洗浄槽 | オーバーフロー運転であり液量が変わらないため, 運転時に想定される液量とする。 | 平常運転時の硝酸濃度 6 [mol/L] にせん断片装荷量 550 k g · UO ₂ (エンドピース酸洗浄槽へ装荷する燃料せん断片の質量を包含する条件として燃料せん断片装荷量) が全量溶解した場合の硝酸濃度を設定 ^{*2} 。 | せん断機又は溶解槽から未溶解のせん断片が移行することによる臨界事故を仮定するため, 溶液の濃度は当該機器の平常運転時の濃度よりも上昇している可能性があることから, より厳しい結果となるよう溶解槽の崩壊熱密度を使用する。 |
| ハル洗浄槽 | | 平常運転時のハル洗浄槽内の溶液は水であるため, より厳しい結果となるよう遊離硝酸濃度を 0 [mol/L] とする。 | |
| 第5一時貯留処理槽 | 誤移送時に想定される最大移送量を設定。 | 移送元機器に流入する溶液のうち, 酸濃度が最小となるプルトニウム溶液の酸濃度。 | 想定される最も高いプルトニウム濃度の溶液として, プルトニウム濃縮缶により濃縮される前のプルトニウム溶液 (第2酸化塔の平常運転時の最大値 24gPu/L) の崩壊熱密度を設定する。 |
| 第7一時貯留処理槽 | | 移送元機器に流入する溶液のうち, 酸濃度が最小となるプルトニウム溶液の酸濃度。 | |

※1 設定した硝酸濃度に対応するG値を使用する。

※2 エンドピース酸洗浄槽の硝酸濃度の計算は以下の通り。

Henrich らは、温度条件を指定せず 2~7 mol/L の硝酸による溶解で NO と NO₂ の発生割合がほぼ等しいとして、以下の (1式) を提案している。(参考文献 (1) 参照)



左辺に着目すると、UO₂の溶解により消費される遊離硝酸の量[mol]は

$$\frac{m_{UO_2}[g]}{M_{UO_2}[\frac{g}{mol}]} \times 3 = 6.12 \times 10^3 [mol]$$

となる。

ここで

m_{UO_2} : 溶解するUO₂質量 $550 \times 10^3 [g]$

M_{UO_2} : UO₂のmol質量 $270 [\frac{g}{mol}]$

である。

従って、臨界事故時のエンドピース酸洗浄槽内の溶液の遊離硝酸濃度は

$$\frac{2.1[m^3] \times 10^3 \left[\frac{L}{m^3} \right] \times 6 \left[\frac{mol}{l} \right] - 6.12 \times 10^3 [mol]}{2.1[m^3] \times 10^3 \left[\frac{L}{m^3} \right]} = 3.0 [N]$$

となる。

参考文献

- (1) 再処理プロセス・化学ハンドブック検討委員会, 再処理プロセス・化学ハンドブック第3版, JAEA-Review 2015-002, 2015,

4. 線量告示に定められた周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比較に係る評価方法と評価に用いたパラメータについて

臨界事故により外部に放出される放射性物質は、敷地境界において、線量告示（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示）の周辺監視区域外の空気中の濃度限度（3ヶ月平均）（以下、「濃度限度」という。）を下回ることを評価している。ここでは、同評価の内容について取りまとめる。

4.1 評価の前提

本評価では、臨界事故により生成する放射性エアロゾル並びに放射性希ガス及び放射性よう素（以下、「放射性希ガス等」という。）を評価対象とする。

(1) 放射性エアロゾル

「1.」のセシウム-137換算放出量（放射性エアロゾル）の評価では廃ガス貯留槽への貯留を考慮し、放射性エアロゾルの放出割合（溶液から気相中に移行した放射性エアロゾルが機器に残存する割合）を設定しているが、本評価では保守性を見込み、全機器一律100%と設定（廃ガス貯留槽への貯留を考慮せず、全量放出を想定）する。

上記以外の放出量算出に係る評価条件は、「1.」と同様とする。

(2) 放射性希ガス等

「2.」の放射性希ガス等の放出割合の評価では廃ガス貯留槽への貯留及び放射性希ガス等の時間減衰を考慮し、放射性希ガス等の大気中への放出割合を1%程度に低減できると評価しているが、本評価では保守性を見込み、全機器一律100%と設定（廃ガス貯留槽への貯留及び放射性希ガス等の時間減衰を考慮せず、全量放出を想定）する。

上記以外の放出量算出に係る評価条件は、「2.」と同様とする。

4.2 評価方法

(1) 放射性エアロゾル

濃度限度は3ヶ月平均の値で与えられているため、周辺監視区域外の空気中の濃度 $[Bq/cm^3]$ を算出するにあたっては「1.」及び「4.1」で算出した各核種の放出量 $[Bq]$ より、3ヶ月放出での放出率 $[Bq/s]$ を算出する。

周辺監視区域外の空気中の濃度 $[Bq/cm^3]$ （3ヶ月平均濃度）は（1）式のとおり、放出率 $[Bq/s]$ に相対濃度（以下、「 χ/Q 」

という。) を乗じて算出する。なお、 χ/Q については、放出源を主排気筒、気象条件を2013年4月から2014年3月、実効放出継続時間を1時間として算出した $1.2 \times 10^{-6} [s/m^3]$ の値を使用している。

周辺監視区域外の空気中の濃度 $[Bq/cm^3]$
= 放出率 $[Bq/s] \times \chi/Q [s/m^3] \times 10^{-6} [m^3/cm^3] \cdots (1)$

算出した周辺監視区域外の空気中の濃度について α 核種及び $\beta \gamma$ 核種をそれぞれ合計し、 α 核種については放出が想定される $\beta \gamma$ 核種の中で最も保守側の値となる $Cm-250$ の濃度限度 $2 \times 10^{-10} [Bq/cm^3]$ の値、 $\beta \gamma$ 核種については放出が想定される $\beta \gamma$ 核種の中で最も保守側の値となる $Sr-90$ の濃度限度 8×10^{-7} の値と比較し、割合の和が1未満となることを確認する。

(2) 放射性希ガス等

周辺監視区域外の空気中の濃度 $[Bq/cm^3]$ (3ヶ月平均濃度) は、「4.1(1)」と同様の方法で評価を行う。

算出した周辺監視区域外の空気中の濃度について放射性希ガス等の核種毎に最も保守側の値となる濃度限度の値と比較し、割合の和が1未満となることを確認する。

4.2 評価結果

(1) 放射性エアロゾル

濃度限度との比較の結果、割合の和は最大でも約 1.3×10^{-3} であり、1未満となる。

(2) 放射性希ガス等

濃度限度との比較の結果、割合の和は最大でも約 1.9×10^{-1} であり、1未満となる。

(3) 結論

上記より、放射性エアロゾル及び放射性希ガス等の割合の和を合計しても約 1.9×10^{-1} であり、1未満となる。

なお、基準規模を超える臨界事故 (バースト期の核分裂数： 1.1×10^{17} fissions, プラト一期の核分裂数 1.0×10^{16} fissions/s 及び臨界継続時間5分) では、 1.6×10^{18} fissions から 3.1×10^{18} fissions となり約2倍となるため、上記

で算出した割合の和（放射性エアロゾル及び放射性希ガス等）も約2倍となるが、その場合にも濃度限度との比は1未満となる。また、寄与が大きい放射性希ガス等については実際には時間減衰を見込めるため、本評価結果よりも十分小さくなると考えられる。

5. 廃ガス貯留槽内の放射性物質濃度の推移について

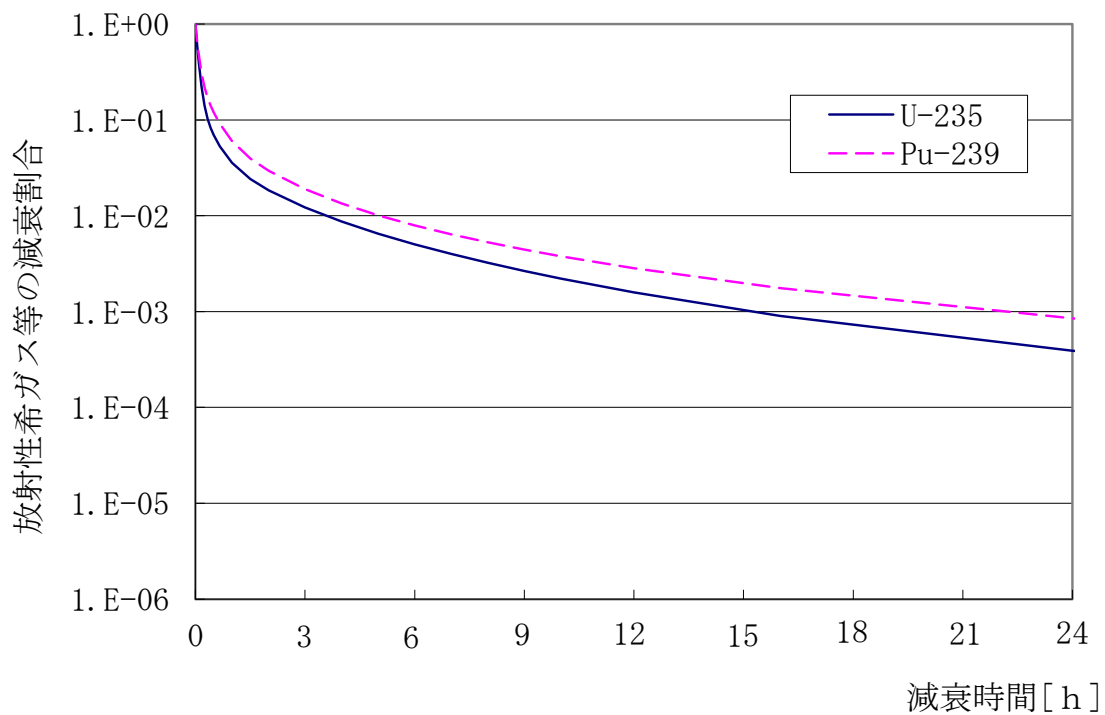
臨界事故が発生した場合には、直ちに自動的に臨界事故が発生した機器に接続される廃ガス処理設備を停止すると共に、臨界が発生した機器から廃ガス貯留槽への経路を確立し、空気圧縮機を用いて廃ガス貯留槽に放射性物質を含む気体を貯留する。また、臨界事故が発生した機器に空気を供給し、機器の気相部内に存在する放射性物質を含む気体を掃気し、廃ガス貯留槽に導く。

ここでは、廃ガス貯留槽による放射性物質を含む気体の導出完了後、廃ガス貯留槽内の放射性物質（放射性希ガス及び放射性よう素（以下、「放射性希ガス等」という。）濃度が時間の経過に従ってどの程度減衰するかについて説明する。なお、臨界事故により生成する放射性エアロゾルは半減期が長く時間減衰が期待できないため、対象外とする。

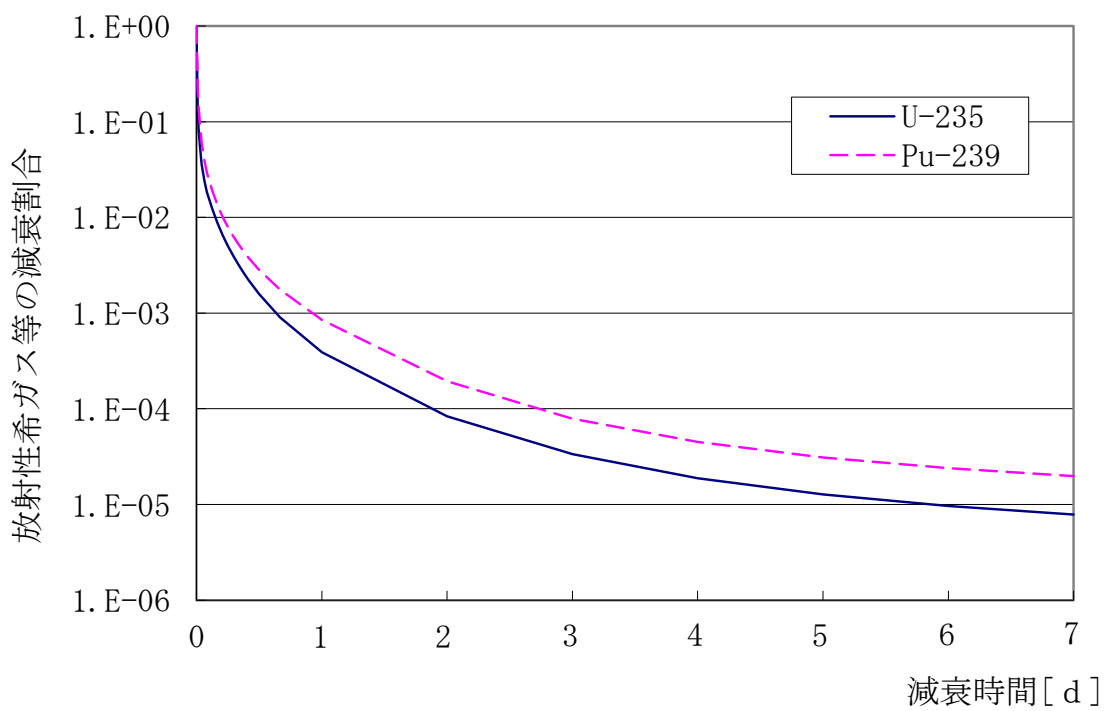
5.1 放射性希ガス等

第 5.1-1 図及び第 5.1-2 図に U-235 及び Pu-239 の核分裂収率における放射性希ガス等の時間による減衰（放射性希ガス等をガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算とした場合の放射能に対する減衰）を示す。

第 5.1-1 図及び第 5.1-2 図のとおり、放射性希ガス等は貯留後 1 日時点で千分の一程度まで減衰し、貯留後 7 日時点で十万分の一程度まで減衰する。



第 5.1-1 図 放射性希ガス等の減衰割合 (1 日後まで)



第 5.1-2 図 放射性希ガス等の減衰割合 (7 日後まで)

精製建屋 第5一時貯留処理槽における臨界事故時の水素濃度の計算に
用いる気相部体積について

1. 臨界事故の仮定

第5一時貯留処理槽における臨界事故の想定は誤移送であり，誤移送元となる溶液は，放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿に回収されたP uを含む溶液である。

同溶液の最大P u濃度は，放射性配管分岐第1セル内を通過する配管のうち最大となるP u濃度として， $24[\text{g P u} / \text{L}]$ とする。

また，溶液の誤移送量は，放射性配管分岐第1セル漏えい液受皿における漏えいを検知し，液移送が停止するまでの時間として1時間を見込んだ漏えい量である $200[\text{L}]$ とする。

上記より，誤移送時の最大P u質量は， $4800 [\text{g P u}]$ となる。

2. 気相部体積の設定

水素濃度の上昇の評価において，機器内の気相部体積は小さく見積もることが保守的な結果を与える。

しかしながら，第5一時貯留処理槽にはP uは貯留されておらず，誤移送により移送されるP u質量は $4800 [\text{g P u}]$ であるため，無限体系における未臨界濃度 $(8.2 [\text{g P u} / \text{L}])$ との関係において，臨界事故が発生しうる液量は約 590L となる。

そのため，第5一時貯留処理槽においては，誤移送前に貯槽に存在する液量と誤移送により移送される液量の合計が約 $590 [\text{L}]$ 以上になる場合には，誤移送した場合でも，第5一時貯留処理槽内でP u濃度が希釈により低下し，臨界事故が発生しない。

以上より，臨界事故が発生しうる条件における気相部体積は最小の場合でも以下のとおり想定できる。

| 項目 | 設定値/計算値 |
|------------------|-----------------------------|
| A：第5一時貯留処理槽の全容量 | 約 $\blacksquare \text{m}^3$ |
| B：臨界事故が発生しうる最大液量 | 約 0.6m^3 |
| 気相部容積 (A - B) | 約 $\blacksquare \text{m}^3$ |

\blacksquare については商業機密の観点から公開できません。

別紙－ 2

精製建屋 第 7 一時貯留処理槽における臨界事故時の水素濃度の計算に
用いる気相部体積について

1. 臨界事故の仮定

第 7 一時貯留処理槽における臨界事故の想定は誤移送であり，誤移送元となる溶液は，第 3 一時貯留処理槽に貯留された P u を含む溶液である。

同溶液の最大 P u 濃度は，P u 精製工程における平常運転時の P u 濃度のうち，最も高い濃度である 24[g P u / L]とする。

また，溶液の誤移送量は，第 3 一時貯留処理槽の容量である 3 [m ³]とする。

上記より，誤移送時の最大 Pu 質量は，72 [k g P u] となる。

2. 気相部体積の設定

水素濃度の上昇の評価において，機器内の気相部体積は小さく見積もることが保守的な結果を与える。

しかしながら，誤移送により移送される Pu 質量である 72 [k g P u]と，過去の実績により確認された，第 7 一時貯留処理槽の Pu 濃度の最大値（約 ■■■ [g P u / L]）を用いて，無限体系における未臨界濃度（8.2 [g P u / L]）に相当する場合の最大液量を求めると，臨界事故が発生しうる液量は約 ■■■■ [m ³] となる。計算式を以下に示す。

誤移送が発生する前に貯槽に存在する液量を X[L] とすると，臨界になりうる最大液量は以下に示される。

$$\frac{72[\text{kgPu}] + (\blacksquare[\text{gPu/L}] \times X[\text{L}])}{3000[\text{L}] + X[\text{L}]} = 8.2[\text{gPu/L}]$$

上記式より、X=■■■■ [L] であり、誤移送が行われた時点の貯槽内の容積は X+3000 [L] = ■■■■ [L] = 約 ■■■ [m ³] となる。

そのため，第 7 一時貯留処理槽においては，誤移送前に貯槽に存在する液量と誤移送により移送される液量の合計が約 ■■■■ [m ³] 以上になる場合には，誤移送した場合でも，第 7 一時貯留処理槽内で P u 濃度が希釈により低下し，臨界事故が発生しない。

以上より，臨界事故が発生しうる条件における気相部体積は最小の場合でも以下のとおり想定できる。

| 項目 | 設定値/計算値 |
|------------------|----------------------|
| A：第7一時貯留処理槽の全容量 | 約 ■■■ m ³ |
| B：臨界事故が発生しうる最大液量 | 約 ■■■ m ³ |
| 気相部容積（A－B） | 約 ■■■ m ³ |

■■■■■については商業機密の観点から公開できません。

補足説明資料 6-5

核分裂数の設定妥当性

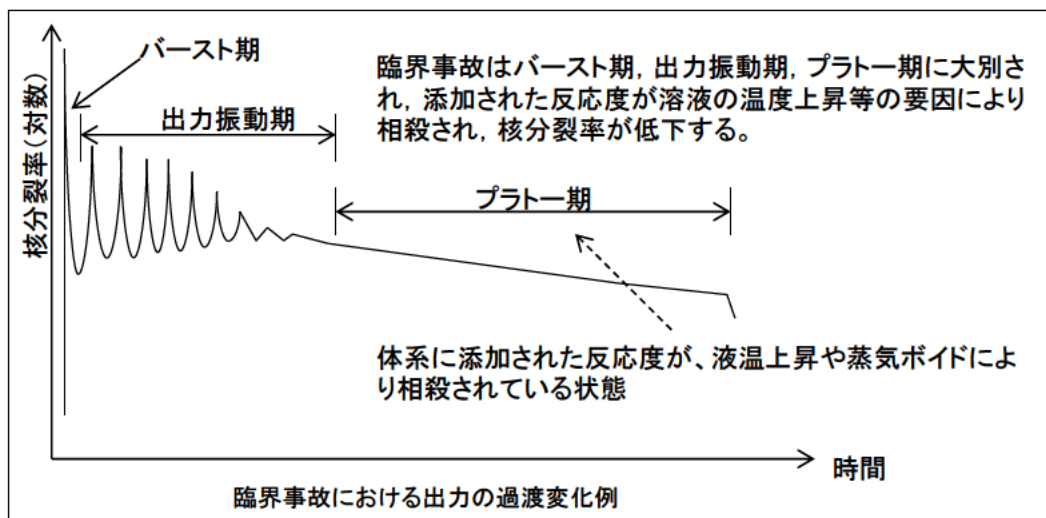
1. はじめに

本資料は、臨界事故の異常な水準の放出防止対策の有効性評価として大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）を算定するにあたり、重大事故等が発生する機器に保有される放射性物質のうち事故の影響を受ける割合（DR）を設定する際に想定した核分裂数について説明するものである。

2. 溶液体系における臨界事故の特徴

溶液体系における臨界事故の特徴として、最初に臨界に達した直後のエネルギー放出は瞬時のうちに終わり、その後、何回かの出力の急激な上昇（バースト）を繰り返し、続いて体系に添加された反応度が溶液の温度上昇等によってもたらされる負の反応度により相殺された状態を維持する。第1図に出力変化の概念図を示す。

バーストの大きさや持続時間を決定する因子としては、核燃料物質の組成・形態、容器の形状や、エネルギー放出に伴う系の温度変化、沸騰あるいは気体状核分裂生成物の生成による気泡発生などがあり、その挙動は不確定性を有する。⁽¹⁾



第1図 溶液体系の臨界事故における出力変化

3. 核分裂数の設定方法

上述のとおり臨界事故時のふるまいは種々の要因が複雑に関連して変化していくことから、核分裂数及び核分裂率を、確度を持って数値解析的に求めることは容易ではない。一方、臨界安全ハンドブック第2版⁽²⁾によれば、第1表に示すとおり、臨界事故評価において事故シナリオを仮想する場合は、臨界事故事例、臨界事故模擬実験の結果並びに基準を参考にする方法が提案されており、他の再処理施設の臨界事故の評価においても事故事例に基づき核分裂数が設定されている例がある。よって再処理施設の臨界事故においても、過去の臨界事故事例を参考に核分裂数を設定することとする。

第1表 臨界安全ハンドブック第2版における該当箇所

6.2 臨界事故評価の方法

臨界事故時の公衆への影響は、前述のように希ガス及びヨウ素が被曝の主因となるため、臨界の事故規模、すなわち想定する全核分裂数の大小でほぼ決まる。そこで、臨界の事故規模を設定するに当たって対象設備の内容に即した事故シナリオを想定する場合は、期待する設備の信頼性について十分留意する必要がある。一方、施設を包絡する事故シナリオを仮想する場合は、前節で紹介した過去の臨界事故例や臨界事故模擬実験の結果、並びにこれらを検討して策定された基準等⁽¹³⁾を参考に、対象施設への適用性を検討した上、保守的に事故規模が設定される。

第2表 臨界安全ハンドブック第2版における該当箇所(つづき)

表6.3 再処理施設における臨界事故評価事例

| 施設名 | Barnwell | Exxon | West Valley | | 動燃東海工場 | 日本原燃六ヶ所工場 |
|------|--|---|---|---|---|--|
| 評価目的 | Design Basis Accident | Major Accident | Design Basis Accident | Design Basis Accident | 災害評価 | 設計基準事象、立地評価事故 |
| 想定場所 | 溶解槽 | プロセスセル内の溶液を内包する容器のうち1つ | 燃料受け入れ貯蔵施設燃料貯蔵プール | プロセスセル内の溶液を内包する容器のうち1つ | 濃縮ウラン溶解槽 | 溶解槽 |
| シナリオ | <p>(1)下記の防止対策にもかかわらず臨界事故を想定する。</p> <p>① 供給槽に3g/Lの可溶性中性子吸収材(Gd)を追加する。</p> <p>② Hull Ris and Seal Solution Make-up Tankと溶解槽タンクそれぞれには2つの独立したGd濃度モニタを設置する。</p> <p>③ Gd濃度低下で硝酸供給停止インタロック(独立2系統)が作動する。</p> <p>④ Hull Ris and Seal Solution Make-up Tankには溶解槽タンク内の硝酸のGd濃度の3倍のGd濃度の硝酸があり、これを注入して臨界を停止させる。</p> <p>(2)セル放射能異常高の警報で運転員が高濃度Gd硝酸を注入(燃料のせん断停止、硝酸の供給停止)し、警報後7分以内に未臨界とする。</p> <p>(3)全核分裂数は2×10^{19}とする。</p> <p>初期バースト 1×10^{18}fissions 平均出力 0.4×10^{17}f/s</p> | <p>(1)形状管理あるいは固定中性子吸収材を使用している場合は、機械的破損が外力によってこれらの静的安全防護機能が損なわれたとする。</p> <p>*例として、水素爆発によるスラブタンクのそりが記されている。</p> <p>(2)或いは、濃度管理、可溶性中性子吸収材の使用、質量管理における制御系の故障か、運転員の誤操作が生じたとする。これについては、2つ以上の独立した生じにくい条件の変化が重なったと想定する。</p> <p>(3)過去の事故例等を参考にして全核分裂数2×10^{19}、継続時間24時間とする。時間幅0.5秒の出力バーストが10分間隔で発生するものとする。</p> <p>事故発生～30秒： $5 \times 10^{17} \times 3$(回) 30分～8時間： $2 \times 10^{17} \times 45$(回) 8時間～24時間 $1 \times 10^{17} \times 95$(回)</p> | <p>(1)Design Basis級の竜巻が生じた場合、建屋上部の構造の一部が貯蔵燃料場に落下したり、風により発生したミサイルが貯蔵ラックの一部を壊すかもしれない。このような原因により臨界事故が発生することはほとんどありえないが、完全にその可能性を排除しきれないので、環境への被曝の観点から同事故を想定する。</p> <p>(2)水-金属燃料非均質体系での過去の事故例等を参考として、全核分裂数を1×10^{19}とする。</p> <p>・初期バースト 3×10^{18}(0.1秒間) ・その後のバーストによるもの 7×10^{18} (バースト出力 10^{17}f/s)</p> | <p>(1)溶液燃料体系での過去の事故例を参考にして、全核分裂数を3×10^{19}とする。</p> <p>・初期バースト 1×10^{18}fissions (0.1秒間) ・その後のバーストによるもの 29×10^{18}</p> | <p>(1)過去の事故例、事故解析例を参考にして、スパイク核分裂数を10^{19}、全核分裂数を10^{20}とする。</p> | <p>(1)剪断溶解施設の溶解槽で、酸濃度低下により臨界事故を想定する。臨界は安全保護系の可溶性中性子吸収緊急供給回路で検知され、硝酸ガドリニウム注入により未臨界になる。</p> <p>(2)臨界終息までの全核分裂数は2.3×10^{17}と評価されるが、過去の事故例等を参考に、被曝評価上はDBEとして10^{19}、SEAとしては10^{20}を想定する。</p> |
| 影響評価 | <p>(1)希ガス全量とよ素50%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界での被曝線量 全身 3.5mrem 甲状腺 130mrem</p> | <p>(1)希ガス全量とよ素25%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身(外部) 25mrem 全身(内部) 0.2mrem 甲状腺 130mrem</p> | <p>(1)地上放散とする</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身(外部) 1mrem 甲状腺 5mrem</p> | <p>(1)希ガス全量とよ素50%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身(外部) 1.3rem 甲状腺 31rem</p> | <p>(1)希ガス全量とよ素10%が排気筒から放出されるとする。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 全身 0.1rem 甲状腺小児 2.1rem 成人 約0.47rem</p> <p>(3)国民遺伝線量 48万人rem</p> | <p>(1)希ガスは全量、よ素はDBEが25%、SEAは100%外界へ放出されるとしている。</p> <p>(2)敷地境界外での被曝線量 DBE 0.57mSv SEA 6.1mSv</p> <p>(3)人口積算値 0.36万人・Sv</p> |

4. 過去の臨界事故事例

ロスアラモス国立研究所発行の A Review of criticality Accidents (2000 Revision) ⁽³⁾によると、過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故は22件あり、そのうち21件が溶液若しくはスラリー状、1件が金属インゴットの核燃料物質によるものである（1978年12月13日に発生したSiberian Chemical Combineにおける臨界事故は金属体系、それ以外は溶液体系）。過去に核燃料処理施設で発生した臨界事故の規模を第2表に示す。

第2表 臨界事故時の核分裂数

| 事象名 | 全核分裂数 [fissions] | 推定核分裂率※ [fissions/sec] | バースト核分裂数 [fissions] |
|---|---------------------|---------------------------|------------------------|
| Mayak Production Association, 1953.3.15 | 2.00E+17 | 3.33E+15 | — |
| Mayak Production Association, 1957.4.21 | 1.00E+17 | 1.67E+14 | — |
| Mayak Production Association, 1958.1.2 | 2.00E+17 | (バースト期のみ) | 2.00E+17 |
| Oak Ridge Y-12Plant, 1958.6.16 | 1.30E+18 | 6.90E+15 | 6.00E+16 |
| Los Alamos Scientific Laboratory, 1958.12.30 | 1.50E+17 | (バースト期のみ) | 1.50E+17 |
| Idaho Chemical Processing Plant, 1959.10.16 | 4.00E+19 | 4.44E+16 | 1.00E+17 |
| Mayak Production Association, 1960.12.5 | 2.50E+17 | 3.47E+13 | — |
| Idaho Chemical Processing Plant, 1961.1.25 | 6.00E+17 | 1.00E+16 | 6.00E+16 |
| Siberian Chemical Combine, 1961.7.14 | 1.20E+15 | 2.00E+13 | 2.00E+14 |
| Hanford Works, 1962.4.7 | 8.00E+17 | 1.33E+14 | 1.00E+16 |
| Mayak Production Association, 1962.9.7 | 2.00E+17 | 2.78E+13 | — |
| Siberian Chemical Combine, 1963.1.30 | 7.90E+17 | 2.12E+13 | — |
| Siberian Chemical Combine, 1963.12.2 | 1.60E+16 | (不明) | — |
| United Nuclear Fuels Recovery Plant, 1964.7.24 | 1.30E+17 | 2.41E+13 | 1.10E+17 |
| Electrostal Machine-Building Plant, 1965.11.3 | 1.00E+16 | 3.33E+12 | — |
| Mayak Production Association, 1965.12.16 | 5.50E+17 | 2.18E+13 | — |
| Mayak Production Association, 1968.12.10 | 1.00E+17 | (不明) | 1.00E+17 |
| Windscale Works, 1970.8.24 | 1.00E+15 | 1.00E+14 | — |
| Idaho Chemical Processing Plant, 1978.10.17 | 2.70E+18 | 5.00E+15 | — |
| Siberian Chemical Combine, 1978.12.13 | 3.00E+15 | (バースト期のみ) | 3.00E+15 |
| Novosibirsk Chemical Concentration Plant, 1997.5.15 | 5.50E+15 | (バースト期のみ) | 4.30E+15 |
| JCO Fuel Fabrication Plant,1999.9.30 | 2.50E+18 | 4.08E+13 | 8.00E+16 |

※ 推定核分裂率（出力）のない場合及び「バースト期のみ」等の記載がない場合は、全核分裂数を継続時間で除した値を推定核分裂率とした。

第2表より、過去に発生した臨界事故のうち、核分裂数が最大となった事例は1959年にIdaho Chemical Processing Plantにて発生した臨界事故の 4×10^{19} fissionsである。

5. 核分裂数の設定

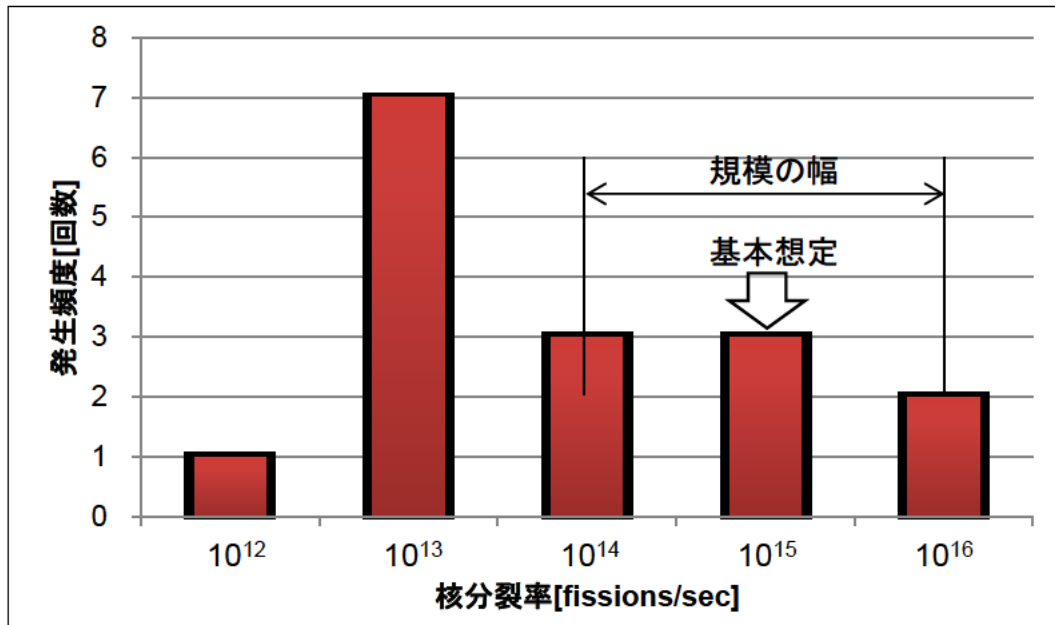
(1) バースト期の核分裂数

臨界事故のバースト期の核分裂数は、過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故におけるバースト期の核分裂が $10^{14} \sim 10^{17}$ fissions の幅を取ることを踏まえ、基本想定としては 10^{18} fissions を想定する。

なお、バースト期に続いて生じる可能性のある出力振動期における核分裂についても、バースト期に含まれるとする。

(2) 核分裂率

臨界事故の核分裂率についても過去に発生した臨界事故等を踏まえ適切に設定する。過去の事故においては、臨界事故における核分裂率はおおむね $10^{12} \sim 10^{16}$ fissions/sec の幅を取る。この過去の結果を踏まえ、核分裂率として 1×10^{15} fissions/sec を設定する。ただし、臨界事故の核分裂率は一意に定まるものではないことから、上記核分裂率に幅を持つことが想定される。したがって、重大事故の検討では、基本となる核分裂率を 1×10^{15} fissions/sec とし、範囲としては $10^{14} \sim 10^{16}$ fissions/sec の幅を持つことを考慮する。



第2図 核分裂率の想定範囲

(3) 全核分裂数

臨界事故発生初期に生じるバースト期の核分裂数 10^{18} 及び核分裂が継続的に発生する期間における核分裂率 1×10^{15} fissions/sに、臨界が発生している機器に可溶性中性子吸収材を自動供給して未臨界に移行させる時間（10分）を考慮して計算した核分裂数の合計である 1.6×10^{18} を全核分裂数として設定する。

(4) 臨界事故への対処を行わないとした場合の核分裂数

臨界事故の有効性評価においては拡大防止対策の効果を期待した場合の総核分裂数である 1.6×10^{18} を全核分裂数として設定した。

一方で、拡大防止対策が機能しないことを考えた場合には、全核分裂数はさらに大きくなる可能性がある。

沸騰が生じた場合、体系が減速不足となり、事象の進展に伴って、新たな対処を講じずとも未臨界に移行する可能性も考えられるが、そ

れを考慮せず，臨界事故の核分裂数を，過去に発生した臨界事故，溶液状の核燃料物質による臨界事故を模擬した過渡臨界実験及び国内外の核燃料施設の安全評価で想定される臨界事故規模を踏まえ 10^{20} とした場合（プラト一期が1日以上継続した場合に相当）には，外部への放出量の増大及び溶液の沸騰・蒸発による乾燥固化等が顕在化する可能性がある。

したがって，臨界事故への対処のうち拡大防止対策に用いる設備は，臨界事故が発生した場合に確実かつ迅速に可溶性中性子吸収材を供給できるよう設計において考慮する。

6. 参考文献

- (1) 原子力安全研究協会．核燃料の臨界安全（実務テキストシリーズ No. 2）昭和59年12月．
- (2) 日本原子力研究所．臨界安全ハンドブック第2版．1999-03，JAERI 1340．
- (3) Los Alamos NATIONAL LABORATORY. A Review of Criticality Accidents 2000 Revision. LA-13638

補足説明資料6-6（28条）

6. 臨界事故への対処

不確かさの設定

本書では、臨界事故の有効性評価に使用するパラメータ等の不確かさについて説明する。具体的には以下の項目について記載する。

1. 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）
2. 揮発性ルテニウムの除染係数
3. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気
4. 参考文献

1. 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）

1.1 はじめに

本資料は、臨界事故における大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）の算定にあたって使用する各パラメータの不確かさについて説明するものである。

1.2 各パラメータの不確かさについて

(1) 臨界事故が発生した機器が保有する放射性物質質量（MAR）

a. 上振れ効果

MARの上振れとなる要因はない。

b. 下振れ効果

第1表に示す再処理する使用済燃料の冷却年数を15年に制限した条件を用いて放射能濃度を算出し、第2表のとおり燃料使用の変動に係る補正係数を考慮した場合、一桁程度の下振れとなる。

第1表 使用済燃料の条件

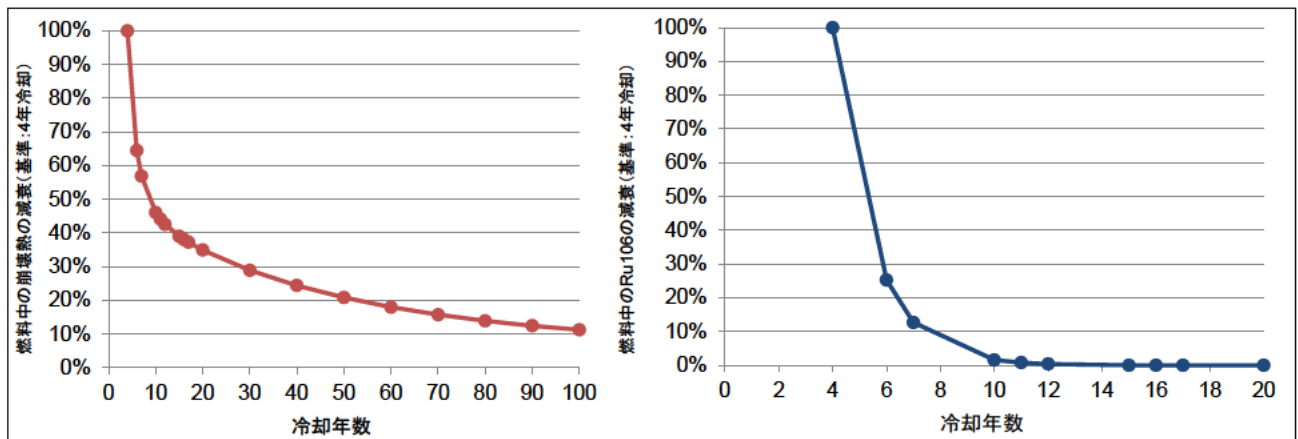
| | |
|-------|-----------------------------|
| 燃料型式 | PWR |
| 初期濃縮度 | 4.5wt% |
| 燃焼度 | 45,000MWd/t・U _{Pr} |
| 比出力 | 38MW/t・U _{Pr} |
| 冷却年数 | 15年 |

第2表 燃料使用の変動に係る補正係数

| 元素グループ | | 燃料仕様の変動に係る補正係数 |
|---------------------|---|----------------|
| Ru/Rh | | 1.7 |
| その他FP* ¹ | | 1.1 |
| Pu | α | 2.0 |
| | β | |
| Am, Cm | | 2.7 |

*1 その他FPとは、核分裂生成物のうち、Kr -85, I-129 及び Ru/Rh を除いたものを示す。

また、再処理施設で保有する使用済燃料には、冷却期間 15 年以上となるものも含まれ、冷却期間 15 年以上の燃料を処理した場合、第1図に示すとおり放射能の減衰による放射性物質量のさらなる低減効果を見込める。



第1図 使用済燃料の冷却年数による崩壊熱及び Ru-106 の減衰

(2) 臨界事故の影響を受ける割合 (DR)

a. 上振れ効果

第3表に過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故及びその核分裂数を示す。第4表に過去の臨界事故での全核分裂数及び核分裂率の推定値を示す。

過去に発生した臨界事故のモードは、バースト期のみで収束しているものと、臨界事故の有効性評価で想定したバースト期及びプラト一期を有するものがある。

そこで、過去の臨界事故のうち、バースト期及びプラト一期を有する臨界事故を参照し、核分裂数の上振れを推定すると、臨界事故のバースト期、プラト一期の核分裂率の最大値はそれぞれ 1.1×10^{17} f i s s i o n s (United Nuclear Fuels Recovery Plant 1964年：第3表及び第4表 No.14)、及び推定 4.5×10^{16} f i s s i o n s / s e c (Idaho Chemical Processing Plant 1959年：第3表及び第4表 No.6) である。⁽¹⁾

ただし、Idaho Chemical Processing Plant 1959年の事故においては、形状寸法管理を行わない貯槽に多量の高濃縮ウラン溶液が流入した結果発生したものであり、臨界事故が発生した以降も溶液の移送が継続し、結果として20分間にわたって臨界状態が継続したものである。一方、臨界事故への対処では、臨界事故の発生を検知後、直ちに再処理施設の運転を停止することで正の反応度の添加を防止するとともに、中性子吸収材の供給による速やかな未臨界への移行が行われるため、上記の事故とは状況が異なる。本事故以外の臨界事故のプラト一期の核分裂率の最大値は推定 1×10^{16} f i s s i o n s / s e c (Idaho Chemical Processing Plant 1961年：第3表及び第4表 No.8) となる。

上記を踏まえ、上振れを考慮する場合においては、バースト期の核分

裂数を 1.1×10^{17} f i s s i o n s , プラト一期の核分裂数を 1×10^{16} f i s s i o n s / s e c とする。

また、臨界事故の影響を受ける割合は、全核分裂数に依存するため、未臨界確保対策が想定よりも短い時間で完了できた場合には、その割合は小さくなる。未臨界確保対策である重大事故時可溶性中性子吸収材供給系から、未臨界に必要な量の可溶性中性子吸収材が供給されるまでの時間については一律 10 分と設定しているが、実際の設備構成を踏まえた場合、その時間は、5 分以下と見積もられる。

上記の全核分裂数の不確かさ及び現実的な可溶性中性子吸収材の供給時間を総合的に考慮すると、全核分裂数は 3.1×10^{18} f i s s i o n s となることから、条件によっては 2 倍程度の上振れを有する可能性がある。

第3表 過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故の核分裂数⁽¹⁾

| Table 10. Accident Fission Energy Releases | | | | | |
|--|--------------------------------|---|------------------------------|---|-------------------------------------|
| No. | Site and Date | First Spike Yield (10^{17} fission) | Fissile Volume (ℓ) | Specific Spike Yield (10^{15} fission/ ℓ) | Total Yield (10^{17} fission) |
| 1 | Mayak (R.F.) 15-03-53 | unknown | 31.0 | unknown | ~2.0 |
| 2 | Mayak (R.F.) 21-04-57 | unknown | 30.0 | unknown | ~1.0 |
| 3 | Mayak (R.F.) 02-01-58 | ~2.0 | 58.4 | 3.4 | ~2.0 |
| 4 | Y-12 (U.S.) 16-06-58 | ~0.1 | 56.0 | 0.2 | 13.0 |
| 5 | LASL (U.S.) 30-12-58 | 1.5 | 160.0 | 0.94 | 1.5 |
| 6 | ICPP (U.S.) 16-10-59 | ~1.0 | 800.0 | ~0.1 | 400.0 |
| 7 | Mayak (R.F.) 05-12-60 | unknown | 19.0 | unknown | ~2.5 |
| 8 | ICPP (U.S.) 25-01-61 | ~0.6 | 40.0 | 1.5 | 6.0 |
| 9 | Tomsak (R.F.) 14-07-61 | none | 42.9 | none | 0.12 |
| 10 | Hanford (U.S.) 07-04-62 | ~0.1 | 45.0 | 0.2 | 8.0 |
| 11 | Mayak (R.F.) 07-09-62 | none | 80.0 | none | ~2.0 |
| 12 | Tomsak (R.F.) 30-01-63 | unknown | 35.5 | unknown | 7.9 |
| 13 | Tomsak (R.F.) 02-12-63 | none | 64.8 | none | 0.16 |
| 14 | Wood River (U.S.) 24-07-64 | ~1.0 | 41.0 | 2.4 | ~1.3 |
| 15 | Electrostal (R.F.) 03-11-65 | none | 100.0 | none | ~0.08 |
| 16 | Mayak (R.F.) 16-12-65 | none | 28.6 | none | ~5.5 |
| 17 | Mayak (R.F.) 10-12-68 | 0.3 | 28.8 | 1.0 | ~1.3 |
| 18 | Windscale (R.F.) 24-08-70 | none | 40.0 | none | 0.01 |
| 19 | ICPP (U.S.) 17-10-78 | unknown | 315.5 | unknown | 27.0 |
| 20 | Tomsak (R.F.) 13-12-78 | 0.03 | 0.54 | 5.6 | 0.03 |
| 21 | Novosibirsk (R.F.) 15-05-97 | none | * | none | 0.055 |
| 22 | Tokai-mura (Japan) 30-09-99 | ~0.5 | 45.0 | 1.1 | 25 |

* System description was not adequate to estimate parameter.

第4表 過去の臨界事故での核分裂数及び核分裂率の推定値

| No. | 事象名 | 全核分裂数 [fissions] | 推定核分裂率※ [fissions/sec] | バースト核分裂数 [fissions] |
|-----|---|---------------------|---------------------------|------------------------|
| 1 | Mayak Production Association, 1953.3.15 | 2.00E+17 | 3.33E+15 | — |
| 2 | Mayak Production Association, 1957.4.21 | 1.00E+17 | 1.67E+14 | — |
| 3 | Mayak Production Association, 1958.1.2 | 2.00E+17 | (バースト期のみ) | 2.00E+17 |
| 4 | Oak Ridge Y-12Plant, 1958.6.16 | 1.30E+18 | 6.90E+15 | 6.00E+16 |
| 5 | Los Alamos Scientific Laboratory, 1958.12.30 | 1.50E+17 | (バースト期のみ) | 1.50E+17 |
| 6 | Idaho Chemical Processing Plant, 1959.10.16 | 4.00E+19 | 4.44E+16 | 1.00E+17 |
| 7 | Mayak Production Association, 1960.12.5 | 2.50E+17 | 3.47E+13 | — |
| 8 | Idaho Chemical Processing Plant, 1961.1.25 | 6.00E+17 | 1.00E+16 | 6.00E+16 |
| 9 | Siberian Chemical Combine, 1961.7.14 | 1.20E+15 | 2.00E+13 | 2.00E+14 |
| 10 | Hanford Works, 1962.4.7 | 8.00E+17 | 1.33E+14 | 1.00E+16 |
| 11 | Mayak Production Association, 1962.9.7 | 2.00E+17 | 2.78E+13 | — |
| 12 | Siberian Chemical Combine, 1963.1.30 | 7.90E+17 | 2.12E+13 | — |
| 13 | Siberian Chemical Combine, 1963.12.2 | 1.60E+16 | (不明) | — |
| 14 | United Nuclear Fuels Recovery Plant, 1964.7.24 | 1.30E+17 | 2.41E+13 | 1.10E+17 |
| 15 | Electrostal Machine-Building Plant, 1965.11.3 | 1.00E+16 | 3.33E+12 | — |
| 16 | Mayak Production Association, 1965.12.16 | 5.50E+17 | 2.18E+13 | — |
| 17 | Mayak Production Association, 1968.12.10 | 1.00E+17 | (不明) | 1.00E+17 |
| 18 | Windscale Works, 1970.8.24 | 1.00E+15 | 1.00E+14 | — |
| 19 | Idaho Chemical Processing Plant, 1978.10.17 | 2.70E+18 | 5.00E+15 | — |
| 20 | Siberian Chemical Combine, 1978.12.13 | 3.00E+15 | (バースト期のみ) | 3.00E+15 |
| 21 | Novosibirsk Chemical Concentration Plant, 1997.5.15 | 5.50E+15 | (バースト期のみ) | 4.30E+15 |
| 22 | JCO Fuel Fabrication Plant, 1999.9.30 | 2.50E+18 | 4.08E+13 | 8.00E+16 |

※ 推定核分裂率（出力）のない場合及び「バースト期のみ」等の記載がない場合は、全核分裂数を継続時間で除した値を推定核分裂率とした。

b. 下振れ効果

今回設定した全核分裂数 1.6×10^{18} f i s s i o n s と、第3表に示す過去に核燃料物質の処理施設で発生した臨界事故の全核分裂数に 10^{17} f i s s i o n s 程度の場合もあることから、1桁程度下振れする可能性がある。

また、評価においては、より厳しい評価となるよう核分裂により発生する熱エネルギーは全て溶液の蒸発に使用される断熱条件とし、臨界事故発生時に溶液が既に沸騰状態にあることを前提と仮定しているが、実際には機器内の溶液量や機器への熱の伝達によっては溶液が沸騰に至らない可能性がある。この場合、沸騰により放射性物質を含む蒸気が発生しないことから、1桁程度下振れする可能性がある。

(3) 核分裂の熱エネルギーによる沸騰等により放射性物質が機器の気相に移行する割合 (A R F)

不確かさの幅の設定は行わない。

(4) 大気中への放出経路における除染係数

a. 上振れ効果

下記 c. に示す不確かさを有する。

b. 下振れ効果

高性能粒子フィルタの除染係数は、第5表に基づき蒸気がフィルタの除染係数を低下させる傾向をもつことを考慮して1段当りの除染係数を100と設定している。ただし、廃ガス処理設備中の凝縮器により蒸気は凝縮されることで、蒸気による除染係数の低下が生じないことが考えられ、この場合、除染係数は1桁程度の上振れ、すなわち大気中への放射性物質の放

出量は1桁程度の下振れを見込める。

さらに、上記廃ガス処理設備には洗浄塔等の機器が設置されているため、洗浄塔による放射性物質の除去に期待できる可能性があり、この効果として除染係数は1桁程度の上振れ、すなわちLPFとしては1桁程度の下振れを見込める。

第5表 高性能粒子フィルタの通過率の変動 (4)

| Table F-6. Range of Experimental Values for Structurally Damaged Standard HEPA Filters (Bergman, et al. 1995a) | |
|---|--|
| Parameter | Effect on Filter Penetration |
| Baseline | 0.1 percent |
| HF Corrosion 1,500 ppm-hr. | 0.1 percent increase |
| Temperature | |
| Increase from 25-200 °C | Decreases penetration from 0.01 to 0.001 percent |
| 200 °C | 0.03-0.01 percent |
| 240 °C for 6 hours | 0.01 percent |
| 300 °C | 0.12-0.01 percent |
| 350 °C | 0.4-0.03 percent |
| 500 °C | 0.9-0.2 percent |
| 500 °C for 10-45 min. | 0.9-0.1 percent |
| 538 °C | 1.2-0.5 percent |
| Moisture | |
| Up to 100 percent RH | Negligible effect |
| Water spray loaded to 8 in. | Increase by 10 times |
| Filter Clogging | |
| Solid particle loading NaCl deposits to 1.9 in. | Decreases penetration Decreases penetration from 0.003 to 0.000001 percent |
| Liquid DOP loaded to 4 in. Oil aerosols | Penetration increases by factor of 10 Penetration increase is $1.3P_1\Delta P/\Delta P_1$ increase |
| Air Flow | |
| Increasing velocity from 0.5 cm/s to 20 cm/s | Penetration increases from 0.00003 percent to 0.5 percent |
| Increasing air flow by 10 times | Penetration of 0.1 μm particles increases by 100 times |
| Air Pulse | |
| 1 psi pulse | Penetration of 0.46μm latex particles is 0.1 percent |
| Shock tests on filters preloaded with .46μm latex | Penetration is 0.9 percent |
| Seismic (0.2-0.3 g) | Negligible effect |

c. ルテニウムについて

沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質のうち、ルテニウムについては、気相中への移行が沸騰による飛まつ同伴であり、エアロゾルとして移行すると考えられるものの、仮に揮発性の化学形態であった場合、放出経路構造物及び高性能粒子フィルタによる除去が期待できない可能性がある。その場合であっても、揮発性として移行したルテニウムは、廃ガス処理設備に設置している洗浄塔等により一定程度除去されると推定される。

廃ガス処理設備に設置している洗浄塔等による除去効果を安全側に見積もって、揮発性ルテニウムの除染係数を、溶解槽等における臨界事故では 10 とする。なお、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）においても、洗浄塔が存在するが、ルテニウムの吸着がNO_xの存在下において行なわれるものであることを考慮し、第5一時貯留処理槽等における臨界事故ではこの効果を見込まない。

臨界事故により気相中へ移行したルテニウムを全て揮発性とした場合の、大気中への機器内の溶液由来のルテニウムの放出量（セシウム-137換算）を第6表、臨界事故時の核分裂により生成するルテニウムの大気中への放出量（セシウム-137換算）を第7表に示す。また、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）の計算結果を表8表に示す。大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）は、溶解槽における臨界事故の場合で約6倍となる。

揮発性ルテニウムの除染係数の設定根拠については3.に示す。

第6表 大気中へのルテニウムの放出量（セシウム-137 換算）

（ルテニウムを揮発性とした場合）

溶解槽

| | [Bq] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|--------|----------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | MAR | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Ru-103 | 7.88E-26 | 1.00E-03 | 1.50E-02 | 1.18E-30 | 1.15E-02 | 1.36E-32 |
| Ru-106 | 9.90E+11 | 1.00E-03 | 1.50E-02 | 1.49E+07 | 3.69E-02 | 5.49E+05 |

エンドピース酸洗浄槽

| | [Bq] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|--------|----------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | MAR | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Ru-103 | 5.52E-26 | 1.00E-03 | 5.00E-03 | 2.76E-31 | 1.15E-02 | 3.18E-33 |
| Ru-106 | 6.93E+11 | 1.00E-03 | 5.00E-03 | 3.47E+06 | 3.69E-02 | 1.28E+05 |

ハル洗浄槽

| | [Bq] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|--------|----------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | MAR | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Ru-103 | 5.25E-27 | 1.00E-03 | 1.50E-02 | 7.88E-32 | 1.15E-02 | 9.09E-34 |
| Ru-106 | 6.60E+10 | 1.00E-03 | 1.50E-02 | 9.90E+05 | 3.69E-02 | 3.66E+04 |

第5一時貯留処理槽

| | [Bq] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|--------|----------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | MAR | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Ru-103 | 2.76E-32 | 1.00E-03 | 1.00E-01 | 2.76E-36 | 1.15E-02 | 3.19E-38 |
| Ru-106 | 3.47E+05 | 1.00E-03 | 1.00E-01 | 3.47E+01 | 3.69E-02 | 1.28E+00 |

第7一時貯留処理槽

| | [Bq] | [-] | [-] | [Bq] | [-] | [Bq] |
|--------|----------|----------|----------|----------|----------|------------|
| 核種 | MAR | A R F | LPF | 放出量 | C s 換算係数 | Cs137換算放出量 |
| Ru-103 | 4.14E-31 | 1.00E-03 | 2.50E-01 | 1.04E-34 | 1.15E-02 | 1.19E-36 |
| Ru-106 | 5.20E+06 | 1.00E-03 | 2.50E-01 | 1.30E+03 | 3.69E-02 | 4.80E+01 |

$$\ast LPF = (1 / \text{除染係数}) \times \text{放出割合}$$

第7表 臨界の核分裂により生成するルテニウムの大気中への放出量

(Cs-137換算) (ルテニウムを揮発性とした場合)

| 核種 | 溶解槽 | エンドピース酸洗浄槽 | ハル洗浄槽 | 第5一時貯留処理槽 | 第7一時貯留処理槽 |
|--------|------------------------|------------|----------|-----------|-----------|
| | セシウム-137換算放出量 (TBq) ※1 | | | | |
| Ru-103 | 3.96E-09 | 1.32E-09 | 3.96E-09 | 2.64E-08 | 6.59E-08 |
| Ru-105 | 6.08E-09 | 2.03E-09 | 6.08E-09 | 4.05E-08 | 1.01E-07 |
| Ru-106 | 8.14E-10 | 2.71E-10 | 8.14E-10 | 5.43E-09 | 1.36E-08 |
| 合計 | 1.08E-08 | 3.62E-09 | 1.08E-08 | 7.23E-08 | 1.81E-07 |

※1 核分裂収率はルテニウムの放出量が大きくなるようプルトニウム-239による核分裂収率を使用

第8表 臨界事故における大気中への放射性物質の放出量

(Cs-137換算) (ルテニウムを揮発性とした場合)

| 臨界事故の発生を想定する機器 | 評価対象 | 放出量(T B q) | |
|-----------------|-----------|----------------------|----------------------|
| | | ルテニウムをエアロゾルとして合算した場合 | ルテニウムを揮発性として合算した場合 |
| 溶解槽 | Cs-137換算値 | 1.1×10^{-7} | 6.7×10^{-7} |
| エンドピース酸洗浄槽 | | 3.5×10^{-8} | 1.7×10^{-7} |
| ハル洗浄槽 | | 1.1×10^{-7} | 1.5×10^{-7} |
| 精製建屋 第5 一時貯留処理槽 | | 3.1×10^{-7} | 3.8×10^{-7} |
| 精製建屋 第7 一時貯留処理槽 | | 7.6×10^{-7} | 9.4×10^{-7} |

2. 揮発性ルテニウムの除染係数

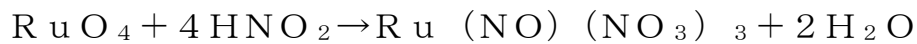
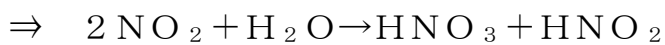
以下、(1)及び(2)に放出経路における揮発性ルテニウムの挙動イメージを示す。

ただし、揮発性ルテニウムの挙動については、不確かさが大きく、いかなる条件下においても最大値を期待できるとは限らないが、溶解槽等における臨界事故では、放出経路全体で除染係数 10 程度は期待できると考えられる。

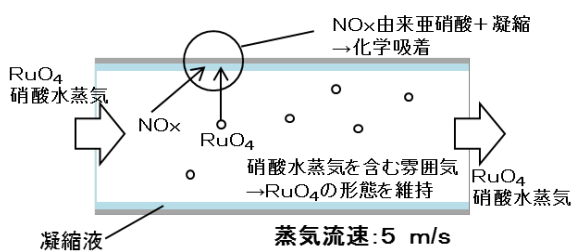
(1) 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔までのライン

本経路では、以下の特徴から除染係数 1 ~ 1.3 程度期待できる可能性がある。(5)

- 流速が大きく、経路温度が高い場合は、蒸気の凝縮量は小さくなる。
- 気相中の RuO_4 は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- NO_x 由来の亜硝酸 (HNO_2) と RuO_4 が反応し、ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



- 残存する RuO_4 は硝酸蒸気雰囲気では安定化され、形態を維持したまま、気相中を移行する。



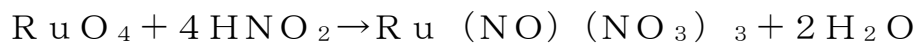
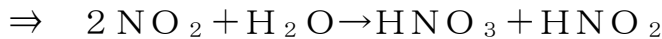
- $Ru:HNO_3:H_2O$ (モル比) = 1:170:870
- 蒸気発生量 1830kg/h
- 蒸気温度 100°C
- 湿度 100%
- 凝縮速度 約0.06~0.01m³/h

第2図 貯槽から廃ガス処理設備に設置している洗浄塔入口までのラインにおける揮発性 Ru の挙動イメージ

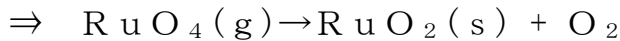
(2) 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔

廃ガス処理設備に設置している洗浄塔では，以下の特徴から除染係数は～25 程度期待できる可能性がある。

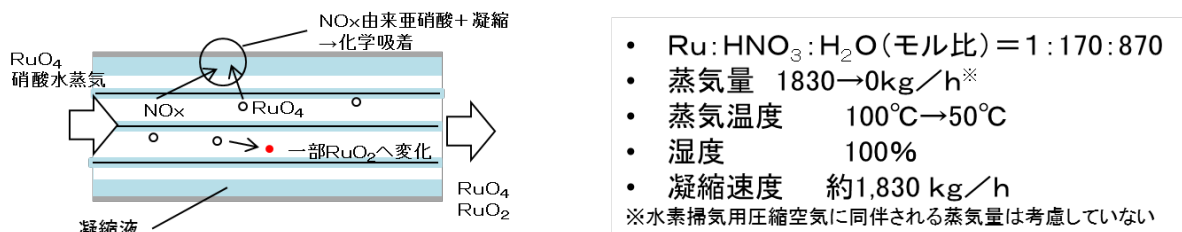
- 文献⁽⁶⁾ではNO_xを付加せずガスモル比に近い条件で除染係数 1.2 (LPF=0.82)
- また，NO_xを付加した条件では除染係数 25 (LPF=0.04)
- 気相中のRuO₄は蒸気の凝縮に伴い凝縮液中へ移行する。
- NO_x由来の亜硝酸 (HNO₂) とRuO₄が反応し，ニトロシルルテニウム化合物を形成する。



- 蒸気の凝縮に伴い，雰囲気中の硝酸水蒸気が減少し，RuO₄の一部が固体状RuO₂へ変化する。



- 実際の高レベル濃縮廃液において，気体状のRuの放出に対して模擬廃液の加熱試験と同様の比でNO_xが放出される場合，LPFのさらなる低下が予想され，この場合，最大で除染係数 25 となる。



第3図 廃ガス処理設備に設置している洗浄塔における揮発性Ruの挙動イメージ

- ▶ せん断処理・溶解廃ガス処理設備に設置している洗浄塔（NO_x 吸収塔）には溶解設備で供給されたNO_xが付加されていることから、同様の低下が期待できる。

3. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給により、溶液がかくはん状態となり、溶液中から機器の気相部への水素の移行量が増大することで、溶液由来の放射線分解水素にかかる見かけ上のG値が上昇する可能性が考えられるが、第9表に示すとおり、空気の供給流量が水素発生量に対し十分に大きいことから、溶液のかくはんを考慮しても、空気の供給により臨界事故が発生した貯槽等内の水素濃度が低下することには変わりはない。

また、廃ガス貯留槽への導出完了にともない、水素掃気のための空気の供給を停止することから、水素濃度平衡値がドライ換算4 v o 1 %を下回ることに変わりはない。

第9表 一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給流量

| 建屋名 | 臨界事故の発生を想定する機器 | 溶液由来の水素発生量 [m ³ /h] ① | 一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給流量 [m ³ /h] ② | 水素発生量/水素掃気のための空気供給量 ②/① |
|-------|----------------|--|---|----------------------------|
| 前処理建屋 | 溶解槽 A | 1. 1E-02 | 6 | 5. 4E+02 |
| | 溶解槽 B | 1. 1E-02 | 同上 | 5. 4E+02 |
| | エンドピース酸洗浄槽 A | 6. 6E-04 | 同上 | 9. 0E+03 |
| | エンドピース酸洗浄槽 B | 6. 6E-04 | 同上 | 9. 0E+03 |
| | ハル洗浄槽 A | 7. 3E-04 | 同上 | 8. 2E+03 |
| | ハル洗浄槽 B | 7. 3E-04 | 同上 | 8. 2E+03 |
| 精製建屋 | 第5一時貯留処理槽 | 7. 3E-04 | 同上 | 8. 2E+03 |
| | 第7一時貯留処理槽 | 1. 5E-02 | 同上 | 4. 0E+02 |

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の評価に用いる崩壊熱密度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、臨界事故時に機器が内包する溶液の平常運転時の最大値を設定しており、最確条件の場合は、水素濃度がさらに低下する。

また、臨界事故時における核分裂数については、供給完了までの時間に安全余裕を見込んでいること及び未臨界移行後の実効増倍率を0.95以下と評価していることから、評価時間より早期に未臨界状態に移行できると考えられ、核分裂数が少なくなることで水素発生量が減少し、機器内の水素濃度が低下する。

4. 参考文献

- (1) “A Review of Criticality Accidents 2000Revision ” , LA-13638
- (2) “Sitting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities” , ORNL-4451, 1970
- (3) Elizabeth M. Flew, B. A. J. Lister, “Assessment of the potential release of radioactivity from installations at AERE,” *HARWELL. Implications for Emergency Planning*, IAEA-SM-119/7, p653, 1969.
- (4) “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook” , NUREG/CR-6410
- (5) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等）事業 事業報告書 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 平成 28 年 3 月
- (6) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 平成 30 年 3 月

補足説明資料 6-7 (28条)

6. 臨界事故への対処

作業時間の想定根拠

作業時間の想定根拠

1. 未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための対応手順

(1) 可溶性中性子吸収材の自動供給

a. 所要時間

(a) 前処理建屋

| 作業内容 | 想定作業時間※ | 実績等※ | 備考 |
|--|---------|------|-------------------------------------|
| 臨界検知用放射線検出器の警報の発報の確認による臨界事故の拡大防止対策の作業の着手判断及び実施判断 | 1分 | 約1分 | 警報の発報を認識し、臨界事故の発生を認識するまでの時間として1分を想定 |
| 固体状の核燃料物質の移送停止 | 1分 | 約1分 | 訓練実績（中央制御室） |
| 臨界事故が発生したセル周辺の線量当量率の計測による未臨界への移行の成否判断 | 25分 | 約25分 | 建屋内の移動及び線量当量率の測定時間として25分を想定 |
| 可溶性中性子吸収材の供給開始（自動）確認 | 3分 | 約3分 | 類似の訓練実績を参考に約3分と想定 |

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

(b) 精製建屋

| 作業内容 | 想定作業時間※ | 実績等※ | 備考 |
|--|---------|------|-------------------------------------|
| 臨界検知用放射線検出器の警報の発報の確認による臨界事故の拡大防止対策の作業の着手判断及び実施判断 | 1分 | 約1分 | 警報の発報を認識し、臨界事故の発生を認識するまでの時間として1分を想定 |
| 液体状の核燃料物質の移送停止 | 1分 | 約1分 | 訓練実績（中央制御室） |
| 臨界事故が発生したセル周辺の線量当量率の計測による未臨界への移行の成否判断 | 25分 | 約25分 | 建屋内の移動及び線量当量率の測定時間として25分を想定 |
| 可溶性中性子吸収材の供給開始（自動）確認 | 3分 | 約3分 | 類似の訓練実績を参考に約3分と想定 |

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

b. 操作の成立性

作業環境：建屋内照明は点灯した状態、且つ適切な防護具（酸素呼吸器、汚染防護衣、個人線量計等）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：中央制御室及び建屋内の照明は点灯した状態、且つ線量上昇の有無等の対処の阻害要因を把握し、その状況に応じて、適切なアクセスルートを選定を行うため、アクセスルートに支障はない。

操作性：緊急停止系を用いた停止操作は緊急停止操作スイッチの操作であり、容易に操作可能である。また、セル

周辺の線量当量率の計測はサーベイメータの操作であり、容易に操作可能である。

連絡手段：所内携帯電話により連絡が可能である。

2. 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

(1) 空気の供給

a. 所要時間

(a) 前処理建屋

| 作業内容 | 想定作業時間※ | 実績等※ | 備考 |
|------------------|--------------------------|------|--------------------|
| 一般圧縮空気系からの空気供給準備 | 20分 | 約20分 | 類似の訓練実績を参考に約20分と想定 |
| 一般圧縮空気系からの空気供給 | 事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで | — | |
| 計器監視（貯槽掃気圧縮空気流量） | 事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで | — | |

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

(b) 精製建屋

| 作業内容 | 想定作業時間※ | 実績等※ | 備考 |
|------------------|--------------------------|------|--------------------|
| 一般圧縮空気系からの空気供給準備 | 20分 | 約20分 | 類似の訓練実績を参考に約20分と想定 |
| 一般圧縮空気系からの空気供給 | 事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで | — | |
| 計器監視（貯槽掃気圧縮空気流量） | 事象発生40分後から廃ガス貯留槽への導出完了まで | — | |

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

b. 操作の成立性

作業環境：建屋内照明は点灯した状態，且つ適切な防護具（酸素呼吸器，汚染防護衣，個人線量計等）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：中央制御室及び建屋内の照明は点灯した状態，且つ線量上昇の有無等の対処の障害要因を把握し，その状況に応じて，適切なアクセスルートの選定を行うため，アクセスルートに支障はない。

操作性：臨界事故時水素掃気系の一般圧縮空気系からの空気

供給は通常の弁操作であり、容易に操作可能である。
また、可搬型建屋内ホースの接続は、コネクタ接続であり容易に操作可能である。

連絡手段：所内携帯電話により連絡が可能である。

3. 廃ガス貯留設備による放射線物質の貯留

(1) 廃ガス貯留槽への導出及び換気再開のための対応

a. 所要時間

(a) 前処理建屋

| 作業内容 | 想定作業時間※ | 実績等※ | 備考 |
|------------------------------------|----------------|------|-------------------|
| 廃ガス貯留設備の圧力計、放射線モニタ及び流量計並びに溶解槽圧力計監視 | 事象発生から放出経路構築まで | — | |
| せん断処理・溶解廃ガス処理設備の隔離弁の操作及び排風機の起動 | 3分 | 約1分 | 訓練実績（中央制御室） |
| 廃ガス貯留設備の隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止 | 5分 | 約5分 | 類似の訓練実績を参考に約5分と想定 |

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

(b) 精製建屋

| 作業内容 | 想定作業時間※ | 実績等※ | 備考 |
|---|----------------|------|-------------------|
| 廃ガス貯留設備の圧力計、放射線モニタ及び流量計並びに廃ガス洗浄塔入口圧力計監視 | 事象発生から放出経路構築まで | — | |
| 塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁の操作及び排風機の起動 | 3分 | 約1分 | 訓練実績（中央制御室） |
| 廃ガス貯留設備の隔離弁の操作及び空気圧縮機の停止 | 5分 | 約5分 | 類似の訓練実績を参考に約5分と想定 |

※対策作業に必要となる時間であり、作業場所への移動時間及び要員の装備の装着時間を含まない。

b. 操作の成立性

作業環境：建屋内照明は点灯した状態、且つ適切な防護具（酸素呼吸器，汚染防護衣，個人線量計等）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：中央制御室及び建屋内の照明は点灯した状態、且つ線量上昇の有無等の対処の阻害要因を把握し、その状況に応じて、適切なアクセスルートの選定を行うため、アクセスルートに支障はない。

操作性：廃ガス貯留槽への導出には操作は要しない。導出完了後の廃ガス処理設備からの換気再開については、中央制御室の安全系監視制御盤及び監視制御盤のスイ

タッチの操作であり，容易に操作可能である。
連絡手段：所内携帯電話により連絡が可能である。

以上

補足説明資料6-8（28条）

6. 臨界事故への対処

臨界事故時の水素発生G値

核分裂により発生する水素に係るG値の妥当性

1. 概要

臨界事故が発生した場合において、臨界により生じるエネルギーにより放射線分解水素が発生し、機器内の水素濃度が上昇することを想定している。また、臨界事故の要因との関係において、未臨界に移行した以降にも溶液由来の放射線分解水素が発生し、機器内の水素濃度の上昇が継続することを想定している。

このため、臨界事故の発生を想定する機器に対して、臨界事故発生後速やかに一般圧縮空気系を用いて空気を供給することで、水素濃度を低減し、水素爆発未然防止濃度（ドライ換算8 v o 1%）未満を維持するとともに、可燃限界濃度（ドライ換算4 v o 1%）未満とすることとしている。

水素発生量の算出条件の一つに核分裂により発生する水素に係るG値があり、水溶液に対するG値として $G=1.8$ を設定しているため、ここでは設定したG値の妥当性について説明する。

2. 核分裂により発生する水素に係るG値の妥当性

2.1 $G=1.8$ を使用する根拠

臨界事故による水素発生のG値については第1表に示す参考文献(1)～(3)により報告されており、いずれも水溶液における臨界実験結果を基に求められた値であると推測される。また、溶液の種別及び放射線の種別については、重大事故における臨界事故の場合と同様である。

$G=1.8$ は、報告されているG値のうち、最も厳しい結果を与える参考文献(2)の数値から設定している。

なお、参考文献(2)よりウラン濃度とG値は負の相関関係があるが、G値の設定においてウラン濃度が低い場合を考慮している。

なお、G値に影響を及ぼす因子であるウラン濃度及び酸濃度に着目すると、参考文献(1)及び(3)における条件は、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽の水素濃度評価上の液性(溶解液)と近く、参考文献(1)及び(3)に示されるG値を適用できると考えられるが、水素の発生量を大きめに見積もるために、他の機器と同様にG値を1.8とした。

第1表 水溶液における臨界実験による水素発生G値

| 参考文献 | G値[molecules/100eV] | 溶液の硝酸及びウラン濃度 |
|--|--|---|
| (1) 阿部仁ほか. 溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討, 日本原子力研究所, 1999, JAERI-Tech 99-067. | 0.77以上 | 硝酸濃度: 0.66~0.78[N] ウラン濃度: 390~406[g/l] |
| (2) Harry MacDonald Forehand, Jr. "Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions". 1981. | 約0.6 (ウラン濃度約420g/l) ~1.7 (ウラン濃度約5g/l) | 硝酸濃度: 記載なし ウラン濃度: 約5~約420[g/l] |
| | 1.8 (fission fragments) | 硝酸濃度, ウラン濃度: 記載なし |
| (3) 吉田涼一郎ほか. "硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定". 日本原子力学会予稿集. 福岡, 2016/9/7~9/9, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力学会, 2016. | 1.2 (1E+18fissionsあたり4molの水素との記載より換算) | 硝酸濃度: 文献1と同様と推定 |
| | | ウラン濃度: 文献1と同様と推定 |

3. 参考文献

- (1) 阿部仁ほか. 溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討, 日本原子力研究所, 1999, JAERI-Tech 99-067.
- (2) Harry MacDonald Forehand, Jr. “Effect of Radiolytic gas on nuclear excursions in aqueous solutions”. 1981.
- (3) 吉田涼一郎ほか. “硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定”. 日本原子力学会予稿集. 福岡, 2016/9/7~9/9, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力学会, 2016.

補足説明資料 6-10

JACS コードシステムの妥当性

1. はじめに

本資料は、臨界事故の有効性評価として実施する、拡大防止対策により可溶性中性子吸収材を供給した場合に未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを確認するために用いる J A C S コードシステムについてまとめたものである。

2. J A C S コードシステムの概要¹⁾

J A C S は臨界安全解析をするために日本原子力研究所で開発された計算コードシステムである。JACS における計算の流れを図 2-1 に沿って概説する。

核データは、主として、ENDF/B-IV を用いている。核データを MGCL-ACE を用いて処理し多群定数ライブラリー MGCL を作成する。MGCL は Bondarenko タイプの自己遮蔽因子、無限希釈面積及び散乱マトリックスからなる。

系の核種組成と幾何形状を MAIL コードに入力し、多群の巨視的実効断面積を計算する。非均質体系の場合は、さらに Sn 中性子輸送計算コード ANISN-JR でセル計算を実施してセル平均の多群巨視的実効断面積を算出し、REMAIL コードにより全体系各領域の実効断面積を作成する。

これらの巨視的実効断面積を用いて Sn 中性子輸送計算コード ANISN-JR 又はモンテカルロ・コード KENO-IV, MULTI-KENO により中性子増倍率を計算する。

以上の計算コードを用いて種々の体系について計算した場合の中性子増倍率の計算精度が多くのベンチマーク臨界計算の結果から評価されている。この結果から、各燃料体の種類毎に未臨界と判定する k_{eff} が定められ、誤差評価表としてまとめられている。したがって、JACS コードシステムにより求められた体系の中性子増倍率 k_{eff} は、誤差評価表と比較され、系が未臨

界かどうか判断される。

2.1 MGCL

MGCL は評価済データファイル ENDF/B-IV を MGCL-ACE で処理・作成した Bondareko 型の多群定数である。MGCL マスターライブラリのエネルギー群数は 137 群である。このライブラリをエネルギー縮約した 26 群 MGCL もある。この 2 つの MGCL の群構造を表 2-1 に示す。MGCL は 1 次元データと 2 次元データに分かれる。1 次元データは主に、中性子と原子核の各種反応(弾性散乱, 非弾性散乱, (n, 2n), 吸収, 捕獲及び核分裂)の自己遮蔽因子(f テーブル)及び無限希釈断面積から構成され, エネルギー群及び核種をパラメータに持つ。

但し, f テーブルはこの他に, 次に示す 12 点のパックグラウンド断面積 σ_0 をパラメータに持つ。

0, 0.1, 1.0, 10, 30, 100, 300, 10^3 , 3×10^3 , 10^4 , 10^5 , 10^8 [barn]

なお 1 次元データの中には複数の共鳴核種の存在によって生じる共鳴断面積への干渉効果(相互遮蔽効果)に関する情報を貯える部分が確保されているが, 現在この部分は空欄になっている。2 次元データは, 弾性散乱, 非弾性散乱及び(n, 2n) 反応の散乱マトリクスデータである。弾性散乱の角度依存性は, 散乱断面積を Legendre 展開した時の 1 次の項まで考慮している。

1 次元データ及び 2 次元データのいずれもドップラー効果により中性子温度に依存するが, MGCL には中性子温度パラメータを取入れていない。MGCL ではこの代替として次に示す温度別のライブラリを用意している。

300, 560, 900, 1200, 2100K

137 群, 300K の MGCL に含まれている核種及びその識別子を表 2-2 に示す。

A. 2 MAIL, REMAIL

MAIL は、MGCL を用いて実効巨視的断面積を計算するとともにこれらを KENO または ANISN 形式のライブラリに編集するコードである。入力データとして、体系を構成する各領域に含まれる核種の個数密度を必要とする。なお、棒状燃料や平板燃料が均一に配列された体系の場合にはダンコフ係数計算のための情報(棒直径、平板厚さ、配列ピッチ等)も必要になる。

MAIL のプロセスは次の 3 つに分かれる。

1. 領域に含まれる各核種の実効微視的断面積の計算
2. 領域の実効巨視的断面積の計算
3. KENO または ANISN 形式ライブラリの編集

REMAIL は、MAIL によって作成済みの複数の KENO または ANISN 形式のライブラリから必要な材質のデータだけを抽出して、再び KENO または ANISN 形式のライブラリに再編集するプログラムである。

もし作成済みのライブラリの中に参照したいデータが存在すれば、REMAIL を用いることにより、MAIL で新たにライブラリを作成するよりも少ない I/O 回数で必要な材質のライブラリが作成できる。また、ライブラリの形式変換(KENO 形式 ↔ ANISN 形式)も容易にできる。

A. 3 KENO-IV, MULTI-KENO

KENO-IV はアメリカのオークリッジ国立研究所で開発された多群モンテカルロ臨界計算コードである。主な出力として体系の中性子実効増倍係数 k_{eff} が得られる。また、これとは逆に、入力で指定した k_{eff} に対応する体系の大きさを求めること(寸法サーチ計算、配列サーチ計算)もできる。このコードは体系を 3 次元的に取扱うことが可能で、その入力形式も簡単である

ため、核燃料取扱施設の複雑で、多種多様な体系の臨界計算及び配列体系の臨界計算に適している。

入力では、CYLINDER, SPHERE, CUBE, CUBOID 等の「特殊形状」と呼ばれる形状オプションを組合わせてボックス内の各領域を「入れ子」形式で定義する。ボックス内の領域が複雑で「特殊形状」による定義が困難な場合には「一般形状(General Geometry)」が用いられる。これは領域の境界面を2次関数で表現する方法で、入力や計算時間の点では不利になるが、交差した配管やユニットの不規則配列体系に対して有力である。

中性子輸送問題を解くためのモンテカルロ法とは、少数(数百, 数千)の発生すべき中性子を抽出し、これらの中性子が確率表(中性子断面積データ)に従って衝突を繰返して体系内で吸収されて消滅するかあるいは体系外へ漏洩するまでそのパスを追跡することである。初めに核分裂エネルギースペクトルと中性子空間分布に従って、発生中性子のエネルギー群と空間位置を任意に決定する。この後に各中性子パスの追跡が始まるが、KENO-IV をはじめとする大部分のモンテカルロコードでは計算効率を上げるために中性子パスの直接シミュレーションすなわちアナログモンテカルロ計算を避け、一般に「統計ウェイト」の考え(非アナログモンテカルロ計算)を導入し、 k_{eff} を求める。

前述のように、KENO-IV では複雑な体系に対しては「一般形状」を適用して形状の定義を行う。

「一般形状」を用いなければならない複雑な体系として次の三例が挙げられる。

- ① ユニットの形状が複雑な体系
- ② ユニットの配列が不規則な体系
- ③ ユニットの一部分とユニット配列外周の反射材領域が交互する体系(インターセクト体系)

これらのうち体系②及び③の形状の定義を容易に行うことを主たる目的として MULTI-KENO が開発された。MULTI-KENO では、KENO-IV の「ボックス」より等級の一つ高い「スーパー・ボックス」という新しい概念を導入して、不規則配列体系の容易な形状表現を可能としている。なお、MULTI-KENO における k_{eff} の算法は KENO-IV と全く同一である。

A.4 ANISN -JR

ANISN-JR コードは、米国オークリッジで開発された一次元輸送計算コード ANISN を基とし、その機能を拡張するよう原研で改良したコードである。基となった ANISN コードは、離散化表示法 (S_n 法) で中性子輸送方程式を解き、中性子束、実効増倍係数 k_{eff} 等を計算する。取扱える幾何形状は、平板、円柱、球に限られる。離散化表示法では、中性子の運動方向を扱うのに、角度変数を有限個の領域に分割し、離散化して直接扱うことに特徴がある。このため、複雑な角度依存性を持った問題でも比較的精度良く計算出来る。

ANISN-JR は、出力形式、反応率計算、縮約計算等の改良がなされ、機能が追加されているが、基本的な計算機能は ANISN と同様で、取扱える幾何形状も平板、円柱、球に限られる。

JACS コードシステムでは、ANISN-JR を使用する際には、多群定数ライブラリ MGCL から MAIL コードにより ANISN 用のライブラリを計算領域ごとに作成して用いる。また、非均質体系を取扱う際に、非均質の燃料領域を均質化して扱うことがあるが、このための均質化断面積を求めるのにも ANISN-JR は用いられる。

3. 臨界事故の有効性評価への適用

拡大防止対策により可溶性中性子吸収材を供給した場合に未臨界に移行し、及び未臨界を維持できることを確認するためには、JACSコードシステムのMAILとKENO-IVを組み合わせて計算を行い、非均質体系の計算においてはANISN-JR及びREMAILも用いる。

有効性評価内容と計算に用いる計算コードを表3-1に示す。

4. J A C S の計算誤差評価

4.1 J A C S の計算誤差評価^{1), 2)}

J A C S コードシステムの計算誤差は臨界実験解析（以下、「ベンチマーク計算」という）により評価されている。

単一ユニット(十分な水反射体付き)の臨界データを算出するには、JACS に収納されている 137 群核定数ライブラリーMGCL とモンテカルロ法中性子輸送計算コード KENO-IV の組み合わせにより生じる計算誤差の傾向を評価している。この評価の結果、MGCL と KENO-IV の組み合わせにより得られた実効増倍率がどの値になれば対象系が臨界であると判断され(推定臨界増倍率)、また、どの値以下になれば未臨界と判断されるか(推定臨界下限増倍率)が分かる。

計算誤差の傾向は、燃料の形態及び種類に大きく依存すると考えられることから、燃料部分が、均質か非均質か、また、ウラン燃料かプルトニウム燃料か混合燃料か、などによって体系を区分する。

J A C S コードシステムを用いて得られた、反射体付き単純形状体系（外周に十分な厚さの反射体を有し、中性子吸収材を含まない単純体系）の推定臨界下限増倍率を表 4-1 に示す。これは、J A C S コードシステムを用いて行われた、反射体付きの単純な形状を対象とした約 400 ケースのベンチマーク計算結果に基づいて作成された。どのグループの推定臨界下限増倍率も、すべてのベンチマーク計算結果がそれを下回ることがないように適切な裕度を見込んで設定されている。推定臨界下限値はグループごとの推定臨界下限増倍率に対応する値として求めることができる。

反射体付き一般形状体系（反射体付き単純形状体系を含むすべての反射体付き体系）の推定臨界下限増倍率を表 4-2 に示す。これは、反射体付き一般形

状体系を対象とした約 600 ケースのベンチマーク計算結果に基づいて、表 2.3 と閉じ方法で作成された。

表 4-2 より、溶解槽、エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽の臨界計算に用いている体系である反射体つき一般形状体系かつ非均質-U低濃縮系においては、推定臨界下限増倍率は 0.978 であり、第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽の臨界計算に用いている体系である反射体つき一般形状体系かつ均質-Pu 系においては、推定臨界下限増倍率は 0.973 である。

これらの結果を踏まえ、臨界事故の有効性評価においては、計算により得られた中性子実効増倍率に対する未臨界判定値を 0.95 としており、ベンチマーク計算により確認された推定臨界下限増倍率よりも小さいことから、計算誤差が考慮された評価となっている。

5. 参考文献

- 1) 臨界安全ハンドブック，科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編，じっかん書房（1988）
- 2) 臨界安全ハンドブック第 2 版，日本原子力研究所，JAERI-1340（1999）

表 2-1 MGCL137 群及び MGCL26 群のエネルギー構造

| Group No | | Upper Energy | Lethergy |
|----------|--------|--------------|-----------|
| 26 Gr | 137 Gr | Boundary | width |
| 8 | 73 | 275.36 ev | 0.25 |
| | 74 | 214.45 | 0.25 |
| | 75 | 167.02 | 0.25 |
| 9 | 76 | 130.07 | 0.25 |
| | 77 | 101.30 | 0.25 |
| | 78 | 78.893 | 0.25 |
| | 79 | 61.442 | 0.25 |
| | 80 | 47.851 | 0.25 |
| 10 | 81 | 37.267 | 0.25 |
| | 82 | 29.023 | 0.25 |
| | 83 | 22.603 | 0.25 |
| | 84 | 17.603 | 0.25 |
| | 85 | 13.710 | 0.25 |
| | 86 | 10.677 | 0.25 |
| 11 | 87 | 8.3153 | 0.25 |
| | 88 | 6.4760 | 0.25 |
| | 89 | 5.0435 | 0.25 |
| | 90 | 3.9279 | 0.25 |
| | 91 | 3.0590 | 0.25 |
| | 92 | 2.3824 | 0.25 |
| 12 | 93 | 1.8554 | 0.125 |
| | 94 | 1.6374 | 0.125 |
| 13 | 95 | 1.4450 | 0.125 |
| | 96 | 1.2752 | 0.125 |
| | 97 | 1.1254 | 0.125 |
| 14 | 98 | 0.99312 | 0.125 |
| | 99 | 0.87642 | 0.125 |
| | 100 | 0.77344 | 0.125 |
| 15 | 101 | 0.68256 | 0.125 |
| | 102 | 0.60236 | 0.125 |
| | 103 | 0.53158 | 0.125 |
| | 104 | 0.46912 | 0.125 |
| 16 | 105 | 0.41399 | 270 m/sec |
| | 106 | 0.38925 | 270 |
| | 107 | 0.36528 | 270 |

| Group No | | Upper Energy | Lethergy |
|----------|--------|--------------|-----------|
| 26 Gr | 137 Gr | Boundary | width |
| 17 | 108 | 0.34206 ev | 270 m/sec |
| | 109 | 0.31961 | 270 |
| | 110 | 0.29792 | 270 |
| 18 | 111 | 0.27699 | 270 |
| | 112 | 0.25683 | 270 |
| | 113 | 0.23742 | 270 |
| 19 | 114 | 0.21871 | 270 |
| | 115 | 0.20090 | 270 |
| | 116 | 0.18378 | 270 |
| 20 | 117 | 0.16743 | 270 |
| | 118 | 0.15183 | 270 |
| | 119 | 0.13700 | 270 |
| 21 | 120 | 0.12293 | 270 |
| | 121 | 0.10962 | 270 |
| | 122 | 0.09708 | 270 |
| 22 | 123 | 0.085295 | 270 |
| | 124 | 0.074274 | 270 |
| | 125 | 0.064015 | 270 |
| 23 | 126 | 0.054518 | 270 |
| | 127 | 0.045783 | 270 |
| | 128 | 0.037811 | 270 |
| 24 | 129 | 0.030600 | 270 |
| | 130 | 0.024152 | 270 |
| | 131 | 0.018465 | 270 |
| 25 | 132 | 0.013541 | 270 |
| | 133 | 0.009379 | 270 |
| | 134 | 0.005979 | 270 |
| 26 | 135 | 0.003341 | 270 |
| | 136 | 0.001466 | 270 |
| | 137 | 0.000352 | 270 |
| | 138 | 0.000033 | 270 |

| Group No | | Upper Energy | Lethergy |
|----------|--------|--------------|----------|
| 26 Gr | 137 Gr | Boundary | width |
| 1 | 1 | 16.487 Mev | 0.125 |
| | 2 | 14.550 | 0.125 |
| | 3 | 12.840 | 0.125 |
| | 4 | 11.331 | 0.125 |
| | 5 | 10.000 | 0.125 |
| | 6 | 8.825 | 0.125 |
| | 7 | 7.788 | 0.125 |
| | 8 | 6.8729 | 0.125 |
| | 9 | 6.0653 | 0.125 |
| | 10 | 5.3526 | 0.125 |
| 2 | 11 | 4.7239 | 0.125 |
| | 12 | 4.1686 | 0.125 |
| | 13 | 3.6788 | 0.125 |
| | 14 | 3.2465 | 0.125 |
| | 15 | 2.8650 | 0.125 |
| | 16 | 2.5284 | 0.125 |
| | 17 | 2.2313 | 0.125 |
| | 18 | 1.9691 | 0.125 |
| | 19 | 1.7377 | 0.125 |
| | 20 | 1.5335 | 0.125 |
| | 21 | 1.3533 | 0.125 |
| | 22 | 1.1943 | 0.125 |
| 3 | 23 | 1.0540 | 0.125 |
| | 24 | 930.14 Kev | 0.125 |
| | 25 | 820.85 | 0.125 |
| | 26 | 724.40 | 0.125 |
| | 27 | 639.28 | 0.125 |
| | 28 | 564.16 | 0.125 |
| | 29 | 497.87 | 0.125 |
| | 30 | 439.37 | 0.125 |
| | 31 | 387.74 | 0.125 |
| | 32 | 342.18 | 0.125 |
| | 33 | 301.97 | 0.125 |
| | 34 | 266.49 | 0.125 |
| | 35 | 235.18 | 0.125 |
| | 36 | 207.54 | 0.125 |

| Group No | | Upper Energy | Lethergy |
|----------|--------|--------------|----------|
| 26 Gr | 137 Gr | Boundary | width |
| 4 | 37 | 183.16 Kev | 0.125 |
| | 38 | 161.63 | 0.125 |
| | 39 | 142.64 | 0.125 |
| | 40 | 125.88 | 0.125 |
| | 41 | 111.09 | 0.125 |
| | 42 | 98.037 | 0.125 |
| | 43 | 86.517 | 0.125 |
| | 44 | 76.351 | 0.125 |
| 5 | 45 | 67.379 | 0.125 |
| | 46 | 59.462 | 0.125 |
| | 47 | 52.475 | 0.125 |
| | 48 | 46.309 | 0.125 |
| | 49 | 40.868 | 0.125 |
| | 50 | 36.066 | 0.125 |
| | 51 | 31.828 | 0.125 |
| | 52 | 28.088 | 0.125 |
| | 53 | 24.788 | 0.125 |
| | 54 | 21.875 | 0.125 |
| | 55 | 19.305 | 0.125 |
| | 56 | 17.036 | 0.125 |
| 6 | 57 | 15.034 | 0.25 |
| | 58 | 11.709 | 0.25 |
| | 59 | 9.1188 | 0.25 |
| 7 | 60 | 7.1017 | 0.25 |
| | 61 | 5.5308 | 0.25 |
| | 62 | 4.3075 | 0.25 |
| | 63 | 3.3546 | 0.25 |
| | 64 | 2.6126 | 0.25 |
| | 65 | 2.0347 | 0.25 |
| | 66 | 1.5846 | 0.25 |
| | 67 | 1.2341 | 0.25 |
| | 68 | 961.12 ev | 0.25 |
| | 69 | 748.52 | 0.25 |
| 8 | 70 | 582.95 | 0.25 |
| | 71 | 454.00 | 0.25 |
| | 72 | 353.58 | 0.25 |

表 2-2 MGCL に含まれている核種及びその識別子

表A・2 MGCLに含まれている核種及びその識別子 (137群, 300K)

| | | | | | | | |
|----------|---------|----------|---------|----------|---------|-----------|---------|
| /1150310 | P- 31/ | <2721740 | HF-174> | <2721760 | HF-176> | <2721770 | HF-177> |
| <2721780 | HF-178> | <2721790 | HF-179> | <2721800 | HF-180> | 4003020 | ZR-NAT |
| 4010010 | H- 1 | 4010020 | D- 2 | 4020030 | HE- 3 | 4020040 | HE- 4 |
| 4040090 | BE- 9 | 4050100 | B- 10 | 4050110 | B- 11 | 4060120 | C- 12 |
| 4070140 | N- 14 | 4080160 | O- 16 | 4090000 | F-NAT | 4110230 | NA- 23 |
| 4120000 | MG-NAT | 4130270 | AL- 27 | 4140000 | SI-NAT | /4160000/ | S-NAT |
| 4170000 | CL-NAT | 4190000 | K-NAT | 4200000 | CA-NAT | 4220000 | TI-NAT |
| 4240000 | CR-NAT | 4250550 | MN- 55 | 4260000 | FE-NAT | 4270590 | CO- 59 |
| 4280000 | NI-NAT | 4290000 | CU-NAT | 4360800 | KR- 80 | 4370870 | RB- 87 |
| 4380880 | SR- 88 | 4380900 | SR- 90 | 4390890 | Y- 89 | 4400900 | ZR- 90 |
| 4420000 | MO-NAT | 4430990 | TC- 99 | 4441020 | RU-102 | 4451030 | RH-103 |
| 4451050 | RH-105 | 4461040 | PD-104 | 4461050 | PD-105 | 4461060 | PD-106 |
| 4461070 | PD-107 | 4461080 | PD-108 | 4471070 | AG-107 | 4471090 | AG-109 |
| 4480000 | CD-NAT | 4481130 | CD-113 | 4491130 | IN-113 | 4491150 | IN-155 |
| 4521300 | TE-130 | 4531350 | I-135 | 4541310 | XE-131 | 4541350 | XE-135 |
| 4551330 | CS-133 | 4551340 | CS-134 | 4561380 | BA-138 | 4571390 | LA-139 |
| 4581440 | CE-144 | 4591410 | PR-141 | 4601430 | ND-143 | 4601440 | ND-144 |
| 4601450 | ND-145 | 4601460 | ND-146 | 4611470 | PM-147 | 4611480 | PM-148 |
| 4611481 | PM-148M | 4611490 | PM-149 | 4621480 | SM-148 | 4621490 | SM-149 |
| 4621500 | SM-150 | 4621510 | SM-151 | 4621520 | SM-152 | 4621530 | SM-153 |
| 4631530 | EU-153 | 4631540 | EU-154 | 4631550 | EU-155 | 4640000 | GD-NAT |
| 4641550 | GD-155 | 4641560 | GD-156 | 4641570 | GD-157 | 4641580 | GD-158 |
| 4661610 | DY-161 | 4661620 | DY-162 | 4661630 | DY-163 | 4661640 | DY-164 |
| 4791970 | AU-197 | 4820000 | PB-NAT | 4902320 | TH-232 | 4912330 | PA-233 |
| 4922330 | U-233 | 4922340 | U-234 | 4922350 | U-235 | 4922360 | U-236 |
| 4922380 | U-238 | 4932370 | NP-237 | 4942380 | PU-238 | 4942390 | PU-239 |
| 4942400 | PU-240 | 4942410 | PU-241 | 4942420 | PU-242 | 4952410 | AM-241 |
| 4952430 | AM-243 | 4962440 | CM-244 | (5922350 | U-235) | | |

/ / : FROM ENDL , P-31:ENDL84 , S-NAT:ENDL76
 < > : FROM JENDL-2
 () : FROM ENDF/B-5

MGCL IS IN THE TAPE OF (VOL=MGCL10 , POS=5 , SL , 6250BPI).

表 3-1 有効性評価内容と計算に用いる計算コード

| 臨界事故の発生を想定する機器 | 臨界計算体系 | 核燃料物質の種類 | 計算に用いる断面積ライブラリ | 計算に用いる計算コード |
|----------------|--------|----------|----------------|--|
| 溶解槽 | 非均質系 | ウラン | MGCL-137 群 | ANISN-JR (均質化定数作成) MAIL (巨視的断面積作成) KENO-IV (実効増倍率計算) |
| エンドピース酸洗浄槽 | 非均質系 | 同上 | 同上 | |
| ハル洗浄槽 | 非均質系 | 同上 | 同上 | |
| 第 5 一時貯留処理槽 | 均質系 | プルトニウム | 同上 | MAIL (巨視的断面積作成) KENO-IV (実効増倍率計算) |
| 第 7 一時貯留処理槽 | 均質系 | 同上 | 同上 | |

表 4-1 反射体付き単純形状体系の計算誤差評価*1 (昭和 62 年度改訂版)

表2.3 反射体付き単純形状体系の計算誤差評価*1 (昭和62年度改訂版)

| グループ名 | 実効増倍率 | | ベンチマーク計算結果 (参考) | | |
|-----------|--------------|----------------|-----------------|-------|--------------------|
| | 推定臨界値 に対応 | 推定臨界下限 値に対応 | 標本数 | 標準偏差 | 推定臨界下限値を 下回る標本数 |
| 均質-U 低濃縮 | 0.991 | 0.973 | 18 | 0.006 | 0 |
| -U 高濃縮 | 0.985 | 0.954 | 68 | 0.013 | 0 |
| -Pu | 1.008 | 0.980 | 71 | 0.011 | 0 |
| -MOX | 1.013 | 0.980*2 | 45 | 0.008 | 0 |
| -MIX*3 | 1.010 | 0.980 | 10 | 0.008 | 0 |
| 非均質-U 低濃縮 | 0.995 | 0.978 | 88 | 0.007 | 0 |
| -Pu | 1.004 | 0.964 | 9 | 0.010 | 0 |
| -MOX | 0.997 | 0.980 | 58 | 0.007 | 0 |

*1 JACS コードシステムによる計算値。

*2 統計計算によると 0.992。

*3 MIX とは、 $UO_2(NO_3)_2 - Pu(NO_3)_4$ 系をいう。

表 4-2 反射体付き一般形状体系の計算誤差評価*1 (昭和 62 年度改訂版)

表2.4 反射体付き一般形状体系の計算誤差評価*1 (昭和62年度改訂版)

| グループ名 | 実効増倍率 | | ベンチマーク計算結果 (参考) | | |
|-----------|--------------|----------------|-----------------|-------|--------------------|
| | 推定臨界値 に対応 | 推定臨界下 限値に対応 | 標本数 | 標準偏差 | 推定臨界下限値 を下回る標本数 |
| 均質-U 低濃縮 | 0.989 | 0.958 | 92 | 0.013 | 0 |
| -U 高濃縮 | 0.989 | 0.954*2 | 85 | 0.014 | 0 |
| -Pu | 1.004 | 0.973 | 86 | 0.013 | 0 |
| -MOX | 1.018 | 0.980*3 | 94 | 0.009 | 0 |
| -MIX*7 | 0.991 | 0.950 | 37 | 0.016 | 0 |
| 非均質-U 低濃縮 | 0.996 | 0.978*4 | 120 | 0.007 | 0 |
| -Pu | 1.004 | 0.964*5 | 11 | 0.010 | 0 |
| -MOX | 0.998 | 0.980*6 | 64 | 0.007 | 0 |

*1 JACS コードシステムによる計算値。

*2 統計計算によると 0.956。

*3 統計計算によると 0.997。

*4 統計計算によると 0.980。

*5 統計計算によると 0.968。

*6 統計計算によると 0.981。

*7 MIX とは、 $UO_2(NO_3)_2 - Pu(NO_3)_4$ 系をいう。

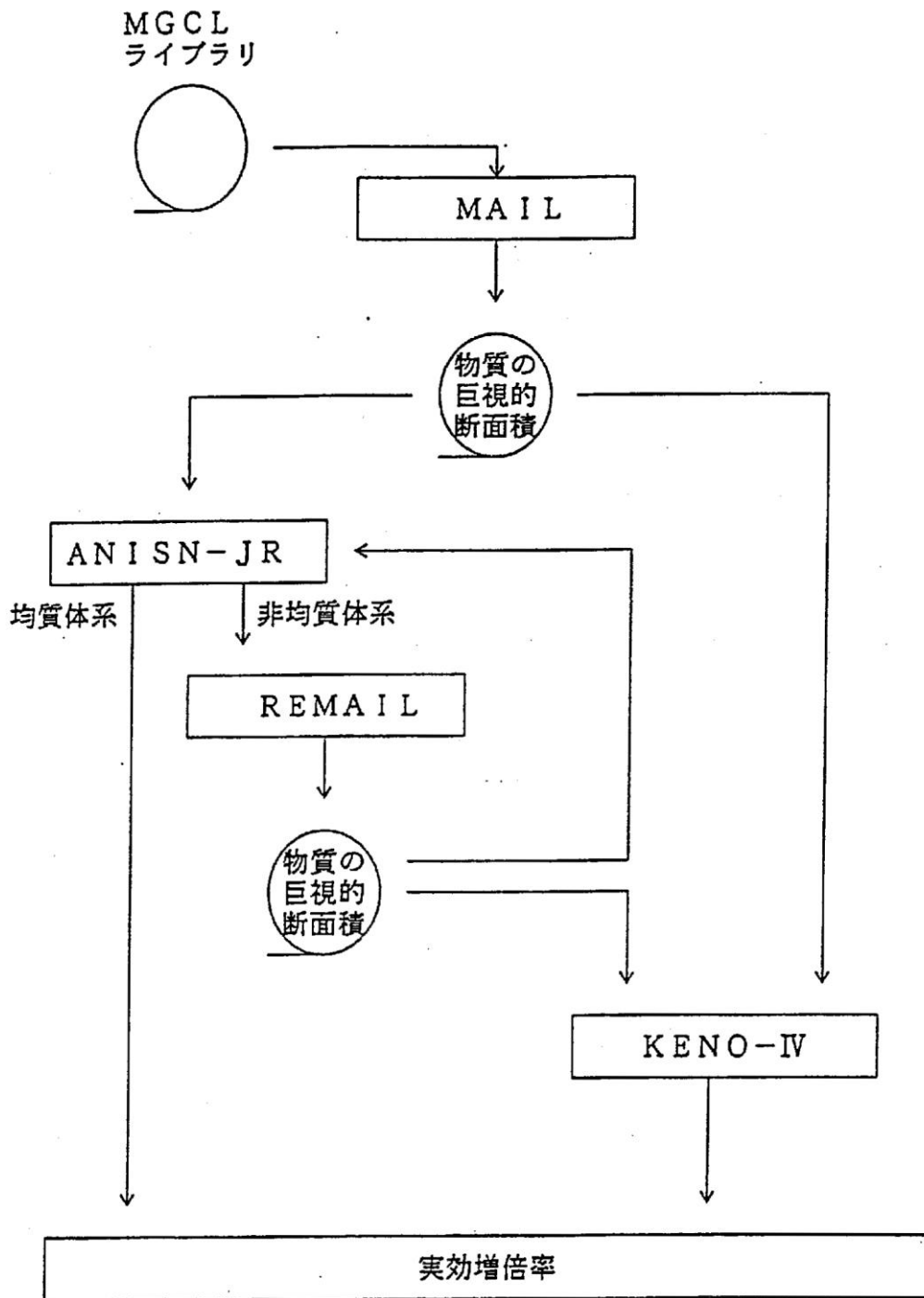


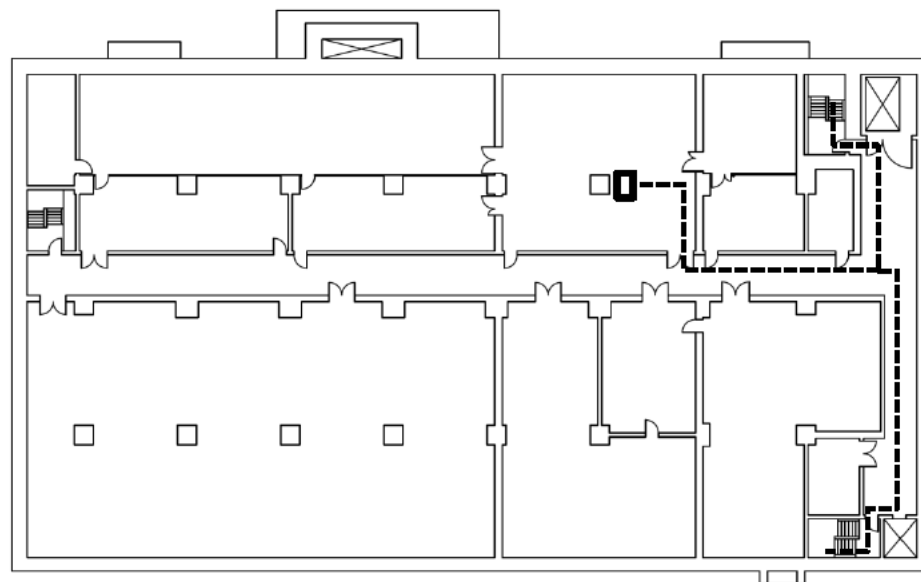
図 2-1 JACS コードシステムの標準的な解析フロー

補足説明資料 6-11 (28条)

6. 臨界事故への対処

アクセスルートとホース敷設ルート

- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所

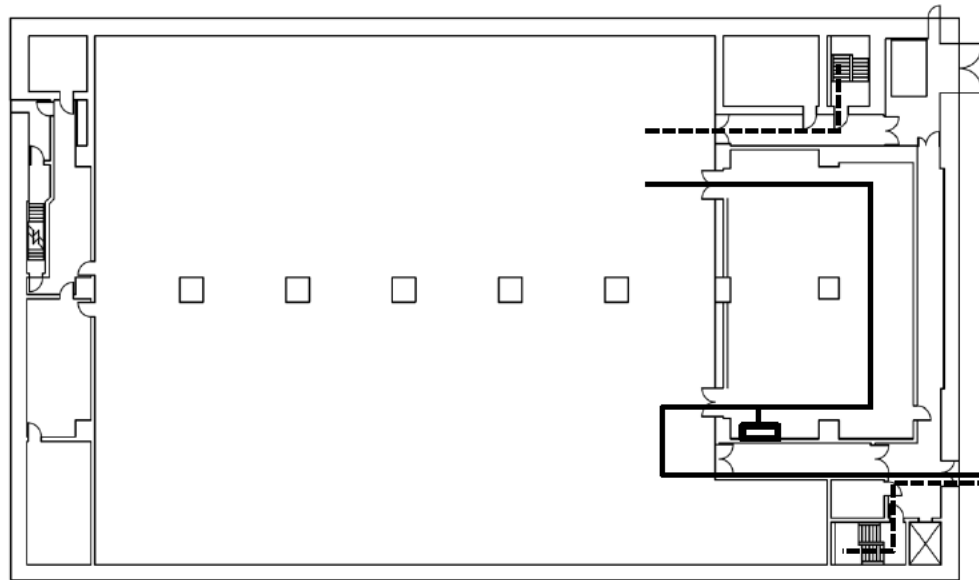


T.M.S.L.約+47,500

前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (制御建屋 地下1階)
 (可溶性中性子吸収材の自動供給) (溶解槽, エンドピース酸洗浄槽, ハル洗浄槽)

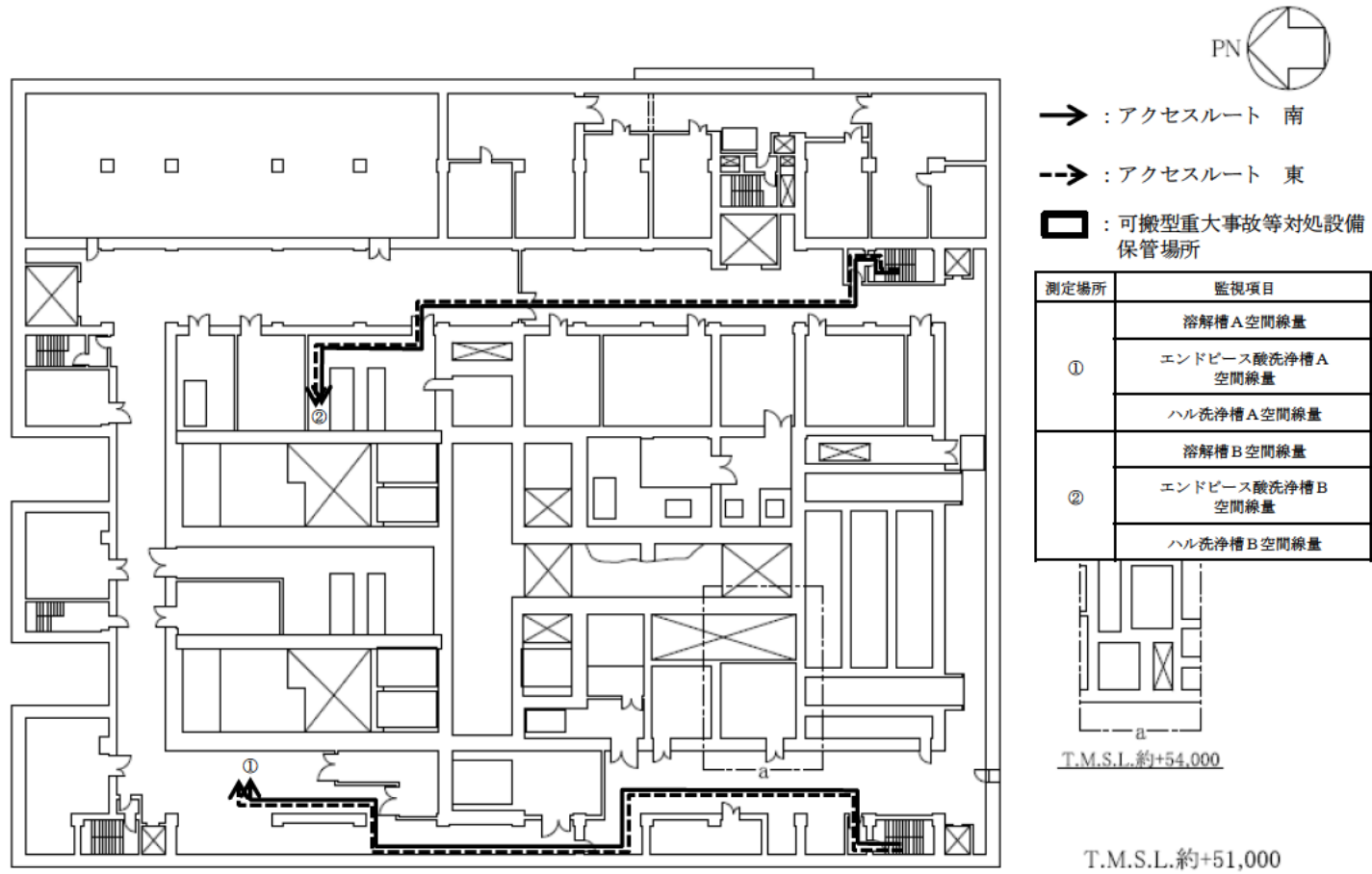
- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所

PN



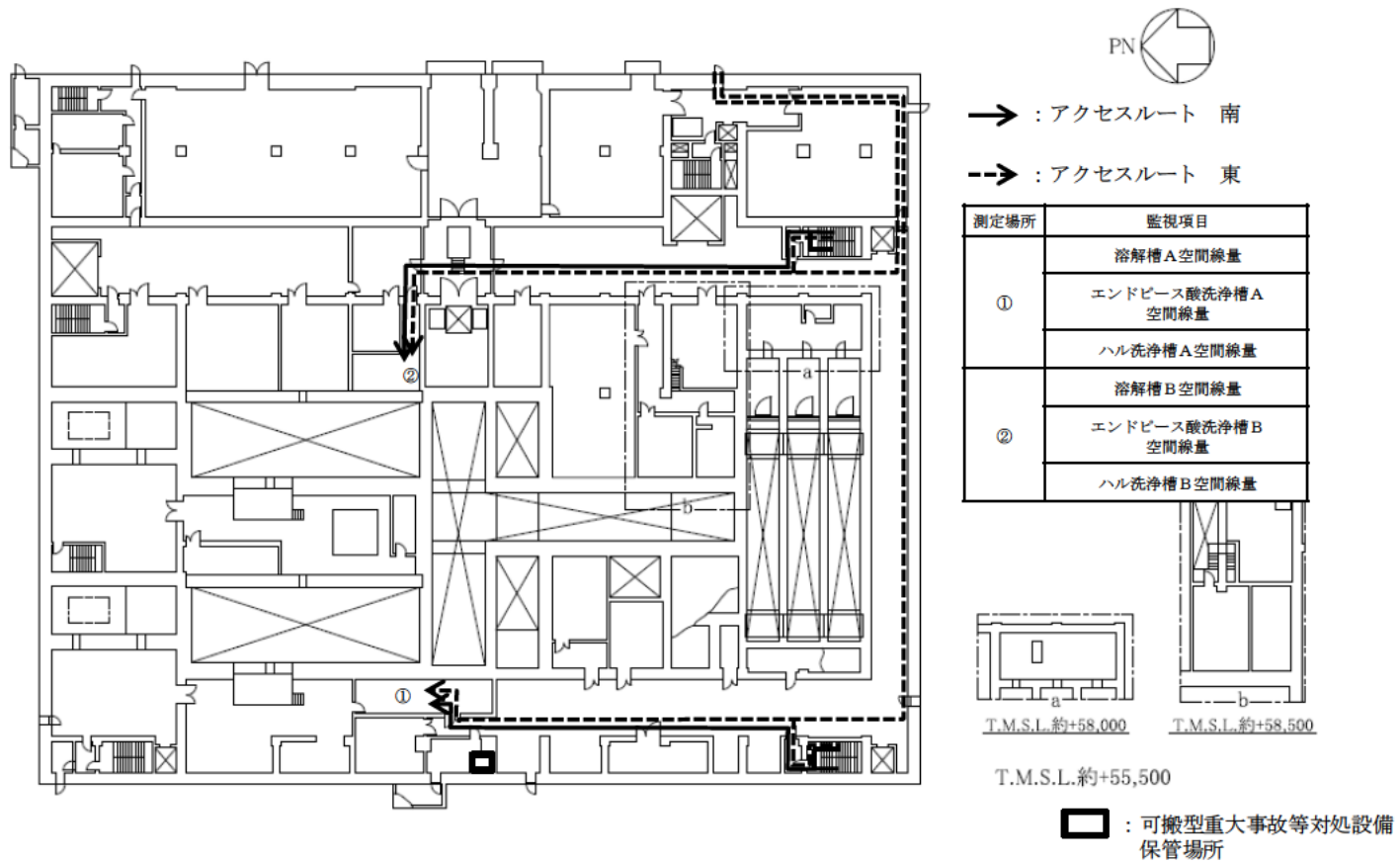
T.M.S.L.約+55,500

前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（制御建屋 地下1階）
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（溶解槽，エンドピース酸洗浄槽，ハル洗浄槽）



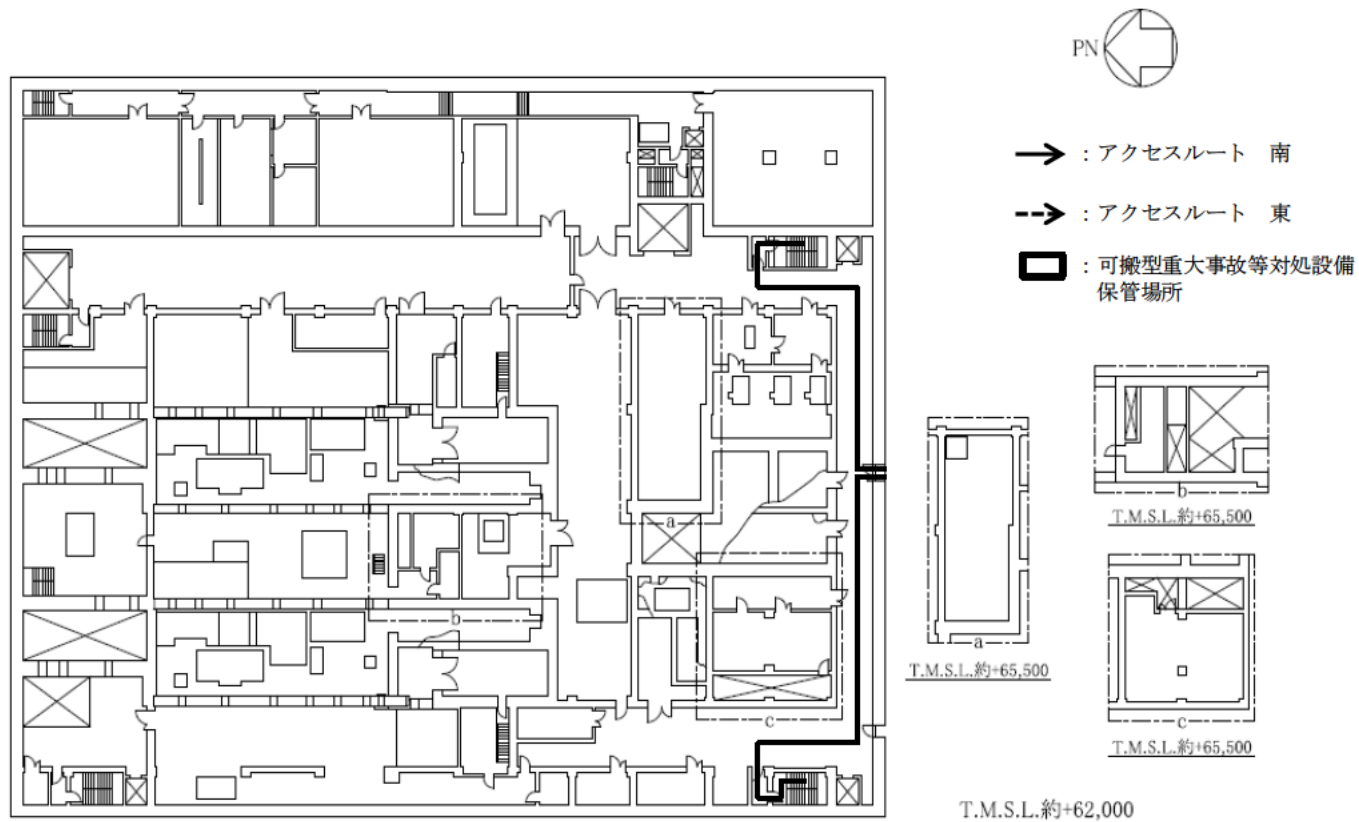
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地下1階)

(可溶性中性子吸収材の自動供給) (溶解槽, エンドピース酸洗浄槽, ハル洗浄槽)



前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上1階)

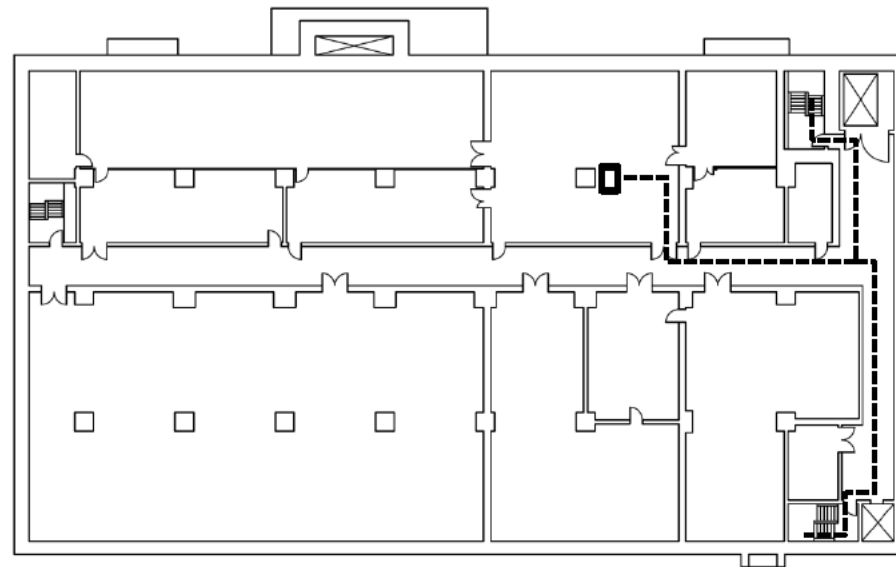
(可溶性中性子吸収材の自動供給) (溶解槽, エンドピース酸洗浄槽, ハル洗浄槽)



前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上2階)

(可溶性中性子吸収材の自動供給) (溶解槽, エンドピース酸洗浄槽, ハル洗浄槽)

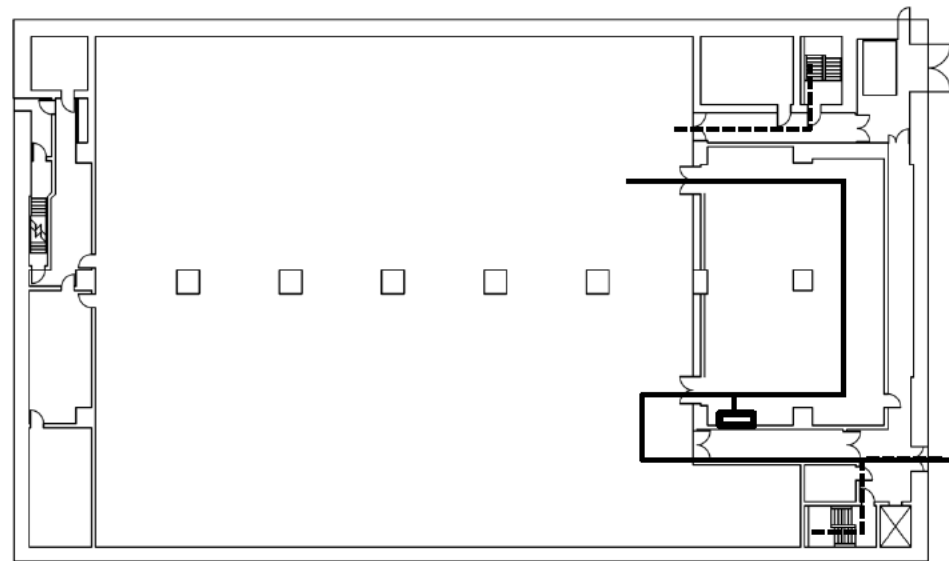
- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所



T.M.S.L.約+47,500

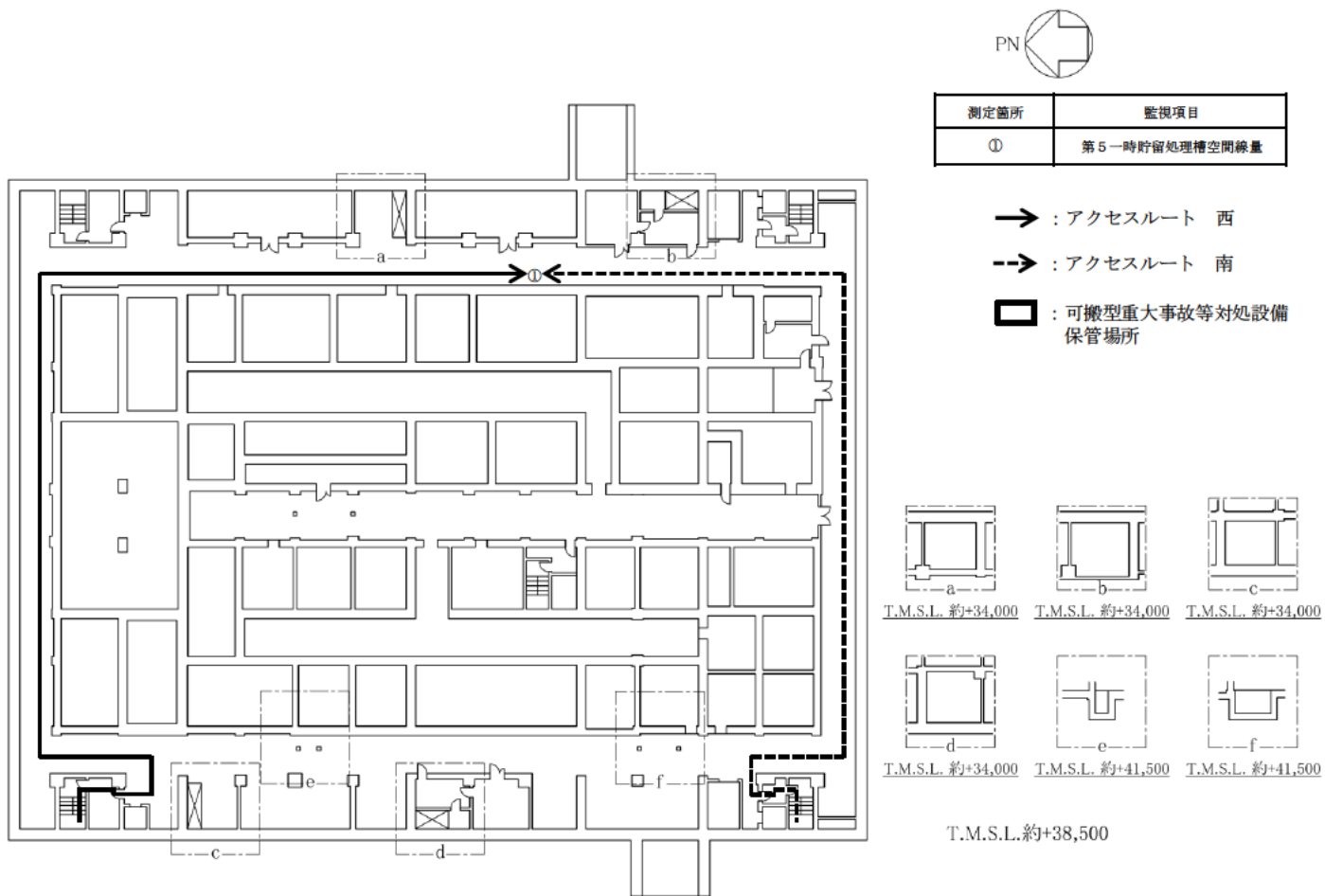
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (制御建屋 地下1階)
 (可溶性中性子吸収材の自動供給) (第5一時貯留処理槽, 第7一時貯留処理槽)

- : アクセスルート 第1
- -> : アクセスルート 第2
- : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所



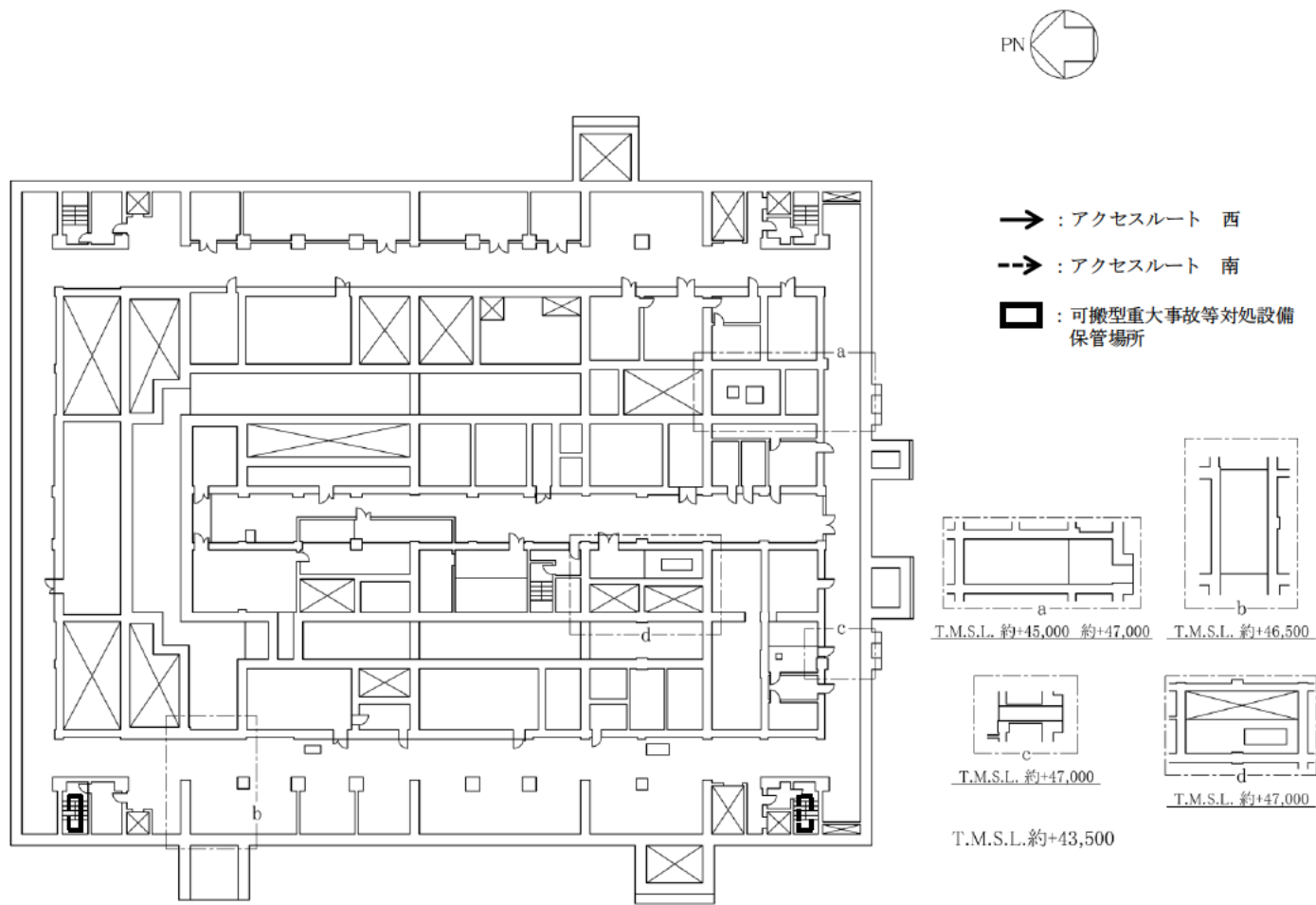
T.M.S.L.約+55,500

精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（制御建屋 地上1階）
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽，第7一時貯留処理槽）



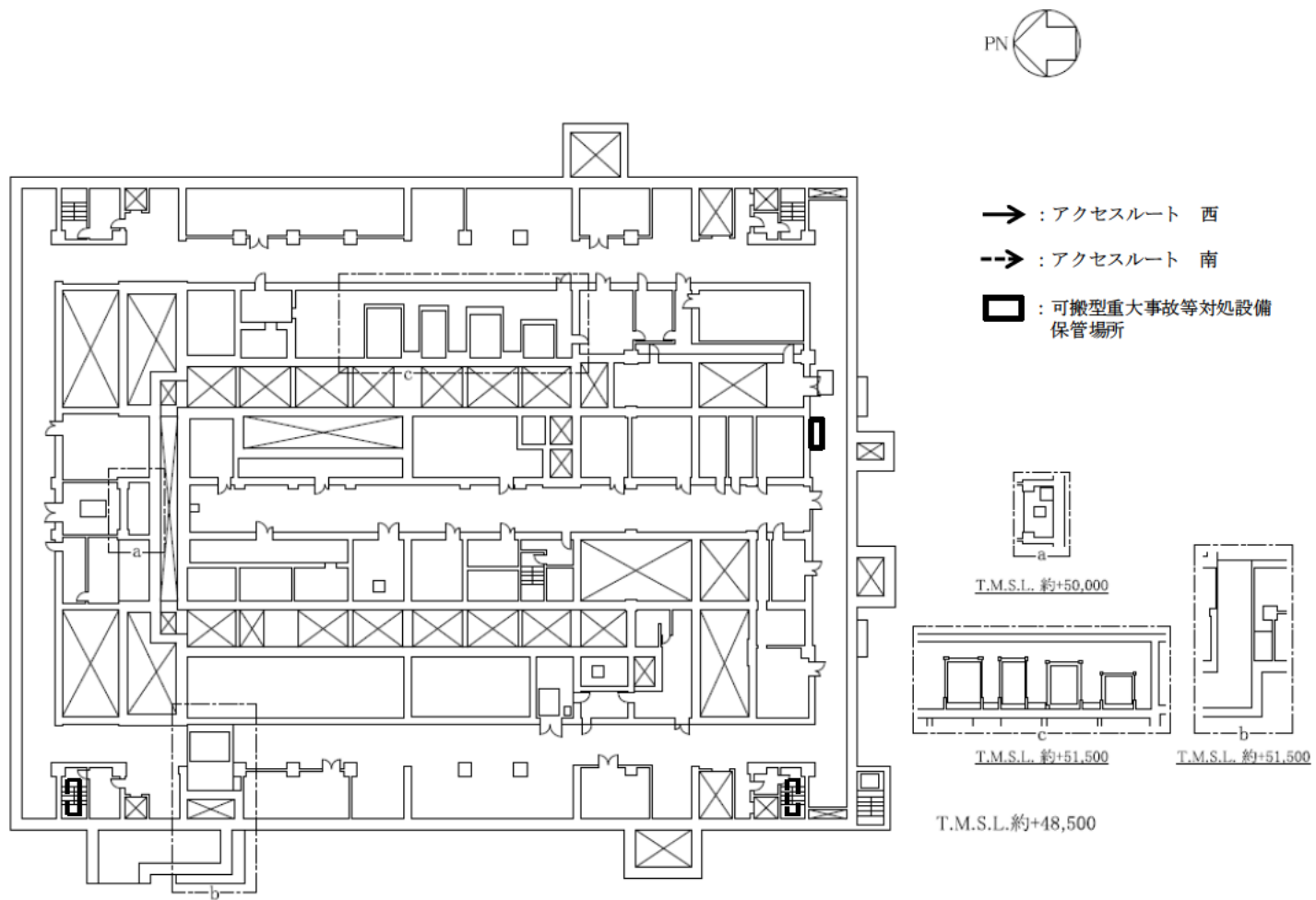
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下3階）

（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）

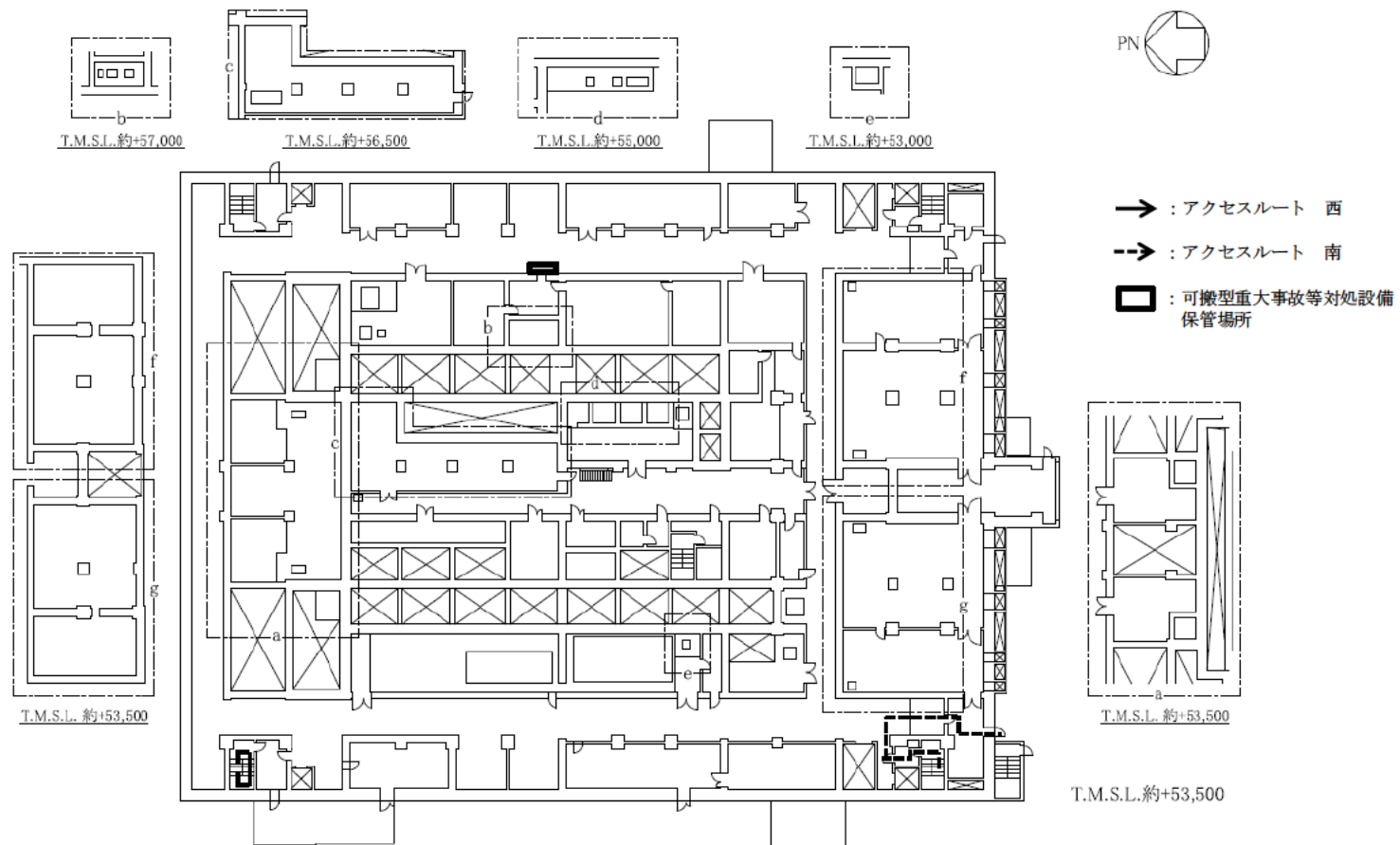


精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下2階）

（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）

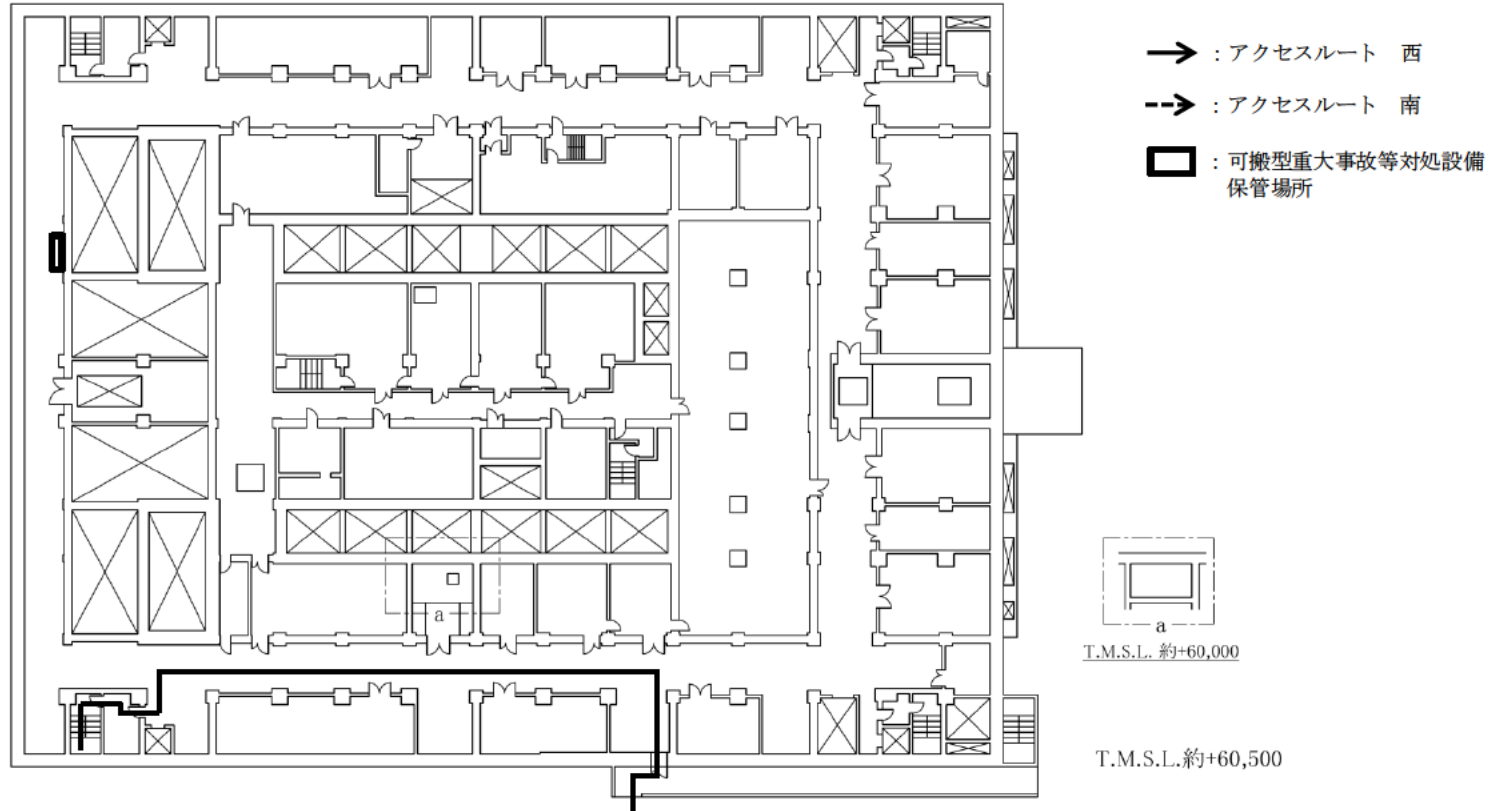


精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下1階）
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）

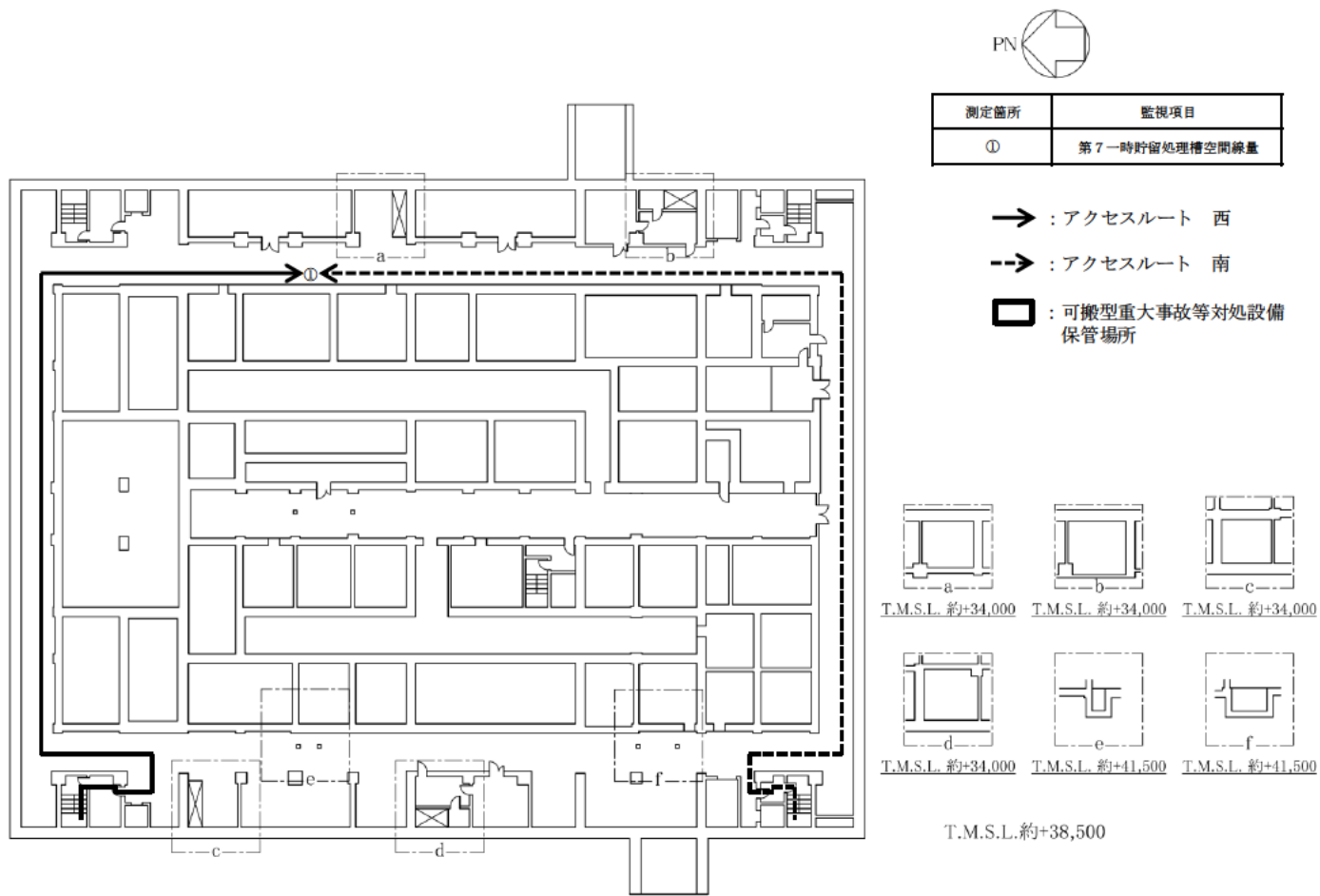


精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上1階）

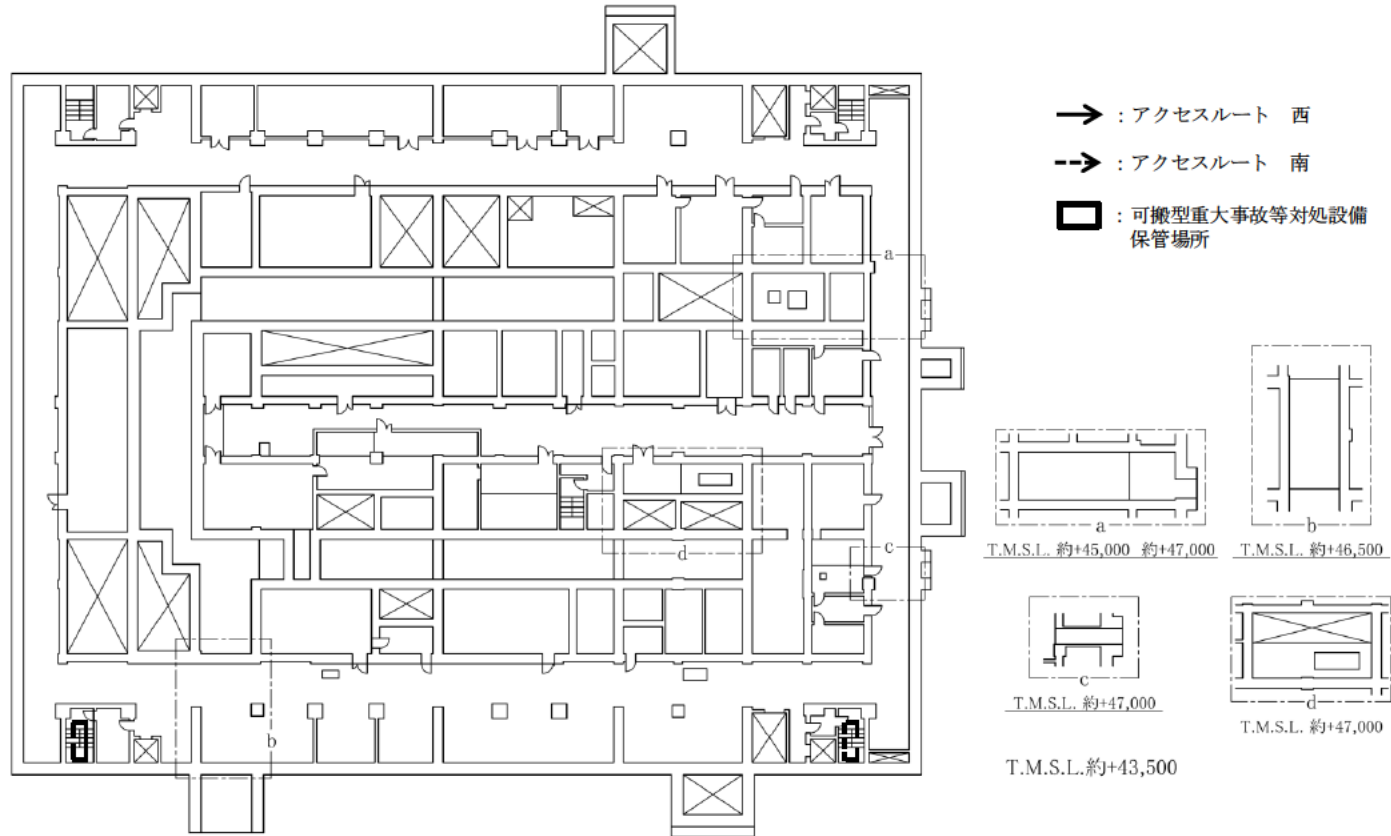
（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）



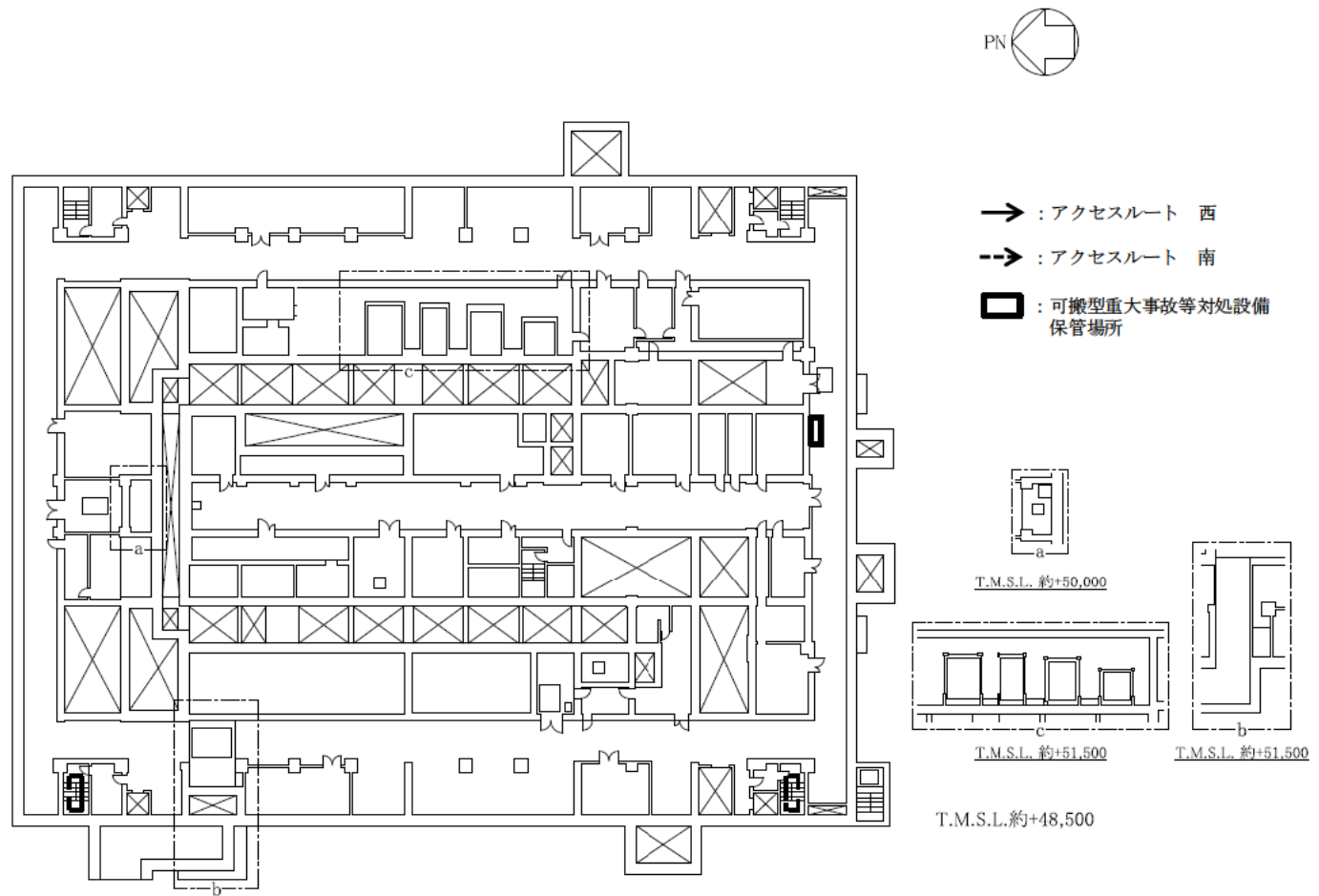
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上2階）
（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第5一時貯留処理槽）



精制建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下3階）
 （可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）

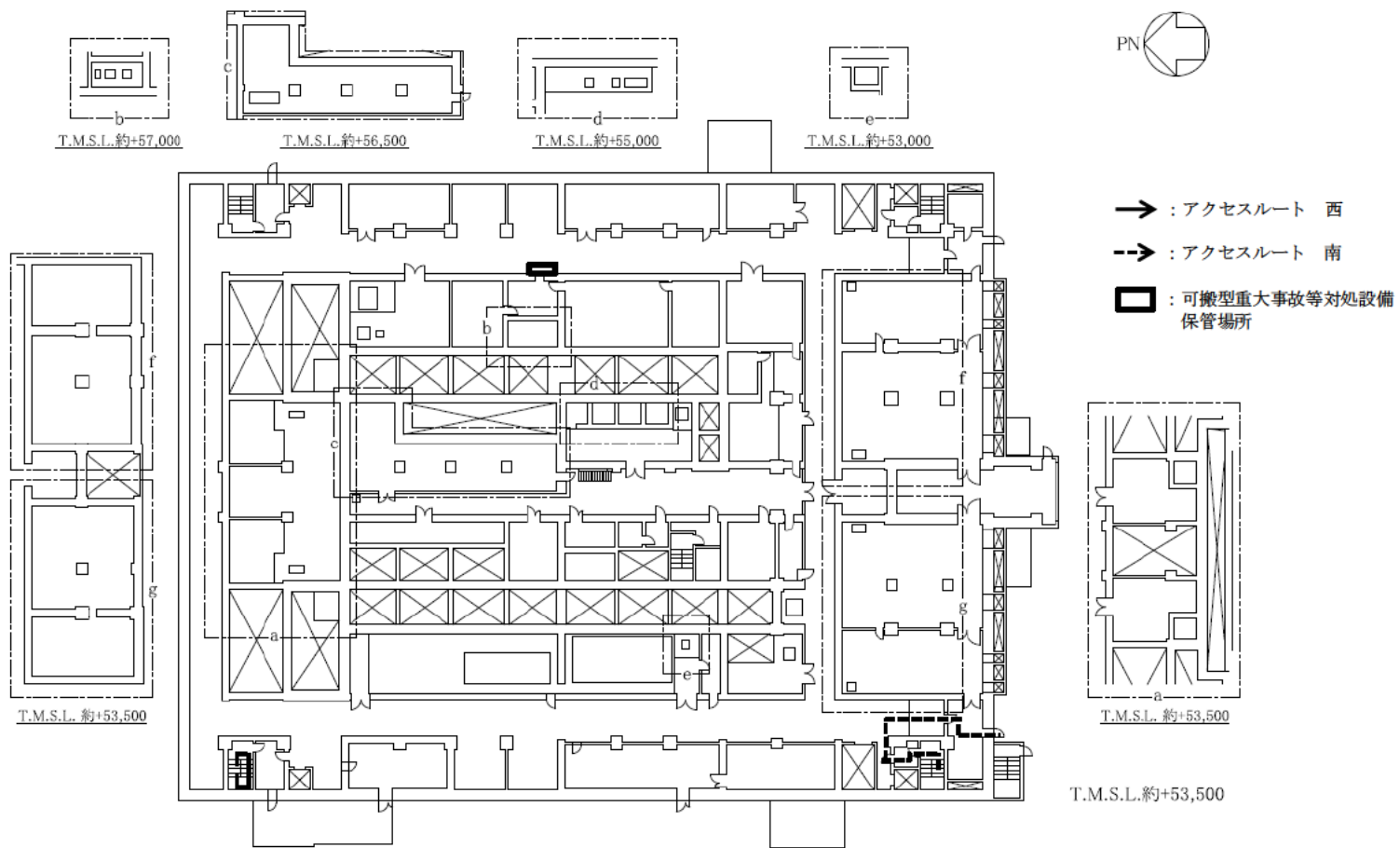


精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下2階）
（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）



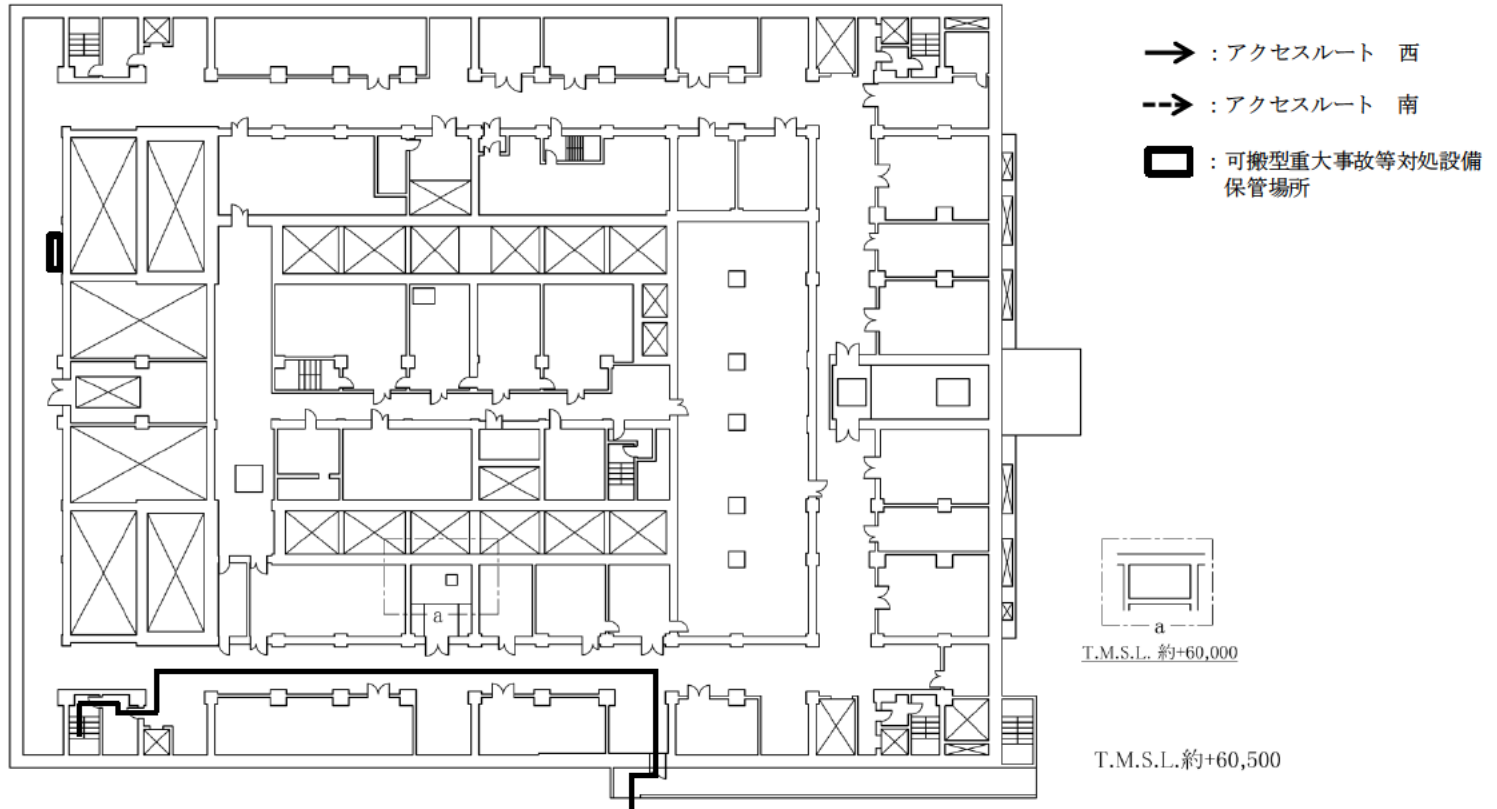
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下1階）

（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）

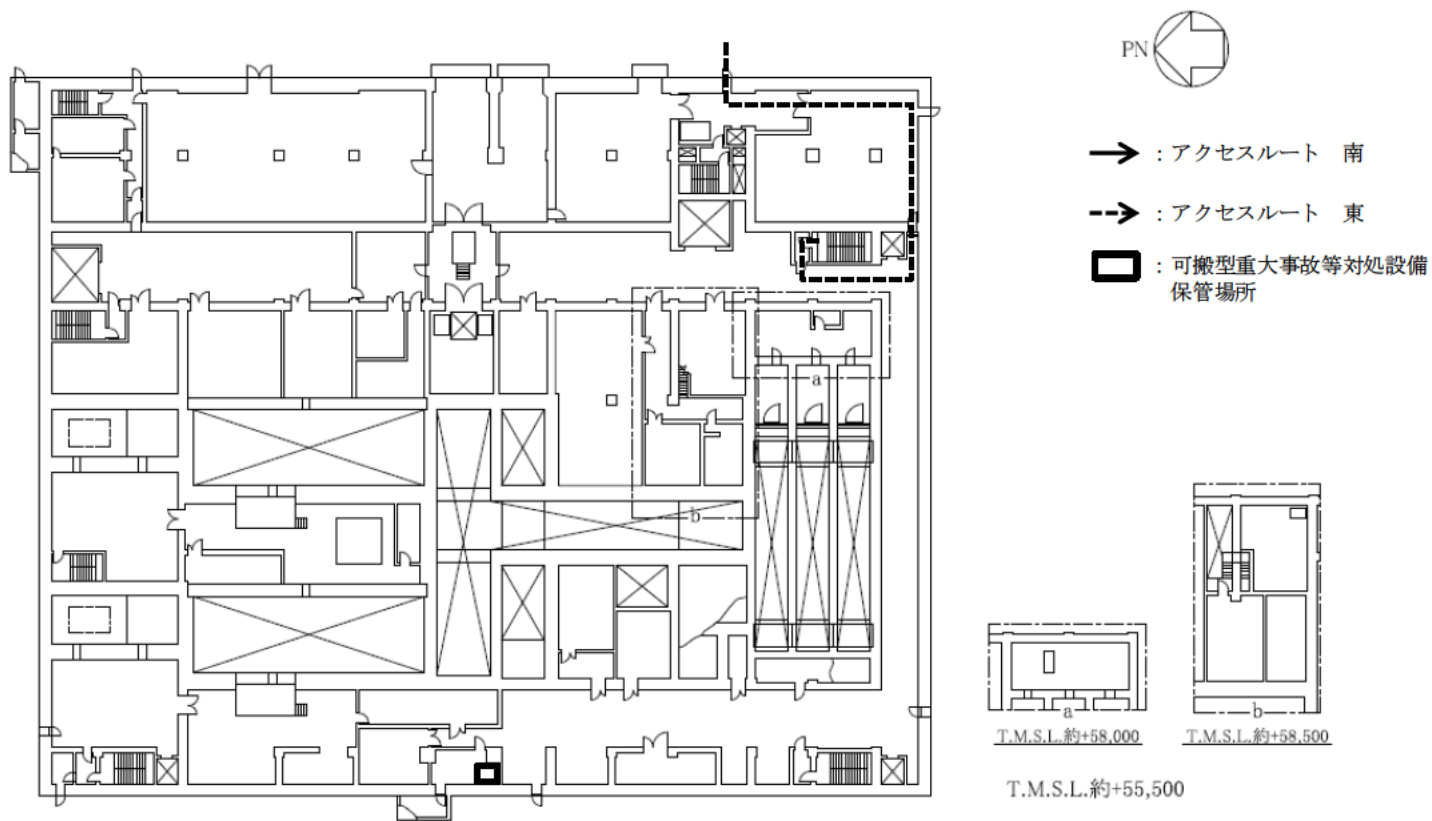


精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上1階）

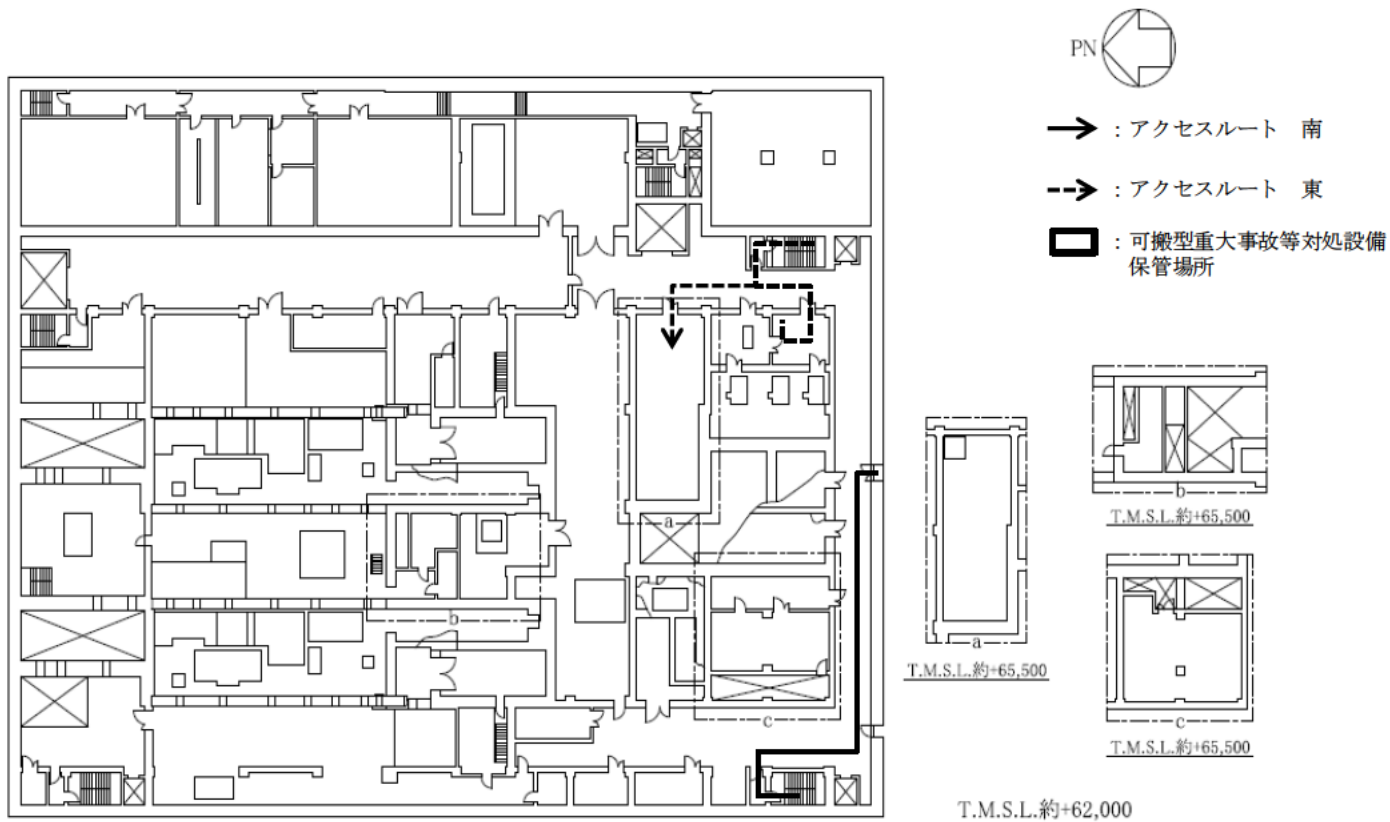
（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）



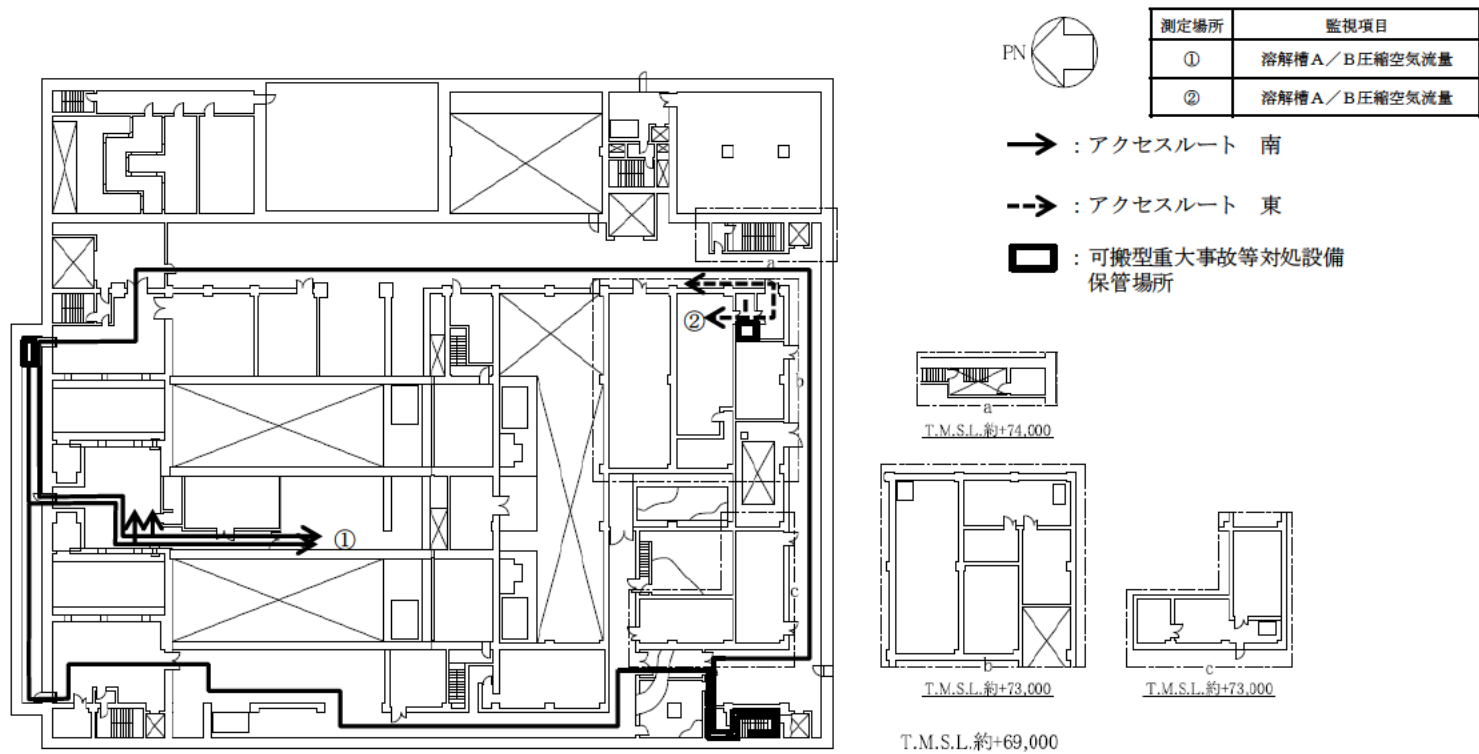
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上2階）
（可溶性中性子吸収材の自動供給）（第7一時貯留処理槽）



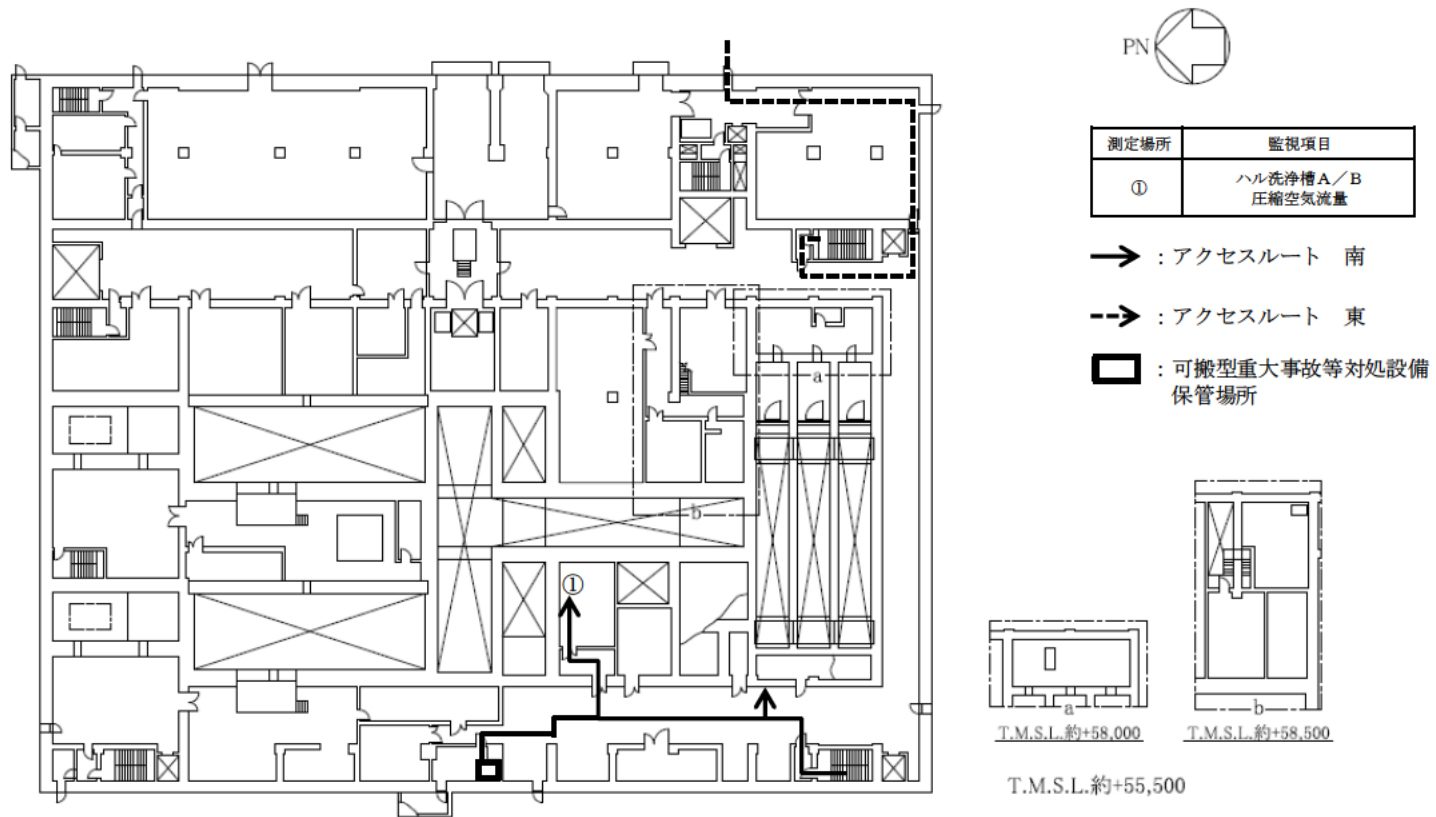
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上1階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（溶解槽）



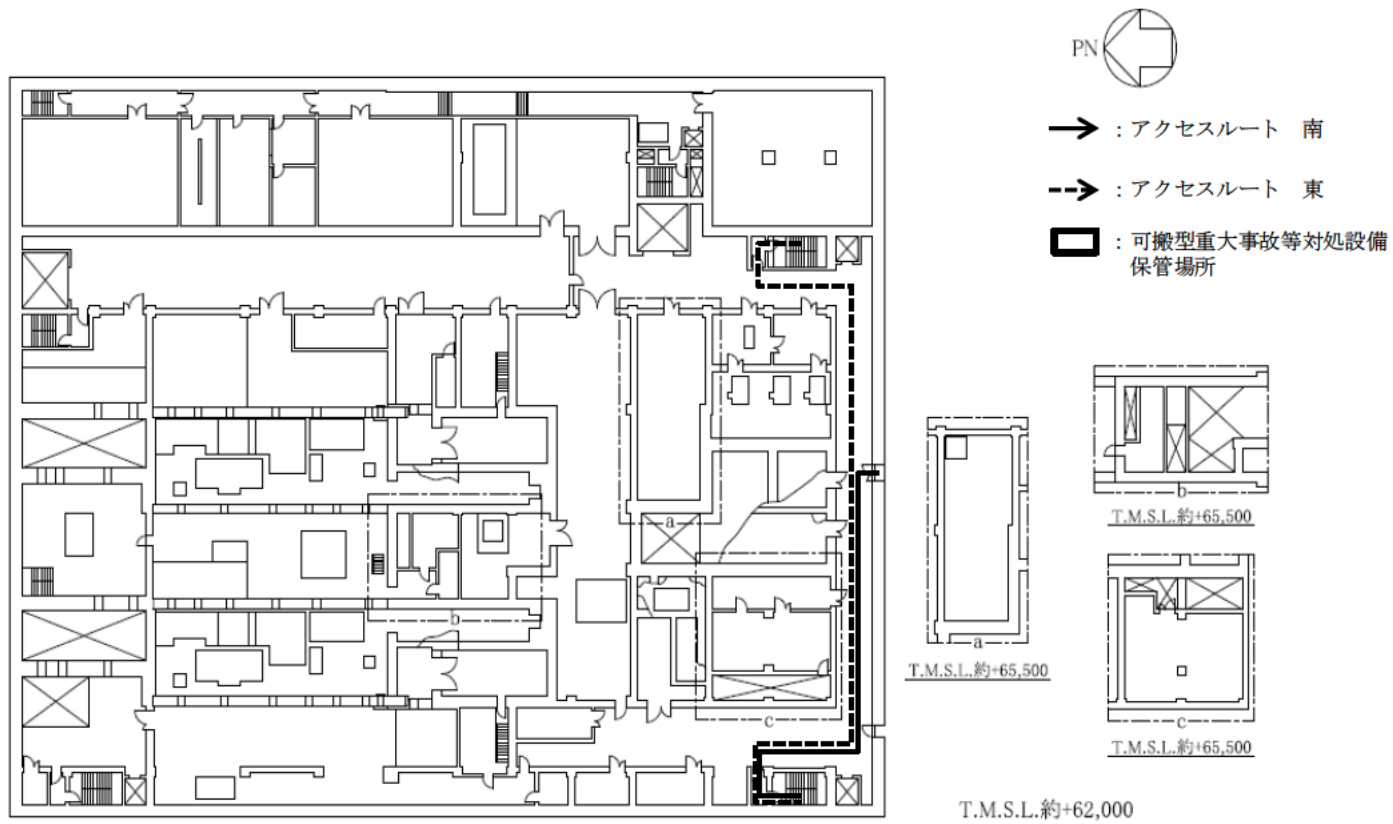
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上2階)
(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (溶解槽)



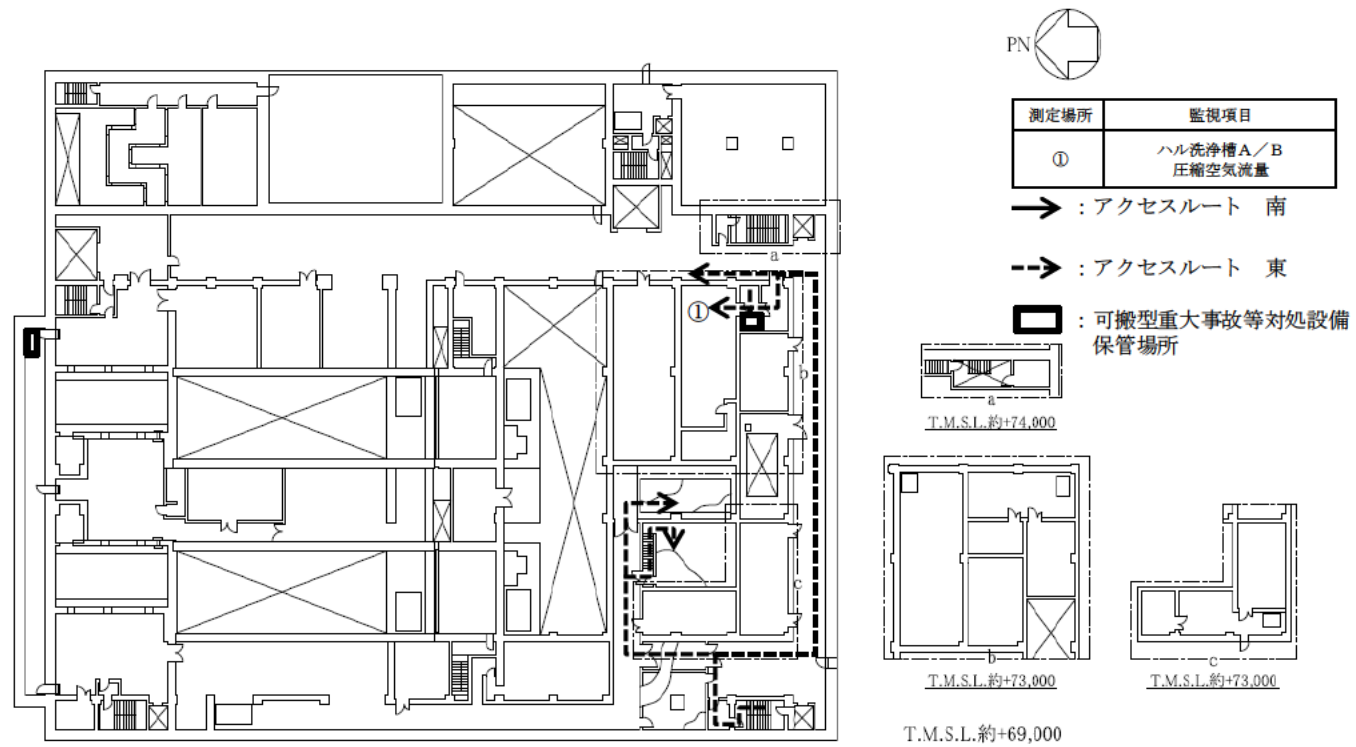
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上3階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（溶解槽）



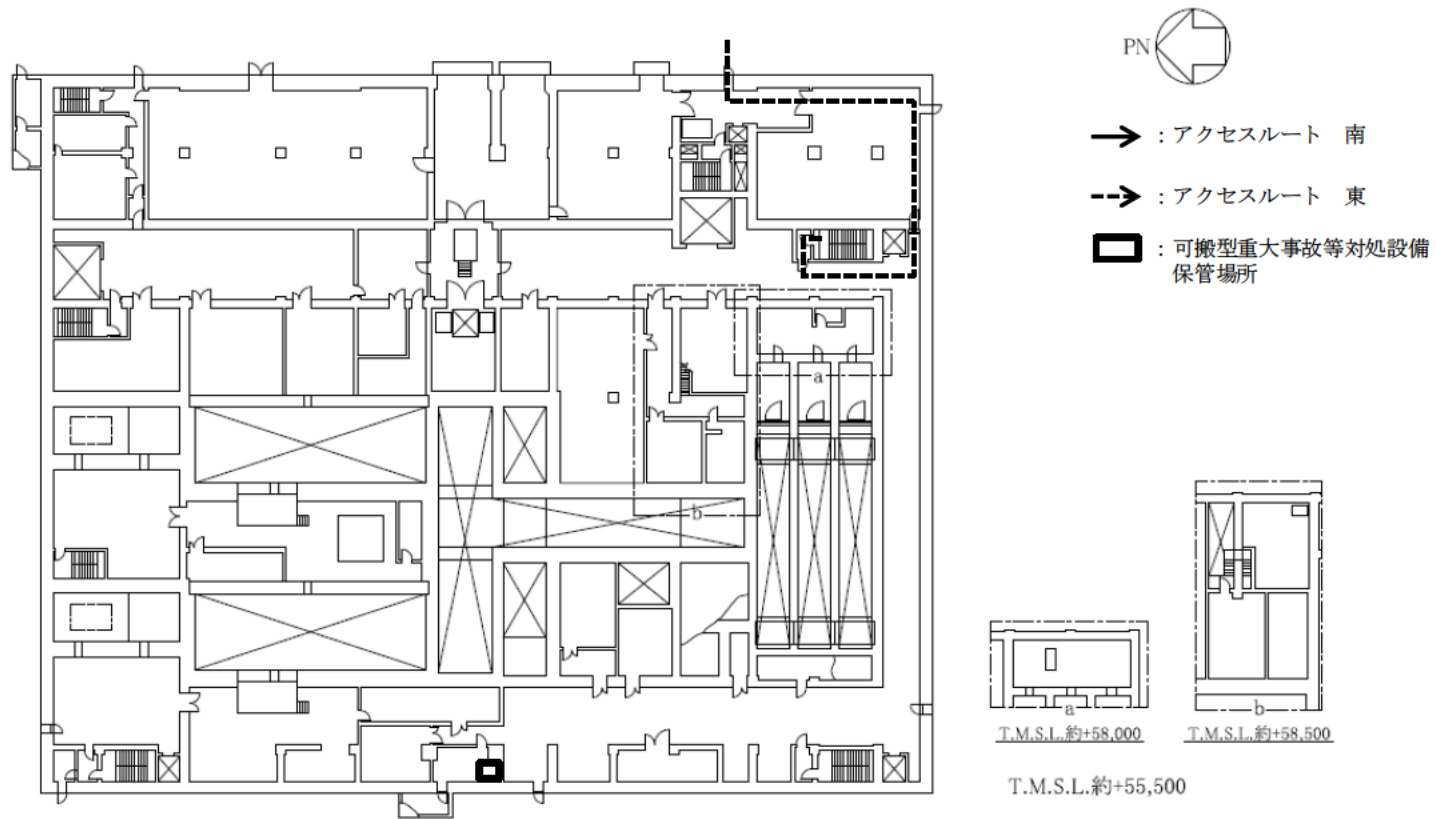
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上1階)
 (貯臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (ハル洗浄槽)



前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上2階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（ハル洗浄槽）

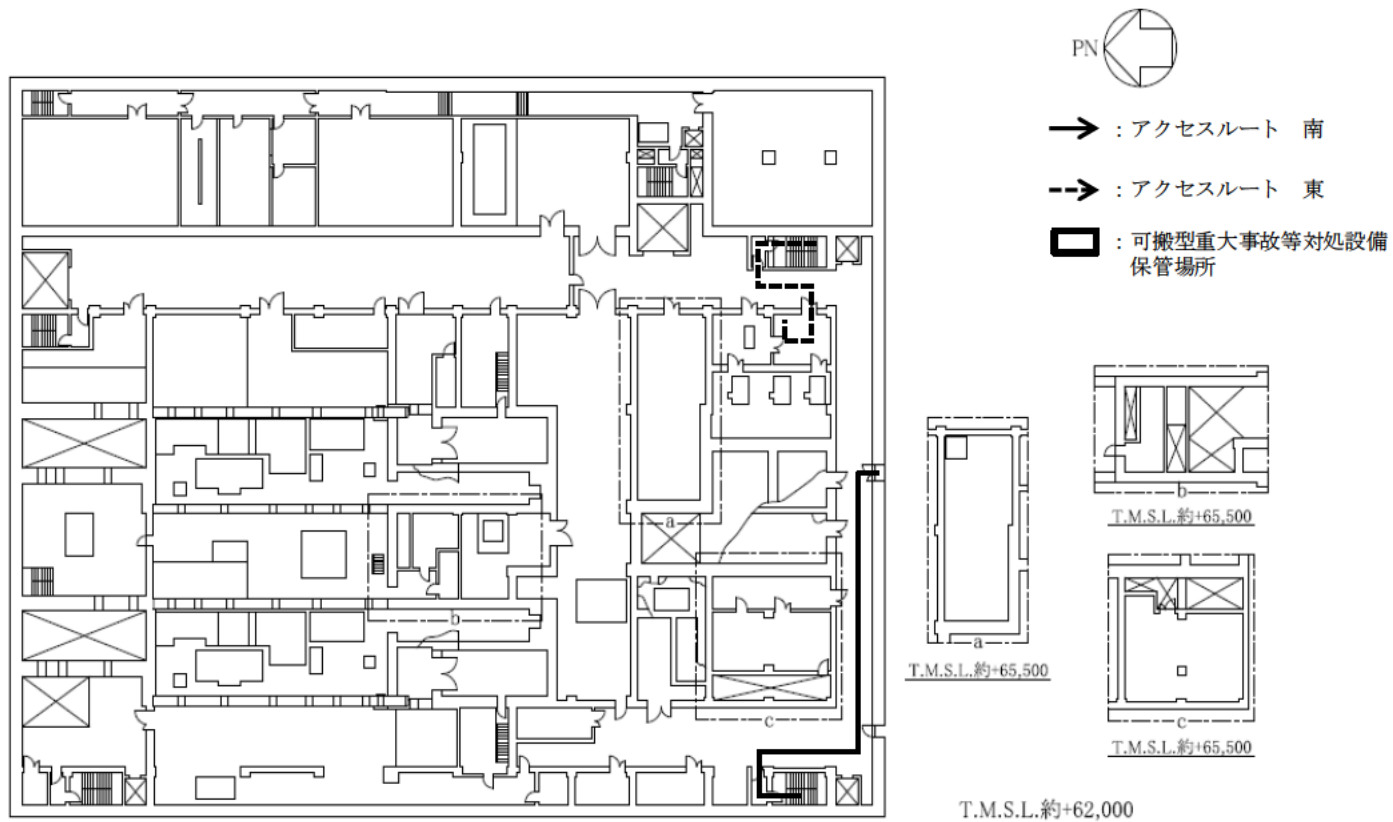


前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上3階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（ハル洗浄槽）



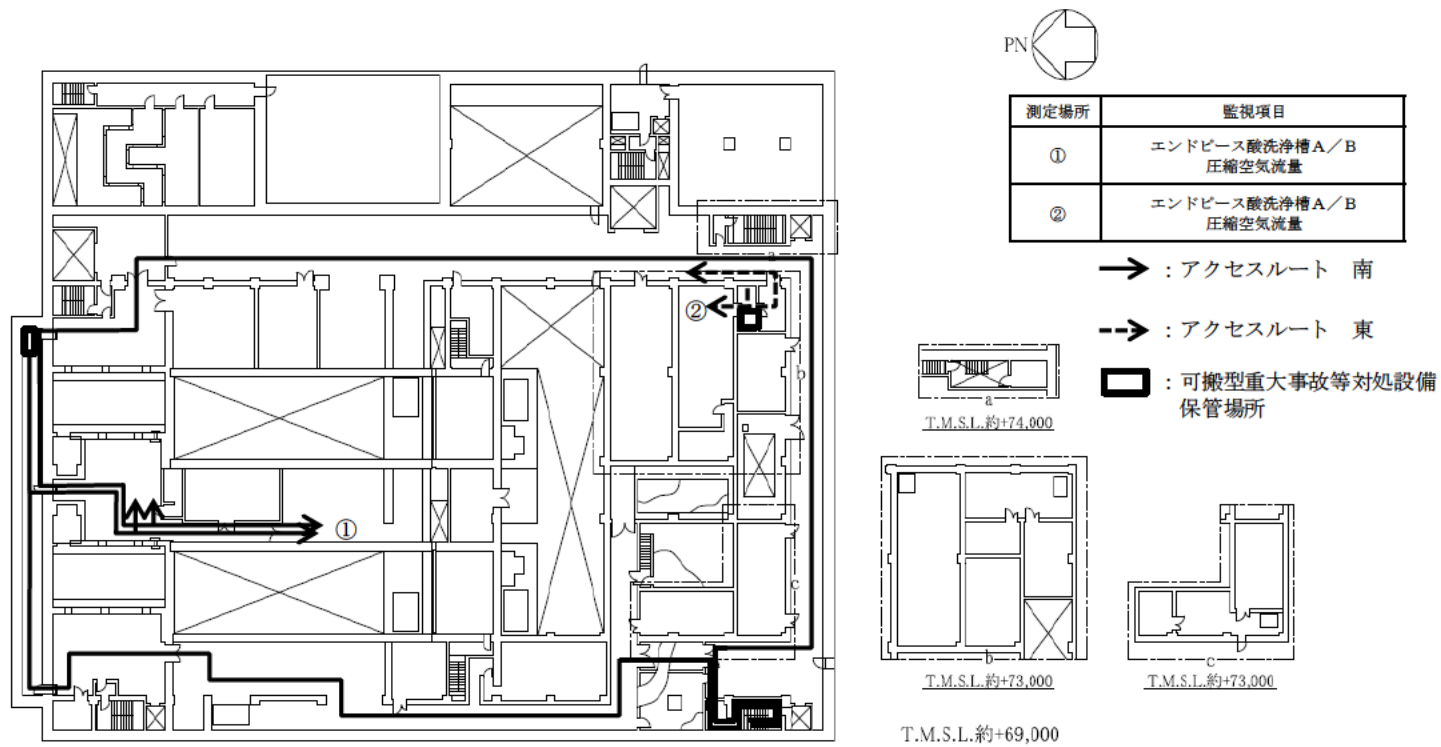
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上1階）

（臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（エンドピース酸洗浄槽）



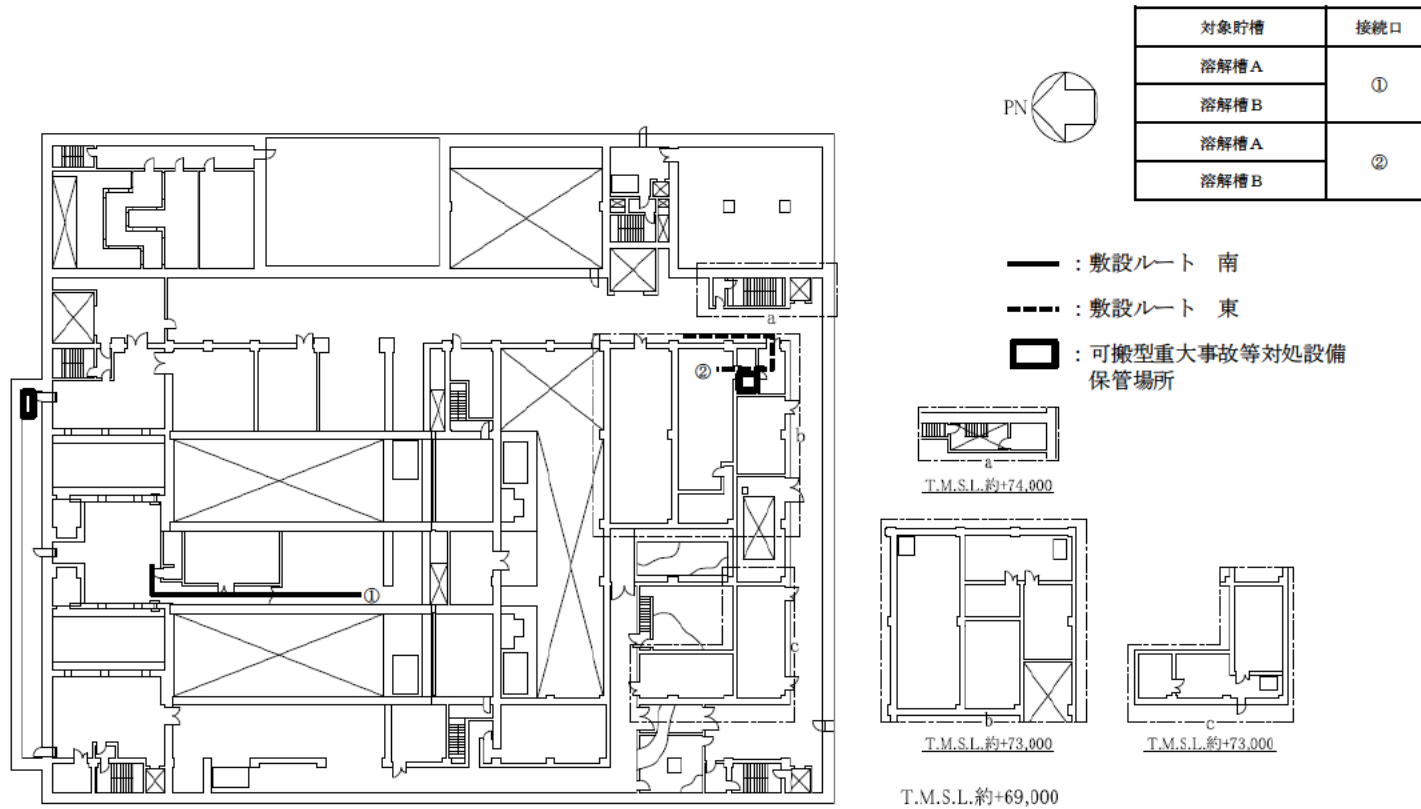
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上2階)

(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (エンドピース酸洗浄槽)

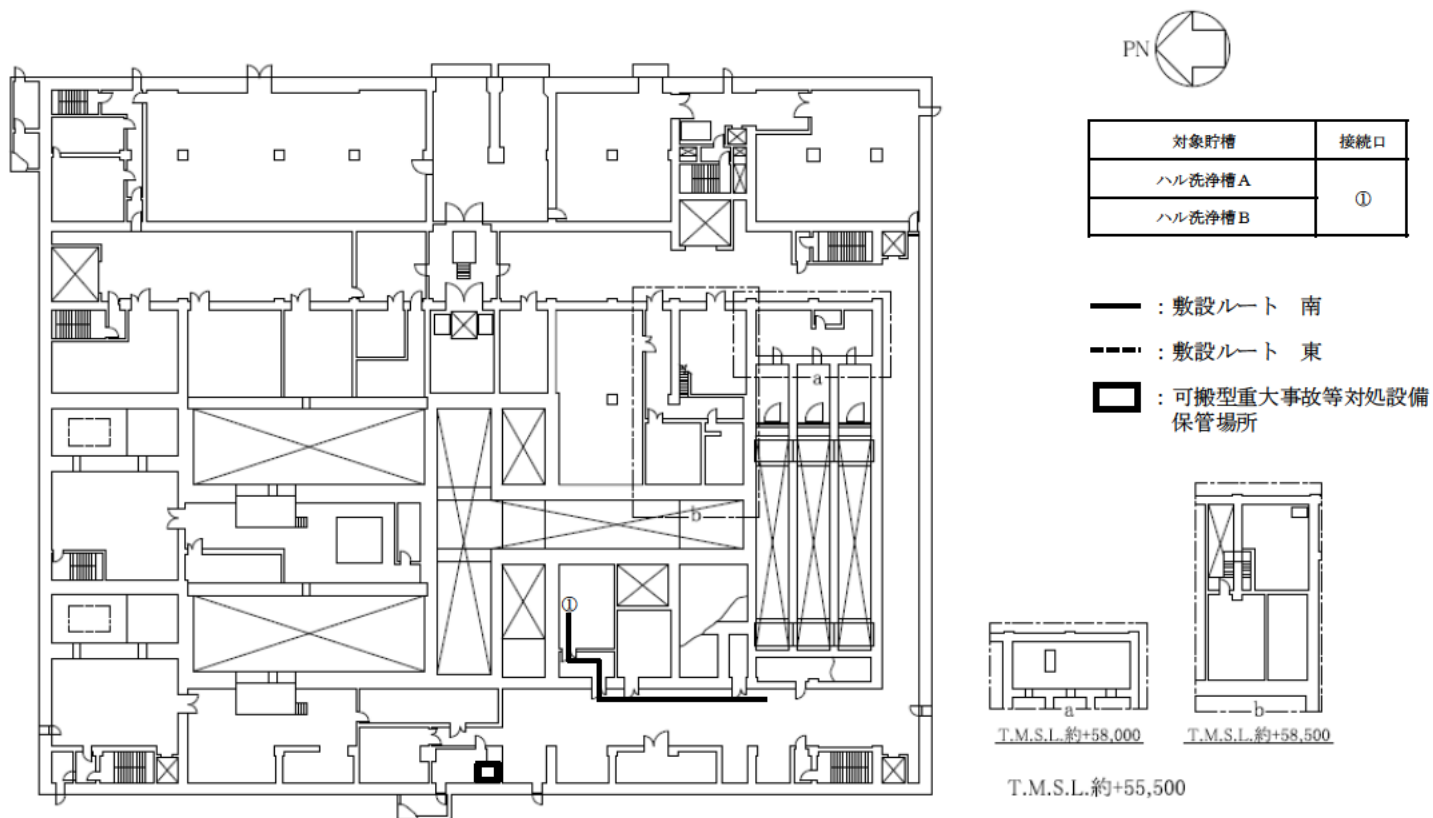


前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上3階)

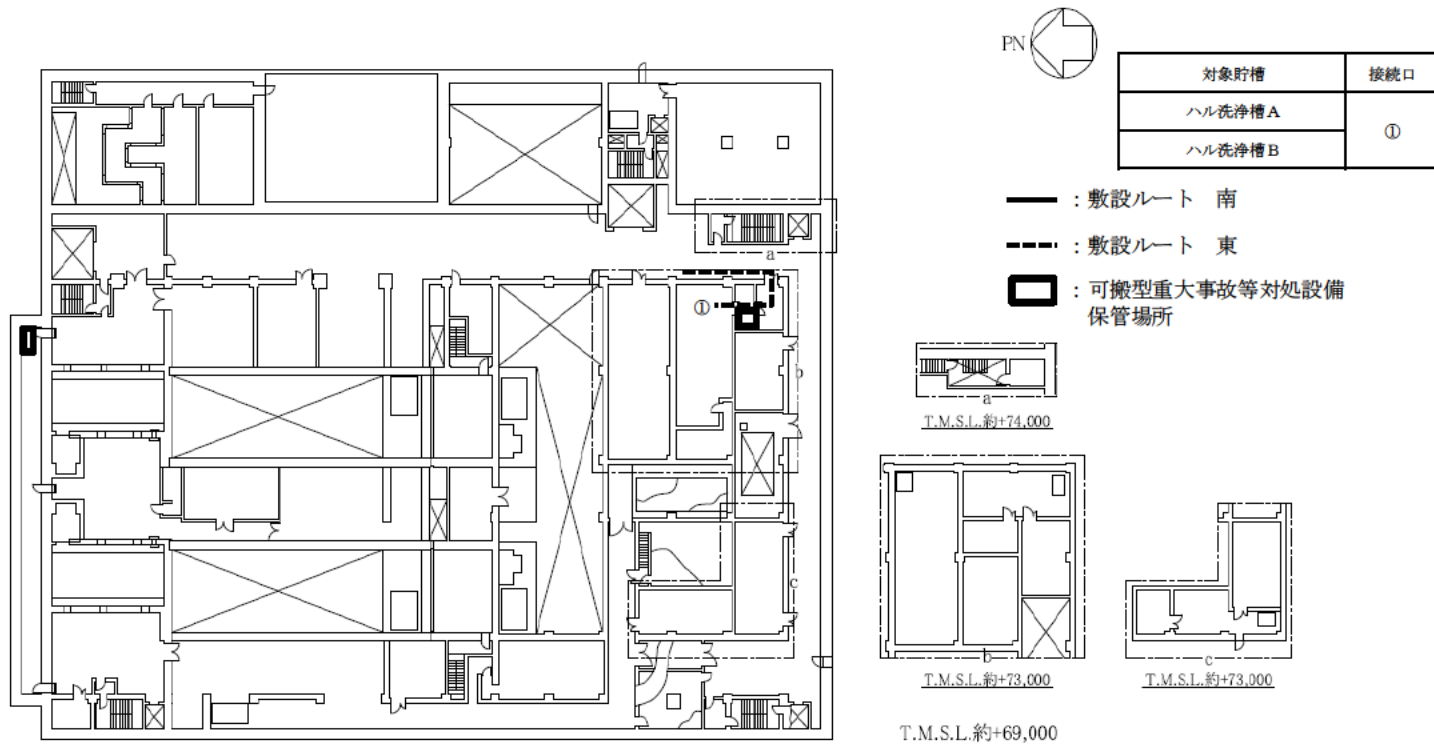
(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (エンドピース酸洗浄槽)



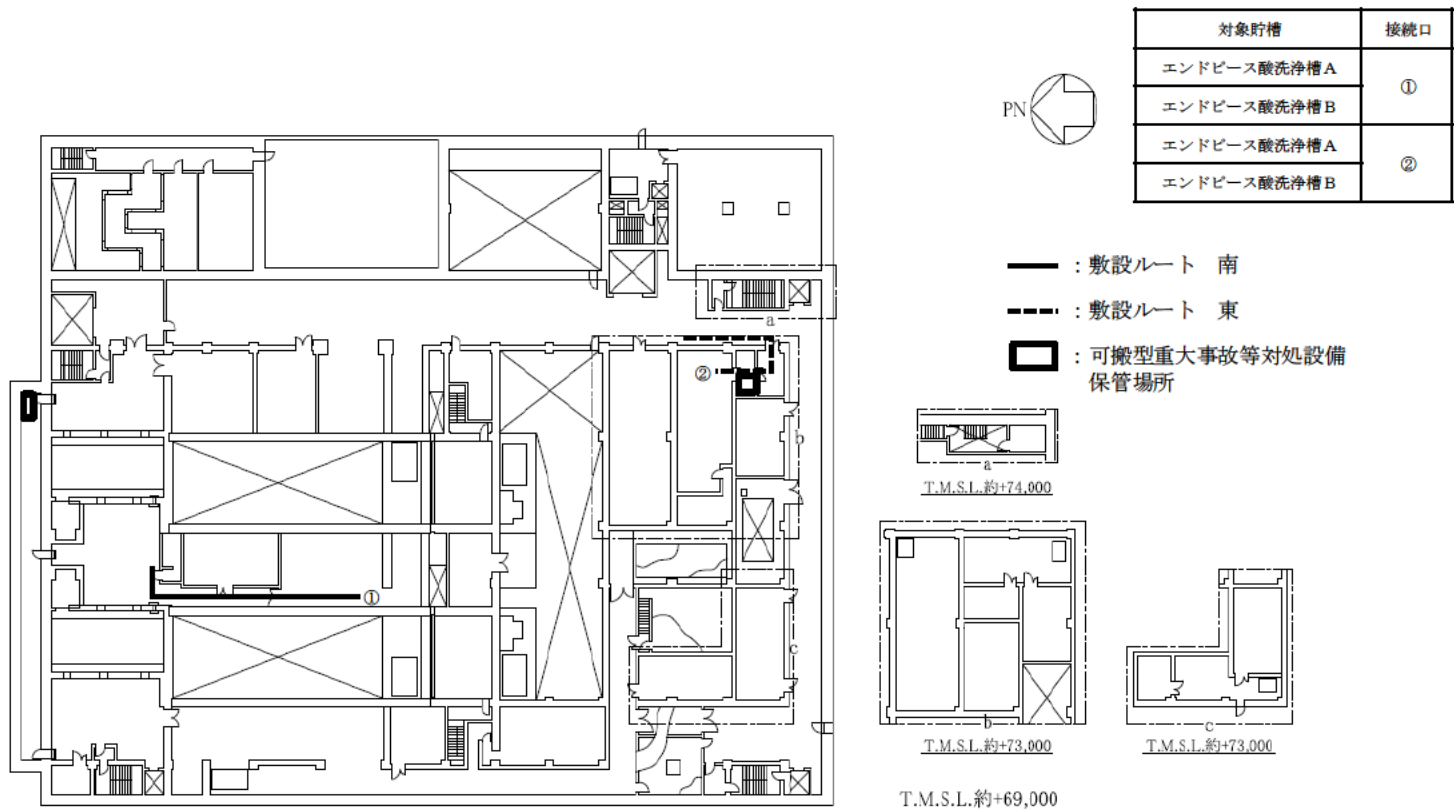
前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート（地上3階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（溶解槽）



前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート（地上1階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（ハル洗浄槽）

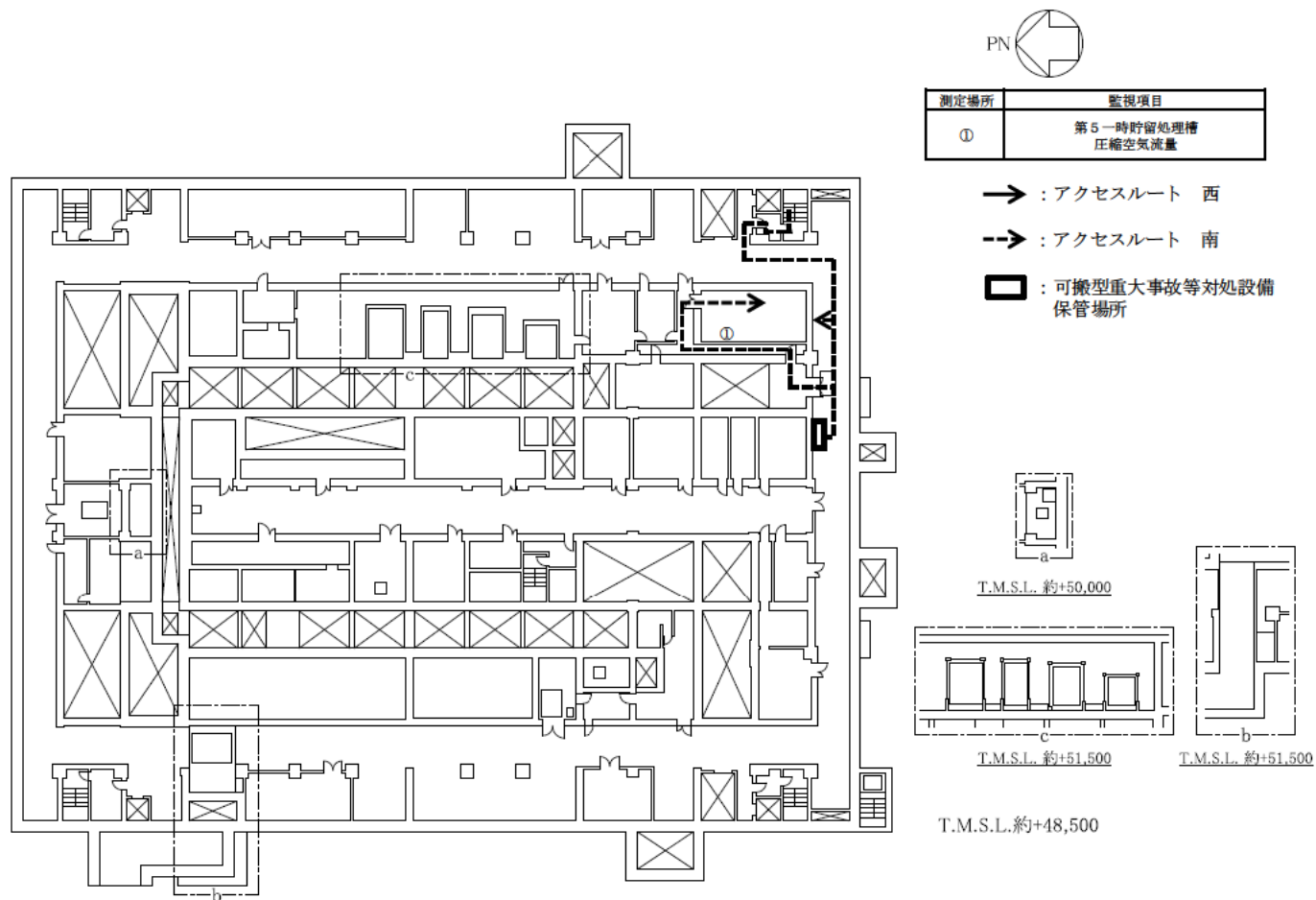


前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート (地上3階)
 (臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (ハル洗浄槽)

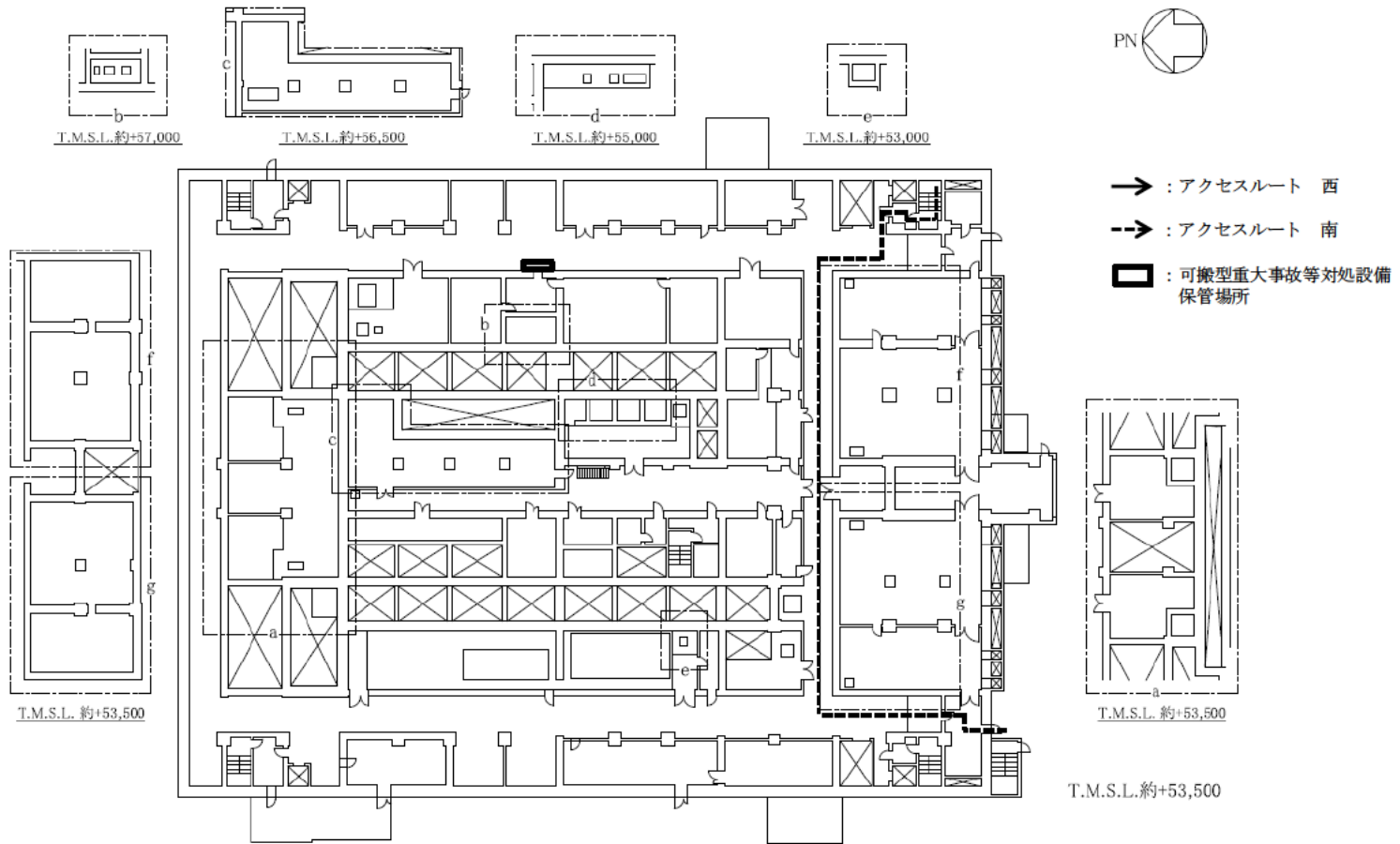


前処理建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート (地上3階)

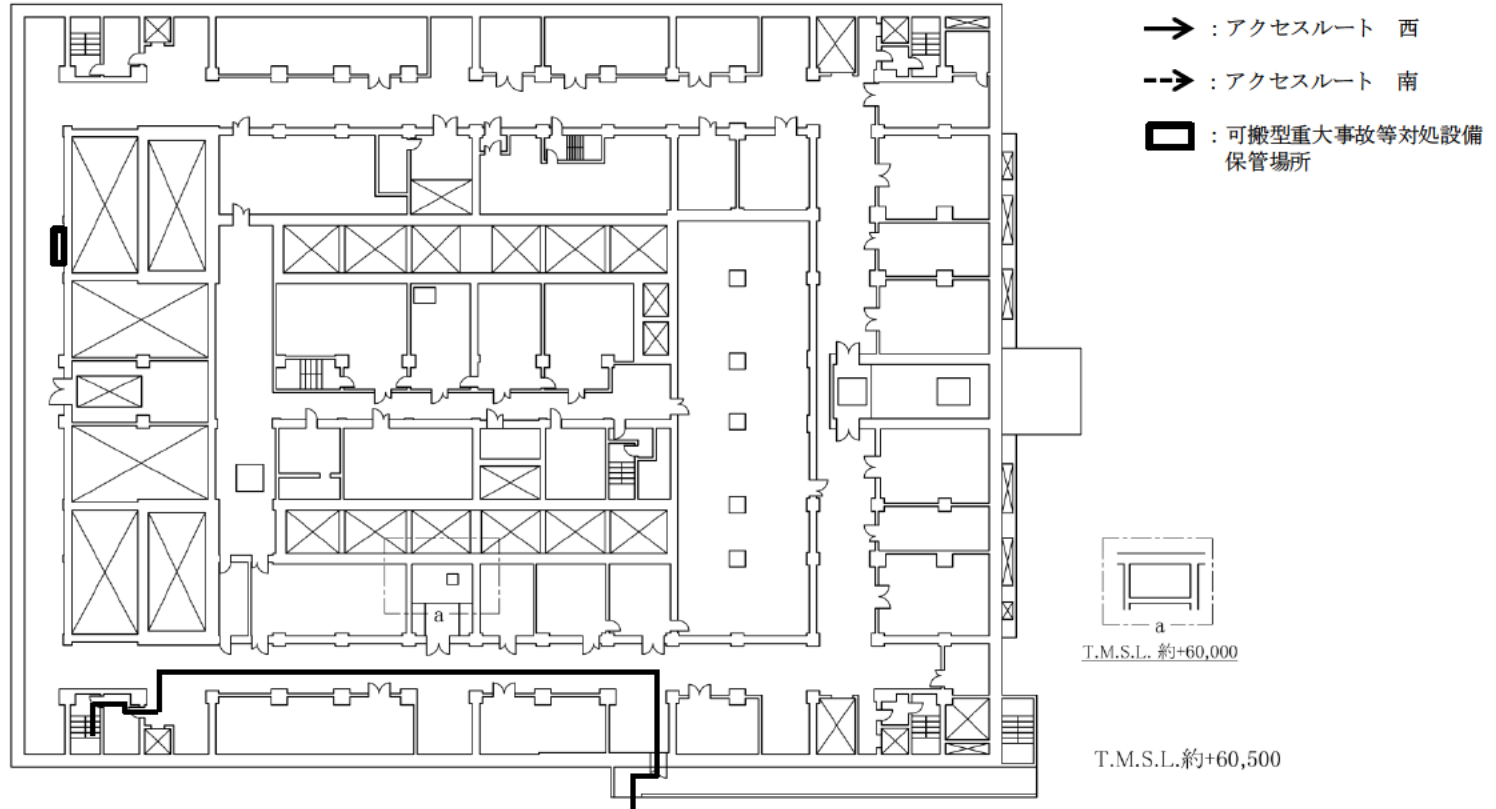
(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (エンドピース酸洗浄槽)



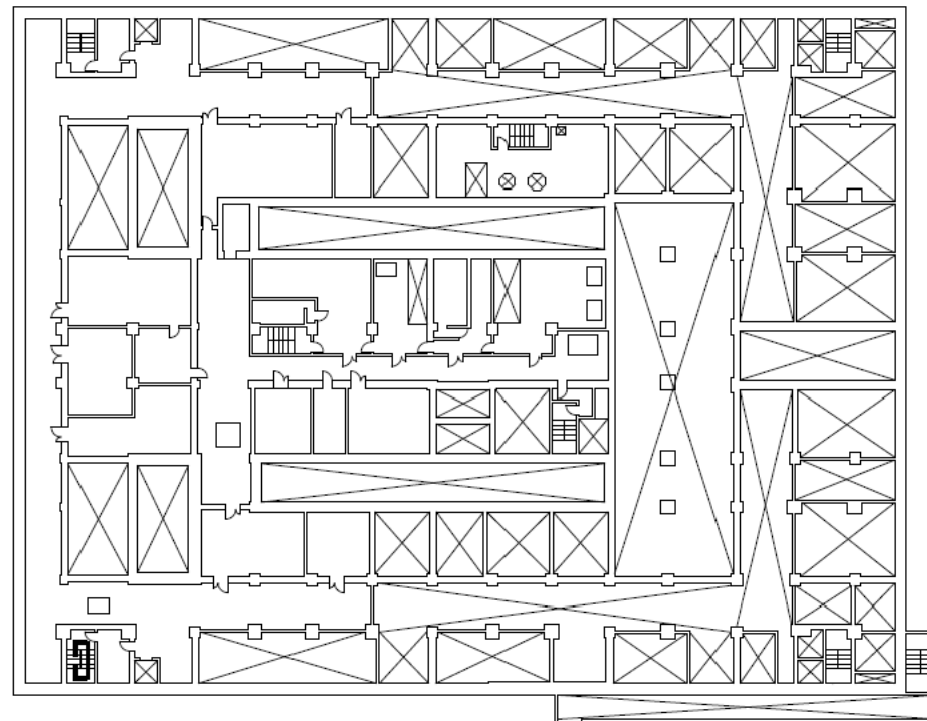
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地下1階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）



精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上1階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）



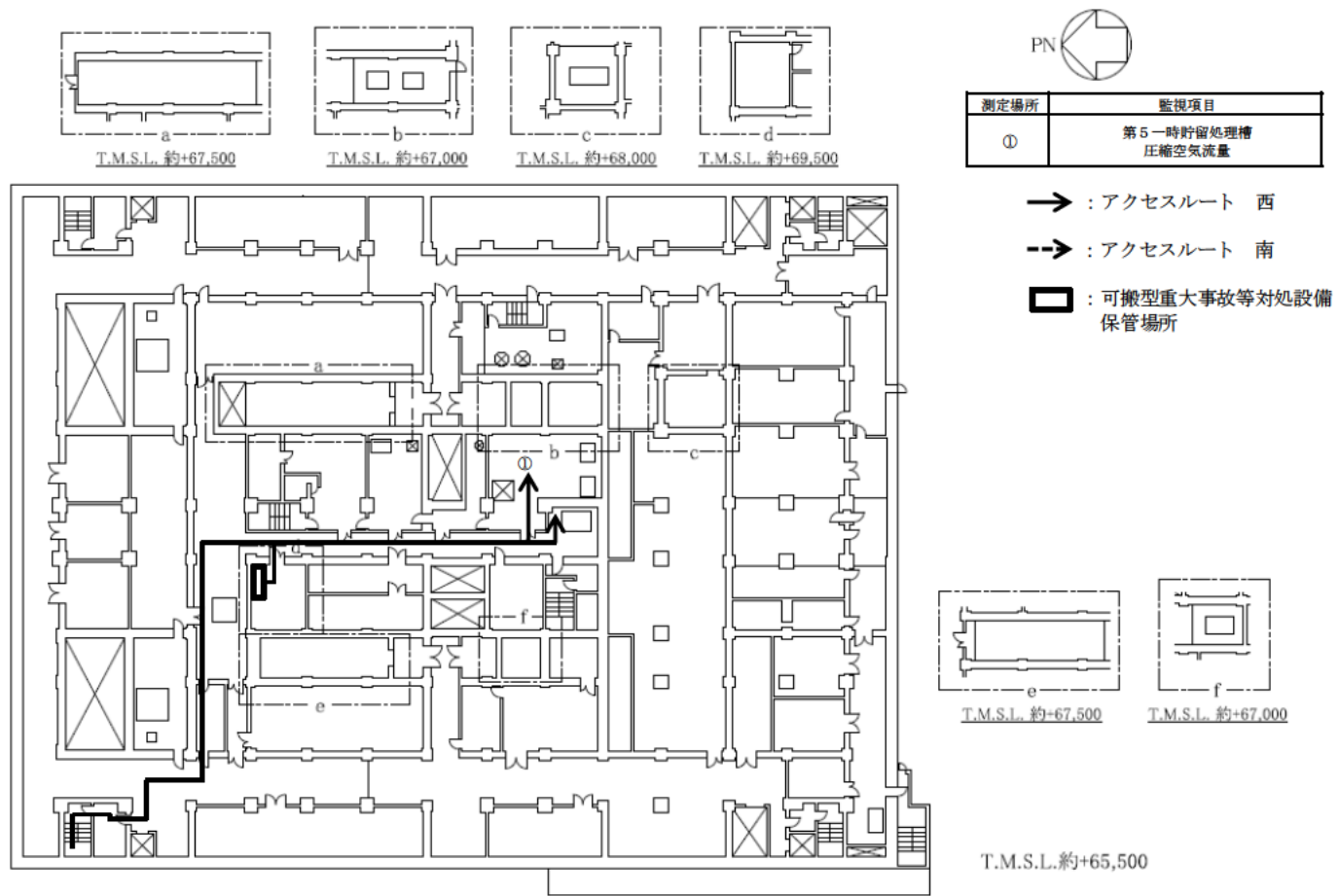
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上2階）
（臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）



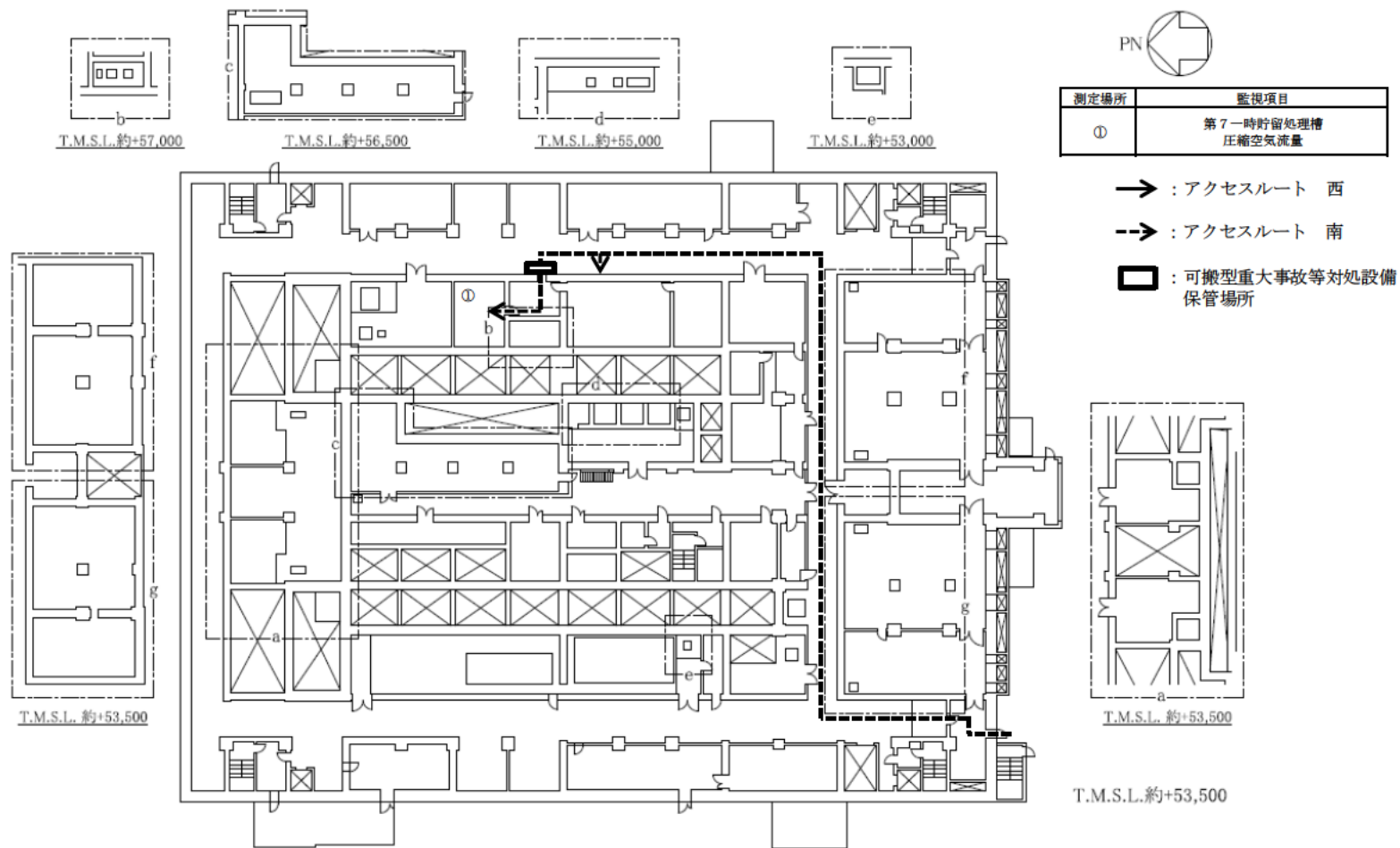
- : アクセスルート 西
- ⇨ : アクセスルート 南
- : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所

T.M.S.L.約+64,000

精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上3階）
（臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）



精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上4階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）



精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート（地上1階）
 （臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第7一時貯留処理槽）

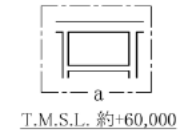
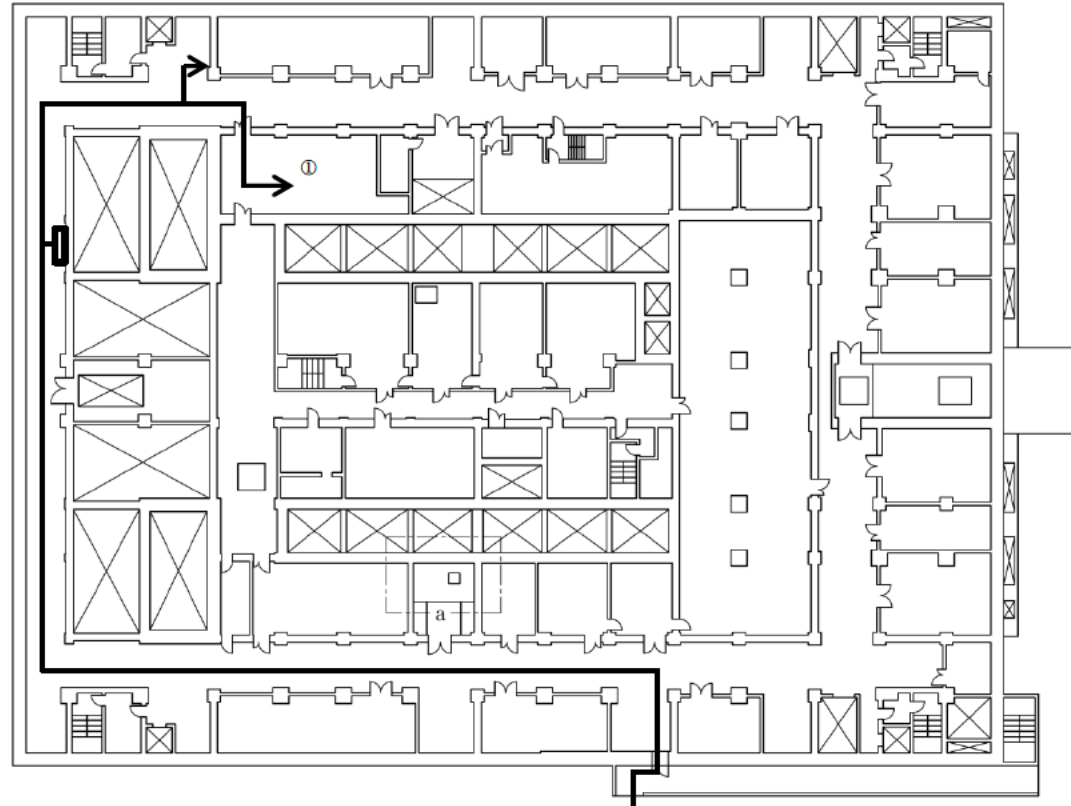


| 測定場所 | 監視項目 |
|------|---------------------|
| ① | 第7一時貯留処理槽 圧縮空気流量 |

→ : アクセスルート 西

- -> : アクセスルート 南

□ : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所

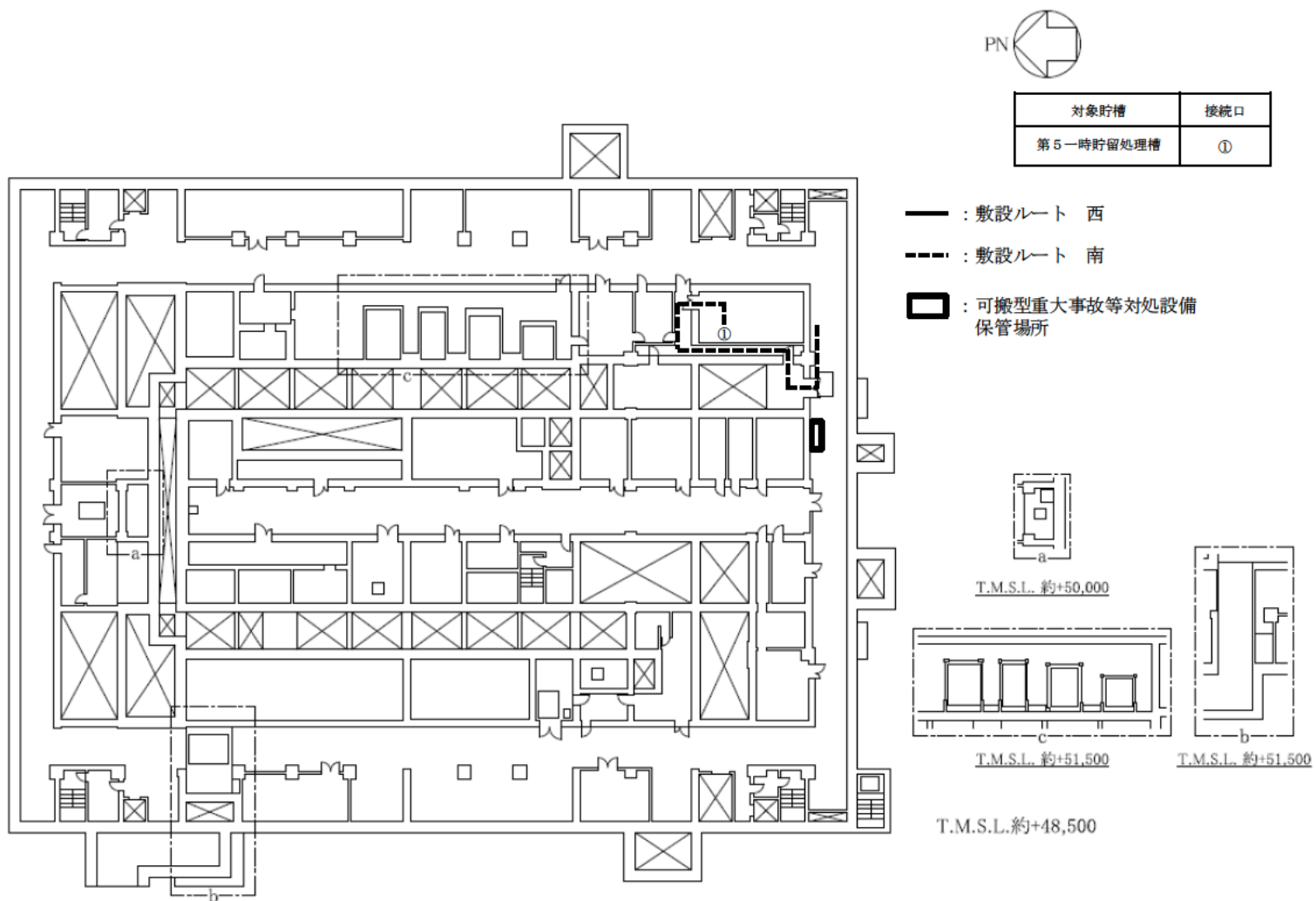


T.M.S.L. 約+60,000

T.M.S.L. 約+60,500

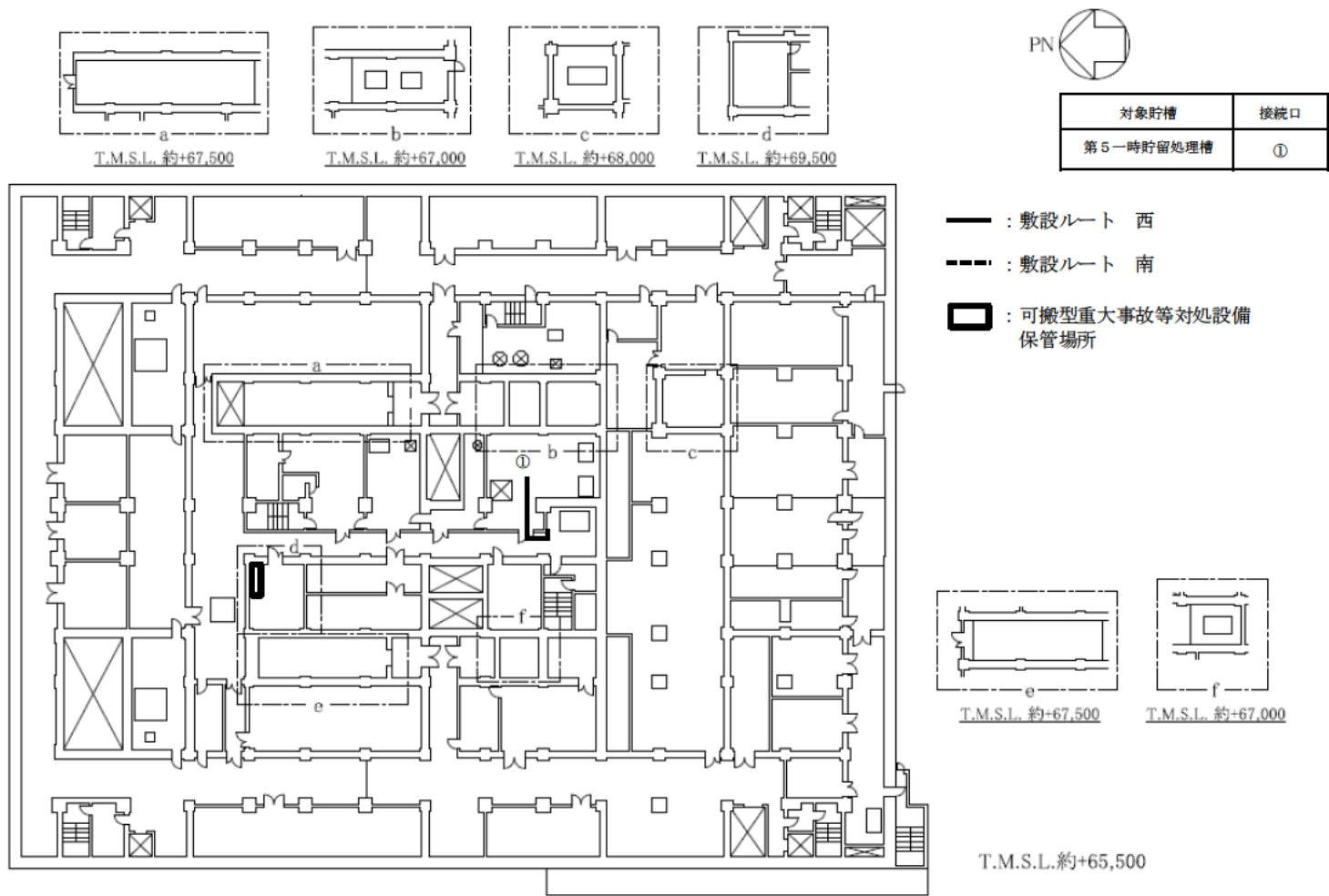
精製建屋 臨界事故の拡大防止対策のアクセスルート (地上2階)

(臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気) (第7一時貯留処理槽)



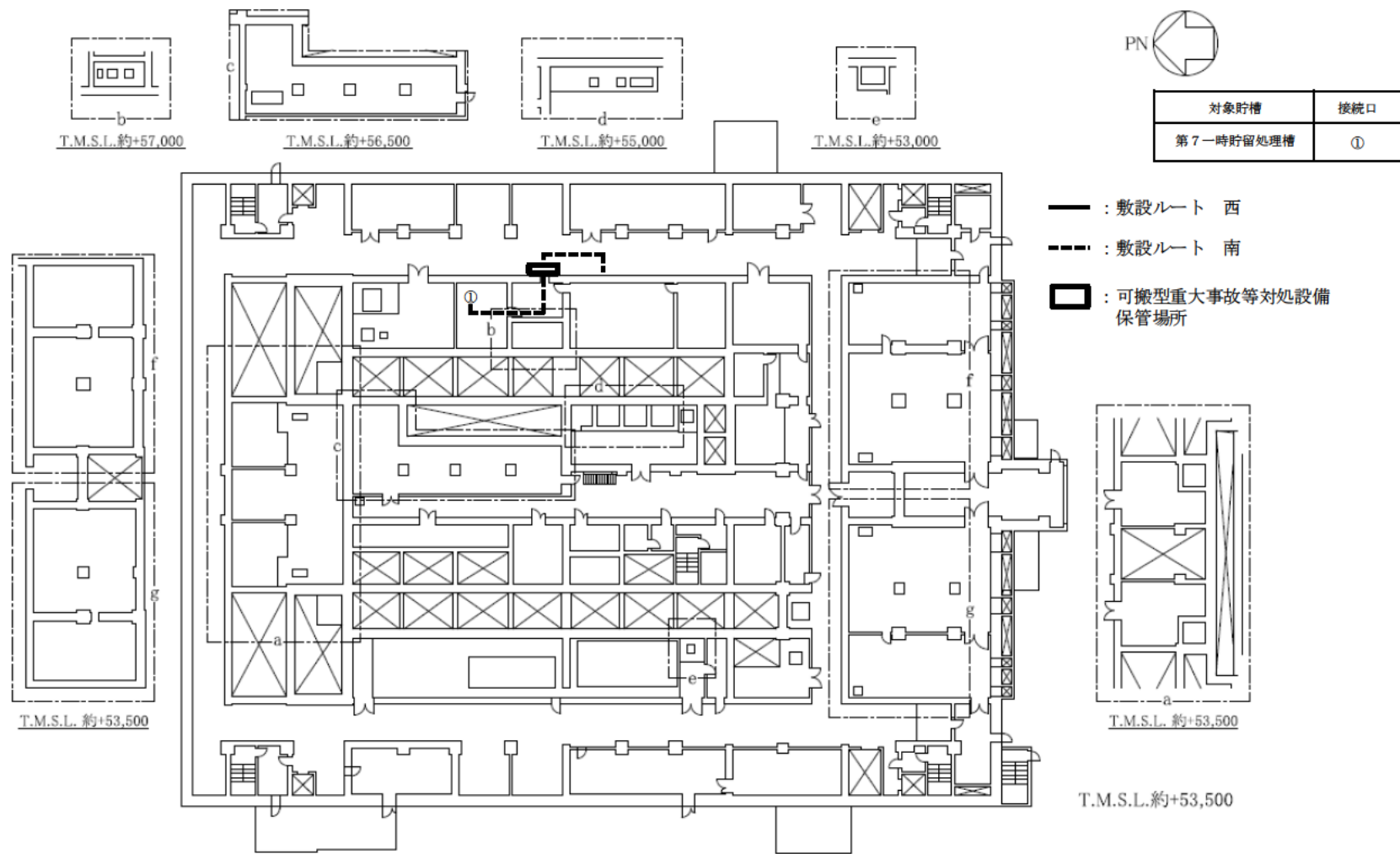
精制建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート（地下1階）

（臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）



精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート（地上4階）

（臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第5一時貯留処理槽）

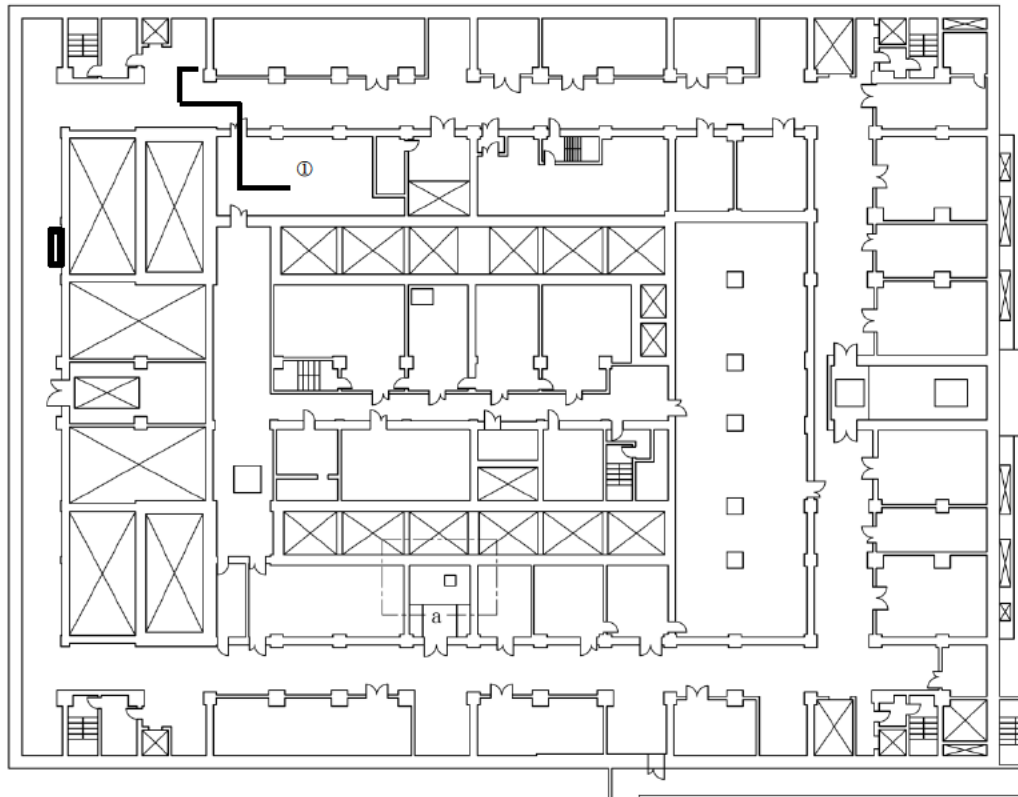


精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート（地上1階）

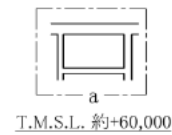
（臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第7一時貯留処理槽）



| 対象貯槽 | 接続口 |
|-----------|-----|
| 第7一時貯留処理槽 | ① |



- : 敷設ルート 西
- - - : 敷設ルート 南
- : 可搬型重大事故等対処設備
保管場所



T.M.S.L. 約+60,000

T.M.S.L. 約+60,500

精製建屋 臨界事故の拡大防止対策の敷設ルート（地上2階）

（臨界事故により発生する臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気）（第7一時貯留処理槽）

令和 2 年 7 月 13 日 R1

補足説明資料 6－12

1. 臨界事故時における敷地境界での被ばく線量評価

1.1 評価内容

臨界事故が発生した場合、放射性希ガス及び放射性元素が気相中に移行する。また、溶液の沸騰及び放射線分解水素の発生により、飛まつが生成することで放射性物質の気相中への移行量が増加する。気相中へ移行した放射性物質は主排気筒を介して、大気中に放出される。なお、放出量評価については、補足説明資料6-4に示したとおりである。

上記放出量に対して、拡大防止対策が機能した場合（拡大防止対策成功時）において事態が収束するまでの間の敷地境界における被ばく線量を評価する。また、拡大防止対策が機能せず、全核分裂数が 10^{20} f i s s i o n s に至り、臨界事故により気相中へ移行した放射性物質の全量が放出された場合（拡大防止対策失敗時）の敷地境界における被ばく線量も合わせて評価する。

評価対象機器は臨界事故の発生を想定する溶解槽、エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽（以下「溶解槽等」という。）並びに精製建屋の第5一時貯留処理槽及び精製建屋の第7一時貯留処理槽（以下「第5一時貯留処理槽等」という。）である。

臨界事故には被ばく経路が複数存在するため、それぞれの被ばく経路ごとに実効線量を算出し、合算する。

被ばく経路については以下の通りである。

- a. 放射性雲からのガンマ線による外部被ばく
- b. 放射性物質の吸入による内部被ばく
- c. 臨界事故が発生した機器からのガンマ線及び中性子線による外部被ばく
- d. 放射性物質の地表沈着による外部被ばく

1.2 放射性雲からのガンマ線による外部被ばく

1.2.1 評価式

臨界事故時の敷地境界における放射性雲からのガンマ線による外部被ばく線量は、換算方法別に放射性希ガス・ヨウ素による外部被ばくと、その他の核種による外部被ばくに大別される。

以下に、計算式を示す。

a) 放射性希ガス・ヨウ素による外部被ばく

臨界事故が発生した場合の大気中への放射性希ガス・ヨウ素の放出量に、相対線量を乗じて算出する。

被ばく線量は、以下の計算式（1式）により算出する。

$$\begin{aligned} & \text{被ばく線量 [Sv]} \\ & = \text{空気カーマから実効線量への換算係数 [Sv / Gy]} \\ & \times \text{相対線量 } D / Q \text{ [Gy / Bq]} \\ & \times \text{大気中への放射性希ガス・ヨウ素の放出量 [Bq]} \\ & \quad \text{q] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)} \\ & \hspace{15em} \text{(1式)} \end{aligned}$$

b) その他の核種による外部被ばく

臨界事故が発生した場合の大気中への放射性希ガス・ヨウ素を除く核種の放出量に、相対線量を乗じて算出する。

被ばく線量は、以下の計算式（2）により算出する。

$$\begin{aligned} & \text{被ばく線量 [Sv]} \\ & = \text{空気カーマから実効線量への換算係数 [Sv / Gy]} \end{aligned}$$

×相対線量D/Q [Gy/Bq]

×大気中への放射性希ガス・よう素を除く核種の放出量 [Bq] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)

(2式)

1.2.2 評価に用いる各種パラメータの設定

拡大防止対策成功時及び拡大防止対策失敗時の敷地境界での被ばく線量評価に用いた各種パラメータを第 1.2.2-1表及び第 1.2.2-2表に示す。

第 1.2.2. - 1 表 被ばく線量評価に必要なパラメータの設定（放射性希ガス及び放射性よう素による放射性雲からのガンマ線による被ばく）

| 項目 | | 拡大防止対策成功時 | 拡大防止対策失敗時 |
|--------------------|--|---|---|
| パラメータ | 大気中への放射性物質の放出量 | | |
| | 全核分裂数 | 1.6E+18 f i s s i o n s | 1E+20 f i s s i o n s |
| | 放射性物質の移行率 | 希ガス：1 よう素：0.25 | 希ガス：1 よう素：0.25 |
| | 1核分裂当たりの放射性希ガス等の気相中への移行量（ここで示す放射能はガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算値である） | 溶解槽等における臨界事故 ：9.5E-4Bq / f i s s i o n | 溶解槽等における臨界事故 ：9.5E-4Bq / f i s s i o n |
| | | 第5一時貯留処理槽等における臨界事故 ：4.3E-4Bq / f i s s i o n | 第5一時貯留処理槽等における臨界事故 ：4.3E-4Bq / f i s s i o n |
| | 大気中への放出割合（貯留効果） | 機器毎に設定 | 1 |
| | その他除染係数 | 1 | 1 |
| | 相対線量D / Q（1時間値） | 5.2E-20 Gy / Bq | 5.2E-20 Gy / Bq |
| 空気カーマから実効線量への換算係数K | 1 Sv / Gy | 1 Sv / Gy | |

第 1.2.2. - 2 表 被ばく線量評価に必要なパラメータの設定 (放射性希ガス及び

放射性よう素を除く核種による放射性雲からのガンマ線による被ばく)

| | | 拡大防止対策成功時 | 拡大防止対策失敗時 |
|---------------------|--------------------|------------------------------------|------------------------------------|
| パラメータ | 大気中への放射性物質の放出 | | |
| | MAR | 機器毎に設定 | 機器毎に設定 |
| | DR | 下記の通り | 下記の通り |
| | 全核分裂数 | 1.6E+18 f i s s i o n s | 1E+20 f i s s i o n s |
| | 全核分裂数に相当する溶液の沸騰量 | 0.023m3 | 1.42m3 |
| | ARF | 5E-4 | 5E-4 |
| | DF | 下記の通り | 下記の通り |
| | 大気中への放出割合 (貯留効果) | 機器毎に設定 | 1 |
| | その他除染係数 | 高性能粒子フィルタ : 1E+4 放出経路構造物 : 1E+1 | 高性能粒子フィルタ : 1E+4 放出経路構造物 : 1E+1 |
| | 相対線量 D / Q (1 時間値) | 5.2E-20 Gy / Bq | 5.2E-20 Gy / Bq |
| 空気カーマから実効線量への換算係数 K | 1 Sv / Gy | 1 Sv / Gy | |

1.2.3 評価に用いる各種パラメータの設定根拠

a) 放射性希ガス・よう素による外部被ばく

a-1) 全核分裂数

過去に発生した臨界事故等の規模を踏まえ、拡大防止対策失敗時の被ばく線量の算定には 1×10^{20} f i s s i o n s を使用し、拡大防止対策成功時の被ばく線量の算定には、拡大防止対策の効果を検討した全核分裂数 1.6×10^{18} f i s s i o n s を使用する。

a-2) 1核分裂当たりの放射性希ガス等の気相中への移行量

臨界により機器から気相中に移行する放射性物質の割合（移行率）は、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、以下のとおりとする。

希ガス 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の 100%

よう素 溶液中の保有量及び臨界に伴う生成量の 25%

このうち、溶液中に存在していた放射性希ガス等の移行量は、臨界により生成した放射性希ガス等の移行量に比べて無視できる。

上記の移行率を考慮して求めた、1核分裂当たりの放射性希ガス等の気相中への移行量として、補足説明資料 6-4 の 2. にて算出した、1核分裂当たりの放射性希ガス等の発生量 χ を使用する。

【補足説明資料 6-4】

a - 3) 貯留効果

補足説明資料 6-4 の 2. にて算出した，臨界事故により生成する放射性希ガス等の事態の収束までの大気中への放出割合を使用する。

本評価に使用する大気中への放出割合を第 1.2.3.-1 表に示す。

【補足説明資料 6-4】

第 1.2.3-1 表 臨界事故により生成する放射性希ガス等の放出割合

| 機器名 | 臨界事故により生成する 放射性希ガス等の放出割合 (%) | |
|----------------------|---------------------------------|---------|
| | 計算結果 | 本評価使用値※ |
| 溶解槽 | 0.62 | 0.7 |
| エンドピース酸洗浄槽 | 0.51 | 0.6 |
| ハル洗浄槽 | 0.51 | 0.6 |
| 精製建屋 第 5 一時貯 留処理槽 | 0.55 | 0.6 |
| 精製建屋 第 7 一時貯 留処理槽 | 0.85 | 0.9 |

※本評価使用値は計算結果を有効数字 1 桁に切り上げたもの。

a - 4) 空気カーマから実効線量への換算係数

空気カーマから実効線量への換算係数Kは、設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、 $1 \text{ Sv} / \text{Gy}$ とする。

a - 5) 相対線量

評価に使用する相対濃度は設計基準事故のうち、溶解槽における臨界と同じ値とし、以下のとおりとする。

$$D / Q = 5.2\text{E-}20 \text{ Gy} / \text{Bq}$$

b) 放射性希ガス・よう素を除く核種による外部被ばく

b - 1) MAR

臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質の濃度を設定することとし、具体的には溶解槽、エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽については重大事故の有効性評価と同様に、溶解液の組成を設定し、第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽については硝酸プルトニウム溶液（濃度 24g/L）を設定する。

放出を想定する核種は、外部へ与える影響が大きい核種として、セシウム 137 換算放出量に対して1%以上の寄与を有する核種を対象とする。

b - 2) DR

全核分裂数についてはa)と同様である。

溶液の沸騰量については、臨界事故発生時点で既に溶液が沸騰状態にあるとし、核分裂で発生するエネルギーは、すべて溶液の蒸発に使用されるものとする。

b - 3) D F

D Fのうち, 大気中への放出割合は, 拡大防止対策成功時にあ
っては, 臨界事故の有効性評価で用いた割合と同条件とし, 拡大
防止対策失敗時については, 1 とする。

1.2.4 評価結果

臨界事故により気相中へ移行し, 主排気筒を介して大気中に
放射性物質が放出された場合の敷地境界における放射性雲から
のガンマ線による被ばく線量評価の結果を第1.2.4-1表に示
す。

第 1.2.4-1 表 臨界事故が発生した場合における放射性雲からのガンマ線による被ばく線量評価

| 臨界事故の発生を 想定する機器 | 被ばく線量 [m S v] | | | |
|----------------------|---------------|---------------|--------------|---------------|
| | 拡大防止対策成功時 | | 拡大防止対策失敗時 | |
| | 希ガス・よう素 | 希ガス・よう素以 外 | 希ガス・よう素 | 希ガス・よう素以 外 |
| 溶解槽 | 6E-04 | 1E-12 | 5E+00 | 5E-10 |
| エンドピース酸洗 浄槽 | 5E-04 | 4E-13 | 5E+00 | 5E-10 |
| ハル洗浄槽 | 5E-04 | 1E-12 | 5E+00 | 5E-10 |
| 精製建屋 第 5 一 時貯留処理槽 | <u>2E-04</u> | 2E-15 | <u>2E+00</u> | 1E-12 |
| 精製建屋 第 7 一 時貯留処理槽 | <u>3E-04</u> | 5E-15 | <u>2E+00</u> | 1E-12 |

1.3 放射性物質の吸入による内部被ばく

1.3.1 評価式

臨界事故時の敷地境界における放射性物質の吸入による内部被ばく線量は、臨界事故が発生した場合の大気中への放射性物質の放出量に、呼吸率、相対濃度及び線量換算係数を乗じて算出する。

被ばく線量は、以下の計算式（3式）により算出する。

$$\begin{aligned} & \text{被ばく線量 [S v]} \\ & = \text{大気中への放射性物質の放出量 [B q]} \\ & \quad \times \text{呼吸率 [m}^3 \text{/ s]} \times \text{相対濃度 } \chi \text{ / Q [s / m}^3 \text{]} \\ & \quad \times \text{線量換算係数 [S v / B q]} \end{aligned} \qquad \qquad \qquad \text{(3式)}$$

なお、地表に沈着した放射性物質が再浮遊し、吸入することで引き起こされる内部被ばくについては被ばく線量に与える影響が非常に小さいことから考慮しない。

1.3.2 評価に用いる各種パラメータの設定

拡大防止対策成功時及び拡大防止対策失敗時の敷地境界での被ばく線量評価に用いた各種パラメータを第 1.3.2-1 表及び第 1.3.2-2 表に示す。

第 1.3.2-1 表 被ばく線量評価に必要なパラメータの設定

(放射性物質の吸入による内部被ばく・放射性よう素以外)

| 項目 | | 拡大防止対策成功時 | 拡大防止対策失敗時 | |
|-------|----------------|-------------------------|--------------------------------|--------------------------------|
| パラメータ | 大気中への放射性物質の放出量 | MAR | 機器毎に設定 | 機器毎に設定 |
| | | DR | 下記の通り | 下記の通り |
| | | 全核分裂数 | 1.6E+18 f i s s i o n s | 1E+20 f i s s i o n s |
| | | 全核分裂数に相当する溶液の沸騰量 | 0.023m ³ | 1.42m ³ |
| | | ARF | ルテニウム：1E-3 その他核種：5E-4 | ルテニウム：1E-3 その他核種：5E-4 |
| | | DF | 下記の通り | 下記の通り |
| | | 大気中への放出割合 (貯留効果) | 機器毎に設定 | 1 |
| | | その他除染係数 | 高性能粒子フィルタ：1E+4 放出経路構造物：1E+1 | 高性能粒子フィルタ：1E+4 放出経路構造物：1E+1 |
| | | 相対濃度 χ / Q (1 時間値) | 1.2E-6 s/m ³ | 1.2E-6 s/m ³ |
| | | 呼吸率 | 3.33E-4 m ³ /s | 3.33E-4 m ³ /s |
| 換算係数 | 核種グループごとに設定 | 核種グループごとに設定 | | |

第 1.3.2-2 表 被ばく線量評価に必要なパラメータの設定

(放射性物質の吸入による内部被ばく・放射性よう素)

| 項目 | | 拡大防止対策成功時 | 拡大防止対策失敗時 |
|-------|-----------------------------|--|--|
| パラメータ | 大気中への放射性物質の放出量 | | |
| | 全核分裂数 | 1.6E+18 f i s s i o n s | 1E+20 f i s s i o n s |
| | 放射性物質の移行率 | よう素 : 0.25 | よう素 : 0.25 |
| | 放射性よう素の生成量 | 溶解槽等における臨界事故 : U-235 の核分裂収率による | 溶解槽等における臨界事故 : U-235 の核分裂収率による |
| | | 第 5 一時貯留処理槽等における 臨界事故 : P u -239 の核分裂収率による | 第 5 一時貯留処理槽等における 臨界事故 : P u -239 の核分裂収率による |
| | 大気中への放出割合 (貯留効果) | 時間減衰効果 (50 分の減衰) と して核種ごとに設定 | 1 |
| | その他除染係数 | 1 | 1 |
| | 相対濃度 χ / Q (1 時間 値) | 1.2E-6 s/m ³ | 1.2E-6 s/m ³ |
| | 呼吸率 | 3.33E-4 m ³ /s | 3.33E-4 m ³ /s |
| | 換算係数 | 核種ごとに設定 | 核種ごとに設定 |

1.3.3 評価に用いる各種パラメータの設定根拠

a) 放射性よう素以外の核種

a. M A R

臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質の濃度を設定することとし、具体的には溶解槽、エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽については溶解液の組成を設定し、第5一時貯留処理槽及び第7一時貯留処理槽については硝酸プルトニウム溶液(濃度 24g/L)を設定する。

b. D R

全核分裂数については 1.2.3 と同様である。

溶液の沸騰量については、臨界事故発生時点で既に溶液が沸騰状態にあるとし、核分裂で発生するエネルギーは、すべて溶液の蒸発に使用されるものとする。

c. D F

D Fのうち、大気中への放出割合は、拡大防止対策成功時にあつては、臨界事故の有効性評価で用いた割合と同条件とし、拡大防止対策失敗時については、1とする。

e. 換算係数

換算係数のうち、よう素以外の核種については、換算係数を核種グループごとに設定する。

設定方法は、I C R P P u b . 72 に記載された核種ごとの換算係数に対して、O R I G E N 2.0 において計算された各核種

の使用済燃料中の存在割合を乗じて算出する。換算係数の結果を第 1.3.3-1 表に、核種グループごとの設定方法を第 1.3.3-2 表～第 1.3.3-3 表に示す。

ただし、Ru/Rh グループについては、気相中への移行率がルテニウムとロジウムで異なることを踏まえ、核種グループの換算係数を使用せず、核種ごとの換算係数を使用する。

第 1.3.3-1 表 核種グループごとの換算係数

| 核種 G r | 換算係数 [S _v /B _q] |
|---------------|---|
| Z r / N b | 1.68E-08 |
| R u / R h | 3.30E-08 |
| C s / B a | 2.40E-09 |
| C e / P r | 2.64E-08 |
| S r / Y | 8.07E-08 |
| その他 F P | 2.85E-08 |
| P u (α) | 3.47E-06 |
| A m / C m (α) | 3.57E-05 |
| U (α) | 5.12E-06 |
| N p (α) | 4.19E-07 |

第 1.3.3-2 表 換算係数の設定方法 (核分裂生成物)

| 核種 グループ | 核種 | ① 使用済燃料 棒内中の 放射能 (Ci/tU) | ②=①/合計 グループ内 相対値 | ③ H換算係数 (Sv/Bq) 【ICRP Pu b. 72】 | ④=②×③ グループ内 換算係数 |
|------------|--------|--------------------------------------|------------------------|---|------------------------|
| Zr/Nb | NB93M | 1.36E+00 | 35% | 1.80E-09 | 6.35E-10 |
| Zr/Nb | ZR 93 | 2.49E+00 | 65% | 2.50E-08 | 1.62E-08 |
| Zr/Nb | NB94 | 1.77E-04 | 0% | 4.90E-08 | 2.25E-12 |
| Zr/Nb | ZR 95 | 2.78E-20 | 0% | 5.90E-09 | 4.27E-29 |
| Zr/Nb | NB 95 | 6.18E-20 | 0% | 1.80E-09 | 2.89E-29 |
| Zr/Nb | NB 95M | 2.07E-22 | 0% | 8.80E-10 | 4.73E-32 |
| Zr/Nb | 合計 | 3.84E+00 | 100% | 合計 (Σ④) | 1.68E-08 |
| Ru/Rh | Rh102 | 5.24E-02 | 0% | 1.70E-08 | 2.08E-11 |
| Ru/Rh | RU103 | 1.71E-36 | 0% | 3.00E-09 | 1.19E-46 |
| Ru/Rh | Rh103M | 0.00E+00 | 0% | 2.70E-12 | 0.00E+00 |
| Ru/Rh | Ru106 | 2.14E+01 | 50% | 6.60E-08 | 3.30E-08 |
| Ru/Rh | Rh106 | 2.14E+01 | 50% | 文献なし | |
| Ru/Rh | 合計 | 4.29E+01 | 100% | 合計 (Σ④) | 3.30E-08 |
| Cs/Ba | CS134 | 1.57E+03 | 1% | 6.60E-09 | 5.31E-11 |
| Cs/Ba | CS135 | 5.82E-01 | 0% | 6.90E-10 | 2.06E-15 |
| Cs/Ba | CS137 | 9.95E+04 | 51% | 4.60E-09 | 2.34E-09 |
| Cs/Ba | BA137M | 9.41E+04 | 48% | 文献なし | |
| Cs/Ba | 合計 | 1.95E+05 | 100% | 合計 (Σ④) | 2.40E-09 |
| Ce/Pr | CE141 | 0.00E+00 | 0% | 3.80E-09 | 0.00E+00 |
| Ce/Pr | CE142 | 3.70E-05 | 0% | 文献なし | |
| Ce/Pr | CE144 | 2.16E+00 | 50% | 5.30E-08 | 2.63E-08 |
| Ce/Pr | PR144 | 2.16E+00 | 50% | 1.80E-11 | 8.95E-12 |
| Ce/Pr | PR144M | 2.59E-02 | 1% | 文献なし | |
| Ce/Pr | 合計 | 4.34E+00 | 100% | 合計 (Σ④) | 2.64E-08 |
| Sr/Y | SR 89 | 1.95E-27 | 0% | 7.90E-09 | 1.09E-40 |
| Sr/Y | SR 90 | 7.08E+04 | 50% | 1.60E-07 | 8.00E-08 |
| Sr/Y | Y 90 | 7.08E+04 | 50% | 1.50E-09 | 7.50E-10 |
| Sr/Y | Y 91 | 7.62E-23 | 0% | 8.90E-09 | 4.79E-36 |
| Sr/Y | 合計 | 1.42E+05 | 100% | 合計 (Σ④) | 8.07E-08 |
| その他FP | AG108 | 3.08E-06 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | AG108M | 3.46E-05 | 0% | 7.40E-09 | 2.63E-17 |
| その他FP | AG109M | 5.82E-07 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | AG110 | 1.88E-05 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | AG110M | 1.42E-03 | 0% | 7.60E-09 | 1.11E-15 |
| その他FP | BE 10 | 3.96E-06 | 0% | 3.50E-08 | 1.43E-17 |
| その他FP | C 14 | 1.60E-04 | 0% | 5.80E-09 | 9.52E-17 |
| その他FP | CD109 | 5.82E-07 | 0% | 6.60E-09 | 3.95E-19 |
| その他FP | CD113M | 3.66E+01 | 0% | 5.20E-08 | 1.96E-10 |
| その他FP | CD115M | 1.98E-34 | 0% | 6.20E-09 | 1.26E-46 |
| その他FP | EU150 | 1.89E-05 | 0% | 5.30E-08 | 1.03E-16 |
| その他FP | EU152 | 3.94E+00 | 0% | 4.20E-08 | 1.70E-11 |
| その他FP | EU154 | 4.68E+03 | 48% | 5.30E-08 | 2.55E-08 |
| その他FP | EU155 | 1.23E+03 | 13% | 6.90E-09 | 8.71E-10 |
| その他FP | GD152 | 5.06E-13 | 0% | 1.90E-05 | 9.89E-22 |
| その他FP | GD153 | 1.06E-05 | 0% | 2.10E-09 | 2.29E-18 |
| その他FP | HO166M | 4.09E-03 | 0% | 1.20E-07 | 5.05E-14 |
| その他FP | IN114 | 1.98E-33 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | IN114M | 2.11E-33 | 0% | 6.10E-09 | 1.32E-45 |
| その他FP | IN115 | 1.58E-11 | 0% | 1.60E-07 | 2.59E-22 |
| その他FP | IN115M | 0.00E+00 | 0% | 5.90E-11 | 0.00E+00 |
| その他FP | LA138 | 2.16E-09 | 0% | 1.50E-07 | 3.33E-20 |
| その他FP | ND144 | 2.19E-09 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | PD107 | 1.44E-01 | 0% | 8.50E-11 | 1.26E-15 |
| その他FP | PM146 | 6.93E-01 | 0% | 2.10E-08 | 1.50E-12 |
| その他FP | PM147 | 2.83E+03 | 29% | 5.00E-09 | 1.46E-09 |
| その他FP | PM148 | 2.39E-37 | 0% | 2.00E-09 | 4.91E-50 |
| その他FP | PM148M | 3.94E-36 | 0% | 5.10E-09 | 2.07E-48 |
| その他FP | RB 87 | 2.98E-05 | 0% | 5.00E-10 | 1.53E-18 |
| その他FP | SB124 | 7.47E-25 | 0% | 6.40E-09 | 4.92E-37 |
| その他FP | SB125 | 4.12E+02 | 4% | 4.80E-09 | 2.03E-10 |
| その他FP | SB126 | 1.41E-01 | 0% | 2.80E-09 | 4.05E-14 |
| その他FP | SB126M | 1.01E+00 | 0% | 1.90E-11 | 1.96E-15 |
| その他FP | SE 79 | 5.58E-01 | 0% | 1.10E-09 | 6.31E-14 |
| その他FP | SM146 | 4.31E-07 | 0% | 1.10E-05 | 4.88E-16 |
| その他FP | SM147 | 5.40E-06 | 0% | 9.60E-06 | 5.34E-15 |
| その他FP | SM148 | 7.84E-11 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | SM149 | 1.04E-12 | 0% | 文献なし | |
| その他FP | SM151 | 4.25E+02 | 4% | 4.00E-09 | 1.75E-10 |
| その他FP | SN119M | 5.04E-05 | 0% | 2.20E-09 | 1.14E-17 |
| その他FP | SN121M | 2.22E-01 | 0% | 4.50E-09 | 1.03E-13 |
| その他FP | SN123 | 6.65E-10 | 0% | 8.10E-09 | 5.54E-22 |
| その他FP | SN126 | 1.01E+00 | 0% | 2.80E-08 | 2.90E-12 |
| その他FP | TB160 | 2.05E-20 | 0% | 7.00E-09 | 1.48E-32 |
| その他FP | TE123 | 4.00E-12 | 0% | 1.90E-09 | 7.82E-25 |
| その他FP | TE123M | 4.07E-13 | 0% | 4.00E-09 | 1.67E-25 |
| その他FP | TE125M | 1.01E+02 | 1% | 3.40E-09 | 3.52E-11 |
| その他FP | TE127 | 1.15E-11 | 0% | 1.30E-10 | 1.54E-25 |
| その他FP | TE127M | 1.18E-11 | 0% | 7.40E-09 | 8.96E-24 |
| その他FP | TE129 | 0.00E+00 | 0% | 3.70E-11 | 0.00E+00 |
| その他FP | TE129M | 0.00E+00 | 0% | 6.60E-09 | 0.00E+00 |
| その他FP | TM170 | 1.28E-14 | 0% | 7.00E-09 | 9.20E-27 |
| その他FP | TM171 | 7.12E-06 | 0% | 1.40E-09 | 1.03E-18 |
| その他FP | 合計 | 9.72E+03 | 100% | 合計 (Σ④) | 2.85E-08 |

補 6-12-17

第 1.3.3-3 表 換算係数の設定方法 (アクチノイド)

| | | ① | ②=①/合計 | ③ | ④=②×③ |
|------------|--------|----------------------------------|--------------|--|---------------|
| 核種 グループ | 核種 | 使用済燃料 棒内中の 放射能量 (Ci/tU) | グループ内 相対値 | H換算係数 (Sv/Bq) 【ICRP Pu b. 72】 | グループ内 換算係数 |
| Pu | PU236 | 2.96E-02 | 0% | 2.00E-05 | 7.13E-12 |
| Pu | PU237 | 2.59E-36 | 0% | 3.90E-10 | 1.22E-50 |
| Pu | PU238 | 3.73E+03 | 4% | 4.60E-05 | 2.07E-06 |
| Pu | PU239 | 3.57E+02 | 0% | 5.00E-05 | 2.15E-07 |
| Pu | PU240 | 5.69E+02 | 1% | 5.00E-05 | 3.42E-07 |
| Pu | PU241 | 7.84E+04 | 94% | 9.00E-07 | 8.50E-07 |
| Pu | PU242 | 2.38E+00 | 0% | 4.80E-05 | 1.38E-09 |
| Pu | PU243 | 2.37E-07 | 0% | 8.60E-11 | 2.46E-22 |
| Pu | Pu244 | 6.74E-07 | 0% | 4.70E-05 | 3.81E-16 |
| Pu | Pu246 | 1.54E-14 | 0% | 8.00E-09 | 1.48E-27 |
| Pu | 合計 | 8.31E+04 | 100% | 合計 (Σ④) | 3.47E-06 |
| Am/Cm | AM241 | 2.90E+03 | 58% | 4.20E-05 | 2.44E-05 |
| Am/Cm | AM242M | 9.54E+00 | 0% | 3.70E-05 | 7.08E-08 |
| Am/Cm | AM242 | 9.49E+00 | 0% | 1.70E-08 | 3.24E-11 |
| Am/Cm | AM243 | 2.62E+01 | 1% | 4.10E-05 | 2.15E-07 |
| Am/Cm | AM245 | 2.56E-13 | 0% | 5.30E-11 | 2.72E-27 |
| Am/Cm | AM246 | 1.54E-14 | 0% | 6.60E-11 | 2.04E-28 |
| Am/Cm | CM242 | 7.87E+00 | 0% | 5.20E-06 | 8.21E-09 |
| Am/Cm | CM243 | 2.16E+01 | 0% | 3.10E-05 | 1.34E-07 |
| Am/Cm | CM244 | 2.01E+03 | 40% | 2.70E-05 | 1.09E-05 |
| Am/Cm | CM245 | 3.26E-01 | 0% | 4.20E-05 | 2.75E-09 |
| Am/Cm | CM246 | 7.28E-02 | 0% | 4.20E-05 | 6.14E-10 |
| Am/Cm | CM247 | 2.37E-07 | 0% | 3.90E-05 | 1.86E-15 |
| Am/Cm | CM248 | 6.18E-07 | 0% | 1.50E-04 | 1.86E-14 |
| Am/Cm | CM250 | 6.17E-14 | 0% | 8.40E-04 | 1.04E-20 |
| Am/Cm | 合計 | 4.98E+03 | 100% | 合計 (Σ④) | 3.57E-05 |
| U | U232 | 5.41E-02 | 1% | 3.70E-05 | 4.95E-07 |
| U | U233 | 4.90E-05 | 0% | 9.60E-06 | 1.16E-10 |
| U | U234 | 1.36E+00 | 34% | 9.40E-06 | 3.16E-06 |
| U | U235 | 2.18E-02 | 1% | 8.50E-06 | 4.58E-08 |
| U | U236 | 3.76E-01 | 9% | 8.70E-06 | 8.09E-07 |
| U | U237 | 1.92E+00 | 48% | 1.90E-09 | 9.04E-10 |
| U | U238 | 3.11E-01 | 8% | 8.00E-06 | 6.16E-07 |
| U | U240 | 6.73E-07 | 0% | 5.80E-10 | 9.65E-17 |
| U | 合計 | 4.05E+00 | 100% | 合計 (Σ④) | 5.12E-06 |
| Np | NP235 | 1.08E-11 | 0% | 4.20E-10 | 9.36E-21 |
| Np | NP236 | 0.00E+00 | 0% | 3.20E-06 | 0.00E+00 |
| Np | NP237 | 4.85E-01 | 100% | 2.30E-05 | 2.30E-05 |
| Np | NP238 | 0.00E+00 | 0% | 2.10E-09 | 0.00E+00 |
| Np | NP239 | 0.00E+00 | 0% | 9.30E-10 | 0.00E+00 |
| Np | NP240M | 0.00E+00 | 0% | 文献なし | |
| Np | 合計 | 4.85E-01 | 100% | 合計 (Σ④) | 4.19E-07 |

b) 放射性よう素

a. 大気中への放出割合

貯留効果として、拡大防止対策成功時においては、時間による減衰効果を見込む。具体的には、廃ガス貯留設備に放射性物質を導出している期間（臨界事故発生を起点として 1 時間）は外部に放出されないことから、減衰時間として可溶性中性子吸収材の供給完了が臨界事故発生を起点として 10 分以内に完了することを踏まえ、50 分間の減衰を見込む。

1.3.4 評価結果

評価結果を第 1.3.4-1 表及び第 1.3.4-2 表に示す。

第 1.3.4-1 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策成功時・放射性よう素以外) (1 / 3)

| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m3] | 沸騰量[m3] | ARF | LPF | 放出量 [Bq] | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率[m3/s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|--------------------|----------|------------------|----------|----------|----------|-------------|---------------------|-----------|----------------------|---------------|
| 溶解槽 | Zr/Nb | 3.85E+10 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 6.64E-01 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 4.46E-15 |
| | Cs/Ba | 1.94E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 3.35E+04 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.21E-11 |
| | Ce/Pr | 4.32E+10 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 7.45E-01 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.86E-15 |
| | Sr/Y | 1.41E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.43E+04 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.84E-10 |
| | その他FP | 9.73E+13 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.68E+03 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.91E-11 |
| | Pu | 1.50E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.59E+04 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.59E-08 |
| | Am/Cm | 1.22E+14 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.10E+03 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.00E-08 |
| | U | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Np | 2.42E+11 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 4.17E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.99E-13 |
| | Rh-102 | 8.07E+08 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.39E-02 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.46E-17 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 1.18E-34 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.41E-49 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 1.49E+03 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.93E-11 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 5.69E+00 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 6.68E-08 |
| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m3] | 沸騰量[m3] | ARF | LPF | 放出量 | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率[m3/s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
| エンド ピース酸 洗浄槽 | Zr/Nb | 3.85E+10 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 2.21E-01 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.49E-15 |
| | Cs/Ba | 1.94E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 1.12E+04 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.07E-11 |
| | Ce/Pr | 4.32E+10 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 2.48E-01 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.62E-15 |
| | Sr/Y | 1.41E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 8.11E+03 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.61E-10 |
| | その他FP | 9.73E+13 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 5.59E+02 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.37E-12 |
| | Pu | 1.50E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 8.63E+03 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.20E-08 |
| | Am/Cm | 1.22E+14 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 7.02E+02 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.00E-08 |
| | U | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 0.00E+00 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Np | 2.42E+11 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 1.39E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.33E-13 |
| | Rh-102 | 8.07E+08 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 4.64E-03 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.15E-17 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 5.00E-07 | 2.76E-35 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.31E-50 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 5.00E-07 | 3.47E+02 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.15E-12 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | 0.023 | 5.00E-04 | 5.00E-07 | 1.90E+00 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 2.23E-08 |

補 6-12-20

第 1.3.4-1 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策成功時・放射性よう素以外) (2 / 3)

| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量 | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率[m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|-----------|----------|-------------------------------|----------------------|----------|----------|----------|---------------------|------------------------|----------------------|---------------|
| ハル洗浄槽 | Zr/Nb | 3.85E+10 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 6.64E-01 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 4.46E-15 |
| | Cs/Ba | 1.94E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 3.35E+04 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.21E-11 |
| | Ce/Pr | 4.32E+10 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 7.45E-01 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.86E-15 |
| | Sr/Y | 1.41E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.43E+04 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.84E-10 |
| | その他FP | 9.73E+13 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.68E+03 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.91E-11 |
| | Pu | 1.50E+15 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.59E+04 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.59E-08 |
| | Am/Cm | 1.22E+14 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 2.10E+03 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.00E-08 |
| | U | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Np | 2.42E+11 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 4.17E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.99E-13 |
| | Rh-102 | 8.07E+08 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 1.39E-02 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.46E-17 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 7.88E-36 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.45E-51 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.50E-06 | 9.90E+01 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.61E-12 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.50E-06 | 5.69E+00 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 6.67E-08 |
| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量 | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率[m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
| 第5一時貯留処理槽 | Zr/Nb | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Cs/Ba | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ce/Pr | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Sr/Y | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | その他FP | 6.49E+07 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 7.46E-04 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 8.50E-18 |
| | Pu | 1.49E+16 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 1.71E+05 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.38E-07 |
| | Am/Cm | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | U | 8.36E+06 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 9.61E-05 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.97E-16 |
| | Np | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Rh-102 | 4.24E+03 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 4.88E-08 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.31E-22 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-06 | 2.76E-41 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.31E-56 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-06 | 3.47E-04 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.15E-18 |
| Rh-106 | 1.73E+06 | 0.023 | 5.00E-04 | 1.00E-06 | 1.99E-05 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 2.38E-07 |

補 6-12-21

第 1.3.4-1 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策成功時・放射性よう素以外) (3 / 3)

| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量 [m ³] | ARF | LPF | 放出量 | 線量当量換算 定数 [Sv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|-------------------|---------|-------------------------------|-----------------------|----------|----------|----------|----------------------|-------------------------|----------------------|---------------|
| 第7-時 貯留処理 槽 | Zr / Nb | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Cs / Ba | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ce / Pr | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Sr / Y | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | その他FP | 6.49E+07 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 1.87E-03 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.12E-17 |
| | Pu | 1.49E+16 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 4.28E+05 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 5.94E-07 |
| | Am / Cm | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | U | 8.36E+06 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 2.40E-04 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 4.92E-16 |
| | Np | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Rh-102 | 4.24E+03 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 1.22E-07 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 8.28E-22 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 2.50E-06 | 1.04E-39 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.25E-54 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 2.50E-06 | 1.30E-02 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.43E-16 |
| | Rh-106 | 1.73E+06 | 0.023 | 5.00E-04 | 2.50E-06 | 4.97E-05 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | | | | | | | | 合計 | | 5.94E-07 |

第 1.3.4-2 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策失敗時・放射性よう素以外) (1 / 3)

| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量[Bq] | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|--------------------|----------|-------------------------------|----------------------|----------|----------|----------|---------------------|----------------------------|----------------------|---------------|
| 溶解槽 | Zr/Nb | 3.85E+10 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 2.73E+02 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.84E-12 |
| | Cs/Ba | 1.94E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.38E+07 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.32E-08 |
| | Ce/Pr | 4.32E+10 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 3.07E+02 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.24E-12 |
| | Sr/Y | 1.41E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.00E+07 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.23E-07 |
| | その他FP | 9.73E+13 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 6.91E+05 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.87E-09 |
| | Pu | 1.50E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.07E+07 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.48E-05 |
| | Am/Cm | 1.22E+14 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 8.66E+05 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.24E-05 |
| | U | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Np | 2.42E+11 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.72E+03 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.88E-10 |
| | Rh-102 | 8.07E+08 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 5.73E+00 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.89E-14 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 7.87E-34 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.43E-49 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 9.93E+03 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.62E-10 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 2.34E+03 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 2.75E-05 |
| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量[Bq] | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
| エンド ピース酸 洗浄槽 | Zr/Nb | 3.85E+10 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 2.73E+02 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.84E-12 |
| | Cs/Ba | 1.94E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.38E+07 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.32E-08 |
| | Ce/Pr | 4.32E+10 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 3.07E+02 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.24E-12 |
| | Sr/Y | 1.41E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.00E+07 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.23E-07 |
| | その他FP | 9.73E+13 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 6.91E+05 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.87E-09 |
| | Pu | 1.50E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.07E+07 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.48E-05 |
| | Am/Cm | 1.22E+14 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 8.66E+05 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.24E-05 |
| | U | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Np | 2.42E+11 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.72E+03 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.88E-10 |
| | Rh-102 | 8.07E+08 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 5.73E+00 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.89E-14 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 5.52E-34 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.62E-49 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 6.94E+03 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.83E-10 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 2.34E+03 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 2.75E-05 |

第 1.3.4-2 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策失敗時・放射性よう素以外) (2 / 3)

| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量[Bq] | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|-----------|----------|-------------------------------|----------------------|----------|----------|----------|---------------------|----------------------------|----------------------|---------------|
| ハル洗浄槽 | Zr/Nb | 3.85E+10 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 2.73E+02 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.84E-12 |
| | Cs/Ba | 1.94E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.38E+07 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.32E-08 |
| | Ce/Pr | 4.32E+10 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 3.07E+02 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.24E-12 |
| | Sr/Y | 1.41E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.00E+07 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.23E-07 |
| | その他FP | 9.73E+13 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 6.91E+05 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 7.87E-09 |
| | Pu | 1.50E+15 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.07E+07 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.48E-05 |
| | Am/Cm | 1.22E+14 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 8.66E+05 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.24E-05 |
| | U | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Np | 2.42E+11 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.72E+03 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.88E-10 |
| | Rh-102 | 8.07E+08 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 5.73E+00 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.89E-14 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 5.25E-35 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.30E-50 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 6.60E+02 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.74E-11 |
| Rh-106 | 3.30E+11 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 2.34E+03 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 2.75E-05 |
| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量[Bq] | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
| 第5一時貯留処理槽 | Zr/Nb | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Cs/Ba | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ce/Pr | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Sr/Y | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | その他FP | 6.49E+07 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 4.61E-01 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 5.25E-15 |
| | Pu | 1.49E+16 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.06E+08 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.47E-04 |
| | Am/Cm | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | U | 8.36E+06 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 5.94E-02 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.21E-13 |
| | Np | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Rh-102 | 4.24E+03 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 3.01E-05 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.05E-19 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 2.76E-40 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 3.31E-55 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 3.47E-03 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.15E-17 |
| Rh-106 | 1.73E+06 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.23E-02 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 1.47E-04 |

補 6-12-24

第 1.3.4-2 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価
 (拡大防止対策失敗時・放射性よう素以外) (3 / 3)

| 機器名 | 核種Gr | 放射能濃度 [Bq/m ³] | 沸騰量[m ³] | ARF | LPF | 放出量[Bq] | 線量当量換算 定数[Sv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|-------------------|----------|-------------------------------|----------------------|----------|----------|----------|---------------------|----------------------------|----------------------|---------------|
| 第7一時 貯留処理 槽 | Zr/Nb | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 1.68E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Cs/Ba | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.40E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ce/Pr | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.64E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Sr/Y | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 8.07E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | その他FP | 6.49E+07 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 4.61E-01 | 2.85E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 5.25E-15 |
| | Pu | 1.49E+16 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.06E+08 | 3.47E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.47E-04 |
| | Am/Cm | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 3.57E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | U | 8.36E+06 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 5.94E-02 | 5.12E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.21E-13 |
| | Np | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 4.19E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Rh-102 | 4.24E+03 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 3.01E-05 | 1.70E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.05E-19 |
| | Ru-103 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 4.16E-39 | 3.00E-09 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 4.99E-54 |
| | Rh-103m | 0.00E+00 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 0.00E+00 | 2.70E-12 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | Ru-106 | - | - | 1.00E-03 | 1.00E-05 | 5.20E-02 | 6.60E-08 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.37E-15 |
| Rh-106 | 1.73E+06 | 1.42 | 5.00E-04 | 1.00E-05 | 1.23E-02 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 | |
| | | | | | | | | | 合計 | 1.47E-04 |

第 1.3.4-3 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策成功時・放射性よう素)

| 機器名 | 核種 | 生成量 [Bq] | 50分減衰後 [Bq] | 線量当量換算定数 [mSv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|--|--------|----------|-------------|-------------------|-------------------------|------------|------------|
| 溶解槽, エンド ピース酸 洗浄及び ハル洗浄 槽 | I-129 | 3.7E+00 | 3.7E+00 | 6.60E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 9.75E-14 |
| | I-131 | 1.1E+10 | 1.1E+10 | 1.50E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.75E-05 |
| | I-132 | 1.4E+12 | 1.1E+12 | 3.10E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.37E-04 |
| | I-133 | 2.5E+11 | 2.4E+11 | 2.90E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.83E-04 |
| | I-134m | 5.4E+12 | 4.6E+08 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | I-134 | 6.7E+12 | 3.5E+12 | 1.50E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.07E-04 |
| | I-135 | 7.5E+11 | 6.8E+11 | 9.20E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.51E-04 |
| | | | | | | 合計 | 9.46E-04 |
| | | | | | | | |
| 機器名 | 核種 | 生成量 [Bq] | 50分減衰後 [Bq] | 線量当量換算定数 [mSv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
| 第5一時 貯留処理 槽 第7一時 貯留処理 槽 | I-129 | 8.5E+00 | 8.5E+00 | 6.60E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.23E-13 |
| | I-131 | 1.5E+10 | 1.5E+10 | 1.50E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 8.90E-05 |
| | I-132 | 1.8E+12 | 1.4E+12 | 3.10E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.71E-04 |
| | I-133 | 2.6E+11 | 2.5E+11 | 2.90E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.89E-04 |
| | I-134m | 1.2E+13 | 1.0E+09 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | I-134 | 6.4E+12 | 3.3E+12 | 1.50E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.99E-04 |
| | I-135 | 7.4E+11 | 6.7E+11 | 9.20E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.48E-04 |
| | | | | | | 合計 | 9.96E-04 |

第 1.3.4-4 表 臨界事故が発生した場合における放射性物質の吸入による被ばく線量評価

(拡大防止対策失敗時・放射性よう素)

| 機器名 | 核種 | 生成量 [Bq] | 線量当量換算定数 [mSv/Bq] | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 (χ/Q) | 計算結果 [mSv] |
|--|--------|----------|-------------------|-------------------------|------------|------------|
| 溶解槽, エンド ピース酸 洗浄及び ハル洗浄 槽 | I-129 | 2.3E+02 | 6.60E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 6.09E-12 |
| | I-131 | 7.1E+11 | 1.50E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 4.23E-03 |
| | I-132 | 8.9E+13 | 3.10E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.10E-02 |
| | I-133 | 1.6E+13 | 2.90E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.82E-02 |
| | I-134m | 3.4E+14 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | I-134 | 4.2E+14 | 1.50E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.51E-02 |
| | I-135 | 4.7E+13 | 9.20E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.71E-02 |
| | | | | | 合計 | 7.56E-02 |
| | | | | | | |
| 機器名 | 核種 | 生成量 [Bq] | 線量当量換算定数 | 呼吸率 [m ³ /s] | 相対濃度 | 計算結果 [mSv] |
| 第5-時 貯留処理 槽 第7-時 貯留処理 槽 | I-129 | 5.3E+02 | 6.60E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.39E-11 |
| | I-131 | 9.3E+11 | 1.50E-05 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 5.58E-03 |
| | I-132 | 1.1E+14 | 3.10E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.38E-02 |
| | I-133 | 1.6E+13 | 2.90E-06 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.86E-02 |
| | I-134m | 7.5E+14 | 0.00E+00 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 0.00E+00 |
| | I-134 | 4.0E+14 | 1.50E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 2.40E-02 |
| | I-135 | 4.6E+13 | 9.20E-07 | 3.33E-04 | 1.20E-06 | 1.69E-02 |
| | | | | | 合計 | 7.88E-02 |

1.4 臨界事故が発生した機器からのガンマ線及び中性子線による線量

1.4.1 評価方法

評価においては、設計基準の臨界事故における評価と同様に、計算コード（ANISN）を用い、実効線量換算係数を用いて線量率を算出する。

1.4.2 評価に用いる各種パラメータの設定

パラメータの設定内容について第 1.4.2-1 表に示す。

第 1.4.2-1 表 被ばく線量評価に必要なパラメータの設定（ガンマ線及び中性子線による線量）

| 項目 | | 拡大防止対策成功時 | 拡大防止対策失敗時 |
|-------|----------------|---|---|
| パラメータ | 全核分裂数 | 1.6E+18 f i s s i o n s | 1E+20 f i s s i o n s |
| | ガンマ線・中性子線スペクトル | 溶解槽，エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽 設計基準事故（溶解槽）とおなじとし，以下の通り設定 中性子線：U-235 核分裂スペクトル ガンマ線：核分裂ガンマ線スペクトル 第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽 中性子線：Pu-239 核分裂スペクトル ガンマ線：核分裂ガンマ線スペクトル | 溶解槽，エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽 設計基準事故（溶解槽）とおなじとし，以下の通り設定 中性子線：U-235 核分裂スペクトル ガンマ線：核分裂ガンマ線スペクトル 第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽 中性子線：Pu-239 核分裂スペクトル ガンマ線：核分裂ガンマ線スペクトル |
| | 遮蔽物 | 溶解槽，エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽：コンクリート壁 125cm+鉄 45cm 第 5 一時貯留処理槽，第 7 一時貯留処理槽：コンクリート壁 280cm | 溶解槽，エンドピース酸洗浄槽及びハル洗浄槽：コンクリート壁 125cm+鉄 45cm 第 5 一時貯留処理槽，第 7 一時貯留処理槽：コンクリート壁 280cm |
| | 評価地点 | 機器から 670m | 機器から 670m |
| | 線量換算係数 | ICRPPub74 に基づく | ICRPPub74 に基づく |

1.4.3 評価に用いる各種パラメータの設定根拠

a. 遮蔽物

臨界事故が発生した機器から建屋外の経路において、遮蔽物が最も少なくなる経路を特定し設定する。

b. ガンマ線及び中性子線スペクトル

溶解槽，エンドピース酸洗浄及びハル洗浄槽においては，U-235 が支配的となって臨界事故が発生していると考えられるため，中性子線のエネルギスペクトルについては，U-235 核分裂スペクトルを設定し，第 5 一時貯留処理槽及び第 7 一時貯留処理槽については，Pu-239 が支配的となって臨界事故が発生していると考えられるため，中性子線のエネルギスペクトルについては，Pu-239 核分裂スペクトルを設定する。

ガンマ線については核分裂ガンマ線スペクトルを設定する。

c. 評価地点

臨界事故が発生する機器は前処理建屋と精製建屋に設置されているが，敷地境界までの距離は前処理建屋が最短となることから，設計基準事故として想定する溶解槽と同様に，線源から 670m の地点を評価地点とする。

1.4.4 評価結果

評価結果を第 1.4.4-1 表に示す。

第 1.4.4-1 表 臨界事故が発生した機器からのガンマ線及び中

性子線による線量

| 臨界事故の 発生を仮定 する機器 | 被ばく線量 [m S v] | | | | | |
|--|---------------|----------|------|-----------|----------|------|
| | 拡大防止対策成功時 | | | 拡大防止対策失敗時 | | |
| | 中性子 線 | ガンマ 線 | 合計 | 中性子 線 | ガンマ 線 | 合計 |
| 溶解槽 エンドピー ス酸洗浄槽 及び ハル洗浄槽 | 1E-7 | 4E-5 | 4E-5 | 9E-6 | 2E-3 | 2E-3 |
| 精製建屋 第 5 一時貯 留処理槽及 び 第 7 一時貯 留処理槽 | 6E-9 | 1E-7 | 1E-7 | 4E-7 | 6E-6 | 7E-6 |

1.5 放射性物質の地表沈着による外部被ばく

1.5.1 評価式

臨界事故時の敷地境界における放射性物質の地表沈着による外部被ばくの算定には、重大事故の検討において実施した居住性評価の手法を用いる。

居住性評価において用いた評価式を以下の通り記載する。

ただし、本評価は屋外における線量率を計算するものであることから、赤線部分の項については無視する。

$$H_{gy} = \int_0^T K_{gy} \cdot (\chi/Q) \cdot Q(t) \cdot V_g \cdot (f_1 / \lambda) \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot (T - t))\} \cdot \underline{B \cdot \exp(-\mu' \cdot X')} dt$$

ここで、

H_{gy} : ガンマ線による外部被ばくに係る実効線量
(Sv)

K_{gy} : 地表沈着換算係数 (Sv/Bq/(s/m²))
地表沈着換算係数 K_{gy} は、EPA-402-R-93
(²) に基づき、添付資料1の第1-47表及び第1-48
表に示すとおりとする。

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

$Q(t)$: 主排気筒から大気中への時刻 t における核種の放出率 (Bq/s)

V_g : 地表への沈着速度 (m/s)

f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (-)
沈着した放射性物質のうち残存する割合 f_1 は、

「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について⁽¹⁾」に基づき、0.5とする。

λ : 崩壊定数 (s^{-1})

崩壊定数 λ は、添付資料1の第1-49表及び第1-50表に示すTable of Isotopesの7th EDITION⁽³⁾及び「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について⁽⁴⁾」に基づく半減期を用いて算出する。

B : ビルドアップ係数 (-)

ビルドアップ係数 B は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル⁽⁵⁾」に基づき、コンクリート厚さから18とする。

μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減弱係数 (m^{-1})

コンクリートに対するガンマ線の線減弱係数 μ' は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル⁽⁵⁾」に基づき、 $11m^{-1}$ とする。

X' : コンクリート厚さ (m)

T : 居住性に係る被ばく評価期間 (s)

拡大防止対策成功時と拡大防止対策失敗時で，放出量Qをそれぞれ以下の通り取り扱う。

・拡大防止対策成功時

臨界事故の発生から 60 分後に，臨界事故が発生した機器の気相部に残存する放射性物質が瞬時に主排気筒から大気中へ放出されるとする。

また，放射性よう素に対しては，臨界事故発生を起点として可溶性中性子吸収材の供給が 10 分以内に完了することを踏まえ，放出までの 50 分間の減衰を見込む。

・拡大防止対策失敗時

臨界の発生後，瞬時に，臨界により発生した系統内の放射性物質が主排気筒から大気中へ放出されるとする。従って，放出までの減衰は，考慮しない。

1.5.2 評価に用いる各種パラメータの設定

評価に用いる各種パラメータを第 1.5.2-1 表に示す。

第 1.5.2-1 表 被ばく線量評価に必要なパラメータの設定

(放射性物質の地表沈着による外部被ばく)

| 項目 | | 拡大防止対策成功時 | 拡大防止対策失敗時 | |
|-------|-------------------------------|--|---|-------|
| パラメータ | 算定対象核種 | よう素及びセシウム 137 換算放出量への寄与が大きい放射性物質 | よう素及びセシウム 137 換算放出量への寄与が大きい放射性物質 | |
| | 地表沈着換算係数 | 核種ごとに設定 | 核種ごとに設定 | |
| | 相対濃度 λ / Q (1 時間値) | 1.2E-6 s/m ³ | 1.2E-6 s / m ³ | |
| | 核種の放出率 | 臨界事故が発生し、1 時間にわたって廃ガス貯留設備に放射性物質が導出され、その瞬時に臨界事故が発生した機器に残留した全量が外部に放出されると想定 | 臨界事故発生と同時に放射性物質が外部に放出されると想定 | |
| | 主排気筒から大気中への放出までの間の減衰 | エアロゾル | 考慮しない | 考慮しない |
| | | よう素 | 臨界事故発生を起点として 10 分以内に完了することを踏まえ、50 分間の減衰を見込む | 考慮しない |
| | 地表への沈着速度 | 1.2cm/s | 1.2cm/s | |
| | 沈着した放射性物質のうち残存する割合 | 0.5 | 0.5 | |
| | 崩壊定数 | 核種ごとに設定 | 核種ごとに設定 | |
| | 被ばく評価期間 | 7 日 | 7 日 | |

1.5.3 評価に用いる各種パラメータの設定根拠

a. 算定対象核種

臨界事故で放出される放射性物質のうち、希ガスについては地表沈着が考えられないので対象から除外し、放射性よう素及びそれ以外の核種について評価する。

放射性よう素については評価において想定した全核種を放出するものとして想定する。

その他の核種については、外部へ与える影響が大きい核種として、セシウム換算放出量に対して1%以上の寄与を有する核種を対象とする。

b. 地表への沈着速度

居住性評価と同様に、湿性沈着を考慮した沈着速度として、保守的に1.2cm/sを設定する

c. 沈着した放射性物質のうち残存する割合

居住性評価と同様に、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」に基づき0.5と設定する。

1.5.4 評価結果

評価結果を第1.5.4-1表に示す。

第 1.5.4-1 表 臨界事故が発生した場合における地表沈着した放射性物質のガンマ線による

被ばく線量評価

| 臨界事故の発生を 想定する機器 | 被ばく線量 [m S v] | | | |
|----------------------|---------------|--------|-----------|--------|
| | 拡大防止対策成功時 | | 拡大防止対策失敗時 | |
| | よう素以外 | 放射性よう素 | よう素以外 | 放射性よう素 |
| 溶解槽 | 5E-11 | 9E-4 | 2E-8 | 8E-2 |
| エンドピース酸洗 槽 | 2E-11 | 9E-4 | 2E-8 | 8E-2 |
| ハル洗浄槽 | 5E-11 | 9E-4 | 2E-8 | 8E-2 |
| 精製建屋 第 5 一 時貯留処理槽 | 3E-14 | 9E-4 | 2E-11 | 8E-2 |
| 精製建屋 第 7 一 時貯留処理槽 | 9E-14 | 9E-4 | 2E-11 | 8E-2 |

1.6 評価結果まとめ

1.2～1.5 において評価した結果を臨界事故の発生を仮定する
機器毎に第 1.6-1 表及び第 1.6-2 表に取りまとめる。

第 1.6-1 表 臨界事故時の線量評価結果（拡大防止対策成功時）

| 臨界事故の発生を 仮定する機器 | 被ばく経路 | | | | | | | | | | | | 総計 | 総計 (切上処理) |
|--------------------|-----------|-------------|-------|-----------|-------|-------|------------|-------|-------|-----------|-------|-------|----------|--------------|
| | 放射性雲 | | | 吸入摂取 | | | ガンマ線及び中性子線 | | | 地表沈着 | | | | |
| | [mSv] | | | [mSv] | | | [mSv] | | | [mSv] | | | [mSv] | [mSv] |
| | エアロゾ ル | 希ガス・ よう素 | 合計 | よう素以 外 | よう素 | 合計 | ガンマ線 | 中性子線 | 合計 | エアロゾ ル | よう素 | 合計 | | |
| 溶解槽 | 1E-12 | 6E-04 | 6E-04 | 7E-08 | 9E-04 | 9E-04 | 4E-05 | 1E-07 | 4E-05 | 5E-11 | 9E-04 | 9E-04 | 2.40E-03 | 3E-03 |
| エンドピース酸洗 浄槽 | 4E-13 | 5E-04 | 5E-04 | 2E-08 | 9E-04 | 9E-04 | 4E-05 | 1E-07 | 4E-05 | 2E-11 | 9E-04 | 9E-04 | 2.32E-03 | 3E-03 |
| ハル洗浄槽 | 1E-12 | 5E-04 | 5E-04 | 7E-08 | 9E-04 | 9E-04 | 4E-05 | 1E-07 | 4E-05 | 5E-11 | 9E-04 | 9E-04 | 2.32E-03 | 3E-03 |
| 精製建屋 第5一 時貯留処理槽 | 2E-15 | 2E-04 | 2E-04 | 2E-07 | 1E-03 | 1E-03 | 1E-07 | 6E-09 | 1E-07 | 3E-14 | 9E-04 | 9E-04 | 2.12E-03 | 3E-03 |
| 精製建屋 第7一 時貯留処理槽 | 5E-15 | 3E-04 | 3E-04 | 6E-07 | 1E-03 | 1E-03 | 1E-07 | 6E-09 | 1E-07 | 9E-14 | 9E-04 | 9E-04 | 2.23E-03 | 3E-03 |

第 1.6-2 表 臨界事故時の線量評価結果（拡大防止対策失敗時）

| 臨界事故の発生を 仮定する機器 | 被ばく経路 | | | | | | | | | | | | 総計 | 総計 (切上処理) |
|--------------------|-----------|-------------|-------|-----------|-------|-------|------------|-------|-------|-----------|-------|-------|----------|--------------|
| | 放射性雲 | | | 吸入摂取 | | | ガンマ線及び中性子線 | | | 地表沈着 | | | | |
| | [mSv] | | | [mSv] | | | [mSv] | | | [mSv] | | | [mSv] | [mSv] |
| | エアロゾ ル | 希ガス・ よう素 | 合計 | よう素以 外 | よう素 | 合計 | ガンマ線 | 中性子線 | 合計 | エアロゾ ル | よう素 | 合計 | | |
| 溶解槽 | 5E-10 | 5E+00 | 5E+00 | 3E-05 | 8E-02 | 8E-02 | 2E-03 | 9E-06 | 2E-03 | 2E-08 | 8E-02 | 8E-02 | 5.05E+00 | 5E+00 |
| エンドピース酸洗 浄槽 | 5E-10 | 5E+00 | 5E+00 | 3E-05 | 8E-02 | 8E-02 | 2E-03 | 9E-06 | 2E-03 | 2E-08 | 8E-02 | 8E-02 | 5.05E+00 | 5E+00 |
| ハル洗浄槽 | 5E-10 | 5E+00 | 5E+00 | 3E-05 | 8E-02 | 8E-02 | 2E-03 | 9E-06 | 2E-03 | 2E-08 | 8E-02 | 8E-02 | 5.05E+00 | 5E+00 |
| 精製建屋 第5一 時貯留処理槽 | 1E-12 | 2E+00 | 2E+00 | 1E-04 | 8E-02 | 8E-02 | 6E-06 | 4E-07 | 7E-06 | 2E-11 | 8E-02 | 8E-02 | 2.36E+00 | 3E+00 |
| 精製建屋 第7一 時貯留処理槽 | 1E-12 | 2E+00 | 2E+00 | 1E-04 | 8E-02 | 8E-02 | 6E-06 | 4E-07 | 7E-06 | 2E-11 | 8E-02 | 8E-02 | 2.36E+00 | 3E+00 |

7. 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処

7.2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処

(1) 冷却機能の喪失による蒸発乾固の特徴

蒸発乾固の発生を仮定する冷却が必要な溶解液，抽出廃液，硝酸プル
トニウム溶液及び高レベル廃液（以下7.2では「高レベル廃液等」とい
う。）を内包する貯槽及び濃縮缶（以下7.2では「貯槽等」という。）
は，崩壊熱を有するため，平常運転時には，その他再処理設備の附属
施設の冷却水設備の安全冷却水系（再処理設備本体用）（以下7.2では
「安全冷却水系」という。）により冷却を行い，高レベル廃液等の沸
騰を防止している。

安全冷却水系は，貯槽等に内包する高レベル廃液等の崩壊熱を除去す
る内部ループ及び内部ループによって除かれた熱を外部ループに伝え
る熱交換器並びに外部ループに移行した熱を最終ヒートシンクである
大気中へ逃がす冷却塔で構成される。

貯槽等，貯槽等を収納するセル及びセルを取り囲む建屋は，それぞれ
塔槽類廃ガス処理設備，建屋換気設備のセルからの排気系（以下7.2で
は「セル排気系」という。），建屋排気系により換気され，貯槽等の
圧力を最も低くし，次いでセル，建屋の順に圧力を低くできる設計と
している。

安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合には，高レベル廃液等の温度
が崩壊熱により上昇し，沸騰に至った場合には，液相中の気泡が液面
で消失する際に発生する飛まつが放射性エアロゾルとして蒸気ととも
に気相中に移行することで，大気中へ放出される放射性物質の量が増
加する。

さらに，ルテニウムを内包する高レベル廃液濃縮缶において蒸発濃縮
した廃液（以下「高レベル濃縮廃液」という。）は，沸騰の継続によ

り硝酸濃度が約6規定以上でかつ温度が120℃以上に至った場合に、ルテニウムが揮発性の化学形態となり気相中に移行する。さらに、高レベル廃液等は、沸騰が継続した場合には、乾燥し固化に至る。

蒸発乾固は5建屋、13機器グループ、合計53の貯槽等で発生する。

冷却機能喪失の状態が継続した場合、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの最短の時間は、前処理建屋の溶解液を内包する貯槽等において約140時間、分離建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約15時間、精製建屋のプルトニウム濃縮缶で濃縮された後の硝酸プルトニウム溶液（以下「プルトニウム濃縮液」という。）を内包する貯槽等において約11時間、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋のプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等において約19時間及び高レベル廃液ガラス固化建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約23時間である。

また、乾燥し固化に至るまでの最短の時間は、前処理建屋の溶解液を内包する貯槽等において約1,000時間、分離建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約110時間、精製建屋のプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等において約59時間、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋のプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等において約65時間及び高レベル廃液ガラス固化建屋の高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において約180時間である。

【補足説明資料7-1】

(2) 蒸発乾固への対処の基本方針

蒸発乾固への対処として、再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の第二十八条及び第三十五条に規定される要求を満足する蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策を整備する。

蒸発乾固の発生防止対策として、高レベル廃液等の沸騰を未然に防止するため、喪失した冷却機能を代替する設備である代替安全冷却水系により、沸騰に至る前に高レベル廃液等の冷却を実施するための対策を整備する。

蒸発乾固の発生防止対策が機能せず、高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、「7.2 (1) 冷却機能の喪失による蒸発乾固の特徴」に記載したとおり、気相中へ移行する放射性エアロゾルの量が増加する可能性がある。

沸騰が継続し、貯槽等の液位が低下した場合には、ルテニウムを内包する高レベル濃縮廃液において揮発性のルテニウムが発生する可能性があること、さらに、沸騰が継続することで乾燥し固化に至る可能性がある。

以上を考慮し、蒸発乾固の拡大防止対策として、沸騰が継続し、高レベル廃液等の濃縮を防止するための貯槽等への注水を実施するための対策を整備する。

さらに、事態を収束させるため、安全冷却水系による冷却及び蒸発乾固の発生防止対策とは異なる位置から貯槽等の冷却コイル又は冷却ジャケット（以下7.2では「冷却コイル等」という。）へ通水することにより、高レベル廃液等を冷却し、未沸騰状態に導くとともに、これを維持するための対策を整備する。

高レベル廃液等が沸騰に至ると、蒸気の影響によって塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの処理能力が低下する可能性があることから、気相中に移行した放射性物質の大気中への放出を防止するため、塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し、気相中に移行した放射性物質をセルに導出するための対策を整備する。この際、セル内の圧力

上昇を抑制するため、貯槽等内で発生した蒸気を凝縮器で凝縮し、発生する凝縮水は、セル又は貯槽に回収し貯留する。また、放出される放射性物質量の低減のため、凝縮器の下流側に設置するセル導出ユニットフィルタの高性能粒子フィルタを経由してセルに導出するための対策を整備する。

さらに、代替セル排気系により、放射性エアロゾルを可搬型フィルタの高性能粒子フィルタで低減した上で、主排気筒を介して、大気中に放出するための対策を整備する。

蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等を第7.2-1表に、各対策の概要図を第7.2-1図～第7.2-4図に示す。また、各対策の基本方針の詳細を以下に示す。

a. 蒸発乾固の発生防止対策

安全冷却水系の機器が損傷し冷却機能が喪失した場合には、高レベル廃液等の沸騰を未然に防止するため、安全冷却水系の内部ループに通水し、蒸発乾固を仮定する貯槽等に内包する高レベル廃液等を冷却する。

本対策は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに完了させる。

【補足説明資料7-2】

b. 蒸発乾固の拡大防止対策

内部ループへの通水が機能せず、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至る場合には、貯槽等に注水することにより、高レベル濃縮廃液において揮発性のルテニウムが発生することを防止し、高レベル廃液等が乾燥し固化に至ることを防止する。

さらに、蒸発乾固への対策に使用する常設重大事故等対処設備の配管以外に、貯槽等に接続しているその他の配管を活用した貯槽等への

注水手順書を整備することにより、貯槽等への注水を確実なものとする。

本対策は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備を完了させる。

また、貯槽等に内包する高レベル廃液等の沸騰開始後の事態の収束の観点から、冷却コイル等への通水を実施し、貯槽等に内包する高レベル廃液等を冷却することで未沸騰状態に導くとともに、これを維持する。冷却コイル等への通水の準備は、対策の準備に要する作業が多く、他の拡大防止対策と同時に準備作業を実施した場合、大気中への放射性物質の放出を抑制できる状態を整備する前に高レベル廃液等が沸騰する可能性があることから、貯槽等への注水、貯槽等において沸騰に伴い気相中へ移行した放射性物質のセルへの導出、凝縮器による発生した蒸気及び放射性物質の除去並びに放射性物質の放出経路及び可搬型フィルタによる放射性エアロゾルの除去に関する対処を優先して実施し、大気中への放射性物質の異常放出に至る可能性のある事態を防止した後に実施することを基本とする。

【補足説明資料7-2】

外的事象の「地震」を要因とした場合、動的機器が全て機能喪失するとともに、全交流動力電源も喪失し、安全冷却水系の冷却機能以外にも塔槽類廃ガス処理設備の浄化機能及び排気機能が喪失する。

したがって、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至り、貯槽等に接続する塔槽類廃ガス処理設備内の圧力が上昇する場合には、塔槽類廃ガス処理設備の配管の流路を遮断し、放射性物質をセルに導出するための経路を構築することで、塔槽類廃ガス処理設備内の圧力を導出先セルに開放するとともに、放射性物質を導出先セルに導出する。

また、冷却機能が喪失している状況において、高レベル廃液等が未

沸騰状態であっても水素掃気用の圧縮空気が継続して供給されることに伴い、貯槽等の気相部の放射性物質は、水素掃気用の圧縮空気に同伴し、冷却機能が喪失した貯槽等に接続する塔槽類廃ガス処理設備の配管に設置されている水封安全器からセル等へ移行した後、平常運転時の排気経路以外の経路から漏えいする可能性がある。

このため、気相中に移行した放射性物質の大気中への放出を可能な限り低減するため、放射線分解により発生する水素による爆発を仮定する貯槽等内の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % に至る時間が長い建屋への水素掃気用の圧縮空気の供給を停止し、放射性物質の移行を停止するとともに、各建屋の塔槽類廃ガス処理設備から導出先セルに導出する経路を速やかに構築する。

導出先セルへ放射性物質を導出した場合、塔槽類廃ガス処理設備の浄化機能を期待できないため、塔槽類廃ガス処理設備における放射性物質の除去効率に相当する代替換気設備を設置及び配置し、放射性物質を可能な限り除去する。

具体的には、高レベル廃液等が未沸騰状態で貯槽等の気相中へ移行し、水素掃気用の圧縮空気により同伴された放射性物質については、セルへの導出経路である塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット上に設置したセル導出ユニットフィルタの高性能粒子フィルタにより放射性エアロゾルを除去し、高レベル廃液等の沸騰に伴い発生した蒸気及び放射性物質は、導出先セルに導出する前に、凝縮器により沸騰に伴い発生する蒸気を凝縮し、蒸気に同伴する放射性物質を凝縮水として回収し貯留する。

また、放射性物質を導出先セルへ導出した後は、平常運転時の排気経路以外の経路からの大気中への放射性物質の放出を防止するため、

可搬型排風機を運転し，可搬型フィルタにより放射性エアロゾルを除去することで大気中へ放出される放射性物質量を低減し，主排気筒を介して，大気中へ管理しながら放出する。

本対策は，高レベル廃液等が沸騰に至る前までに実施する。

【補足説明資料 7 - 2】

7.2.1 蒸発乾固の発生防止対策

7.2.1.1 蒸発乾固の発生防止対策の具体的内容

安全冷却水系の冷却機能の喪失に対して、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至ることを防止するため、代替安全冷却水系を構成する可搬型中型移送ポンプ、可搬型建屋外ホース、可搬型排水受槽、可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、内部ループに水を供給するために可搬型建屋外ホースと可搬型中型移送ポンプを接続し、第1貯水槽から建屋へ水を供給するための経路を構築する。

また、可搬型建屋外ホース、可搬型建屋内ホースと内部ループの給水口を接続することで、建屋へ供給された水を内部ループへ供給するための経路を構築する。

冷却に使用した排水を第1貯水槽へ移送するため、内部ループの排水口と可搬型建屋内ホースを接続し、建屋近傍に敷設した可搬型排水受槽への排水経路を構築する。

また、可搬型排水受槽、可搬型建屋外ホースと可搬型中型移送ポンプを接続し、可搬型排水受槽から第1貯水槽への排水経路を構築する。

給水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、第1貯水槽から内部ループへ通水する。冷却に用いた水は、可搬型排水受槽に一旦貯留した後、排水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び、内部ループへの通水の水源として用いる。

本対策は、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間が短い機器グループを優先して実施する。

また、可搬型漏えい液受血液位計を設置し、貯槽等の損傷による安全冷却水及び貯槽等に内包する高レベル廃液等の漏えいの発生の有無を確認する。

各建屋の対策の概要を以下に示す。また、対策の系統概要図を第7.2-5図(1)に、対策の手順の概要を第7.2-6図に、また、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第7.2-2表に、必要な要員及び作業項目を精製建屋を例として第7.2-7図及び第7.2-8図に示す。

【補足説明資料7-12】

(1) 内部ループへの通水の着手判断

安全冷却水系の冷却塔，外部ループの冷却水循環ポンプ若しくは内部ループの冷却水を循環させるためのポンプが多重故障し，安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合，又は，外部電源が喪失し，第2非常用ディーゼル発電機を運転できない場合は，内部ループへの通水の着手を判断し，以下の(2)及び(3)に移行する。

(2) 建屋外の水の給排水経路の構築

第1貯水槽から各建屋に水を供給するために，可搬型中型移送ポンプを第1貯水槽近傍に敷設する。

可搬型中型移送ポンプに可搬型屋外ホースを接続し，第1貯水槽から各建屋まで水を供給するための経路を構築する。

また，可搬型建屋供給冷却水流量計を可搬型建屋外ホースの経路上に設置する。

冷却に使用した水を第1貯水槽へ移送するために，可搬型排水受槽及び可搬型中型移送ポンプを各建屋近傍に敷設する。

可搬型中型移送ポンプ及び可搬型排水受槽に可搬型建屋外ホースを接続し，各建屋から第1貯水槽まで水を移送するための経路を構築する。

外的事象の「火山の影響」を要因として冷却機能が喪失した場合に

は、降灰により可搬型中型移送ポンプが機能喪失することを防止するため、給水用及び排水用の可搬型中型移送ポンプを保管庫内に敷設し、給排水経路を構築する。

可搬型中型移送ポンプは可搬型中型移送ポンプ運搬車，可搬型建屋外ホースはホース展張車及び運搬車，可搬型排水受槽及び可搬型建屋供給冷却水流量計は運搬車により運搬する。

(3) 内部ループへの通水による冷却の準備

常設の計器により貯槽等の温度を計測できない場合は、第7.2-1表に示す貯槽等へ可搬型貯槽温度計を設置し、高レベル廃液等の温度を計測する。

また、膨張槽に可搬型膨張槽液位計を設置し、第7.2-1表に示す機器グループの内部ループの損傷の有無を膨張槽の液位により確認する。

ただし、分離建屋内部ループ1の内部ループの損傷の有無は、当該内部ループが高レベル廃液濃縮缶の加熱運転時の加熱蒸気の供給経路を兼ねており、当該内部ループには膨張槽がないことから、第1貯水槽から安全冷却水系の内部ループへ水を供給するための経路を構築後、可搬型冷却コイル圧力計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置し、可搬型中型移送ポンプにより安全冷却水系の内部ループを加圧することで、可搬型冷却コイル圧力計の指示値から確認する。

建屋内の通水経路を構築するために、可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型冷却水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

可搬型建屋内ホースを安全冷却水系の内部ループの給水側の接続口に接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、第1貯水槽から各建屋の内部ループに通水するための経路を構築

する。

冷却に使用した水を可搬型排水受槽へ移送するために、可搬型建屋内ホースを敷設する。

可搬型建屋内ホースを安全冷却水系の内部ループの排水側の接続口に接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、冷却に使用した水を可搬型排水受槽に排水するための経路を構築する。

また、高レベル廃液ガラス固化建屋においては、水の給排水経路として冷却水給排水配管・弁も用いる。

(4) 内部ループへの通水の実施判断

安全冷却水系の内部ループへの通水の準備が完了後直ちに、安全冷却水系の内部ループへの通水の実施を判断し、以下の(5)へ移行する。

(5) 内部ループへの通水の実施

可搬型中型移送ポンプを運転し、第1貯水槽の水を安全冷却水系の内部ループに通水する。通水流量は、可搬型冷却水流量計の指示値を基に調整する。

内部ループへの通水に使用した水は、可搬型冷却水排水線量計を用いて汚染の有無を監視する。

また、可搬型排水受槽に回収し、可搬型試料分析設備可搬型放射能測定装置を用いて汚染の有無を確認した上で、第1貯水槽へ移送する。

安全冷却水系の内部ループへの通水時に必要な監視項目は、建屋給水流量、内部ループ通水流量、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度及び排水線量である。

(6) 内部ループへの通水の成否判断

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度が85℃以下で安定していることを確認することにより、安全冷却水系の内部ループへの通水による冷却機能が維持されていることを判断する。

冷却機能が維持されていることを判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度である。

7.2.1.2 蒸発乾固の発生防止対策の有効性評価

7.2.1.2.1 有効性評価

(1) 代表事例

蒸発乾固の発生の前提となる要因は、「6.1 重大事故の発生を仮定する際の条件の設定及び重大事故の発生を仮定する機器の特定」で示したとおり、外的事象の「地震」及び「火山の影響」並びに内的事象の「動的機器の多重故障」及び「長時間の全交流動力電源の喪失」である。

これらの要因において、安全冷却水系の冷却機能の喪失の範囲、重大事故等への対処の種類及び重大事故等への対処時に想定される作業環境の苛酷さを考慮すると、外的事象の「地震」を要因とした場合が厳しい結果を与えることから、外的事象の「地震」を代表として有効性評価を実施する。

外的事象の「地震」を要因とした場合の蒸発乾固の発生箇所は、5建屋、13機器グループ、53貯槽等である。

外的事象の「地震」を代表として有効性評価を実施するのは、蒸発乾固の拡大防止対策も同様である。

(2) 代表事例の選定理由

a. 安全冷却水系の冷却機能の喪失の範囲

蒸発乾固の発生の前提となる要因は、「6.1 重大事故の発生を仮定する際の条件の設定及び重大事故の発生を仮定する機器の特定」において、フォールトツリー分析により明らかにした。安全冷却水系の冷却機能の喪失を頂上事象とした場合のフォールトツリーを第 7.2-9 図に示す。また、安全冷却水系の系統概要図を第 7.2-10 図に示す。

フォールトツリー分析において明らかにしたとおり、安全冷却水系の冷却機能の喪失は、外的事象の「地震」において、冷却塔、外部ループの冷却水循環ポンプ、内部ループの冷却水循環ポンプ、外部電源及び第 2 非常用ディーゼル発電機の動的機器の直接的な機能喪失並びに全交流動力電源の喪失による動的機器の間接的な機能喪失により発生する。

また、外的事象の「火山の影響」及び内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」において、全交流動力電源の喪失による動的機器の間接的な機能喪失により、安全冷却水系の冷却機能が喪失する。内的事象の「動的機器の多重故障」において、同一機能を有する動的機器のいずれか 1 種類の動的機器における直接的な機能喪失により冷却機能が喪失する。

以上より、機能喪失の範囲の観点では、外的事象の「地震」を要因とした場合が、動的機器の機能喪失及び全交流動力電源の喪失が同時に発生し、機能喪失する機器が多く、その範囲も広い。

本観点の分析は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

b. 重大事故等対策の種類

重大事故等対策は、冷却塔、外部ループの冷却水循環ポンプ等の動的機器及び動的機器を起動させるために必要な電気設備等、多岐の設備故障に対応でき、かつ、複数の設備故障が発生した場合においても対処が可能となるような対策を選定している。

重大事故等対策がカバーする機能喪失の範囲は、第 7.2-9 図のフォールトツリーに示すとおりである。

整備した重大事故等対策が、外的事象の「地震」を含む全ての要因で想定される機能喪失をカバーできており、重大事故等への対処の種類観点から、外的事象の「地震」以外の要因に着目する必要性はない。

本観点の分析は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

c. 重大事故等への対処時の環境条件の観点

重大事故等への対処時の環境条件に着目すると、外的事象の「地震」を要因とした場合には、基準地震動を1.2倍にした地震動を考慮する設計とした設備以外の設備の損傷及び動的機器の動的な機能の喪失が想定される。建屋内では、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードが発生する可能性があり、また、全交流動力電源の喪失により換気空調が停止し、照明が喪失する。一方、建屋外では、不等沈下及び屋外構築物の倒壊による環境悪化が想定される。

外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、建屋内では、全交流動力電源の喪失に伴い換気空調が停止し、照明が喪失するものの、外的事象の「地震」の場合のように、溢水、化学薬品漏えい及び内部火災のハザードの発生は想定されない。一方、建屋外では、降灰による環境悪化が想定される。

内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」において建屋内の換気空調が停止し、照明が喪失するものの、外的事象の「地震」の場合

のように溢水，化学薬品漏えい及び内部火災のハザードの発生は想定されず，また，内的事象の「動的機器の多重故障」を要因とした場合には，建屋内の環境条件が有意に悪化することはない。

また，これらを要因とした場合に，建屋外の環境条件が悪化することはない。

以上より，外的事象の「地震」が建屋内外の作業環境を最も悪化させる可能性があるものの，建屋外の環境条件では外的事象の「地震」及び「火山の影響」において想定される環境悪化要因の特徴が異なることを考慮し，これらの特徴の違いが重大事故等対策の有効性に与える影響を不確かさとして分析する。

本観点の分析は，蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

(3) 有効性評価の考え方

高レベル廃液等の沸騰が未然に防止できるかについて確認するために，高レベル廃液等の温度上昇の推移を評価する。

高レベル廃液等の温度の推移は，貯槽等からセルへの放熱を考慮せず，断熱として評価する。

沸騰に至るまでの時間算出の前提となる高レベル廃液等の沸点は，沸騰に至るまでの時間を安全側に評価するため，溶質によるモル沸点上昇を考慮せず，高レベル廃液等の硝酸濃度のみを考慮することとし，溶解液及び抽出廃液では103℃，プルトニウム溶液（約24 g Pu / L）では101℃，プルトニウム濃縮液（約250 g Pu / L）では109℃，プルトニウム濃縮液（約154 g Pu / L）では105℃，高レベル濃縮廃液では102℃とし，高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間は，貯槽等の熱容量を考慮して評価する。

高レベル廃液等の温度の推移の評価は、解析コードを用いず、水の定圧比熱等を用いた簡便な計算に基づき算出する。

【補足説明資料 7-3】

(4) 有効性評価の評価単位

蒸発乾固は、高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間及び講ずる対処が機器グループ及び建屋単位で整理されることを考慮し、有効性評価は機器グループ及び建屋単位で整理し、重大事故等対策ごとに実施する。蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等の機器グループを第7.2-1表に、機器グループの概要を第7.2-11図～第7.2-15図に示す。

有効性評価の評価単位の考え方は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

(5) 機能喪失の条件

外的事象の「地震」を要因とした場合の安全機能の喪失の想定は、基準地震動の1.2倍の地震動を入力した場合においても必要な機能を損なわない設計とした設備以外の設備は全て機能喪失するものとし、また、全ての動的機能の喪失を前提として、外部電源も含めた全ての電源喪失も想定していることから、更なる安全機能の喪失は想定しない。

機能喪失の条件の設定の考え方は、蒸発乾固の拡大防止対策でも同様である。

(6) 事故の条件及び機器の条件

本重大事故は、5建屋、13機器グループ、53貯槽等で同時に発生することを仮定する。

高レベル廃液等の温度上昇の推移の評価条件を第7.2-3表～第7.2

－ 7 表に示す。

蒸発乾固の発生防止対策に使用する機器を第7.2－ 8 表に示す。また、主要な機器の条件を以下に示す。

a. 可搬型中型移送ポンプ

可搬型中型移送ポンプは、1 台当たり約 $240\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し、安全冷却水系の内部ループへの通水を実施する場合には、前処理建屋における蒸発乾固の発生防止対策の実施に対して1 台、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋における蒸発乾固の発生防止対策の実施に対して1 台を兼用し、高レベル廃液ガラス固化建屋における蒸発乾固の発生防止対策の実施に対して1 台を使用し、各機器グループに属する貯槽等の冷却に必要な水を供給できる設計としていることから、各機器グループへの水の供給流量は、内包する高レベル廃液等の崩壊熱を踏まえて調整し、以下に示す設定値以上で通水する。また、「7.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策」に示す貯槽等への注水、冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水の実施に必要な水の供給は、同じ可搬型中型移送ポンプを用いて実施する。

| | |
|-----------------------|----------------------------|
| 前処理建屋内部ループ 1 | 約 $13\text{m}^3/\text{h}$ |
| 前処理建屋内部ループ 2 | 約 $16\text{m}^3/\text{h}$ |
| 分離建屋内部ループ 1 | 約 $14\text{m}^3/\text{h}$ |
| 分離建屋内部ループ 2 | 約 $8.8\text{m}^3/\text{h}$ |
| 分離建屋内部ループ 3 | 約 $10\text{m}^3/\text{h}$ |
| 精製建屋内部ループ 1 | 約 $2.9\text{m}^3/\text{h}$ |
| 精製建屋内部ループ 2 | 約 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ |
| ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋内部ループ | 約 $1.3\text{m}^3/\text{h}$ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ 1 | 約 $17\text{m}^3/\text{h}$ |

| | |
|----------------------|-----------------------|
| 高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ 2 | 約14m ³ / h |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ 3 | 約13m ³ / h |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ 4 | 約13m ³ / h |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋内部ループ 5 | 約13m ³ / h |

【補足説明資料 7 - 2】

b. 高レベル廃液等の核種組成，濃度及び崩壊熱密度

「6.5.2.1 使用済燃料の冷却期間」に記載したとおり，高レベル廃液等の核種組成は，再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる使用済燃料の核種組成を基に設定し，高レベル廃液等の濃度及び崩壊熱密度は，これを基準として，平常運転時における再処理する使用済燃料の核種組成の変動幅を考慮した最大値を設定する。

c. 高レベル廃液等の液量

「6.5.2.9 機器に内包する溶液，廃液，有機溶媒の液量」に記載したとおり，貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は，貯槽等の公称容量とする。

(7) 操作の条件

内部ループへの通水は，安全冷却水系の冷却機能の喪失から高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備が整い次第開始し，安全冷却水系の冷却機能の喪失から沸騰に至るまでの時間が最も短い精製建屋において，沸騰に至るまでの時間である11時間に対して8時間50分後までに内部ループへの通水を開始する。

内部ループへの通水の準備作業及び実施時に想定される作業環境を考慮した内部ループへの通水に必要な作業と所要時間を，精製建屋を例として第7.2-7図及び第7.2-8図に示す。また，安全冷却水系の

冷却機能の喪失から第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間を第7.2-9表，第7.2-12表，第7.2-15表，第7.2-18表及び第7.2-21表に示す。

(8) 判断基準

蒸発乾固の発生防止対策の有効性評価の判断基準は以下のとおりとする。

a. 内部ループへの通水

蒸発乾固の発生を未然に防止できること。

具体的には，高レベル廃液等が崩壊熱により温度上昇し，沸騰に至る前に，第1貯水槽から内部ループに水を通水することで，高レベル廃液等の温度が沸点に至らずに低下傾向を示すこと。

7.2.1.2.2 有効性評価の結果

(1) 有効性評価の結果

建屋内及び建屋外における内部ループへの通水準備作業の完了を確認した上で，可搬型中型移送ポンプによる安全冷却水系の内部ループへの通水を開始する。

可搬型中型移送ポンプによる精製建屋内部ループ1及び精製建屋内部ループ2の安全冷却水系の内部ループへの通水は，安全冷却水系の冷却機能の喪失から63人にて8時間50分で作業を完了するため，安全冷却水系の冷却機能の喪失から沸騰に至るまでの時間である11時間以内に内部ループへの通水が可能である。内部ループへの通水開始時の高レベル廃液等の温度は，沸騰までの時間が最も短い精製建屋内部ループ1のプルトニウム濃縮液一時貯槽において約96℃であり，また，内部ループへの通水実施後は，プルトニウム濃縮液一時貯槽に内包す

るプルトニウム濃縮液の温度が低下傾向を示し、プルトニウム濃縮液一時貯槽においてプルトニウム濃縮液の温度が約59℃で平衡に至る。

内部ループへの通水開始時の高レベル廃液等の温度と高レベル廃液等の沸点の温度差が最も小さくなるウラン・プルトニウム混合脱硝建屋内部ループの硝酸プルトニウム貯槽の場合、内部ループへの通水実施開始時のプルトニウム濃縮液の温度は約102℃であり、また、内部ループへの通水実施後は、硝酸プルトニウム貯槽に内包するプルトニウム濃縮液の温度が低下傾向を示し、硝酸プルトニウム貯槽においてプルトニウム濃縮液の温度が約56℃で平衡に至る。

以上の有効性評価の結果を第7.2-9表～第7.2-23表に、対策実施時のパラメータの推移を第7.2-16図～第7.2-20図に示す。

【補足説明資料7-3】

【補足説明資料7-4】

(2) 不確かさの影響評価

a. 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

(a) 想定事象の違い

内的事象の「動的機器の多重故障」を要因として安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、重大事故等への対処が必要な建屋、設備の範囲が限定される。当該有効性評価では、外的事象の「地震」を要因として、安全冷却水系の冷却機能の喪失が5建屋、13機器グループ、53貯槽等の全てで同時に発生することを前提に、各建屋で並行して作業した場合の対策の成立性を確認していることから、有効性評価の結果は変わらない。

外的事象の「火山の影響」及び内的事象の「長時間の全動力電源の喪失」を要因として安全冷却水系の冷却機能が喪失した場合、現場状況

確認のための初動対応及びアクセスルート確保のための作業において、外的事象の「地震」を要因とした場合と比較して、早い段階で重大事故等対策に着手できることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

外的事象の「火山の影響」を想定した場合の準備作業及び実施時に想定される作業環境を考慮した蒸発乾固への対処に必要な作業と所要時間を、精製建屋を例として第7.2-8図に示す。

(b) 実際の熱条件の影響

沸騰に至るまでの時間余裕の算出では、水及び高レベル廃液等の物性値の変動が影響を与えると考えられるものの、より厳しい結果を与えるように、高レベル廃液等の崩壊熱密度は、冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値を設定した上で、貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は貯槽等の公称容量とし、貯槽等からセル雰囲気への放熱を考慮せず断熱評価で実施している。

これらのうち、高レベル廃液等の崩壊熱密度の最大値が有する安全余裕は、高レベル廃液等の崩壊熱密度の中央値に対して1.0倍から約1.2倍となる。

貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量に着目すると、実際の運転時には、全ての貯槽等が公称容量の高レベル廃液等を内包しているわけではなく、公称容量よりも少ない液量を内包している状態が想定されるが、この場合、高レベル廃液等の崩壊熱は小さくなり、沸騰に至るまでの時間が延びることになる。

また、貯槽等の表面からセル雰囲気への放熱の効果は、貯槽等の表面温度とセル雰囲気の温度差に依存し、温度差が20℃～80℃の範囲において鉛直平板を仮定した場合、貯槽等の表面とセル雰囲気間の熱伝

達率は約 $1.8W / (m^2 \cdot K)$ ～ 約 $3.3W / (m^2 \cdot K)$ となる。

放熱の効果は、高レベル廃液等の崩壊熱密度に高レベル廃液等の体積を乗じて算出された崩壊熱を、放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値に依存し、この値が大きい高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液に対する放熱効果は、温度差を $20^{\circ}C$ と仮定した場合、数%となる。一方、高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が小さくなる溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液に対する放熱効果は、温度差を $20^{\circ}C$ と仮定した場合、溶解液に対して約30%、抽出廃液に対して約40%、プルトニウム溶液に対して100%となる。

高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が大きい高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等は、沸騰に至るまでの時間が短いという特徴を有している。高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が小さい溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液を内包する貯槽等は、沸騰に至るまでの時間が長いという特徴を有していることから、断熱条件においても沸騰に至るまでの時間が長い溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液を内包する貯槽等が沸騰に至るまでの時間は、断熱条件において沸騰に至るまでの時間が短い高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等に比べてより長くなることになる。

以上より、実際の熱条件の下では、評価結果に示す沸騰に至るまでの時間は、全ての高レベル廃液等においてより長い時間となる可能性があるが、その効果は崩壊熱の小さな高レベル廃液等ほど顕著であり、高レベル廃液等の沸騰までの時間が逆転することはないことから、蒸

発乾固への対処の作業の優先順位及び実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

【補足説明資料 7-5】

- (c) 内部ループへの通水開始タイミングが高レベル廃液等の平衡温度に与える影響

内部ループへの通水時の高レベル廃液等の温度は、内部ループへの通水の開始時間及び通水流量に応じて変動する。内部ループへの通水は、通水の準備が完了した内部ループから順次通水を開始するため、内部ループへの通水開始初期において、複数系統ある内部ループのうち、特定の内部ループへ集中して通水する時間帯が生じる。

この場合、計画している流量以上が通水されることにより、当該内部ループによって冷却されている貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度の低下速度が速まるものの、その他の内部ループへの通水が開始された後の定常状態では、高レベル廃液等の平衡温度は評価値と同じ値となり、通水初期の流量が高レベル廃液等の平衡温度に影響を与えることはない。

b. 操作の条件の不確かさの影響

- (a) 実施組織要員の操作

「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」が実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響を考慮し、重大事故等対策の実施に必要な準備作業は、安全冷却水系の冷却機能の喪失をもって着手し、対処の制限時間である高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間に対して、2時間前までに完了できるよう計画することで、これら要因による影響を低減した。

作業計画の整備は、作業項目ごとに余裕を確保して整備しており、必

要な時期までに操作できるよう体制を整えていることから、実際の重大事故等への対処では、より早く作業を完了することができる。また、可搬型中型移送ポンプ等の可搬型重大事故等対処設備の設置等の対処に時間を要した場合や、予備の可搬型重大事故等対処設備による対処を想定したとしても、余裕として確保した2時間以内に対処を再開することができる。

(b) 作業環境

沸騰開始までは放射性物質の放出による有意な作業環境の悪化はなく、内部ループへの通水の準備及び実施は沸騰開始前までに実施することから、作業環境が実施組織要員の操作の時間余裕に影響を与えることはない。

また、外的事象の「火山の影響」を要因とした場合であっても、建屋外における重大事故等対策に係る作業は降灰予報（「やや多量」以上）を受けて作業に着手することから、降灰の影響を受けることはない。

降灰発生後は、対策の維持に必要な燃料の運搬が継続して実施されるが、除灰作業を並行して実施することを前提に作業計画を整備しており、重大事故等対策を維持することが可能である。

7.2.1.2.3 重大事故等の同時発生又は連鎖

(1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析

内部ループへの通水実施時の事故時環境は、平常運転時と大きく変わるものではなく、また、高レベル廃液等の状態も平常運転時と大きく変わるものではない。

a. 温度

内部ループへの通水開始時の温度は、最大でも約 102℃であり、安全

機能を有する機器の材質の強度が有意に低下することはなく、貯槽等に接続する安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

b. 圧力

高レベル廃液等が未沸騰状態であり、蒸気の発生もないことから、有意な圧力上昇はなく、安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

c. 湿度

高レベル廃液等の温度上昇に伴い多湿環境下となるが、貯槽等自体及び貯槽等に接続する安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。また、湿度の影響が貯槽等のバウンダリを超えて波及することはない。

d. 放射線

貯槽等内の放射線環境は平常運転時の環境下から変化することはない。安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

e. 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質及びその他）及びエネルギーの発生

新たな物質及びエネルギーが発生することはない。安全機能を有する機器が損傷又は機能が喪失することはない。

f. 落下又は転倒による荷重

高レベル廃液等の温度が上昇したとしても、貯槽等の材質の強度が有意に低下することはない。貯槽等が落下又は転倒することはない。

g. 腐食環境

c. と同様である。

(2) 重大事故等の同時発生

重大事故等が同時に発生する場合については、同種の重大事故等が同時に発生する場合及び異種の重大事故等が同時に発生する場合が考えられる。

蒸発乾固は、事故の条件に示すとおり、5建屋、13機器グループ53貯槽等で同時に発生する可能性があり、本評価は同時発生するものとして評価した。

蒸発乾固と同時発生する可能性のある異種の重大事故等は、「6.1 重大事故の発生を仮定する際の条件の設定及び重大事故の発生を仮定する機器の特定」に示すとおり、外的事象の「地震」及び「火山の影響」並びに内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」により、安全冷却水系、安全圧縮空気系、プール水冷却系及び補給水設備が同時に機能を喪失することから、これらの機能喪失により発生する放射線分解により発生する水素による爆発及び使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷である。

異種の重大事故等の同時発生に対する重大事故等対策の有効性については、「7.7 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」にまとめる。

(3) 重大事故等の連鎖

「7.2.1.2.3(1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析」に記載したとおり、内部ループへの通水実施時の事故時環境は、平常運転時と大きく変わるものではなく、また、高レベル廃液等の状態も平常運転時と大きく変わるものではないため、他の重大事故等が連鎖して発生することはない。

7.2.1.2.4 判断基準への適合性の検討

蒸発乾固の発生を未然に防止することを目的として、内部ループへの通水手段を整備しており、これらの対策について、外的事象の「地震」を要因として有効性評価を行った。

内部ループへの通水は、沸騰開始前までに内部ループへの通水に係る準備作業を完了し、沸騰開始前に内部ループへ通水することで高レベル廃液等の温度を沸点未満に維持し、高レベル廃液等が沸騰に至ることを防止している。

評価条件の不確かさについて確認した結果、実施組織要員の操作時間に与える影響及び評価結果に与える影響がないことを確認した。

また、外的事象の「地震」とは異なる特徴を有する外的事象の「火山の影響」を要因とした場合に有効性評価へ与える影響を分析した。

外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、建屋外における内部ループへの通水の準備に要する時間に与える影響及び内部ループへの通水の維持に与える影響を分析し、降灰予報（「やや多量」以上）を受けて建屋外作業に着手すること及び除灰作業を考慮した作業計画を整備していることから、内部ループへの通水の有効性へ与える影響が排除されていることを確認した。

以上の有効性評価は、蒸発乾固の発生を仮定する5建屋、13機器グループ、53貯槽等の全てにおいて重大事故等が同時発生することを前提として評価を実施し、上述のとおり重大事故等対策が有効であることを確認した。また、想定される高レベル廃液等の状態において他の重大事故等が連鎖して発生することがないことを確認し、想定される事故時環境において、蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等に接続する安全機能を有する機器が

損傷又は機能喪失することはなく、他の重大事故等が連鎖して発生することがないことを確認した。

以上のことから、内部ループへの通水により蒸発乾固の発生を未然に防止できる。

以上より、「7.2.1.2.1(8) 判断基準」を満足する。

7.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策

7.2.2.1 蒸発乾固の拡大防止対策の具体的内容

7.2.2.1.1 貯槽等への注水及び冷却コイル等への通水

内部ループへの通水が機能しなかった場合に備え、発生防止対策の準備と並行して蒸発乾固の発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に、貯槽等内に注水するための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホースと機器注水配管の接続口を接続する。

高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、液位低下及びこれによる濃縮の進行を防止するため、液位を一定範囲に維持するよう、第1貯水槽の水を貯槽等内へ注水する。

貯槽等への注水は、間欠注水を前提として実施するため、余裕のある注水の作業時間を確保した上で、ルテニウムを内包する高レベル濃縮廃液からのルテニウムの揮発が発生することがないように、濃縮した状態であっても、高レベル濃縮廃液の温度が115℃以下であって、硝酸濃度が4規定以下に収まる液量として、初期液量の70%に至る前までに貯槽等への注水を開始する。

また、事態を収束させるため、貯槽等への注水により高レベル廃液等の濃縮の進行を防止しながら、蒸発乾固の発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に、冷却コイル等への通水のための可搬型建屋内ホース、弁等を敷設し、可搬型建屋内ホースと各貯槽等の冷却コイル等の接続口を接続した後、第1貯水槽の水を冷却コイル等へ通水する。冷却に用いた水は可搬型排水受槽に一旦貯留した後、排水側の可搬型中型移送ポンプを運転することで、敷設した排水経路を経由して第1貯水槽に移送し、再び、冷却コイル等への通水の水源として用いる。

各建屋の対策の概要を以下に示す。また、対策の系統概要図を第7.2-

5 図(2)及び第7.2-5 図(3)に、対策の手順の概要を第7.2-6 図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第7.2-24表及び第7.2-25表に、必要な要員及び作業項目を第7.2-21図に示す。

【補足説明資料 7-12】

7.2.2.1.1.1 貯槽等への注水

(1) 貯槽等への注水の着手判断

「7.2.1.1(1) 内部ループへの通水の着手判断」と同様である。

貯槽等への注水の実施のための準備作業として以下の(2)及び(3)へ移行する。

(2) 建屋外の水の給排水経路の構築

「7.2.1.1(2) 建屋外の水の給排水経路の構築」と同様である。

(3) 貯槽等への注水の準備

建屋内の注水経路を構築するために、給水用の可搬型中型移送ポンプの下流側に可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型機器注水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

可搬型建屋内ホースと機器注水配管を接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、第1貯水槽から第7.2-1表に示す貯槽等に注水するための経路を構築する。また、高レベル廃液ガラス固化建屋においては、水の注水経路として冷却水注水配管・弁も用いる。

常設の計器により貯槽等の液位を計測できない場合は、第7.2-1表に示す貯槽等に可搬型貯槽液位計を設置し、第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の液位を計測する。また、第7.2-1表に示

す貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度の監視を継続する。

(4) 貯槽等への注水の実施判断

高レベル廃液等が沸騰に至り，高レベル廃液等の液量が初期液量の70%まで減少する前に貯槽等への注水開始を判断し，以下の(5)へ移行する。

第7.2-1表に示す貯槽等への注水の実施を判断するために必要な監視項目は，第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等液位及び貯槽等温度である。

(5) 貯槽等への注水の実施

第7.2-1表に示す貯槽等の可搬型貯槽液位計の指示値から貯槽等の液位を算出し，貯槽等への注水量を決定した上で，可搬型中型移送ポンプを運転し第1貯水槽の水を第7.2-1表に示す貯槽等に注水する。注水流量は，可搬型機器注水流量計の指示値を基に調整する。

決定した注水量の注水が完了した場合は，注水作業を停止し，第7.2-1表に示す貯槽等の液位及び温度の監視を継続する。貯槽等の温度の監視により沸騰が継続していることを確認し，かつ，貯槽等の液位の監視により，貯槽等の液位が低下している場合には，高レベル廃液等の初期液量の70%に相当する液位に至る前までに，第7.2-1表に示す貯槽等への注水を再開する。

貯槽等への注水時に確認が必要な監視項目は，建屋給水流量，貯槽等注水流量，第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等液位及び貯槽等温度である。

(6) 貯槽等への注水の成否判断

第7.2-1表に示す貯槽等の液位から、第7.2-1表に示す貯槽等に注水されていることを確認することで、蒸発乾固の進行が防止されていることを判断する。

蒸発乾固の進行が防止されていることを判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等液位である。

7.2.2.1.1.2 冷却コイル等への通水

(1) 冷却コイル等への通水による冷却の着手判断

内部ループへの通水が機能しないことをもって冷却コイル等への通水による冷却のための準備に着手することを判断する。

冷却コイル等への通水による冷却のための準備の着手を判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度である。

(2) 建屋外の水の給排水経路の構築

「7.2.1.1(2) 建屋外の水の給排水経路の構築」と同様である。

(3) 冷却コイル等への通水による冷却の準備

第7.2-1表に示す機器グループの内部ループへの通水が機能しない場合には、冷却コイル等の損傷の有無を確認するため、給水用の可搬型中型移送ポンプの下流側に、内部ループへの通水のために敷設した可搬型建屋内ホースの他に、冷却コイル等への通水のために必要な可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型冷却コイル圧力計及び可搬型冷却コイル通水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

可搬型建屋内ホースを冷却コイル等の給水側の接続口に接続し、冷却コイル等の排水側の接続口の弁を閉め切った状態で、可搬型中型移送

ポンプにより第1貯水槽から送水し、通水経路を加圧することで、可搬型冷却コイル圧力計の指示値から冷却コイル等の健全性を確認する。

冷却に使用した水を可搬型排水受槽へ移送するために、可搬型建屋内ホースを敷設する。

可搬型建屋内ホースを冷却コイル等の排水側の接続口に接続し、可搬型建屋内ホースと可搬型建屋外ホースを接続することで、冷却に使用した水を可搬型排水受槽に排水するための経路を構築する。

また、高レベル廃液ガラス固化建屋においては、水の給排水経路として冷却水給排水配管・弁も用いる。

本対応は、貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間が短い貯槽等を優先して実施する。

冷却コイル等への通水の準備は、準備作業及び実施に要する作業が多く、他の拡大防止対策と同時に準備作業を実施した場合、大気中への放射性物質の放出を抑制できる状態を整備する前に高レベル廃液等が沸騰する可能性があることから、貯槽等への注水、凝縮器による発生した蒸気及び放射性物質の除去、塔槽類廃ガス処理設備からセルへの導出経路の構築並びに可搬型フィルタ及び可搬型排風機を用いた代替セル排気系による対応を優先して実施し、大気中への放射性物質の放出を抑制できる状態を整備してから実施する。

(4) 冷却コイル等への通水による冷却の実施判断

冷却コイル等への通水の準備が完了後直ちに、冷却コイル等への通水の実施を判断し、以下の(5)へ移行する。

(5) 冷却コイル等への通水による冷却の実施

可搬型中型移送ポンプを運転し、第1貯水槽の水を健全性が確認された冷却コイル等に通水する。

通水流量は、可搬型冷却コイル通水流量計の指示値を基に調整する。

冷却コイル等への通水に使用した水は、可搬型冷却水排水線量計を用いて汚染の有無を監視する。

また、可搬型排水受槽に回収し、可搬型試料分析設備可搬型放射能測定装置を用いて汚染の有無を確認した上で、第1貯水槽へ移送する。

冷却コイル等への通水に必要な監視項目は、建屋給水流量、冷却コイル通水流量、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度及び排水線量である。

(6) 冷却コイル等への通水の成否判断

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度が沸点から低下傾向を示していることを確認することにより、冷却コイル等への通水による冷却機能が維持されていることを判断する。

冷却機能が維持されていることを判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度である。

7.2.2.1.2 セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応

高レベル廃液等が沸騰に至る場合に備え、塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁を閉止することで、塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し、貯槽等からの排気をセルに導出するための常設重大事故等対処設備の塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットを開放する。

本対応と並行して、当該排気経路に設置した凝縮器へ通水するため、蒸発乾固の発生防止対策で敷設する可搬型中型移送ポンプの下流側に、凝

縮器へ通水するための可搬型建屋内ホース，弁等を敷設し，可搬型建屋内ホースと凝縮器の接続口を接続し，第1貯水槽の水を凝縮器に通水する。

高レベル廃液等が沸騰に至った場合には，排気をセルに導出する前に，排気経路上の凝縮器により排気中の蒸気を凝縮させるとともに，凝縮器下流側に設置したセル導出ユニットフィルタにより放射性エアロゾルを低減する。

また，凝縮器で蒸気を凝縮させることにより発生する凝縮水は，セル又は貯槽に回収し貯留する。

回収先のセル又は貯槽の液位及び凝縮器下流側の凝縮器出口温度を確認することにより凝縮器が稼働していることを確認する。

凝縮器の冷却に用いた水は，内部ループへの通水と同じように排水経路を経由して第1貯水槽に移送し，再び，凝縮器への通水の水源として用いる。

凝縮器下流側に設置したセル導出ユニットフィルタの差圧が，凝縮器通過後の排気の湿分により上昇する場合には，セル導出ユニットフィルタをバイパスしてセルに導出する。

貯槽等内においては，放射線分解により常に水素が発生しているため，蒸発乾固が発生した場合においても，継続して水素掃気を実施する必要がある。一方，蒸発乾固発生時には，塔槽類廃ガス処理設備の流路を遮断し，貯槽等からの排気をセルに導出する。

この際，セル排気系の排風機が機能喪失している場合，導出先セルの圧力が上昇し，排気系統以外の場所から，放射性物質を含む気体の漏えいが生じる可能性があるが，高レベル廃液等が沸騰に至る前であれば，排気に含まれる放射性エアロゾルの濃度は平常運転時と同程度であり，セルへ導出する前に，セル導出ユニットフィルタで除去する。

また、前処理建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋の貯槽等については、気相部の体積が大きく、水素濃度の上昇が緩やかであることから、代替セル排気系を構築するまでの間、導出先セルの圧力上昇を抑制するため水素掃気用の圧縮空気の供給を停止し、セル内の圧力上昇を防止する。

セルへの放射性物質の導出後においては、セル排気系の高性能粒子フィルタは1段であることから、代替セル排気系として、可搬型排風機、可搬型ダクト及び可搬型フィルタを2段敷設し、主排気筒へつながるよう、可搬型排風機、可搬型ダクトと可搬型フィルタを接続し、可搬型ダクトとセル排気系を接続した後、可搬型排風機を運転することで放射性エアロゾルを可搬型フィルタで除去しつつ、主排気筒を介して、大気中に管理しながら放出する。

各建屋の対策の概要を以下に示す。また、対策の系統概要図を第7.2-5図(4)に、対策の手順の概要を第7.2-6図に、各建屋の対策における手順及び設備の関係を第7.2-26表に、必要な要員及び作業項目を第7.2-21図に示す。

- (1) セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応のための着手判断

「7.2.1.1(1) 内部ループへの通水の着手判断」と同様である。

セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応のための準備作業として以下の(2)、(3)及び(4)へ移行する。

- (2) 建屋外の水の給排水経路の構築

「7.2.1.1(2) 建屋外の水の給排水経路の構築」と同様である。

- (3) セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応のための準備

前処理建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋において、塔槽類廃ガス処理設備の排風機が停止している場合には、水素掃気用の圧縮空気の供給継続による大気中への放射性物質の放出を低減するため、貯槽等へ水素掃気用の圧縮空気を供給する水素掃気用安全圧縮空気系の手動弁を閉止する。

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の沸騰に伴い発生する蒸気を凝縮し、放射性物質を除去するために、可搬型中型移送ポンプの下流側に、凝縮器へ通水するための可搬型建屋内ホースを敷設し、可搬型建屋内ホース及び凝縮器を接続する。

高レベル廃液ガラス固化建屋においては、凝縮器への水の供給経路として凝縮器冷却水給排水配管・弁を用いるとともに、凝縮器通過後の排気の排気経路として気液分離器も用いる。

前処理建屋においては、凝縮器からの凝縮水の排水経路を構築するため、可搬型建屋内ホースも用いる。

可搬型凝縮器通水流量計を可搬型建屋内ホースの経路上に設置する。

常設の計器を用いて凝縮水回収セル等の液位を計測できない場合は、第7.2-27表に示す凝縮水回収セル等に可搬型漏えい液受皿液位計及び可搬型凝縮水槽液位計を設置する。

可搬型建屋内ホース及び可搬型建屋外ホースを接続することにより、第1貯水槽から凝縮器に水を通水するための経路を構築する。また、可搬型凝縮器出口排気温度計を塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットに設置する。

セル排気系、可搬型フィルタ、可搬型ダクトと可搬型排風機を接続する。また、可搬型フィルタ差圧計を可搬型フィルタに設置する。

前処理建屋においては、排気経路を構築するため、主排気筒へ排出

するユニットを用いる。高レベル廃液ガラス固化建屋においては、蒸気量が多いため、排気経路上に可搬型デミスタを設置する。

可搬型排風機、各建屋の重大事故対処用母線（常設分電盤、常設電源ケーブル）、可搬型分電盤、可搬型電源ケーブル及び各建屋の可搬型発電機を接続する。

常設の計器を用いて塔槽類廃ガス処理設備の圧力を計測できない場合は、塔槽類廃ガス処理設備内の圧力を監視するため、可搬型廃ガス洗浄塔入口圧力計を塔槽類廃ガス処理設備に設置する。

また、常設の計器を用いて導出先セルの圧力を計測できない場合は、第7.2-28表に示す導出先セルの圧力を監視するため、可搬型導出先セル圧力計を第7.2-28表に示す導出先セルに設置する。

セル導出ユニットフィルタの差圧を監視するため、可搬型セル導出ユニットフィルタ差圧計をセル導出ユニットフィルタに設置する。

外的事象の「火山の影響」を要因として冷却機能が喪失した場合には、降灰により可搬型発電機が機能喪失することを防止するため、運搬車を用いて可搬型発電機を各建屋内に敷設する。

(4) 塔槽類廃ガス処理設備からセルに導くための作業の実施判断

塔槽類廃ガス処理設備の排風機が停止している場合には、沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質又は水素掃気用の圧縮空気の供給継続により移行する放射性物質を塔槽類廃ガス処理設備からセルに導くための作業の実施を判断し、以下の(5)へ移行する。

塔槽類廃ガス処理設備の排風機が運転状態を維持している場合には、水素掃気用の圧縮空気の供給継続により移行する放射性物質の大気中への放出量を低減するため、塔槽類廃ガス処理設備の排風機の運転を

継続し、第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度の監視を継続する。温度の監視の結果、第7.2-1表に示すいずれかの貯槽等に内包する高レベル廃液等の温度が85℃に至り、かつ、温度の上昇傾向が続く場合には、その貯槽等が設置されている建屋について、沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質又は水素掃気用の圧縮空気の供給継続により移行する放射性物質を塔槽類廃ガス処理設備からセルに導くための作業の実施を判断し、以下の(5)へ移行する。

これらの実施を判断するために必要な監視項目は、第7.2-1表に示す貯槽等の貯槽等温度である。

- (5) 塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁の閉止及び塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットの開放

塔槽類廃ガス処理設備から第7.2-28表に示す導出先セルに放射性物質を導出するため、塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁を閉止し、塔槽類廃ガス処理設備と第7.2-28表に示す導出先セルを接続している塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットの手動弁及び塔槽類廃ガス処理設備の手動弁を開放する。

これにより、水素掃気用の圧縮空気に同伴する放射性物質が塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットを経由して第7.2-28表に示す導出先セルに導出される。

また、沸騰に伴い塔槽類廃ガス処理設備の配管内の内圧が上昇した場合、発生した放射性物質は、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットを経由して第7.2-28表に示す導出先セルに導出される。

- (6) 凝縮器への冷却水の通水の実施判断

凝縮器への通水の準備が完了後直ちに、凝縮器への通水の実施を判断し、以下の(7)へ移行する。

(7) 凝縮器への冷却水の通水

可搬型中型移送ポンプにより、第1貯水槽から凝縮器に通水する。通水流量は、可搬型凝縮器通水流量計の指示値を基に調整する。

凝縮器への通水に使用した水は、可搬型冷却水排水線量計を用いて汚染の有無を監視する。また、可搬型排水受槽に回収した後、可搬型試料分析設備可搬型放射能測定装置を用いて汚染の有無を確認した上で、第1貯水槽へ移送する。

凝縮器から発生する凝縮水は、第7.2-27表に示す凝縮水回収セル等に回収し貯留する。

凝縮器への通水時に必要な監視項目は、建屋給水流量、凝縮器通水流量、凝縮水回収セル液位、凝縮水槽液位、凝縮器出口排気温度及び排水線量である。

(8) セル導出ユニットフィルタの隔離

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰した後、可搬型セル導出ユニットフィルタ差圧計により、セル導出ユニットフィルタの差圧を監視し、セル導出ユニットフィルタの差圧が上昇傾向を示した場合、セル導出ユニットフィルタを隔離し、バイパスラインへ切り替える。

これらの実施を判断するために必要な監視項目は、セル導出ユニットフィルタ差圧である。

(9) 可搬型排風機の起動の判断

可搬型排風機の運転の準備完了後、可搬型排風機の起動を判断する。

(10) 可搬型排風機の運転

可搬型排風機を運転することで、平常運転時の排気経路以外の経路からの大気中への放射性物質の放出を抑制し、セル内の圧力上昇を緩和しつつ、可搬型フィルタにより放射性エアロゾルを除去し、主排気筒を介して、大気中へ管理しながら放出する。

また、可搬型フィルタ差圧計により、可搬型フィルタの差圧を監視する。

(11) 大気中への放射性物質の放出の状態監視

排気モニタリング設備により、主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出状況を監視する。

排気モニタリング設備が機能喪失した場合は、代替モニタリング設備により、主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出状況を監視する。

7.2.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策の有効性評価

7.2.2.2.1 有効性評価

(1) 代表事例

「7.2.1.2.1(1) 代表事例」に示したとおりである。

(2) 代表事例の選定理由

「7.2.1.2.1(2) 代表事例の選定理由」に示したとおりである。

(3) 有効性評価の考え方

内部ループへの通水が有効に機能せず、高レベル廃液等が沸騰に至った場合に、貯槽等への注水により貯槽等の液位を一定の範囲に維持でき、また、冷却コイル等への通水により高レベル廃液等の温度が低下傾向を示し、未沸騰状態を継続して維持できることを確認するため、高レベル廃液等の温度及び液位の推移を評価する。

高レベル廃液等の温度の推移は、セルへの放熱を考慮せず断熱として評価し、解析コードを用いず、水の定圧比熱等を用いた簡便な計算に基づき算出する。また、高レベル廃液等の液位の推移の評価にあたっては、高レベル廃液等が濃縮する過程において沸点が上昇するため、崩壊熱の一部は顕熱として消費され、見かけ上、蒸発に寄与する崩壊熱が減少することで蒸発速度が低下するが、評価上は顕熱としての消費を考慮せず、全ての崩壊熱が蒸発に寄与するものとする。

また、貯槽等からの蒸気をセルに導出する際、凝縮器の機能が継続的に維持できているか確認するため、凝縮器で発生する凝縮水量が回収先セルの漏えい液受皿等の容量を下回ることを確認する。

セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応に係る有効性評価は、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）を評価する。

この評価においては、貯槽等への注水及び冷却コイル等への通水の実施状況を踏まえて、貯槽等に内包する高レベル廃液等の放射性物質量、事故時の放射性物質の移行率並びに可搬型フィルタ、凝縮器及び放出経路構造物による除染係数を考慮する。

塔槽類廃ガス処理設備からセルへの導出経路の構築、凝縮器による発生した蒸気及び放射性物質の除去、可搬型フィルタ及び可搬型排風機を用いた代替セル排気系による対応に係る有効性評価においては、

解析コードを用いず，簡便な計算に基づき評価する。

(4) 有効性評価の評価単位

「7.2.1.2.1(4) 有効性評価の評価単位」に示したとおりである。

(5) 機能喪失の条件

「7.2.1.2.1(5) 機能喪失の条件」に示したとおりである。

(6) 事故の条件及び機器の条件

「高レベル廃液等の核種組成，濃度，崩壊熱密度」及び「高レベル廃液等の液量」設定の考え方は，「7.2.1.2.1(6) 事故の条件及び機器の条件」に記載したとおりである。

高レベル廃液等の温度及び液位の推移の評価条件を第7.2-3表～第7.2-7表に示す。

蒸発乾固の拡大防止対策に使用する機器を第7.2-8表に示す。また，主要な機器の条件を以下に示す。

a. 可搬型中型移送ポンプ

可搬型中型移送ポンプは，1台当たり約 $240\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し，貯槽等への注水，冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水を実施する場合には，前処理建屋における蒸発乾固の拡大防止対策の実施に対して1台，分離建屋，精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋における蒸発乾固の拡大防止対策の実施に対して1台を兼用し，高レベル廃液ガラス固化建屋における蒸発乾固の拡大防止対策の実施に対して1台を使用し，貯槽等への注水，冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水を実施するのに必要な水を供給できる設計としているこ

とから、各貯槽等への水の供給流量は、内包する高レベル廃液等の崩壊熱を踏まえて調整し、以下に示す設定値以上で通水する。

また、「7.2.1 蒸発乾固の発生防止対策」に示す内部ループへの通水の実施に必要な水の供給は、同じ可搬型中型移送ポンプを用いて実施する。

(a) 蒸発速度の3倍の流量を想定した場合の貯槽等への注水流量

| | |
|------------------|--|
| 前処理建屋 | 約 $3.3 \times 10^{-1} \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 分離建屋 | 約 $6.1 \times 10^{-1} \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 精製建屋 | 約 $4.0 \times 10^{-1} \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約 $9.3 \times 10^{-2} \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約 $5.5 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |

(b) 冷却コイル等への通水流量

| | |
|------------------|---------------------------------|
| 前処理建屋 | 約 $2.3 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 分離建屋 | 約 $5.2 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 精製建屋 | 約 $2.8 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約 $1.0 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約 $51 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |

(c) 凝縮器への通水流量

| | |
|------------------|---------------------------------|
| 前処理建屋 | 約 $10 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 分離建屋 | 約 $30 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 精製建屋 | 約 $6.0 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約 $6.0 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約 $45 \text{ m}^3 / \text{ h}$ |

【補足説明資料7-2】

b. 塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁

塔槽類廃ガス処理設備の隔離弁を閉止することにより、塔槽類廃ガス処理設備の配管の流路を遮断する。

c. 塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット

塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットを開放することにより、塔槽類廃ガス処理設備の放射性物質を塔槽類廃ガス処理設備から凝縮器及びセル導出ユニットフィルタを経由して放射性物質の導出先セルに導出する。

d. 可搬型発電機

可搬型発電機は1台当たり約80 k V Aの容量を有し、前処理建屋の可搬型排風機の運転に対して1台、分離建屋の可搬型排風機の運転に対して1台、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の可搬型排風機の運転に対して1台を兼用し、高レベル廃液ガラス固化建屋の可搬型排風機の運転に対して1台を使用することで、可搬型排風機を起動し、運転するのに必要な電力を供給できる設計としていることから、以下に示す必要な電力を供給できる。

前処理建屋の可搬型排風機 約5.2 k V A (起動時 約39 k V A)

分離建屋の可搬型排風機 約5.2 k V A (起動時 約39 k V A)

精製建屋の可搬型排風機 約5.2 k V A (起動時 約39 k V A)

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の可搬型排風機

約5.2 k V A (起動時 約39 k V A)

高レベル廃液ガラス固化建屋の可搬型排風機

約5.2 k V A (起動時 約39 k V A)

【補足説明資料7-2】

e. 凝縮器

凝縮器は貯槽等からの蒸気を凝縮させるために必要な除熱能力を有する。

f. 凝縮水回収先セルの漏えい液受皿等

前処理建屋の凝縮水回収先セルである放射性配管分岐第1セルの漏えい液受皿の容量は約 20m^3 、分離建屋の凝縮水回収先貯槽である第1供給槽及び第2供給槽の容量は合計で約 27m^3 、分離建屋の凝縮水回収先セルである放射性配管分岐第1セルの漏えい液受皿の容量は約 22m^3 、精製建屋の凝縮水回収先セルである精製建屋一時貯留処理槽第1セルの漏えい液受皿の容量は約 5.3m^3 、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の凝縮水回収先セルである凝縮廃液受槽Aセル、凝縮廃液受槽Bセル及び凝縮廃液貯槽セルの漏えい液受皿の容量は合計で約 17m^3 であり、これらを凝縮水受入可能量として確保する。また、高レベル廃液ガラス固化建屋の凝縮水回収先セルである固化セルは、固化セル内がステンレス鋼の内張りが施されていることを考慮し、セル貫通部高さまでの容量として約 $1,300\text{m}^3$ を凝縮水受入れ可能量として確保する。

(7) 操作の条件

貯槽等への注水に係る準備作業は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から高レベル廃液等が沸騰に至る前までに開始し、沸騰に至るまでの時間が最も短い精製建屋では9時間後までに準備作業を完了する。また、貯槽等の液位を監視しつつ、高レベル廃液等の液量が初期液量の70%に減少する前までに貯槽等への直接注水を開始する。

冷却コイル等への通水に係る準備作業については、貯槽等への注水により沸騰継続による高レベル廃液等の濃縮を防止することから、冷却コイル等への通水実施に対する制限時間はないが、事態の収束のため

め速やかに準備作業を完了する。冷却コイル等への通水の実施は準備作業が完了次第開始し、沸騰の継続時間が最も長くなる精製建屋においても安全冷却水系の冷却機能の喪失から30時間40分後までに冷却コイル等への通水を開始する。

貯槽等への注水の準備作業時に想定される作業環境を考慮した貯槽等への注水に必要な作業と所要時間及び冷却コイル等への通水に必要な作業と所要時間を、精製建屋を例として第7.2-21図に示す。

沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質を放射性物質の導出先セルに導くための塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットへの切替操作は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備が整い次第開始し、沸騰に至るまでの時間が最も短い精製建屋では2時間25分後までに作業を完了する。

前処理建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋における水素掃気用の圧縮空気の停止操作は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から45分後までに完了する。

凝縮器への通水は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備作業が完了次第開始し、沸騰に至るまでの時間が最も短い精製建屋では8時間30分後までに凝縮器への通水を開始する。

代替セル排気系による排気は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から高レベル廃液等が沸騰に至る前までに準備が整い次第開始し、沸騰までの時間が最も短い精製建屋では6時間40分後までに開始する。

精製建屋を例として、これらの対策の準備及び実施時に想定される作業環境を考慮した必要な作業と所要時間を第7.2-21図に示す。また、安全冷却水系の冷却機能の喪失から第7.2-1表に示す貯槽等に内包す

る高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間を第7.2-9表，第7.2-12表，第7.2-15表，第7.2-18表及び第7.2-21表に示す。

(8) 放出量評価に関連する事故，機器及び操作の条件の具体的な展開

「高レベル廃液等の核種組成，濃度，崩壊熱密度」及び「高レベル廃液等の保有量」設定の考え方は，「7.2.1.2.1(6) 事故の条件及び機器の条件」に記載したとおりである。

主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量の評価は，高レベル廃液等の沸騰前の水素掃気用の圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価及び高レベル廃液等の沸騰後の冷却コイル等への通水の実施により事態が収束するまでの主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量評価に分けられる。

有効性評価における大気中への放射性物質の放出量は，重大事故等が発生する貯槽等に内包する放射性物質質量に対して，高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの期間のうち，放射性物質の放出に寄与する時間割合，高レベル廃液等の沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質の割合，大気中への放出経路における除染係数の逆数を乗じて算出する。

また，算出した大気中への放射性物質の放出量にセシウム-137への換算係数を乗じて，大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）を算出する。セシウム-137への換算係数は，IAEA-TECD
OC-1162⁽¹⁾に示される，地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量への換算係数⁽¹⁾を用いて，セシウム-137と着目核種との比から算出する。ただし，プルトニウム等の一部の核種は，化学形態

による影響の違いを補正する係数⁽¹⁾⁽²⁾を乗じて算出する。

a. 高レベル廃液等の沸騰前の水素掃気用の圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価

高レベル廃液等の沸騰前の水素掃気用の圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価の評価条件については、「7.3.2.2.1(8)a. 空気貯槽等から供給する圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価」に示すとおりである。

b. 高レベル廃液等の沸騰後の事態の収束までの主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量評価

(a) 貯槽等に内包する放射性物質質量

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の放射性物質の濃度は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ 、照射前燃料濃縮度 $4.5\text{wt}\%$ 、比出力 $38\text{MW} / \text{t} \cdot U_{PR}$ 、冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値とする。

また、貯槽等に内包する放射性物質質量は、上記において算出した放射性物質の濃度に、第7.2-1表の貯槽等に内包する高レベル廃液等の体積を乗じて算出する。

(b) 高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの期間のうち、放射性物質の放出に寄与する時間割合

高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの期間のうち、放射性物質の放出に寄与する時間割合は、貯槽等ごとに算出する。

算出方法は、沸騰開始から冷却コイル等への通水により事態が収束するまでの沸騰継続時間を高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの時間で除して算出する。

沸騰継続時間は、貯槽等の高レベル廃液等の液量と崩壊熱密度から高レベル廃液等の潜熱を考慮して算出する。

貯槽等ごとの設定値を第7.2-29表～第7.2-33表に示す。高レベル廃液等が沸騰に至る前までに冷却コイル等への通水により事態が収束する貯槽等については、沸騰に至らず、気相中への放射性物質の移行がないため設定値は0とする。

また、安全冷却水系の冷却機能が喪失する直前まで、安全冷却水系が1系列運転されていたものとし、安全冷却水系の冷却機能の喪失から第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等が沸騰に至るまでの時間は、各貯槽等の高レベル廃液等の崩壊熱密度から算出する。

(c) 高レベル廃液等の沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質の割合

高レベル廃液等の沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質の割合は、模擬高レベル廃液400mLを蒸気流速が1.1cm/sとなるように沸騰させ、模擬高レベル廃液が乾燥し固化に至り、乾固物の温度が140℃に到達するまでの間に、試料容器以降で捕集された物質の割合を測定した試験結果に基づき、積算移行率を0.005⁽³⁾%とする。模擬高レベル廃液を沸騰させた試験では、ブローにより流量10L/minでの吸引及び試験装置内の圧力を一定に保つためのN₂ガスの自動供給が実施されるため、積算移行率には、N₂ガスによる掃気に起因する放射性物質の移行も含まれる。また、高さ約0.8mでは、本来、積算移行率に含まれない粗大粒子を含むおそれがあるが、安全余裕を見込んで積算移行率を0.005%としている。

(d) 大気中への放出経路における除染係数

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等で、事態の収束までに沸騰に伴い発生した放射性物質を含む蒸気は、凝縮器による蒸

気の凝縮及び放射性物質の除去を経て、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニットから放射性物質の導出先セルに導出され、可搬型フィルタ及び主排気筒を介して、大気中へ管理しながら放出する。

放出経路構造物への沈着による放射性エアロゾルの除染係数⁽⁴⁾は、10とする。

凝縮器による放射性エアロゾルの除染係数⁽⁵⁾は、10とする。

また、可搬型フィルタは、1段あたり 10^3 以上 ($0.3\mu\text{mDOP}$ 粒子)の除染係数を有し、2段で構成する。可搬型フィルタの放射性エアロゾルの除染係数⁽⁶⁾は、凝縮器による蒸気の凝縮により可搬型フィルタが設計上の除染能力を発揮できることから 10^5 とする。

凝縮器下流に設置するセル導出ユニットフィルタの除染係数は、蒸気によって劣化する可能性を考慮し評価上考慮しない。

【補足説明資料7-7】

(9) 判断基準

蒸発乾固の拡大防止対策の有効性評価の判断基準は以下のとおりとする。

a. 貯槽等への注水

高レベル廃液等が沸騰に至った場合であっても、第1貯水槽から貯槽等へ注水することで、貯槽等の液位を一定範囲に維持できること。

b. 冷却コイル等への通水

高レベル廃液等が沸騰に至った場合であっても、冷却コイル等へ通水することにより、高レベル廃液等の温度が沸点から低下傾向を示し、高レベル廃液等が未沸騰状態を継続して維持できること。

c. 凝縮器への通水

事態の収束までに発生する凝縮水の発生量が、凝縮水の回収先セルの

漏えい液受皿等の容量を下回ること。

d. セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応

冷却コイル等への通水による事態の収束までに大気中へ放出される放射性物質の放出量が、セシウム-137換算で100TBqを十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低いこと。

7.2.2.2.2 有効性評価の結果

(1) 有効性評価の結果

a. 貯槽等への注水

沸騰に至るまでの時間が最も短い貯槽等を有する精製建屋における可搬型中型移送ポンプによる貯槽等への注水に係る準備作業は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から63人にて9時間で作業を完了するため、安全冷却水系の冷却機能の喪失から沸騰に至るまでの時間である11時間以内に注水準備の完了が可能である。

高レベル廃液等が沸騰に至り液位が低下するが、液位を監視しつつ貯槽等への注水を高レベル廃液等の蒸発速度を上回る注水流量で適時実施することにより、高レベル廃液等の液量は貯槽等の事故発生直前の初期液量の70%を下回ることなく、液位を一定範囲に維持できる。

また、ルテニウムを含む高レベル濃縮廃液を内包する貯槽等において、高レベル濃縮廃液の温度を120℃未満に維持でき、揮発性のルテニウムが大量に生成することはない。

以上の有効性評価結果を第7.2-9表～第7.2-23表に、対策実施時のパラメータの推移を第7.2-22図～第7.2-26図に示す。

b. 冷却コイル等への通水

蒸発乾固の発生防止対策が機能しなかった場合に実施する冷却コイ

ル等への通水による貯槽等に内包する高レベル廃液等の冷却は、健全な冷却コイル配管・弁又は冷却ジャケット配管・弁が1本あれば可能であり、高レベル廃液等が沸騰に至ってから冷却コイル等への通水が実施されるまでの時間が最も長い精製建屋内部ループ1に属する貯槽等に対して冷却コイル等への通水を実施する場合、精製建屋における可搬型中型移送ポンプによる冷却コイル等への通水に係る準備作業は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から59人にて30時間40分で作業を完了できる。

冷却コイル等への通水実施後は、高レベル廃液等の温度が沸点から低下傾向を示し、高レベル廃液等の平衡温度が最も高いプルトニウム濃縮液受槽において約75℃で平衡に至る。

同様に、上記以外の機器グループである精製建屋内部ループ2に属する貯槽等に対して冷却コイル等への通水を実施する場合、精製建屋で安全冷却水系の冷却機能の喪失から61人にて37時間30分で作業を完了し実施できる。冷却コイル等への通水実施後の高レベル廃液等の平衡温度は、最も温度が高いプルトニウム溶液受槽において約70℃である。

以上の有効性評価結果を第7.2-9表～第7.2-23表に、対策実施時のパラメータの推移を第7.2-22図～第7.2-26図に示す。

c. 凝縮器への通水

沸騰に至るまでの時間が最も短い貯槽等を有する精製建屋における可搬型中型移送ポンプによる凝縮器への通水は、安全冷却水系の冷却機能の喪失から55人にて8時間30分で実施できるため、安全冷却水系の冷却機能の喪失から沸騰に至るまでの時間である11時間以内に凝縮器への通水が可能である。

高レベル廃液等の沸騰から事態の収束までの凝縮水の発生量は、凝縮水回収先セルの漏えい液受皿等の容量に対して凝縮水発生量の占める割合が大きい精製建屋において約 3 m^3 であり、凝縮水の発生量は凝縮水回収先セルの漏えい液受皿等の容量を十分下回る。

事態が収束するまでに発生する凝縮水の発生量の詳細を第7.2-11表、第7.2-14表、第7.2-17表、第7.2-20表及び第7.2-23表に示す。

d. セルへの導出経路の構築及びに代替セル排気系による対応

セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による排気の実施は、沸騰に至るまでの時間が最も短い精製建屋においても、安全冷却水系の冷却機能の喪失から71人にて5時間40分で実施できるため、安全冷却水系の冷却機能の喪失から沸騰に至るまでの時間である11時間以内に代替セル排気系による排気が可能である。

セル導出経路の系統構成、凝縮器への通水、代替セル排気系による排気により、高レベル廃液等の沸騰から事態の収束までの大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）は、前処理建屋において約 $6 \times 10^{-13} \text{ TBq}$ 、分離建屋において約 $5 \times 10^{-7} \text{ TBq}$ 、精製建屋において約 $5 \times 10^{-6} \text{ TBq}$ 、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋において約 $3 \times 10^{-7} \text{ TBq}$ 、高レベル廃液ガラス固化建屋において約 $4 \times 10^{-6} \text{ TBq}$ となり、合計で約 $1 \times 10^{-5} \text{ TBq}$ となる。

継続して実施される水素掃気用の圧縮空気の供給により、導出先セルの圧力が上昇し、平常運転時の排気経路以外の場所から放射性物質を含む気体の漏えいのおそれがあるが、上記の放出量は、この寄与分も含めた結果である。

平常運転時の排気経路以外の場所からの放射性物質の放出継続時間は、最も長い分離建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で3時

間10分であり、大気中への放出に至る建屋内の移行経路を踏まえればその影響はわずかである。

セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応は、蒸発乾固に伴い気相中へ移行する放射性物質に対して各々十分な除染係数を確保している。また、放射性物質のセルへの導出に係る準備作業、凝縮器への通水に係る準備作業及び可搬型フィルタ、可搬型デミスタ、可搬型排風機、可搬型ダクトをセル排気系に接続し、主排気筒を介して大気中へ放射性物質を管理放出するための準備作業は、高レベル廃液等が沸騰に至る前で実行可能な限り早期に完了させ、これらを稼働させることで、事態が収束するまでの主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）は、100 T B q を十分下回るものであって、かつ、実行可能な限り低い。

以上の有効性評価結果を第7.2-9表～第7.2-23表に、対策実施時のパラメータの推移を第7.2-27図～第7.2-36図に示す。

各建屋の主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量及び大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）の詳細を第7.2-34表～第7.2-37表及び第7.2-38表に示す。また、放射性物質が大気中に放出されるまでの過程を第7.2-37図～第7.2-40図に示す。

【補足説明資料7-8】

(2) 不確かさの影響評価

a. 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

(a) 想定事象の違い

「7.2.1.2.2(2) a. (a) 想定事象の違い」に記載したとおりである。

(b) 実際の熱条件の影響

沸騰に至るまでの時間に与える影響は、「7.2.1.2.2(2) a. (b) 実際

の熱条件の影響」に記載したとおりである。

貯槽等への注水の実施間隔に与える影響は、高レベル廃液等の液量が初期液量の70%に減少するまでの時間が影響する。高レベル廃液等の濃縮に伴う沸点の上昇は5℃程度であり、例えばプルトニウム濃縮液1 m³の場合、30%分の水の蒸発に消費される熱量が約 4.5×10^8 Jなのに対し、5℃の温度上昇に必要な熱量が約 2×10^7 Jであり、崩壊熱の約5%が顕熱として消費されることが想定される。

したがって、初期液量から70%の液量に至るまでの時間が数%延びることになる。

以上より、実際の熱条件の下では、高レベル廃液等の液量が初期液量の70%に至るまでの時間は、全ての高レベル廃液等においてより長い時間となる可能性があるが、時間余裕が延びる方向の変動であることから、実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

(c) セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応の有効性評価に用いるパラメータの不確かさ

事態の収束までの大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）は、気相中に移行する放射性物質の移行割合や放出経路における放射性物質の除染係数に不確かさがある。

仮に移行した放射性物質に気体状の放射性物質が含まれていた場合、放射性物質の移行率に変動があった場合及び冷却コイル等への通水までの時間に変動があった場合、放出量が1桁程度増加する可能性がある。一方、放出量評価に用いた高レベル廃液等の核種組成や放出経路上での除染係数を評価が厳しくなるよう設定しており、放出量がさらに小さくなることが想定される。

このように不確かさを有するものの、これらを考慮した場合でも判

断基準を満足することには変わりはない。

不確かさを考慮した各パラメータの幅を以下に示す。

i. 高レベル廃液等の沸騰前の水素掃気用の圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価

高レベル廃液等の沸騰前の水素掃気用の圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価の設定パラメータの不確かさについては、

「7.3.2.2 水素爆発の拡大防止対策の有効性評価」に示すとおりである。

ii. 高レベル廃液等の沸騰後の事態の収束までの放射性物質の放出量評価

(i) 貯槽等に内包する放射性物質質量

貯槽等に内包する放射性物質質量は、再処理する使用済燃料の燃焼条件の変動幅を考慮すると、放射性物質質量の最大値は、1桁程度の下振れを有する。

また、再処理する使用済燃料の冷却期間によっては、減衰による放射性物質質量のさらなる低減効果を見込める可能性がある。

(ii) 高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの期間のうち、放射性物質の放出に寄与する時間割合

高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの期間のうち、放射性物質の放出に寄与する時間割合は、蒸発乾固の発生を仮定する高レベル廃液等の崩壊熱密度に依存するパラメータであり、再処理する使用済燃料の燃焼条件の変動幅を考慮すると、崩壊熱密度の最大値は、1桁程度の下振れを有する。

また、再処理する使用済燃料の冷却期間によっては、減衰による崩壊熱密度のさらなる低減効果を見込める可能性がある。

一方、高レベル廃液等が沸騰を開始してから乾燥し固化に至るまでの期間のうち、放射性物質の放出に寄与する時間割合は、冷却コイル等への通水が実施されるタイミングに依存する。

冷却コイル等への通水の準備及び実施は、高レベル廃液等が沸騰に至った後に実施されることから、作業環境が悪化している可能性があり、これに伴い冷却コイル等への通水の準備及び実施が遅れる可能性がある。

このため、放射性物質の放出に寄与する時間割合は、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）に対する感度が大きいと考えられる。この感度を把握するため、冷却コイル等への通水の準備の計画値である30時間40分に対し、安全側の想定として、冷却コイル等への通水の準備にさらに24時間の時間を要し、54時間40分後に冷却コイル等への通水が開始されたと想定した場合、放射性物質の放出量は約3倍となり、条件によっては、設定値に対して1桁程度の上振れを有する可能性がある。

(iii) 高レベル廃液等の沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質の割合

高レベル廃液等の沸騰に伴い気相中に移行する放射性物質の割合は、実験値に基づき安全余裕を考慮して0.005%を設定しているが、実験体系が実機の体系を全て網羅できていないため、体系に起因した不確かさが存在する。

上限値としては、臨界に伴う沸騰時の移行率である0.05%がある。

一方、実験値に対して安全余裕を見込んで設定しているため、1桁程度の下振れを有する。

また、設定した移行率は、沸騰開始から乾燥し固化に至るまでの間の積算移行率を確認した実験に基づき設定しているため、沸騰初期と

乾燥し固化に至る沸騰晩期とでは、高レベル廃液等の性状が異なり、性状に応じて移行率が変化する可能性がある。

これについては、移行率の設定にあたって参照した実験における積算移行率の時間変化を確認し、沸騰初期と沸騰晩期において有意な差を確認できなかったことから、高レベル廃液等の性状の差が移行割合に与える影響は無視できる。

以上より、設定値に対して1桁程度の下振れを有するとともに、条件によっては、設定値に対して1桁程度の上振れを有する可能性がある。

(iv) 大気中への放出経路における除染係数

大気中への放出経路における除染係数は、設定値に対して、凝縮器による除去効果として1桁程度の下振れを有するとともに、各建屋の塔槽類廃ガス処理設備の構造的な特徴並びに放射性物質の導出先セル及び各建屋のセル排気系の構造的な特徴として、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の下振れを有する。

さらに、第 7.2-1 表に示す貯槽等から放射性物質の導出先セルまでの放出経路上の塔槽類廃ガス処理設備の配管は、曲がり部が多く数十m以上の長さがあり、塔槽類廃ガス処理設備は多数の機器で構成されることにより、放射性エアロゾルの沈着による除去が期待できる。

また、凝縮器による蒸気の凝縮効果により放射性物質を大気中へ押し出すエネルギーの減衰が期待できる。

また、放射性物質の導出先セルへの導出後においては、放射性物質を導出先セルへ導出することによる放射性エアロゾルの重力沈着による除去、セル排気系のダクトの曲がり部における慣性沈着及び圧力損失による放射性物質を大気中へ押し出すエネルギーの減衰により放射性

エアロゾルの除去が期待できるため、条件によっては、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の下振れを見込める可能性がある。

一方、条件によっては設定値に対して、凝縮器による除去効果、塔槽類廃ガス処理設備の構造的な特徴並びに放射性物質の導出先セル及び各建屋のセル排気系の構造的な特徴全体で、大気中への放射性物質の放出量は1桁程度の上振れを有する可能性がある。

沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質に気体状の放射性物質が含まれていた場合には、放出経路上の除染係数が期待できず、大気中への放射性物質の放出量は、高レベル廃液ガラス固化建屋の場合で1桁程度増加する可能性がある。

(d) 貯槽等への注水による高レベル廃液等の温度低下に起因する不確かさ

沸騰している高レベル廃液等へ注水することにより、沸騰状態にある高レベル廃液等が未沸騰状態へ移行することで放射性物質の放出量が低減する可能性がある。

貯槽等への注水により高レベル廃液等の温度を沸点未満に下げするためには、高レベル廃液等が有する崩壊熱に対して、注水される水が沸点に至るまでの熱量（顕熱）が大きくなければならず、蒸発速度の約8倍以上の注水速度で注水する必要がある。

貯槽等への注水では、過剰な量の注水による貯槽等内の高レベル廃液等のオーバーフローの可能性があり、いかなる条件においても蒸発速度の8倍以上の注水流量を確保することが困難であることから、貯槽等への注水による放射性物質の放出量低減に係る不確かさの幅は設定しない。

【補足説明資料7－9】

b. 操作の条件の不確かさの影響

(a) 実施組織要員の操作

「7.2.1.2.2(2) b. (a) 実施組織要員の操作」に記載したとおりである。

(b) 作業環境

高レベル廃液等が沸騰に至るまでは有意な作業環境の悪化はなく、貯槽等への注水の準備、セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応に関する対策の準備及び実施は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに実施することから、作業環境が実施組織要員の操作の時間余裕に影響を与えることはない。

7.2.2.2.3 重大事故等の同時発生又は連鎖

(1) 重大事故等の事象進展，事故規模の分析

高レベル廃液等が沸騰に至った場合には、拡大防止対策として、第1貯水槽から貯槽等へ注水する。

貯槽等への注水は、貯槽等に内包する高レベル廃液等が初期液量の70%まで減少する前に実施する。

さらに、貯槽等に内包する高レベル廃液等の沸騰開始後の事態収束のため、冷却コイル等への通水を実施し、蒸発乾固を仮定する貯槽等に内包する高レベル廃液等を冷却することで、未沸騰状態に導くとともに、これを維持する。

以上の拡大防止対策を考慮した時の高レベル廃液等の状態及び高レベル廃液等の状態によって生じる事故時環境は次のとおりである。

a. 高レベル廃液等の状態

蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等に内包されている高レベル廃液等は、溶解液、抽出廃液、プルトニウム溶液 (24 g Pu/L)、プルトニ

ウム濃縮液（250 g P u / L）及び高レベル濃縮廃液である。

蒸発乾固は、平常運転時に貯槽等に内包する高レベル廃液等に対して、異なる溶液が混入して発生する事象ではなく、冷却機能の喪失により発生する事象であるため、高レベル廃液等の組成が変化することはない。

一方、拡大防止対策である貯槽等への注水は間欠注水にて実施するため、高レベル廃液等が濃縮及び希釈を繰り返す。

この過程における高レベル廃液等の状態変化のうち温度は、プルトニウム濃縮液（250 g P u / L）において最大で約120℃まで上昇する。

また、ルテニウムを内包する高レベル濃縮廃液において約110℃まで上昇する。

核燃料物質等の濃度及び崩壊熱密度は、プルトニウム濃縮液（250 g P u / L）において初期値の約1.5倍まで、高レベル濃縮廃液において初期値の約1.2倍まで上昇する。

一方、溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液（24 g P u / L）は、高レベル廃液等が沸騰に至る前に冷却コイル等への通水が開始されるため、溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液（24 g P u / L）が濃縮することはない。

また、高レベル廃液等は温度上昇及び濃縮するのみであり、貯槽等に内包する放射性物質質量及び崩壊熱自体が変わることはない。高レベル廃液等の硝酸濃度は、最大でもプルトニウム濃縮液（250 g P u / L）の約9規定であり、高レベル濃縮廃液の場合、約3規定である。また、冷却コイル等への通水が実施される時間が初期液量の70%に至るまでの時間より長いプルトニウム濃縮液（250 g P u / L）は、貯槽等への注水により希釈され、この時のプルトニウム濃縮液の硝酸濃度は約5

規定となる。

b. 高レベル廃液等の状態によって生じる事故時環境

(a) 温度

高レベル廃液等の温度は、各貯槽等における冷却コイル等への通水を開始した時の温度又は高レベル廃液等が初期液量の 70%まで減少した時の温度を基に設定しており、「7.2.2.2.3(1) a. 高レベル廃液等の状態」に記載したとおり最大でも約 122°Cである。

高レベル廃液等の具体的な温度は、以下のとおりである。

プルトニウム濃縮液 (250 g P u / L)

: 約 122°C (70%濃縮時の温度)

プルトニウム溶液 (24 g P u / L)

: 約 65°C (冷却コイル等通水開始時の温度)

溶解液 : 約 57°C (冷却コイル等通水開始時の温度)

抽出廃液 : 約 53°C (冷却コイル等通水開始時の温度)

高レベル濃縮廃液 : 約 105°C (冷却コイル等通水開始時の温度)

(b) 圧力

高レベル廃液等が沸騰に至り、貯槽等内及び貯槽等に接続する塔槽類廃ガス処理設備内が加圧された場合には、水封安全器から圧力が減圧される設計となっている。

以上のことから、高レベル廃液等が沸騰に至ったとしても、系統内の圧力は最大でも約 3 k P a であり、平常運転時と同程度である。

(c) 湿度

高レベル廃液等が沸騰に至った場合、蒸気により多湿環境となる。

(d) 放射線

高レベル廃液等が沸騰に至ったとしても、高レベル廃液等が濃縮するのみであり、貯槽等内の放射性物質が増加することはない、また、高レベル廃液等が濃縮する過程において臨界の発生は想定されないことから、線量率は平常運転時から変化することはない。

一方、貯槽等外に着目した場合には、高レベル廃液等に含まれる放射性物質が蒸気に同伴され、貯槽等外へ移行するため、貯槽等外の線量率は上昇する。

(e) 物質（水素，蒸気，煤煙，放射性物質，その他）及びエネルギーの発生

高レベル廃液等の沸騰に伴い、水素発生G値が上昇し、プルトニウム濃縮液（250 g Pu/L）の場合には、貯槽等への注水により硝酸濃度が低下するため水素発生量が増加する。

また、高レベル廃液等の沸騰に伴い蒸気が発生する。

一方、高レベル廃液等が沸騰に至ったとしても、高レベル廃液等の放射性物質の濃度が上昇するのみであり、臨界の発生は想定されないことから、新たな放射性物質の生成はない。

T B P等を含む使用済みの有機溶媒は、平常運転時において、分離建屋一時貯留処理設備の第1一時貯留処理槽、第6一時貯留処理槽、第7一時貯留処理槽及び第8一時貯留処理槽並びに精製建屋一時貯留処理設備の第1一時貯留処理槽、第2一時貯留処理槽及び第3一時貯留処理槽において、有意量を受け入れる場合があるが、通常状態で受け入れる可能性のある溶液の混合を考慮しても、総崩壊熱は最大でも1 kW程度であり、高レベル廃液等の濃縮又は温度上昇が想定されず、有機溶媒等による火災又は爆発の発生は想定されないことから、これらの反応により生成する煤煙及びその他の物質が発生することはない。

また、上記以外の貯槽等においては、分離設備のT B P洗浄塔及び

T B P 洗浄器並びにプルトニウム精製設備の T B P 洗浄器において、希釈材により除去され、溶媒再生系（分離・分配系）の第 1 洗浄器、第 2 洗浄器及び第 3 洗浄器並びに溶媒再生系（プルトニウム精製系）の第 1 洗浄器、第 2 洗浄器及び第 3 洗浄器において、炭酸ナトリウム溶液等により、洗浄及び再生されることから、高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等には、有意量の T B P 等を含む使用済みの有機溶媒が含まれることはなく、有機溶媒等による火災又は爆発の発生は想定されないことから、これらの反応により生成する煤煙及びその他の物質が発生することはない。

(f) 落下又は転倒による荷重

高レベル廃液等の温度が上昇したとしても、貯槽等の材質の強度が有意に低下することはない、貯槽等が落下又は転倒することはない。

(g) 腐食環境

高レベル廃液等の沸騰により、高レベル廃液等の硝酸濃度は、プルトニウム濃縮液（250 g P u / L）の場合は最大で約 9 規定となり、高レベル濃縮廃液の場合は最大で約 3 規定となる。そのため、蒸気及び凝縮水の硝酸濃度が最大で約 8 規定となる。

(2) 重大事故等の同時発生

「7.2.1.2.3(2) 重大事故等の同時発生」に記載したとおりである。

異種の重大事故等の同時発生に対する重大事故等対策の有効性については、「7.7 重大事故が同時に又は連鎖して発生した場合の対処」にまとめる。

(3) 重大事故等の連鎖

拡大防止対策を考慮した時の高レベル廃液等の状態及び高レベル廃液等の状態によって生じる事故時環境を明らかにし、高レベル廃液等の状態によって新たに連鎖して発生する重大事故等の有無及び事故時環境が安全機能の喪失をもたらすことによって連鎖して発生する重大事故等の有無を明らかにする。

a. 事故進展により自らの貯槽等において連鎖して発生する重大事故等の特定

(a) 臨界事故

「7.2.2.2.3(1) 重大事故等の事象進展，事故規模の分析」に記載したとおり，プルトニウム濃縮液（250 g Pu / L）の濃度が上昇し，70%濃縮時には約360 g Pu / Lまでプルトニウムの濃度が上昇するが，プルトニウム濃縮液を内包する貯槽等は全濃度安全形状寸法管理により臨界事故の発生を防止しており，また，貯槽等の材質はステンレス鋼又はジルコニウムであり，想定される温度，圧力，腐食環境等の環境条件によって貯槽等のバウンダリの健全性が損なわれることはなく，貯槽等の胴部の外側に設置されている全濃度安全形状寸法管理を担う中性子吸収材が損傷することはない。

以上より，臨界事故が発生することはない。

(b) 放射線分解により発生する水素による爆発

「7.2.2.2.3(1) 重大事故等の事象進展，事故規模の分析」に記載したとおり，高レベル廃液等が沸騰した場合の水素発生量は，平常運転時と比べて相当多くなる。

蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等は，全て安全圧縮空気系から水素掃気用の圧縮空気が供給されており，安全圧縮空気系からの水素掃気用の圧縮空気の供給量は，十分な余裕が確保されていることから，沸

騰時であっても貯槽等の気相部の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % を超えることはない。

さらに、プルトニウム濃縮液 (250 g P u / L) の場合には、貯槽等への注水により硝酸濃度が平常運転時の 7 規定から 5 規定に低下し、これにより水素発生量が増加するが、各々の硝酸濃度における水素発生 G 値は 0.048 及び 0.059 であり、希釈後のプルトニウム濃縮液の水素発生量は平常運転時の約 1.3 倍になる程度である。これに対し、安全圧縮空気系からの水素掃気用の圧縮空気の供給量は十分な余裕が確保されていることから、沸騰時であっても貯槽等の気相部の水素濃度がドライ換算 8 v o 1 % を超えることはない。

また、高レベル廃液等の沸騰に伴い発生する蒸気により、貯槽等内の圧力が上昇するが、圧力の上昇は最大でも約 3 k P a と平常運転時と同程度であり、貯槽等内の圧力上昇により安全圧縮空気系からの水素掃気用の圧縮空気の供給が阻害されることはない。

また、安全圧縮空気系の配管の材質はステンレス鋼であり、想定される温度、圧力、腐食環境等の環境条件によって安全圧縮空気系の配管が損傷することはない。

以上より、放射線分解により発生する水素による爆発が発生することはない。

(c) 有機溶媒等による火災又は爆発

「7.2.2.2.3(1) 重大事故等の事象進展、事故規模の分析」に記載したとおり、有意な量の T B P 等を含む使用済みの有機溶媒が、高レベル廃液等の沸騰が発生する貯槽等に混入することはない。

また、沸騰が発生する貯槽等に接続する機器注水配管、冷却コイル等の材質は、ステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、

圧力、腐食環境等の環境条件によってこれらのバウンダリの健全性が損なわれることはないことから、有機溶媒が混入することもない。

以上より、有機溶媒等による火災又は爆発が発生することはない。

(d) 放射性物質の漏えい

貯槽等及び貯槽等に接続する配管の材質はステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力、腐食環境等の環境条件によってこれらのバウンダリの健全性が損なわれることはなく、放射性物質の漏えいが発生することはない。

b. 重大事故等が発生した貯槽等以外の安全機能への影響及び連鎖して発生する重大事故等の特定

貯槽等及び貯槽等に接続する配管の材質はステンレス鋼又はジルコニウムであり、想定される温度、圧力等の環境条件によってこれらのバウンダリの健全性が損なわれることはなく、温度及び放射線以外の貯槽等内の環境条件が貯槽等及び貯槽等に接続する機器の外へ及ぶことはないことから、温度及び放射線以外の環境条件の変化によってその他の重大事故等が連鎖して発生することはない。

温度及び放射線の影響は貯槽等及び貯槽等に接続する機器の外へ及ぶものの、温度は最大でも120℃程度であり、また、放射線は平常運転時と変わらず、これらの影響が十分な厚さを有するセルを超えてセル外へ及ぶことはない。

また、セル内の安全機能を有する機器もこれらの環境条件で健全性を損なうことはないことから、温度及び放射線の環境条件の変化によってその他の重大事故等が連鎖して発生することはない。

貯槽等に接続する配管を通じた貯槽等内の環境の伝播による安全機能への影響の詳細は次のとおりである。

(a) 安全圧縮空気系

安全圧縮空気系からの水素掃気用の圧縮空気の供給圧は、貯槽等内の圧力より高いことから、安全圧縮空気系配管を通じて貯槽等内の影響が波及することはない。高レベル廃液等の沸騰により安全圧縮空気系が機能喪失することはない。

以上より、高レベル廃液等の沸騰により安全圧縮空気系が機能喪失することはない。放射線分解により発生する水素による爆発が発生することはない。

(b) 塔槽類廃ガス処理設備等

貯槽等に接続する塔槽類廃ガス処理設備の配管を通じて、貯槽等内の環境が塔槽類廃ガス処理設備、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット及び凝縮器並びに凝縮液回収系（以下7.2では「塔槽類廃ガス処理設備等」という。）に波及する。

塔槽類廃ガス処理設備等の材質はステンレス鋼又はジルコニウムであり、貯槽等内の環境条件によってバウンダリの健全性が損なわれることはない。

一方、塔槽類廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタは蒸気による機能低下が想定されるものの、本現象は、蒸発乾固における想定条件そのものである。

以上より、高レベル廃液等の沸騰により塔槽類廃ガス処理設備等が機能喪失することはない。放射性物質の漏えいが発生することはない。

(c) 放射性物質の放出経路（建屋換気設備）

導出先セル及び導出先セル以降の排気経路の温度は、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット上の凝縮器による蒸気の除去及び除熱により 50℃以下となり、平常運転時の温度と同程度であるが、

水素掃気用の圧縮空気に溶存する湿分が導出先セルへ導出され多湿環境となるものの、蒸気に含まれる硝酸成分のほとんどが凝縮水として回収されることから、導出先セル及び導出先セル以降の排気経路の腐食環境は、平常運転時と同じである。

また、導出先セル及び導出先セル以降の排気経路の圧力は、塔槽類廃ガス処理設備からセルに導出するユニット上の凝縮器による蒸気の除去及び可搬型排風機の運転により大気圧と同程度となり、平常運転時の圧力と同程度である。

以上より、高レベル廃液等の沸騰により放射性物質の放出経路（建屋換気設備）が機能喪失することはない、放射性物質の漏えいが発生することはない。

c. 分析結果

蒸発乾固の発生を仮定する5建屋、13機器グループ、53貯槽等の全てにおいて重大事故等が同時発生することを前提として評価を実施した。高レベル廃液等が沸騰し、濃縮及び希釈を繰り返す過程において、放射線分解により発生する水素の量が増加するが、安全圧縮空気系からの水素掃気用の圧縮空気の供給量は、十分な余裕が確保されており、沸騰時であっても貯槽等の気相部の水素濃度がドライ換算8vol%を超えることがないこと等、蒸発乾固の発生によって他の重大事故等が連鎖して発生することがないことを確認した。

【補足説明資料7-13】

7.2.2.2.4 判断基準への適合性の検討

蒸発乾固の拡大防止対策として、蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等への注水手段、冷却コイル等への通水手段、貯槽等において沸騰に伴い気相中へ移行した放射性物質をセルへの導出経路の構築及び代替セル排気系によ

る対応により除去する手段を整備しており、これらの対策について、外的事象の「地震」を要因として有効性評価を行った。

貯槽等への注水は、高レベル廃液等が沸騰に至る前までに貯槽等への注水に係る準備作業を完了し、沸騰後、沸騰に伴い減少した高レベル廃液等の液量を回復するため、定期的に貯槽等へ注水することで、蒸発乾固が進行することを防止している。

また、実施組織要員に余裕ができた時点で、貯槽等への注水により蒸発乾固の進行を防止している状態を維持しながら、冷却コイル等への通水の準備に着手し、準備が完了次第実施することで、高レベル廃液等の温度を沸点未満へ移行させることで、蒸発乾固の事態の収束を図り、安定状態を維持できる。

セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応により放射性物質を除去する手段は、蒸発乾固に伴い気相中へ移行する放射性物質に対して各々十分な除染係数を確保し、大気中への放射性物質の放出量を可能な限り低減している。

また、セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応を高レベル廃液等が沸騰に至る前で実行可能な限り早期に完了させ、これらを稼働させることで主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量を低減できる。

事態が収束するまでの沸騰による主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）は、5 建屋合計で約 1×10^{-5} T B q であり、セルへの導出経路の構築及び代替セル排気系による対応の評価に用いるパラメータの不確かさの幅を考慮しても、100 T B q を十分下回る。

評価条件の不確かさについて確認した結果、実施組織要員の操作時間を与える影響及び評価結果に与える影響は無視できる又は小さいことを確認

した。

また、外的事象の「地震」とは異なる特徴を有する外的事象の「火山の影響」を要因とした場合に有効性評価へ与える影響を分析した。

外的事象の「火山の影響」を要因とした場合には、建屋外における蒸発乾固の拡大防止対策の準備に要する時間に与える影響及び蒸発乾固の拡大防止対策の維持に与える影響を分析し、降灰予報（「やや多量」以上）を受けて建屋外作業に着手すること及び除灰作業を考慮した作業計画を整備していることから、蒸発乾固の拡大防止対策の有効性へ与える影響が排除されていることを確認した。

以上の有効性評価は、蒸発乾固の発生を仮定する5建屋、13機器グループ、53貯槽等の全てにおいて重大事故等が同時発生することを前提として評価を実施し、上述のとおり重大事故等対策が有効であることを確認した。また、想定される事故時環境において、蒸発乾固の発生を仮定する貯槽等に接続する安全機能を有する機器が、損傷又は機能喪失することはないことを確認した。

以上のことから、内部ループへの通水が機能しなかったとしても、貯槽等への注水により放射性物質の発生を抑制し、及び蒸発乾固の進行を防止でき、冷却コイル等への通水により事態を収束できる。また、有効性評価で示す大気中への放射性物質の放出量は実行可能な限り低く、大気中への異常な水準の放出を防止することができる。

以上より、「7.2.2.2.1(9) 判断基準」を満足する。

7.2.3 蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員及び資源

蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員及び資源を以下に示す。

(1) 必要な要員の評価

蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策において、外的事象の「地震」を要因とした場合の蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員は141人である。

外的事象の「地震」とは異なる環境条件をもたらす可能性のある外的事象の「火山の影響」を要因とした場合の蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員は140人である。

また、内的事象の「長時間の全交流動力電源の喪失」及び「動的機器の多重故障」を要因とした場合は、外的事象の「地震」を要因とした場合に想定される環境条件より悪化することが想定されず、重大事故等対策の内容にも違いがないことから、必要な要員は合計141人以内である。

以上より、蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に必要な要員は、最大でも141人であるが、事業所内に常駐している実施組織要員は164人であり、必要な作業が可能である。

(2) 必要な資源の評価

蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に必要な水源、燃料及び電源を以下に示す。

a. 水源

- (a) 内部ループへの通水，冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水による水の温度影響評価

第1貯水槽の一区分及び通水経路からの放熱を考慮せず断熱を仮定した場合であっても，内部ループへの通水，冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水で使用する第1貯水槽の一区分の水温の上昇は1日あたり約 3.1℃であり，実際の放熱を考慮すれば冷却を維持することは可能である。

水の温度影響評価の詳細を以下に示す。

内部ループへの通水，冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水に使用した排水は，第1貯水槽の一区分へ戻し再利用する。

この場合，第1貯水槽の水量は，貯槽等への注水並びに第1貯水槽及び可搬型排水受槽の開口部からの自然蒸発によって減少するが，第1貯水槽及び可搬型排水受槽の開口部は小さく，自然蒸発の影響は小さいことから，貯槽等への注水による減少分を考慮した第1貯水槽の一区分の温度上昇を算出するとともに，冷却への影響を分析した。

第1貯水槽の水の温度への影響の評価の条件は，外的事象の「地震」又は「火山の影響」の想定によらず同じである。

第1貯水槽の水温の上昇は以下の仮定により算出した。

| | |
|-------------|-------------------------------|
| 冷却対象貯槽の総熱負荷 | : 1,470 k W |
| 第1貯水槽の水量 | : 9,970m ³ ※1 |
| 第1貯水槽の初期水温 | : 29℃ |
| 第1貯水槽の水の密度 | : 996 k g / m ³ ※2 |
| 第1貯水槽の水の比熱 | : 4,179 J / k g / K※2 |

※1 貯槽等に内包する溶液が沸騰することによって消費する蒸発量約 26m³を切り上げて 30m³とし，第1貯水槽の一区分分の容

積約 10,000m³から減じて設定。

※2 伝熱工学資料第4版 300Kの水の物性を引用

貯槽等から回収した熱量はそのまま第1貯水槽の水に与えられることから、第1貯水槽の1日あたりの水温上昇 ΔT は次のとおり算出される。

$$\begin{aligned}\Delta T [^\circ\text{C}/\text{日}] &= 1,470,000 [\text{J}/\text{s}] \times 86,400 [\text{s}/\text{日}] \\ &\quad / (9,970 [\text{m}^3] \times 996 [\text{kg}/\text{m}^3] \times 4,179 [\text{J}/\text{kg}/\text{K}]) \\ &= \text{約 } 3.1^\circ\text{C}/\text{日}\end{aligned}$$

なお、上記に示したとおり、自然蒸発による第1貯水槽の水の減少は、第1貯水槽及び可搬型排水受槽の開口部の構造上の特徴から、有意な量の水が蒸発することは考え難いが、自然蒸発による第1貯水槽の水の減少が第1貯水槽の水の温度に与える影響を把握する観点から、現実的には想定し得ない条件として、冷却対象貯槽等の総熱負荷により第1貯水槽の水が蒸発する想定を置いた場合の第1貯水槽の水の温度上昇を評価する。

本想定における第1貯水槽の水の蒸発量は約 310m³となる。これを考慮し、第1貯水槽の水量を 9,690m³と設定した場合、第1貯水槽の温度上昇は約 3.2 $^\circ\text{C}/\text{日}$ であり、自然蒸発による第1貯水槽の水の減少が第1貯水槽の水の温度に与える影響は小さいと判断できる。

(b) 水の使用量の評価

貯槽等への注水によって消費される水量は、冷却コイル等への通水を開始し、高レベル廃液等が未沸騰状態に移行するまでの期間を考慮す

ると、外的事象の「地震」又は「火山の影響」の想定によらず、合計約26m³の水が必要である。また、内部ループへの通水、凝縮器への通水及び冷却コイル等への通水の実施において、代替安全冷却水系と第1貯水槽間を循環させるために必要な水量は、約3,000m³である。

水源として、第1貯水槽の貯水槽A及び貯水槽Bにそれぞれ約10,000m³の水を保有しており、蒸発乾固への対処については、このうち一区画を使用し、他方の区画は使用済燃料貯蔵槽の燃料損傷への対処に使用する。これにより必要な水源は確保可能である。

貯槽等への注水によって消費される水量についての詳細を以下に示す。

| | |
|------------------|--------------------|
| 前処理建屋 | 約0.0m ³ |
| 分離建屋 | 約1.4m ³ |
| 精製建屋 | 約2.1m ³ |
| ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約0.2m ³ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約23m ³ |
| 全建屋合計 | 約26m ³ |

b. 燃料

全ての建屋の蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策を7日間継続して実施するのに必要な軽油は、外的事象の「地震」を想定した場合、合計で約62m³である。また、外的事象の「火山の影響」を想定した場合、合計で約63m³である。

軽油貯槽にて合計約800m³の軽油を確保していることから、外部支援を考慮しなくとも7日間の対処の継続が可能である。

必要な燃料についての詳細を以下に示す。

(a) 内部ループへの通水、貯槽等への注水、冷却コイル等への通水及び

凝縮器への通水に使用する可搬型中型移送ポンプ

蒸発乾固の発生防止対策及び拡大防止対策に使用する可搬型中型移送ポンプによる各建屋の水の給排水については、可搬型中型移送ポンプの起動から7日間の対応を考慮すると、外的事象の「地震」又は「火山の影響」の想定によらず、運転継続に合計約40m³の軽油が必要である。

| | |
|-----------------------------|-------------------|
| 前処理建屋 | 約12m ³ |
| 分離建屋，精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約14m ³ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約14m ³ |
| 全建屋合計 | 約40m ³ |

(b) 可搬型排風機の運転に使用する可搬型発電機

蒸発乾固の拡大防止対策に使用する可搬型発電機は、可搬型発電機の起動から7日間の対応を考慮すると、外的事象の「地震」又は「火山の影響」の想定によらず、運転継続に合計約12m³の軽油が必要である。

| | |
|------------------------|--------------------|
| 前処理建屋 | 約2.9m ³ |
| 分離建屋 | 約3.0m ³ |
| 精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約3.0m ³ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約3.0m ³ |
| 全建屋合計 | 約12m ³ |

(c) 可搬型排気モニタリング用発電機

可搬型排気モニタリング用発電機による電源供給は、可搬型排気モニタリング用発電機の起動から7日間の運転を想定すると、外的事象の「地震」又は「火山の影響」の想定によらず、運転継続に合計約0.22

m³の軽油が必要である。

(d) 可搬型空気圧縮機

可搬型貯槽液位計への圧縮空気の供給に使用する可搬型空気圧縮機は、可搬型空気圧縮機の起動から7日間の対応を考慮すると、外的事象の「地震」又は「火山の影響」の想定によらず、運転継続に合計約5.9m³の軽油が必要である。

| | |
|------------------------|--------------------|
| 前処理建屋 | 約1.4m ³ |
| 分離建屋 | 約1.7m ³ |
| 精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 | 約1.4m ³ |
| 高レベル廃液ガラス固化建屋 | 約1.6m ³ |
| 全建屋合計 | 約5.9m ³ |

(e) 蒸発乾固対応時の運搬等に必要な車両

燃料の運搬、可搬型重大事故等対処設備の運搬及び敷設並びにアクセスルートの整備等に使用する軽油用タンクローリ、可搬型中型移送ポンプ運搬車、ホース展張車及び運搬車並びにホイールローダは、外的事象の「地震」を想定した場合、車両の使用開始から7日間の対応を考慮すると、運転継続に合計約4.7m³の軽油が必要となる。また、外的事象の「火山の影響」を想定した場合、車両の使用開始から7日間の対応を考慮すると、運転継続に合計約4.8m³の軽油が必要である。

【補足説明資料7-6】

c. 電源

前処理建屋可搬型発電機の電源負荷は、前処理建屋における蒸発乾固の拡大防止対策に必要な負荷として、可搬型排風機の約5.2kVAであり、必要な給電容量は、可搬型排風機の起動時を考慮しても約39k

V Aである。

前処理建屋可搬型発電機の供給容量は、約80 k V Aであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

分離建屋可搬型発電機の電源負荷は、分離建屋における蒸発乾固の拡大防止対策に必要な負荷として、可搬型排風機の約5.2 k V Aであり、必要な給電容量は、可搬型排風機の起動時を考慮しても約39 k V Aである。

分離建屋可搬型発電機の供給容量は、約80 k V Aであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋可搬型発電機の電源負荷は、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋における蒸発乾固の拡大防止対策に必要な負荷として、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の可搬型排風機の約11 k V Aである。精製建屋の可搬型排風機の起動は、冷却機能の喪失から6時間40分後、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の可搬型排風機の起動は、冷却機能の喪失から15時間後であり、可搬型排風機の起動タイミングの違いを考慮すると、約45 k V Aの給電が必要である。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋可搬型発電機の供給容量は、約80 k V Aであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

高レベル廃液ガラス固化建屋可搬型発電機の電源負荷は、高レベル廃液ガラス固化建屋における蒸発乾固の拡大防止対策に必要な負荷として、可搬型排風機の約5.2 k V Aであり、必要な給電容量は、可搬型排風機の起動時を考慮しても約39 k V Aである。

高レベル廃液ガラス固化建屋可搬型発電機の供給容量は、約80 k V Aであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

可搬型排気モニタリング用発電機の電源負荷は、主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出状況の監視に必要な負荷として、約1.8 kVAであり、対象負荷の起動時を考慮しても約1.8 kVAである。

代替モニタリング設備の可搬型排気モニタリング用発電機の供給容量は、約3 kVAであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

【補足説明資料7-6】

7.2.4 参考文献一覧

- (1) GENERIC PROCEDURES FOR ASSESSMENT AND RESPONSE DURING A RADIOLOGICAL EMERGENCY. IAEA, VIENNA, 2000 IAEA-TECDOC-1162
- (2) ICRP. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients. Annals of the ICRP, ICRP Publication 72. 1996, vol. 26, no. 1.
- (3) 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ. 再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書. 2014-02
- (4) “Siting of fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities”, ORNL-4451, 1970 (P8-45～)
- (5) J. D. Christian, D. T. Pence: “Critical Assessment of Method for Treating Airborne fluents from High-Level Waste Solidification Processes” PNL-2486(1977)
- (6) Science Applications International. Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook. United States Nuclear Regulatory Commission, 1998-03, NUREG/CR-6410