

高レベル廃液から放出される水素に係る研究について

1. はじめに

再処理施設の高レベル廃液等を内蔵する機器については、火災・爆発防止の観点から、水の放射線分解で発生した水素が機器の気相部に滞留しないよう安全圧縮空気系から圧縮空気を供給し、気相部での水素濃度を可燃限界濃度（4vol%）未満に抑制する設計としている。

設計において機器に供給する圧縮空気の流量等を設定するための条件となる放射性分解による水素発生量は、機器内の溶液の崩壊熱量と水素発生率（G 値）から算出していた。

一方、高レベル廃液から放出される水素については、実際のプラントでは設計で算出した水素発生量と比べ少ないことが 1970 年代頃から指摘され、独仏日等各国の研究により、水素放出 G 値*が定量化され極めて小さい（G 値に対し 1/100 未満）ことを確認した。

また、最近になって、水素放出 G 値が極めて小さい「水素放出抑制のメカニズム」が、パラジウム（Pd）イオンの触媒効果であることが明らかになった。

以下に過去の主要な研究の概要についてまとめる。

なお、福島原子力発電所事故を踏まえフランスで実施されたストレステストでは、水素放出 G 値が定量化され極めて小さい等の研究結果を踏まえ、「高レベル廃液貯槽の水素爆発事象」はシビアアクシデントから除外されている。

*：崩壊熱 100eV あたりの水素放出量

2. Becker らの研究¹⁾（ドイツ、1979）

WAK（Karlsruhe 再処理プラント）において、高レベル廃液貯槽からの廃ガスを水素検出感度 20ppm の測定器で測定した実験では、水素が検出されなかったことから、水素放出 G 値を 5×10^{-5} 未満としている。また、模擬廃液に Co-60 で γ 線照射を行い、水素放出 G 値を測定した結果、水素放出 G 値は液深の増加とともに小さくなり、液深 2cm の場合は 1.7×10^{-3} 、液深 16cm の場合は 3.9×10^{-4} であった。この現象は溶液の深さと直接関係しているため、その後「液深効果」と呼ばれるようになった。溶解液についても水素放出 G 値を測定しており、上記の実験と合わせた結果を表 1 に示す。

表 1 水素放出 G 値の測定結果

測定対象	NO ₃ ⁻ 濃度	液深／液量	水素放出 G 値
溶解液	5.2mol/L	～4cm／130mL	1.4×10^{-3}
高レベル廃液	5mol/L	225cm／44×10 ⁶ mL	5×10^{-5}
模擬廃液	2.5mol/L	2cm／101mL（静置）	1.7×10^{-3}
		5cm／340mL（静置）	7.4×10^{-4}
		12cm／731mL（静置）	4.3×10^{-4}
		16cm／954mL（静置）	3.9×10^{-4}
		16cm／954mL（攪拌）	～ 2×10^{-3}

3. 中吉らの研究²⁾ (日本、1994～1997)

中吉らは科学技術庁からの委託により、高レベル廃液から放出される水素に係る研究を行った。その中で六ヶ所再処理施設の高レベル廃液を模擬した廃液に Co-60 で γ 線照射する実験を行っており、液深 8～25cm で水素放出 G 値を求めている。この結果から六ヶ所再処理施設の高レベル廃液貯槽 (最大液深 3m、静置) における水素放出 G 値を約 1.1×10^{-5} と推定している。

4. 当社の研究 (日本、2005～)

Becker らや中吉らの実験では高レベル廃液から放出される水素量が設計で設定した G 値に比べて極めて小さいことを確認したが、そのメカニズムは明らかとなっていなかったため、当社では模擬廃液中の白金族元素に着目して実験を行った。

その結果、発生した水素は、パラジウムイオンの触媒効果によって、廃液中の水素が消滅するとともに、閉鎖系においては、水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満で平衡に達することを確認した。実験の詳細を以下に示す。

(1) パラジウムイオンの触媒効果の確認³⁾

各容器に純水、模擬廃液 (パラジウムイオン含む)、白金族元素イオン混合液 (パラジウムイオン+ロジウム (Rh) イオン+ルテニウム (Ru) イオン)、パラジウムイオン溶液、ロジウムイオン溶液またはルテニウムイオン溶液を入れた後、気相部に水素を封入して振とうを行ったところ、パラジウムイオンを含む溶液 (模擬廃液、白金族元素イオン混合液、パラジウムイオン溶液) についてのみ、気相部の水素濃度が減少していることが確認された。結果を図 1 に示す。

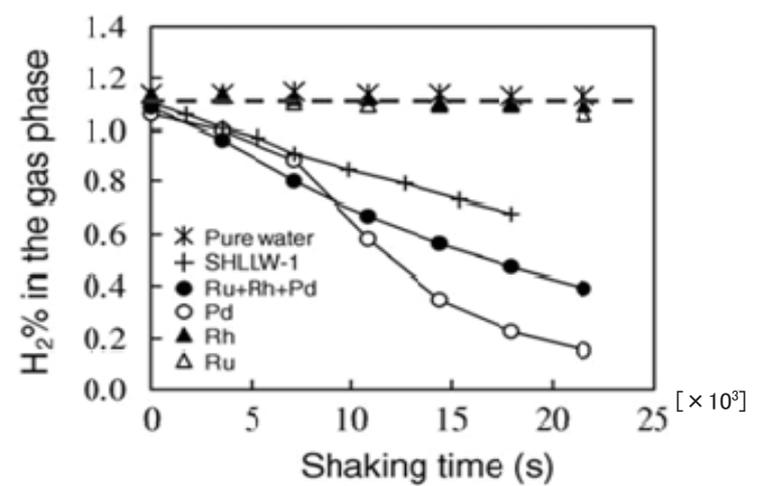


図 1 各溶液の気相部における水素濃度の経時変化

(2) 水素濃度の気液平衡の確認^{3)、4)}

模擬廃液に Co-60 で γ 線照射する実験を行った。初期水素濃度 0% の場合は照射に伴い水素濃度が増加し、初期水素濃度 1.2% の場合は照射に伴い水素濃度が減少して、双方は同程度の水素濃度で平衡に達した。結果を図 2 に示す。

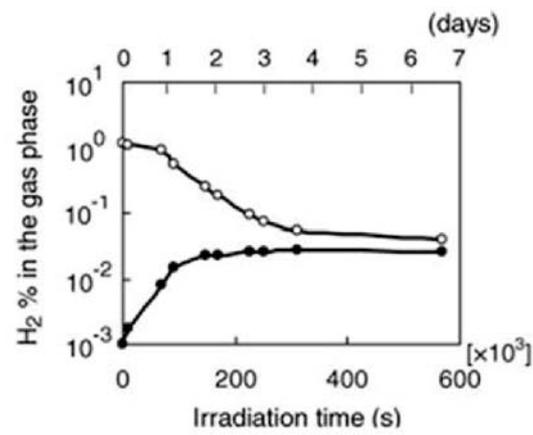


図2 γ線照射下における水素濃度の経時変化

また、気液平衡の関係から、高レベル廃液貯槽の水素掃気用の圧縮空気供給が停止した場合の高レベル廃液貯槽の気相部における平衡水素濃度を下式のように求めた。

$$C_G \leq GD \rho / (A \lambda h)$$

C_G : 平衡水素濃度 (mol/L)

G : 水素の G 値 (molecules/100eV)

D : 廃液の線量率 (Gy/s)

ρ : 廃液の密度 (kg/m³)

A : アボガドロ定数 (=6.0 × 10²³ molecules/mol)

λ : 水素消滅反応速度定数 (Pd 濃度 3700ppm での実験値)

h : ヘンリー定数 (実験値)

上式より平衡水素濃度を求めたところ、0.04% (353K) ~0.3% (308K) となった。

(3) パラジウムイオン濃度と水素消滅量の相関³⁾

パラジウムイオン濃度と水素消滅量の関係を調べるために、パラジウムイオンを含む模擬廃液を希釈して水素消滅反応速度定数を求めたところ、希釈率（パラジウムイオン濃度）と水素消滅反応速度定数は比例関係となった。結果を図3に示す。

水素消滅反応速度定数と水素消滅量は比例関係であることから、パラジウムイオン濃度と水素消滅量が比例関係になることを確認した。

また、低燃焼度の使用済燃料中のパラジウム量は高燃焼度の使用済燃料中のパラジウム量と比較して低くなる傾向にあるが、六ヶ所再処理施設の運転条件では、水素掃気用の圧縮空気の供給が停止した場合の貯槽の気相部における水素濃度を可燃限界濃度 (4vol%) 未満に維持するのに十分な量のパラジウムイオンが高レベル廃液中に存在している。

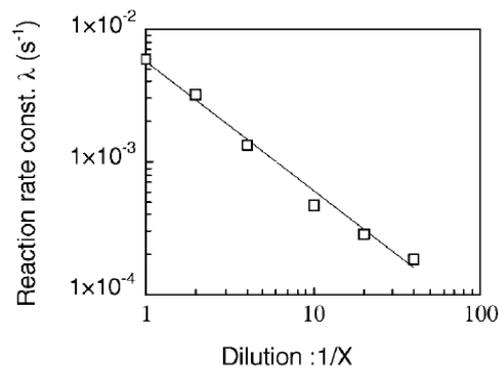


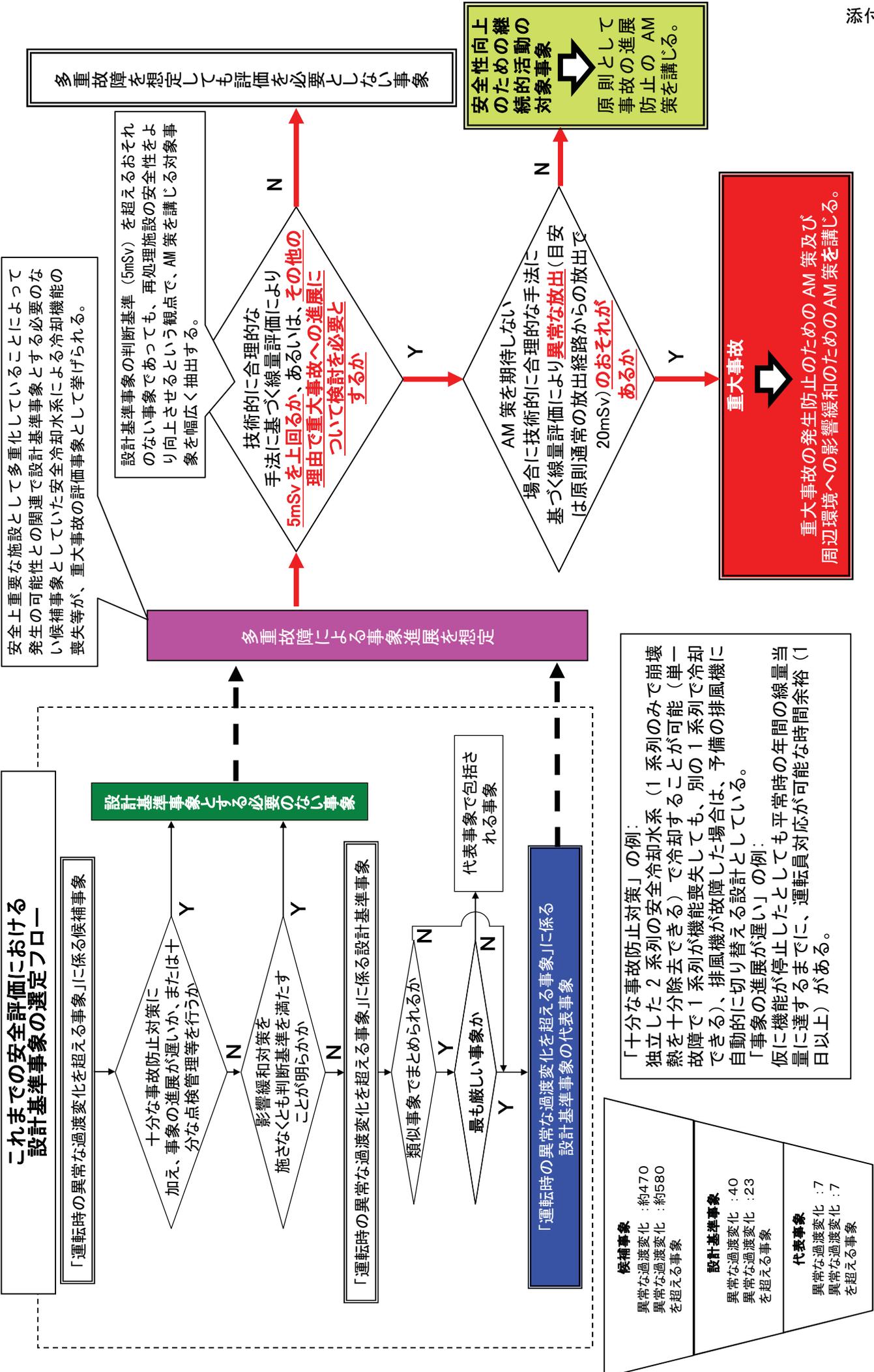
図3 水素消滅反応速度定数と
模擬廃液の希釈率（パラジウムイオン濃度）の関係

5. まとめ

以上より、高レベル廃液から発生する水素について、廃液中に存在するパラジウムイオンの触媒効果により、水素掃気用の圧縮空気の供給が停止した場合であっても、高レベル廃液貯槽の気相部における水素濃度は可燃限界濃度（4vol%）未満になると評価した。

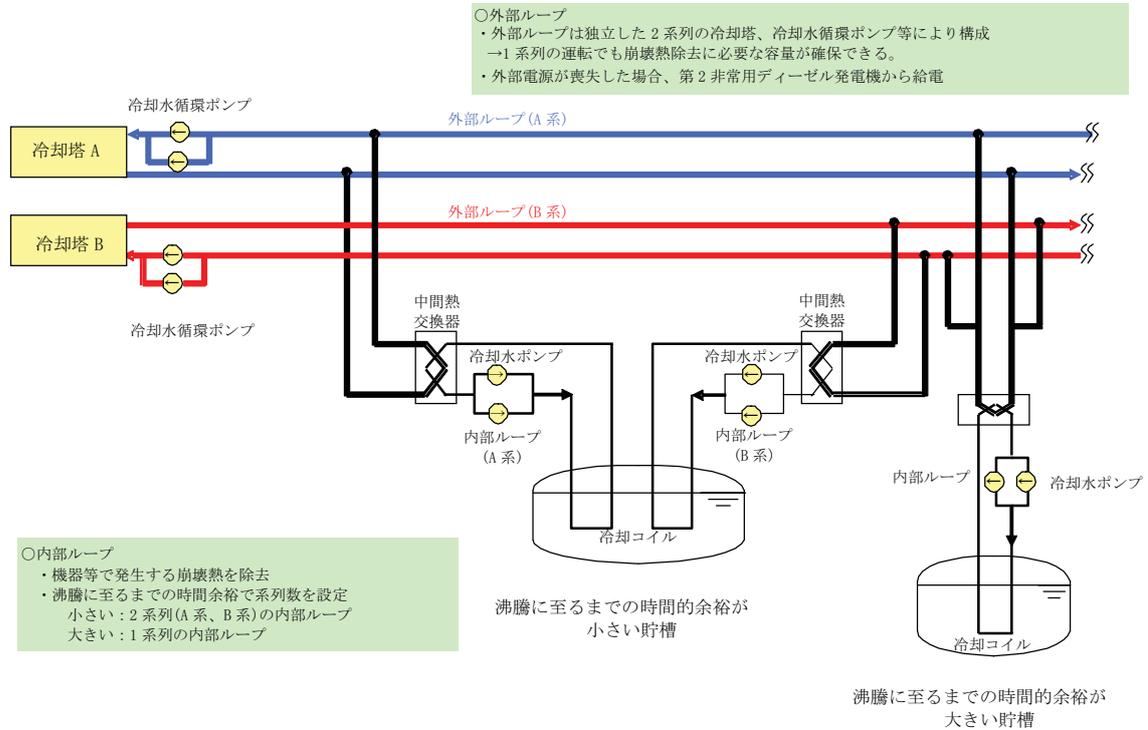
参考文献

- 1) R. Becker et al., “Radiolytically Generated Hydrogen from Purex Solutions、IAEA-SM-245/13(1979)
- 2) 高レベル廃液からの放射線分解発生水素量の評価、(IV) 模擬高レベル廃液の γ 線分解発生水素量、日本原子力学会誌、39(12)、1062-1068(1997)
- 3) T. Kodama et al., “Study on the Behavior of Radiolytically produced Hydrogen in a High-Level Liquid Waste Tank of a Reprocessing Plant: Hydrogen Consumption Reaction Catalyzed by Pd Ions in the Simulated Solution”、Nuclear Technology、172、77(2010)
- 4) T. Kodama et al., “The Behavior of Radiolytically produced Hydrogen in a High-Level Liquid Waste Tank of a Reprocessing Plant: Hydrogen Concentration Under Gamma-Irradiation of the Simulated Solution”、Nuclear Technology、180、103(2012)

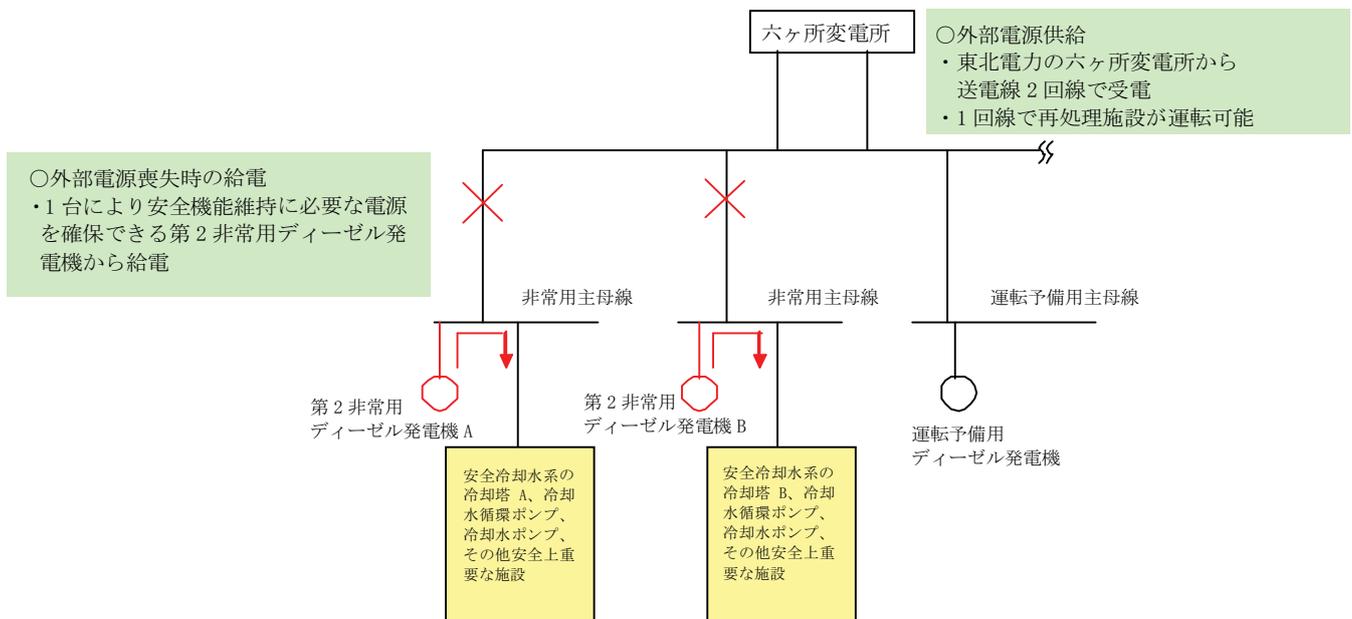


重大事故等の選定フロー

安全冷却水系の系統及び安全冷却水系に係る電源系統

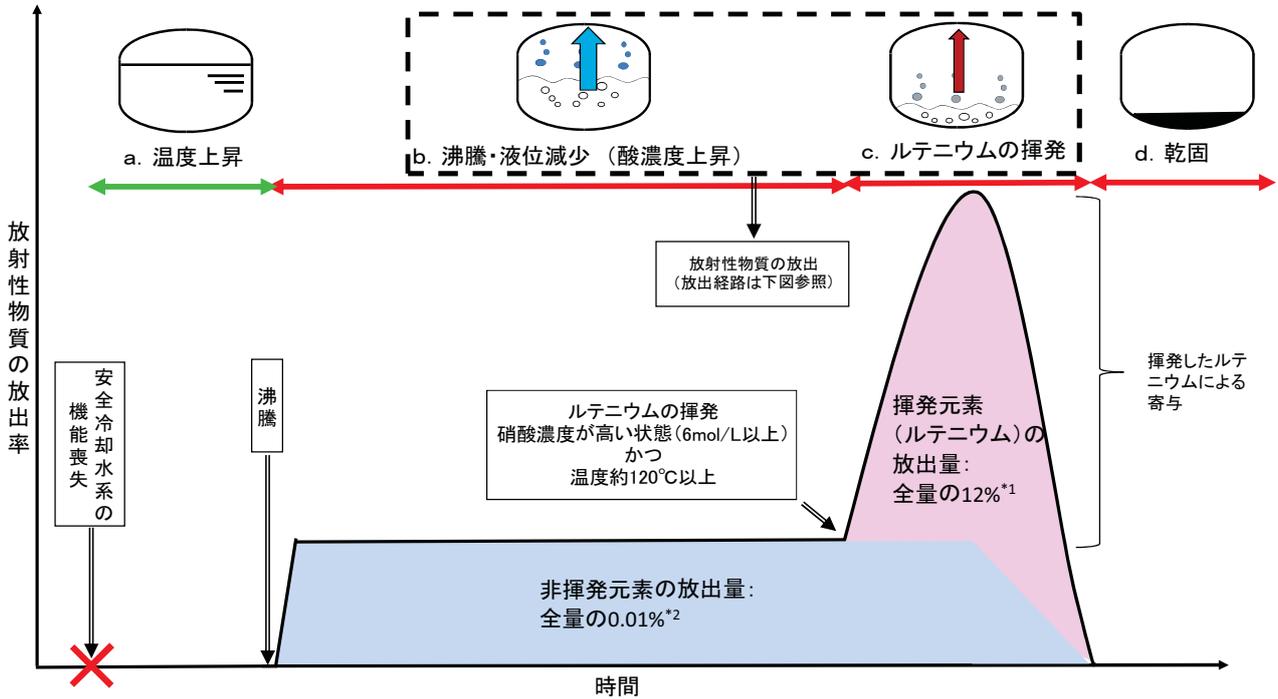


安全冷却水系の系統概要図



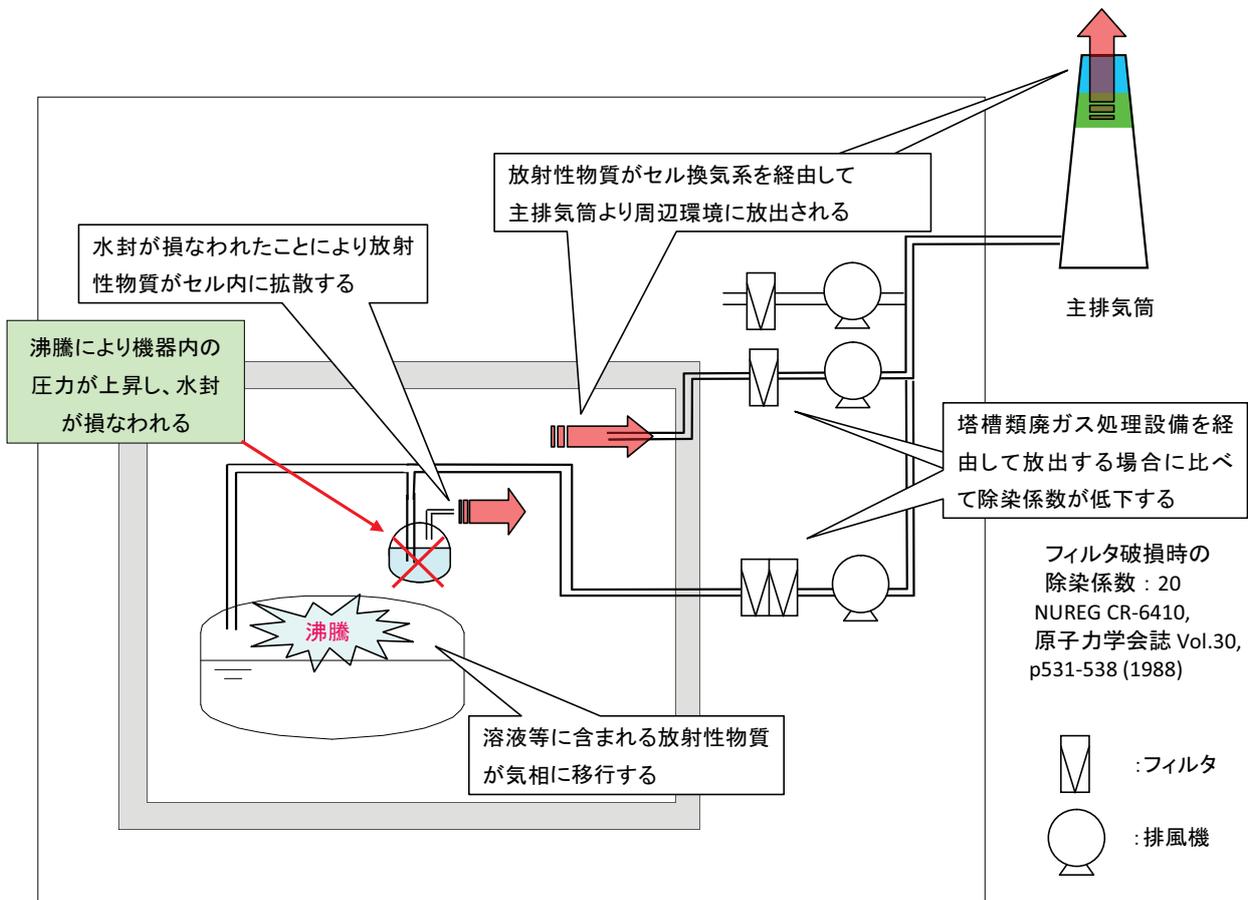
安全冷却水系に係る電源系統概要図

事象の進展及び放射性物質の放出経路概要図



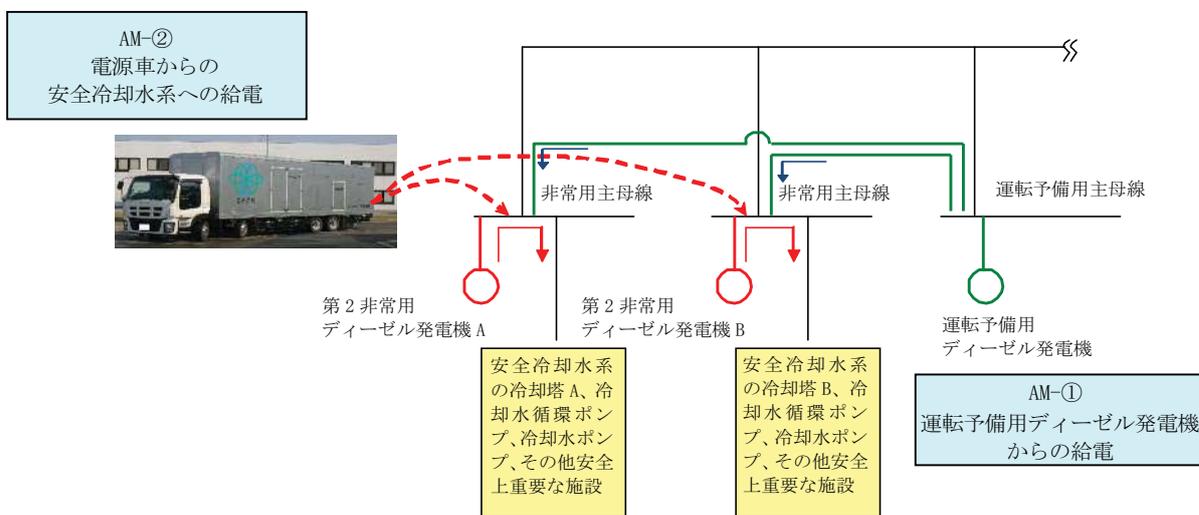
*1:NUREG CP-0116
*2:IAEA-TECDOC711

事象の進展概要図

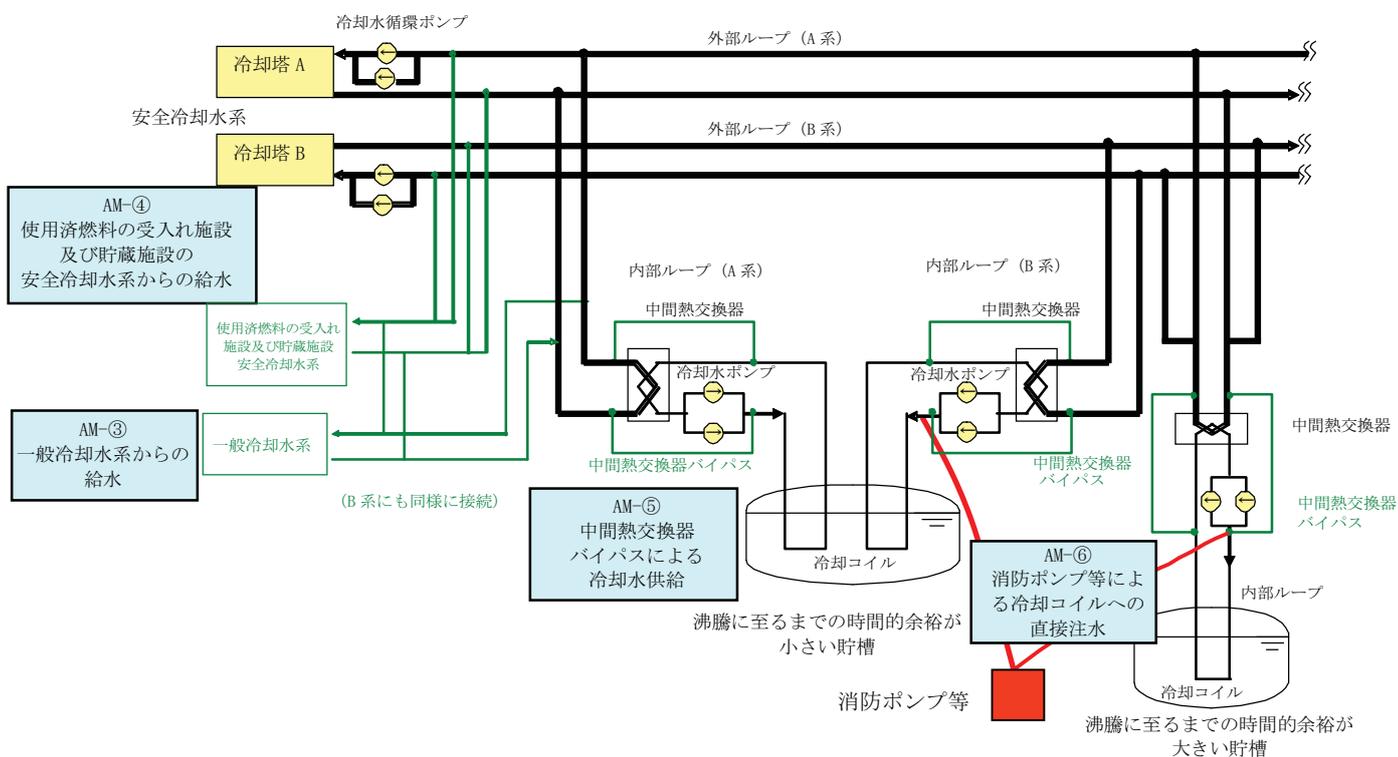


沸騰継続時の放射性物質の放出経路概要図

安全冷却水系の機能喪失に対する AM 策概要図



安全冷却水系の AM 策概要図 (電源系統)



安全冷却水系の AM 策概要図 (安全冷却水系)

ルテニウムの揮発抑制策の検討

1. はじめに

ルテニウムを含む硝酸溶液である高レベル濃縮廃液の沸騰が継続した場合、廃液の水分が蒸発し硝酸濃度が高い状態となる。

硝酸濃度が高い状態となった廃液が崩壊熱により温度上昇を続けると、化学反応により、ルテニウムが揮発する現象が確認されている。

高レベル濃縮廃液の沸騰が生じている場合、揮発したルテニウムは塔槽類廃ガス処理設備ではなくセル換気系に流入する。セル換気系には高性能粒子フィルタは設置されているが、ルテニウム吸着塔は設置されておらず、揮発したルテニウムは高性能粒子フィルタでは除去できないことから、揮発したルテニウムは、主排気筒から放出され、一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがある。

そのため、高レベル濃縮廃液が沸騰した場合を考慮し、ルテニウムの揮発を抑制する対策について検討する。

2. ルテニウム揮発抑制対策の選定

ルテニウムは、硝酸濃度が高くかつ高温の状態では揮発することから、ルテニウムの揮発を抑制するためには、硝酸濃度を低下させるか、温度を下げるのが対策として挙げられる。

硝酸濃度を低下させる、温度を下げる効果のある対策として、以下のものが考えられる。

(1) 硝酸を分解・中和する対策：主に溶液の硝酸濃度を低下させる効果を期待

- ・機器へのショ糖（スクロース）の注入
- ・機器へのホルムアルデヒドの注入
- ・機器への水酸化ナトリウムの注入

(2) 低温の液体を注入する対策：主に機器内の溶液の温度を下げる効果を期待

- ・機器への水の注入

硝酸を分解・中和する対策は、硝酸濃度を低下させるために、ショ糖等の試薬の注入を行うことで、溶液内の硝酸が分解・中和され、溶液中の硝酸量が低減することから、溶液の硝酸濃度が再度高くなることはない。

一方、低温の液体を注入する対策は、一旦機器内の溶液温度を下げるができるが、溶液中の硝酸量は変わらないため、崩壊熱により注入した水分が蒸発す

ると、再度、硝酸濃度が高い状態となり、さらに温度上昇することでルテニウムの揮発が生じる。したがって、低温の液体を注入する対策は、ルテニウムの揮発を遅らせる効果はあるが、継続性がなく、ルテニウム揮発抑制という観点で根本的な対策ではない。

上記理由から、ルテニウムの揮発を根本的に抑制することができる、硝酸を分解・中和する対策をルテニウム揮発抑制対策として行うこととする。

3. 硝酸を分解・中和する試薬の選定

硝酸を分解・中和する試薬としては、上記のようにショ糖、ホルムアルデヒド及び水酸化ナトリウムが考えられる。

このうち、ホルムアルデヒドと水酸化ナトリウムは劇物であり、その利用、保管等の取扱いには十分な管理が求められる。一方、ショ糖については、通常取扱い条件において安定な物質であることから取扱いが容易である。

ルテニウム揮発抑制対策としての機器への試薬の注入は、機器の冷却が維持できない状況下で実施するため、使用する試薬の管理はより簡便な方が好ましいことから、機器に注入する試薬としてショ糖を選定することとした。

4. まとめ

ルテニウムの揮発を抑制する対策として、硝酸を分解・中和する試薬を注入することとし、使用する試薬としてショ糖を選定した。

シヨ糖水注入によるルテニウムの揮発抑制効果の確認

1. はじめに

高レベル濃縮廃液の沸騰が継続し、廃液の水分が蒸発して硝酸濃度が高い状態となり温度上昇を続けた際に生じるルテニウムの揮発に対する抑制策であるシヨ糖水注入について、高レベル濃縮廃液を模擬した溶液（以下、「模擬廃液」という。）を用いた試験によりルテニウムの揮発抑制効果を確認した。

2. 試験の概要

高レベル濃縮廃液にシヨ糖水を注入したときのルテニウムの揮発抑制効果を確認するため、模擬廃液へのシヨ糖添加試験を行った。

3. 試験方法

試験は、シヨ糖を添加した模擬廃液及びシヨ糖を添加していない模擬廃液をそれぞれ 200℃超まで加熱し、蒸発乾固した時点までに放出されたルテニウム量を比較した。

また、シヨ糖による硝酸の分解は（1）～（4）式の反応によるものとの知見の下に、シヨ糖の添加量と模擬廃液の硝酸量との比を変えてルテニウムの放出率を確認した。

試験では、以下の反応を踏まえて、一回の試験で使用する総シヨ糖量を最低必要な量(48mol 硝酸:1mol シヨ糖¹⁾)の半分(96mol 硝酸:1mol シヨ糖)から段階的に増加させ、ルテニウムの放出量が非揮発性物質と同等な放出量となるところまで試験を行った。

なお、ルテニウムの放出量は凝縮液に回収される量とし、シヨ糖は実機を想定して、1回の試験の総量を徐々に投入した。

・硝酸濃度等により各反応式で示される反応の度合いが異なると考えられるが、1mol のシヨ糖(C₁₂H₂₂O₁₁)で 12～48mol の硝酸と分解反応する¹⁾。

・硝酸とシヨ糖の反応式



・（1）式の反応生成物である CO 等が更に硝酸と反応する反応式



- ・ ショ糖が全量硝酸分解に寄与した場合の反応式
$$48\text{HNO}_3 + \text{C}_{12}\text{H}_{22}\text{O}_{11} \rightarrow 48\text{NO}_2 + 12\text{CO}_2 + 35\text{H}_2\text{O} \quad \dots (4)$$

1) L. A. Bray, " Denitration of PUREX wastes with sugar" , Report HW-76973 Rev., Apr 1963

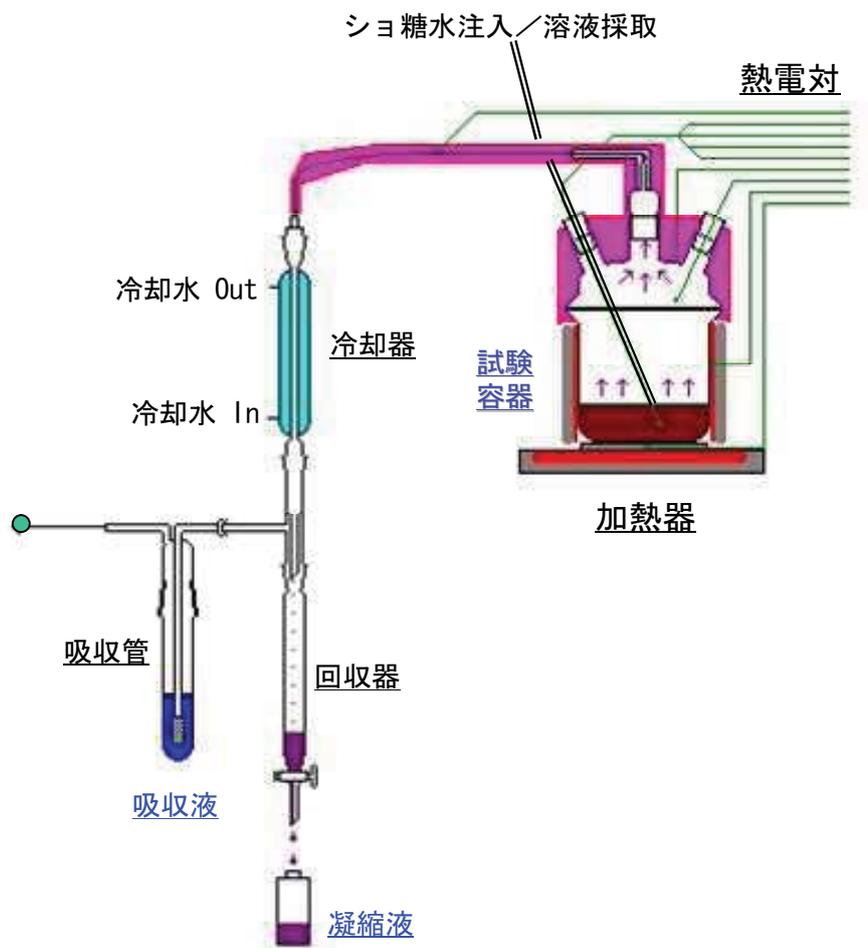


図1 試験装置概要図

4. 試験の結果

硝酸 24mol に対し、ショ糖 1mol 以上を添加することで揮発性ルテニウムの放出が十分抑制されることがわかった。この場合ルテニウム放出としては、下表のとおり、ショ糖を添加しない場合と比べ2桁以上低減され、残りの粒子状ルテニウムは他の粒子状核種と類似の放出特性を示した。

表1 ショ糖添加有無によるルテニウム放出率

ショ糖添加	ルテニウム放出率
無	約 4%
有	0.02%以下

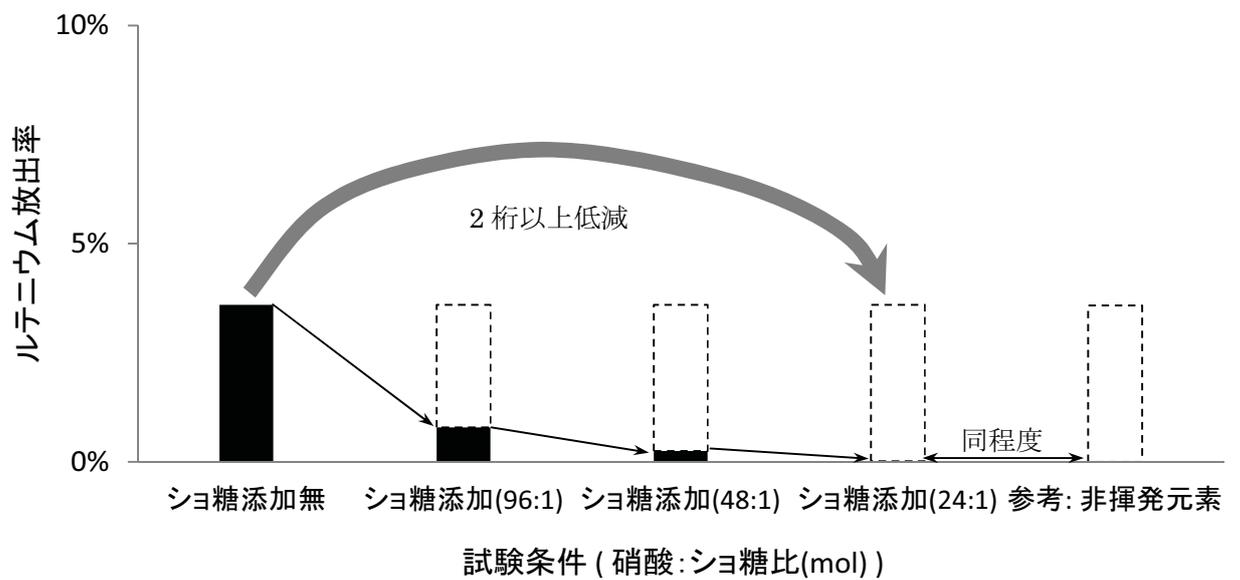
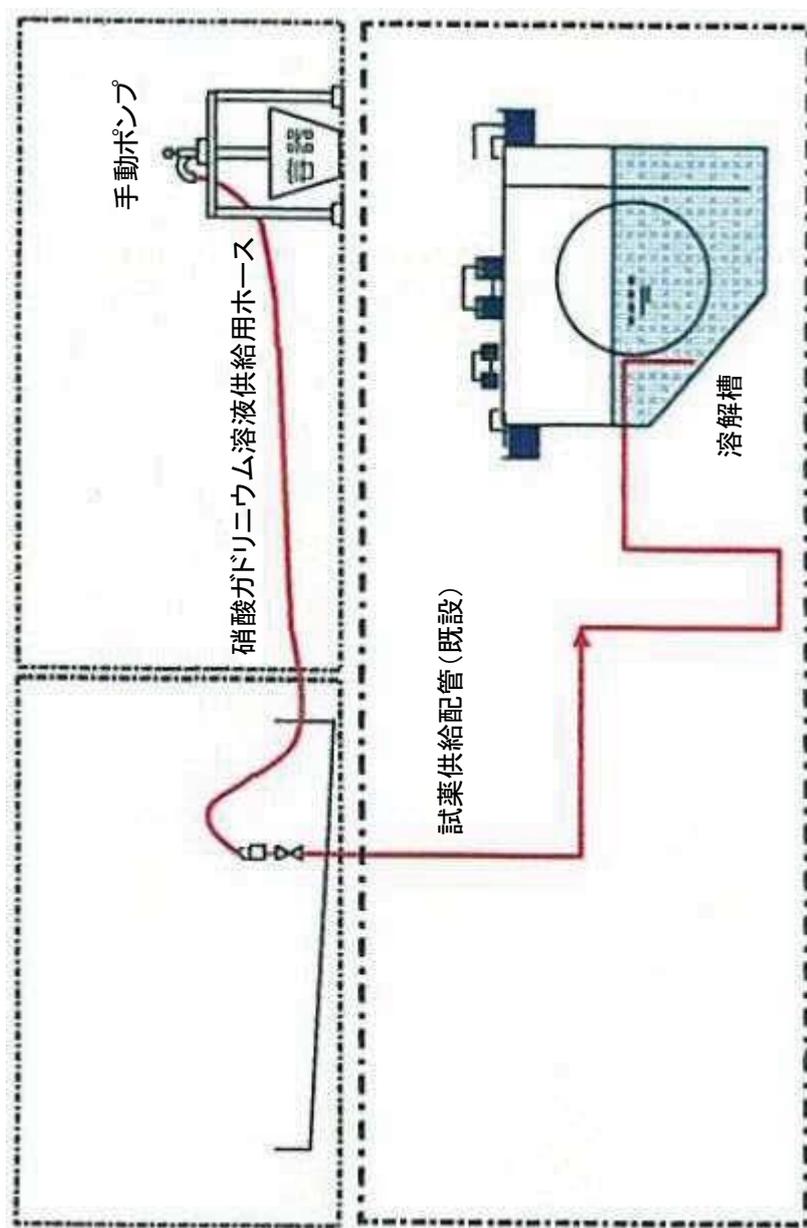


図2 ショ糖添加有無によるルテニウム放出率

5. まとめ

上記試験結果より、高レベル濃縮廃液へのショ糖の添加は、ルテニウムの揮発量低減に対して効果があることを確認した。



溶解槽における臨界に対する AM 策概要図

燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間評価

1. はじめに

燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能喪失から燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間を評価するため、燃料貯蔵プールの熱負荷として設計及び工事の方法の認可申請書において保守的に評価されている使用済燃料の発熱量*を条件とした。以下に評価方法と評価結果を示す。

*:原子炉停止後1年冷却された崩壊熱除去設計用燃料（燃焼度 45,000Mwd/t・U_{Pr}）を3ヶ月毎に一時に集中して 250 t・U_{Pr}（年間 1,000 t・U_{Pr}）ずつ受入れし、合計 3,000 t・U_{Pr}を貯蔵する場合を想定し、ORIGEN コードを用いて算出した発熱量

2. 燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間評価

燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間は、燃料貯蔵プールの水量、水の密度、水の比熱、燃料貯蔵プールにおける沸騰温度と初期温度の差、燃料貯蔵プールの熱負荷により算出することができ、下式を用いて算出する。

$$T = V \times \rho \times C \times t / Q$$

ここで、

T :燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間[h]

V :燃料貯蔵プールの水量 22,000m³

ρ :水の密度 958.07kg/m³ (at 100°C)

C :水の比熱 1.007kcal/kg/K (at 100°C)

t :燃料貯蔵プールにおける沸騰温度と初期温度の差 50°C

Q :燃料貯蔵プールの熱負荷 1.6×10^7 kcal/h

上記より、燃料貯蔵プールにおける沸騰までの時間は約 66 時間である。

3. 評価結果

上記の評価より、燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能喪失から約 66 時間で燃料貯蔵プールが沸騰するという結果となった。

作業目安線量率に達するまでの時間評価

1. はじめに

作業目安線量率に達するまでの時間を評価するため、燃料貯蔵プールの水位低下量については、燃料貯蔵プールの熱負荷として設計及び工事の方法の認可申請書において保守的に評価されている発熱量*を条件とした。

また、線源については、しゃへい設計用燃料（原子炉停止後1年冷却、燃焼度 55,000MWd/t・U_{Pr}）を燃料貯蔵プール内の燃料貯蔵ラックすべてに貯蔵することを条件とした。

以下に評価方法と評価結果を示す。

*:原子炉停止後1年冷却された崩壊熱除去設計用燃料（燃焼度 45,000MWd/t・U_{Pr}）を3ヶ月毎に一時に集中して 250 t・U_{Pr}（年間 1,000 t・U_{Pr}）ずつ受入れし、合計 3,000 t・U_{Pr}を貯蔵する場合を想定し、ORIGEN コードを用いて算出した発熱量

2. 燃料貯蔵プール周辺の線量率の評価方法

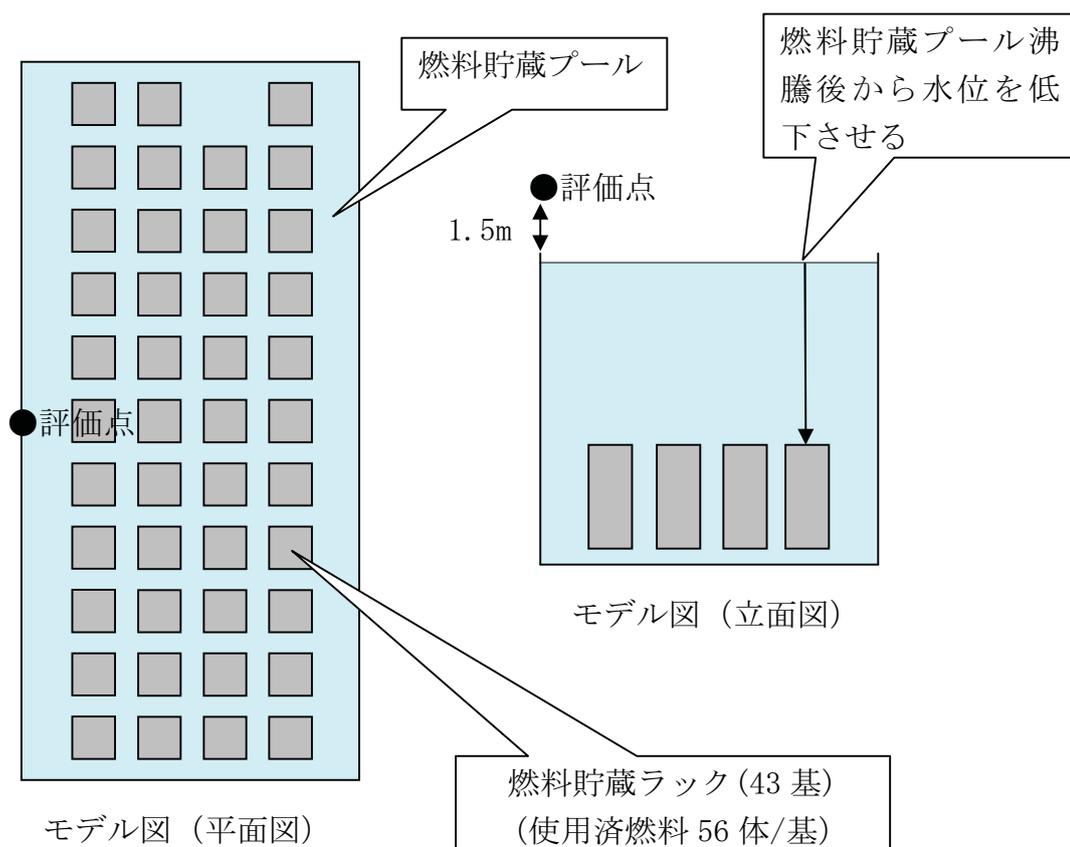
2.1 計算コード

線量率計算コードは点減衰核積分法計算コード QAD-CGGP2R を用いる。なお、本計算コード内に内蔵されている実効換算係数により実効線量が算出可能である。また、ガンマ線ビルドアップ係数を内蔵している。

2.2 計算モデル

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設において受け入れる使用済燃料は、BWR 燃料及び PWR 燃料であり、しゃへい設計用燃料は計算上、保守側の結果を与える PWR 燃料を設定するとともに、しゃへい設計用燃料が燃料貯蔵プール内に設置している燃料貯蔵ラックに収納された状態をモデル図のとおりモデル化する。

なお、評価点については、消防ポンプ等による燃料貯蔵プールへの注水作業を行う作業員が受ける線量を評価する観点から、モデル図（立面図）のとおり燃料貯蔵プールの縁から 1.5m 上の位置とした。



2. 3 物質密度及び線源強度の設定

燃料貯蔵ラックモデル化の際の物質密度の設定は、燃料貯蔵ラック内の使用済燃料軸方向の各領域において複数の物質（使用済燃料及び燃料貯蔵プール水）が混在していることを踏まえ、各領域内で存在する物質がその領域内で均質化しているものとして算出する。

燃料貯蔵ラックモデル化の際の線源強度の設定は、燃料貯蔵ラック内の使用済燃料軸方向の各領域の総線源強度を各領域内体積で除すことにより、その領域内で均質化しているものとして単位体積当たりの線源強度を算出する。

燃料貯蔵プール水の線源強度は、設計及び工事の方法の認可申請書と同様に、使用済燃料とともに原子炉施設から持ち込まれる腐食生成物等を考慮し設定する。また、エネルギースペクトルはCo-60を代表核種として設定する。

上記に基づき、評価点における線量率を評価した結果、燃料貯蔵プールの水位が6.53mになると、作業目安線量率（2mSv/h）に達する結果になる。

3. 燃料貯蔵プールにおける沸騰から作業目安線量率に達するまでの経過時間
に対する水位低下量

燃料貯蔵プールの水位低下量は燃料貯蔵プール標準水深、燃料貯蔵プールの熱負荷、燃料貯蔵プールにおける沸騰後の経過時間、燃料貯蔵プールの水量、水の蒸発潜熱、水の密度より算出することができ、下式を用いて算出する。

$$y = h \times Q \times T / V \times L \times \rho$$

y : 燃料貯蔵プールの水位低下量 [m]

h : 燃料貯蔵プール標準水深 11.5m

Q : 燃料貯蔵プールの熱負荷 1.6×10^7 kcal/h

T : 燃料貯蔵プールにおける沸騰後の経過時間 [h]

V : 燃料貯蔵プールの水量 22,000m³

L : 水の蒸発潜熱 539.1kcal/kg (at 100°C)

ρ : 水の密度 958.07kg/m³ (at 100°C)

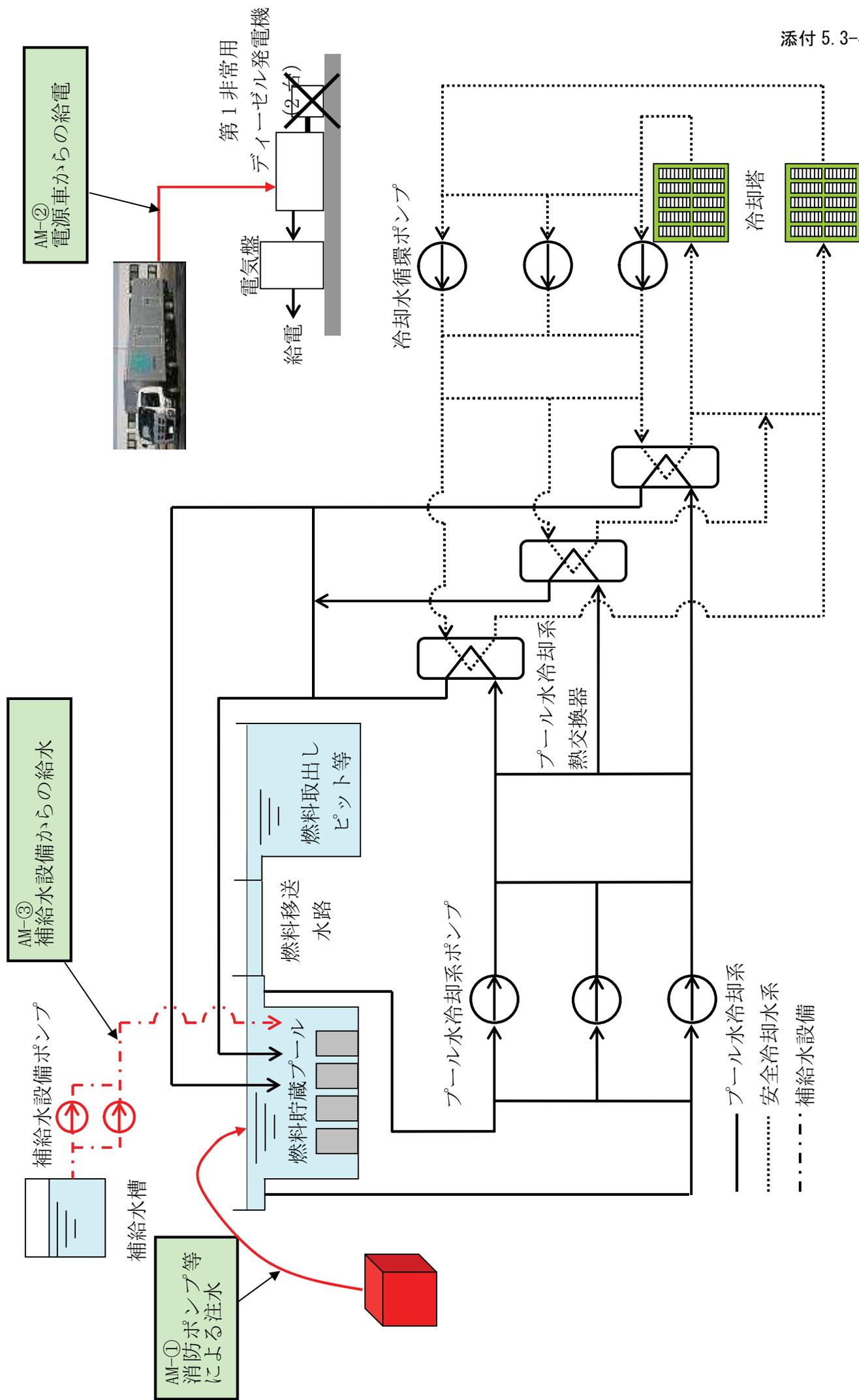
上記に基づき、評価した燃料貯蔵プールにおける沸騰から作業目安線量率に達するまでの経過時間に対する水位低下を表に示す。

表 燃料貯蔵プールにおける沸騰から作業目安線量率に達するまでの経過時間に対する燃料貯蔵プールの水位低下量

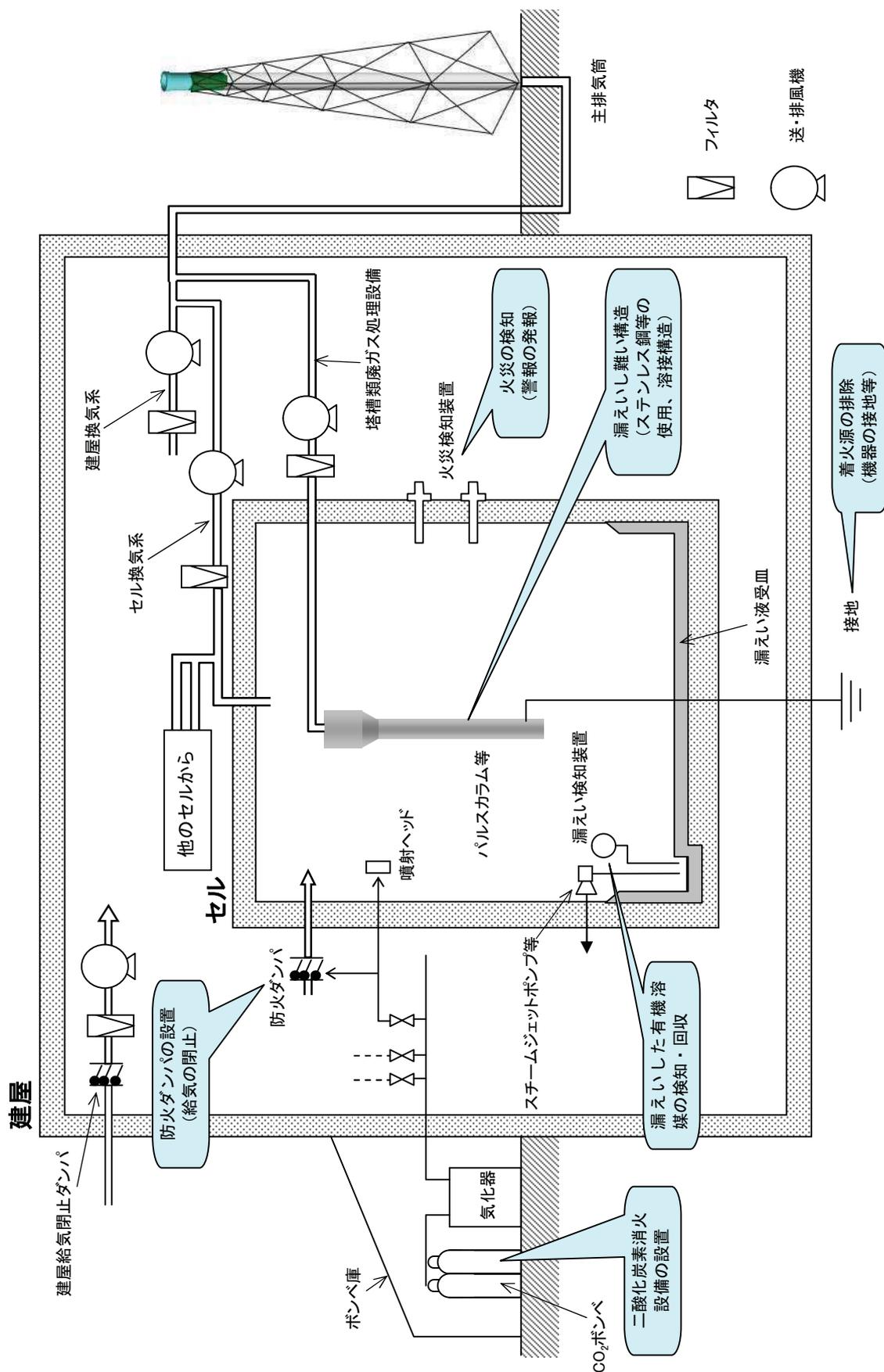
沸騰後の経過時間 [h]	崩壊熱除去機能喪失からの経過時間[h]	燃料貯蔵プールの水位低下 [m]	燃料貯蔵プールの水位 [m]	備考
—	0	0.00	11.50	燃料貯蔵プールの崩壊熱除去機能喪失から約66時間で沸騰し、水位が低下し始める。
0	約 24	0.00	11.50	
0	約 48	0.00	11.50	
約 6	約 72	約 0.10	約 11.40	
約 30	約 96	約 0.49	約 11.01	
約 78	約 144	約 1.26	約 10.24	
約 126	約 192	約 2.04	約 9.46	
約 174	約 240	約 2.82	約 8.68	
約 222	約 288	約 3.59	約 7.91	
約 270	約 336	約 4.37	約 7.13	
約 318	約 384	約 5.15	約 6.35	
約 366	約 432	約 5.93	約 5.57	

4. 評価結果

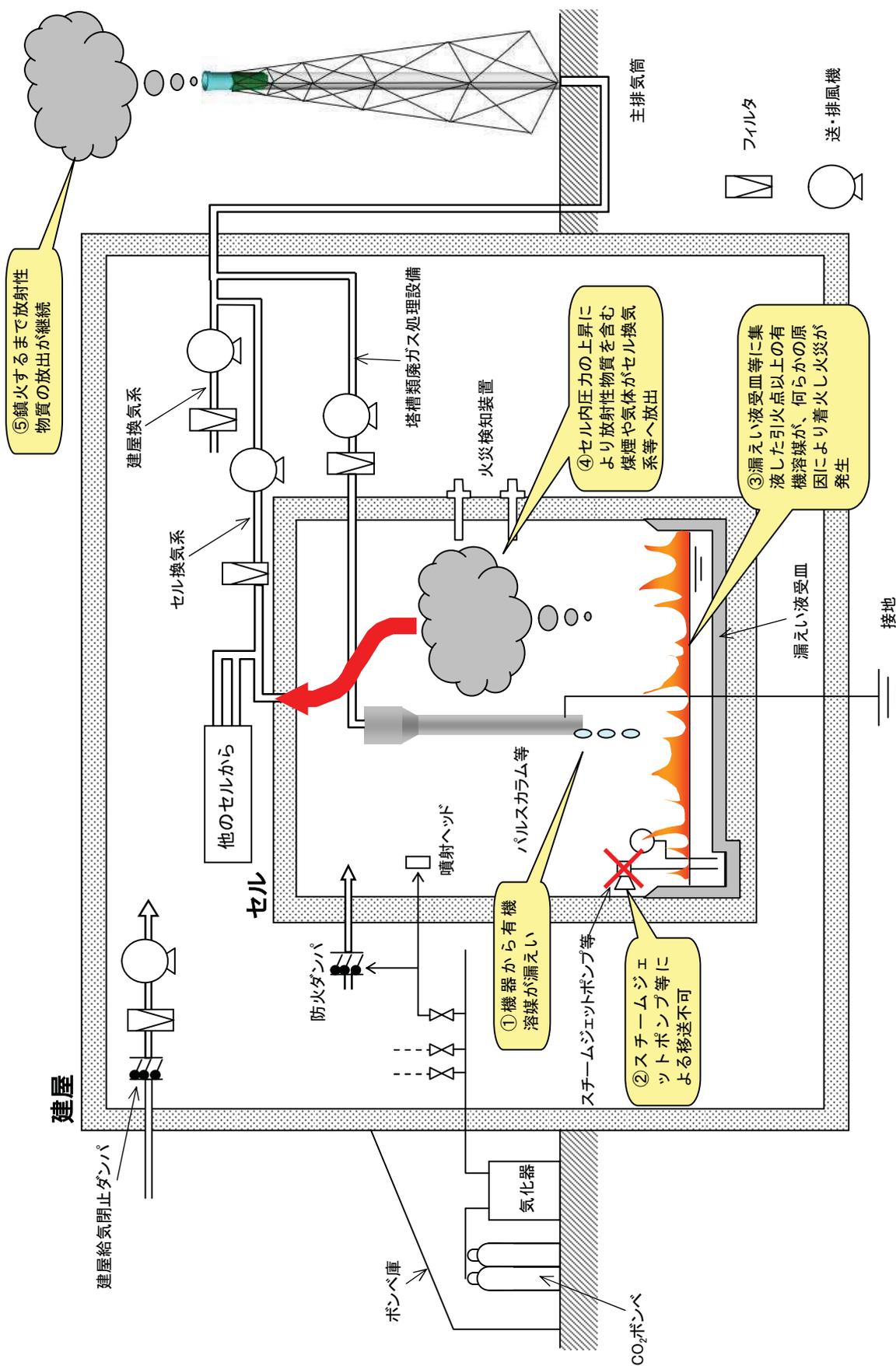
3. の結果から、燃料貯蔵プール周辺の線量率が作業目安線量率（2mSv/h）に達する燃料貯蔵プールの水位（約 6.53m）になるのは崩壊熱除去機能喪失から約 15 日（約 372 時間）という結果となった。



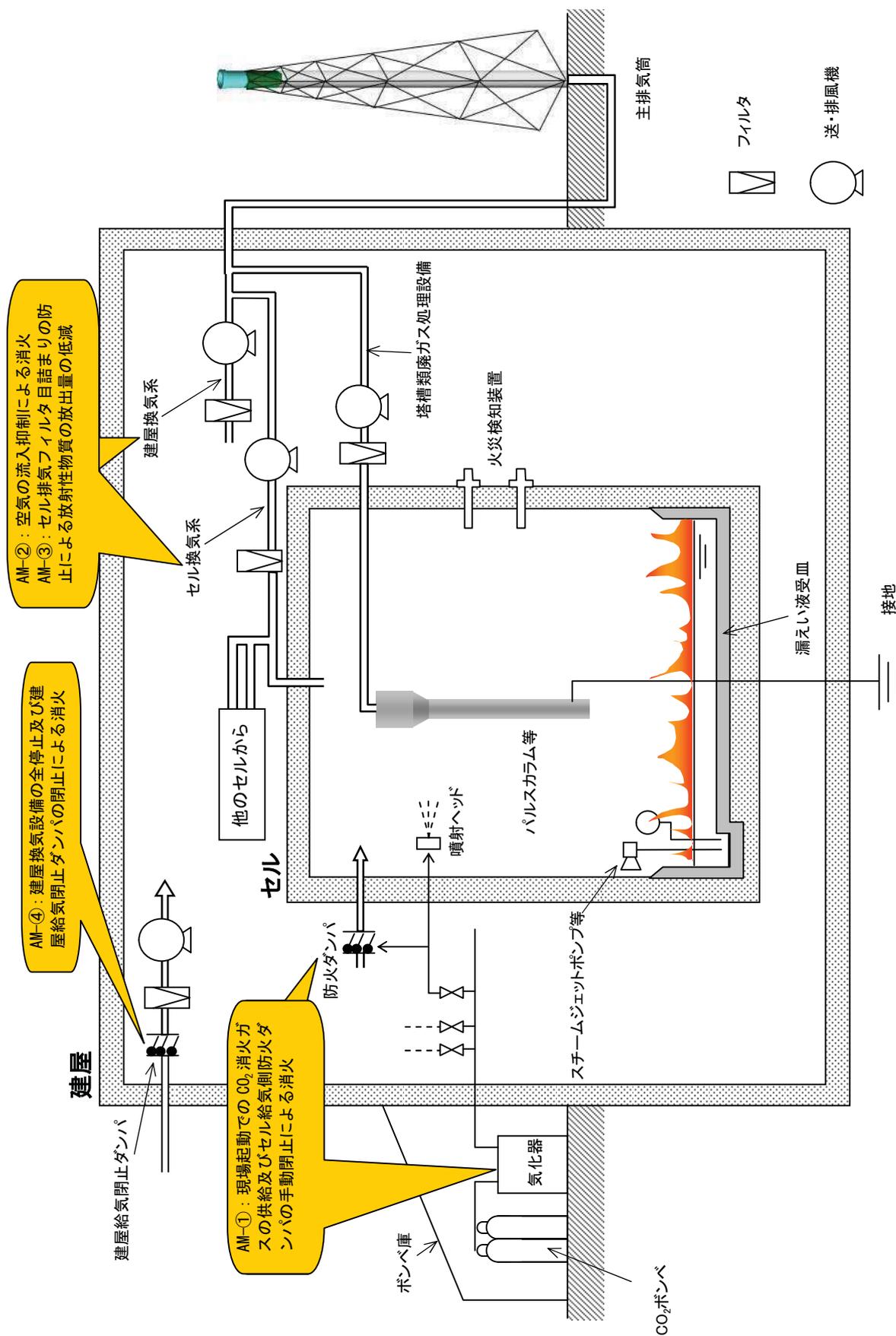
安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失に対するAM策概要図



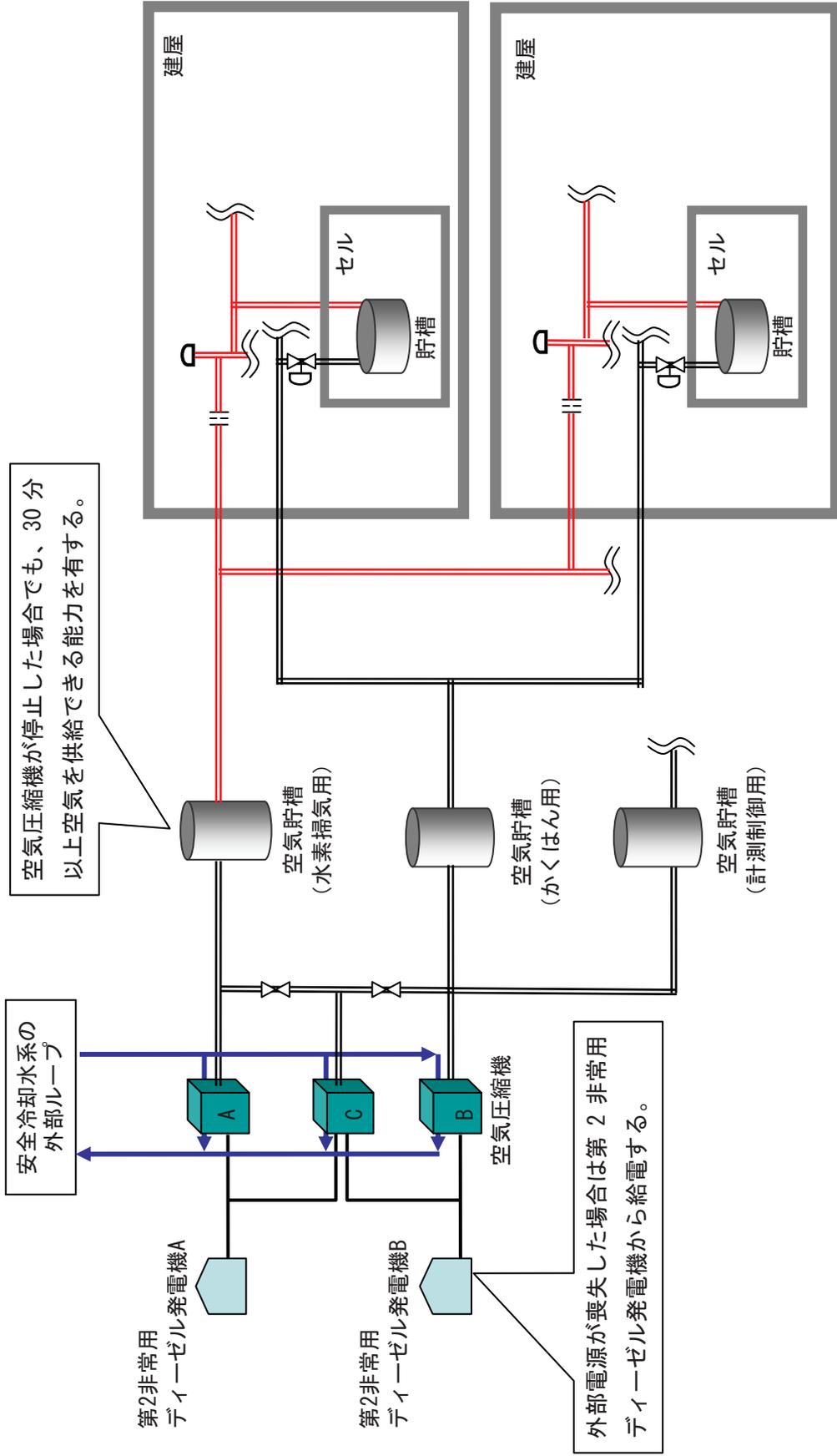
セル内での有機溶媒火災に対する主な安全対策



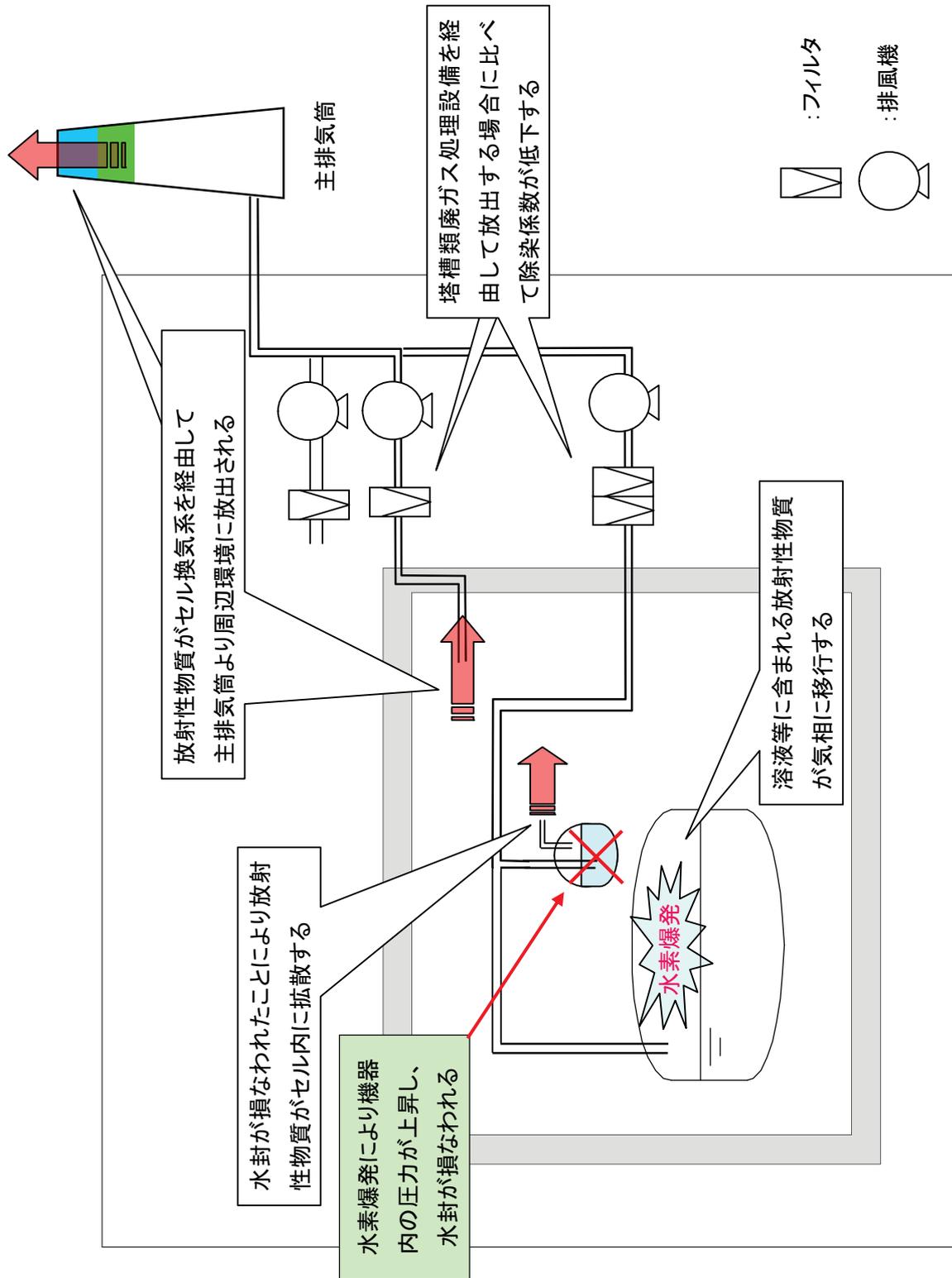
セル内での有機溶媒火災における事象進展



セル内での有機溶媒火災に対するAM策概要図



安全圧縮空気系の系統図



水素爆発による周辺環境への放射性物質の放出経路概要図

安全圧縮空気系の機能喪失から可燃限界濃度に達するまでの時間評価について

1. はじめに

安全圧縮空気系の機能喪失から、各機器内の水素濃度が可燃限界濃度である 4vol%に達するまでの時間を評価する。

2. 評価の前提

水素爆発により放射性物質を放出する可能性がある各機器を対象として、設計段階で設定している設計基準燃料（燃焼度 45,000MWd/t・U_{Pr}、冷却期間 4 年）を処理した場合における、安全圧縮空気系の機能喪失から水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間を評価する。

さらに、上記評価の結果、水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が最も短い機器に対して、現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料（約 2,900 t・U_{Pr}）の仕様及び国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料（約 14,000 t・U_{Pr}）の仕様を踏まえた現実的な施設の状態を想定し、同様に安全圧縮空気系の機能喪失から水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間を評価する。

可燃限界濃度に達するまでの時間の計算は、安全圧縮空気系空気圧縮機停止後に水素掃気用空気貯槽から供給される圧縮空気及び放射線分解により発生する酸素を考慮して評価する。

掃気流量は、アクティブ試験前に実施した「安全圧縮空気喪失試験」における機器毎の掃気流量データに基づき指数近似により算出する。（一例を図 1 に示す）

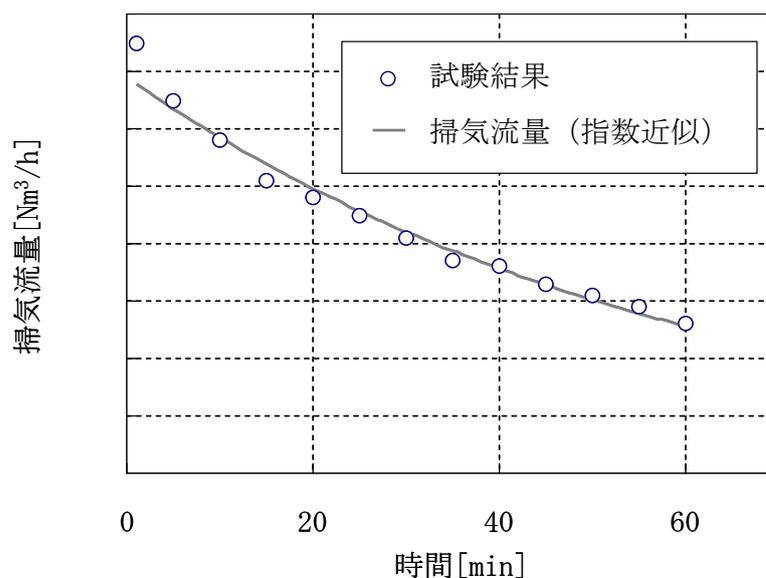


図 1 分離建屋第 1 一時貯留処理槽における安全圧縮空気喪失試験結果

3. 評価方法

可燃限界濃度に達するまでの時間の計算には以下の式を用いる。

$$\frac{dy}{dt} = \frac{f_{H_2}}{Vg} - \frac{y}{Vg} (f_{H_2} + Q(t) + f_{O_2})$$

Y : 水素濃度 [vol%]

Vg: 空間容量 [m³]

f_{H₂}: 水素発生量 [Nm³/h]

Q(t): 近似式から求められる掃気流量 [Nm³/h]

f_{O₂}: 酸素発生量 [Nm³/h]

酸素の発生量 f_{O₂} は、Kuno らのデータ¹⁾に基づけば、硝酸濃度が増加するにつれて増加ことから、本データを採用して酸素の発生を考慮し、水素濃度が 4vol% に達するまでの時間を計算する。

f_{O₂} を求める際に使用する酸素の G 値は、石田らの論文²⁾に Kuno らの実験結果を最小二乗法によってフィッティングした以下の近似式を用いる。

$$G(O_2)_\alpha = -0.0082x^2 + 0.1801x - 0.0137$$

$$G(O_2)_{\beta, \gamma} = 0.0374x + 0.0598$$

X : NO₃⁻濃度 [mol/L]

4. 評価結果

水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間評価の結果を表 1 に示す。

表 1 水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間評価一覧

建屋	対象機器	可燃限界濃度に達するまでの時間 (h)
前処理建屋	リサイクル槽 A	17
	不溶解残渣回収槽 A	1.8
	リサイクル槽 B	17
	不溶解残渣回収槽 B	1.7
分離建屋	抽出塔	2.1
	第 1 洗浄塔	3.5
	第 2 洗浄塔	4.2
	TBP 洗浄塔	1.6
	プルトニウム洗浄器	168 以上
	プルトニウム溶液受槽	8.0
	プルトニウム溶液中間貯槽	8.3
	プルトニウム分配塔	5.7
	ウラン洗浄塔	7.9
	第 1 洗浄器	52
	第 1 一時貯留処理槽	1.6
	第 2 一時貯留処理槽	6.6
	第 3 一時貯留処理槽	5.9
	第 4 一時貯留処理槽	5.9
	第 5 一時貯留処理槽	5.2
	第 6 一時貯留処理槽	2.7
	第 7 一時貯留処理槽	11
	第 8 一時貯留処理槽	4.4
	第 9 一時貯留処理槽	11
第 10 一時貯留処理槽	168 以上	
精製建屋	第 1 一時貯留処理槽	3.4
	第 2 一時貯留処理槽	4.7
	第 3 一時貯留処理槽	4.4
	第 4 一時貯留処理槽	46

建屋	対象機器	可燃限界濃度に達するまでの時間 (h)
精製建屋	第 7 一時貯留処理槽	23
	抽出塔	2.7
	核分裂生成物洗浄塔	2.7
	逆抽出塔	2.1
	ウラン洗浄塔	3.2
	T B P 洗浄器	44
	プルトニウム溶液供給槽	6.9
	補助油水分離槽	2.1
	プルトニウム溶液受槽	5.1
	油水分離槽	4.9
	プルトニウム濃縮缶	20
	プルトニウム濃縮缶供給槽	2.9
	プルトニウム溶液一時貯槽	3.0
	プルトニウム濃縮液受槽	5.4
	リサイクル槽	5.5
	希釈槽	4.9
	プルトニウム濃縮液一時貯槽	5.2
	プルトニウム濃縮液計量槽	5.5
プルトニウム濃縮液中間貯槽	5.4	
ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋	硝酸プルトニウム貯槽	7.9
	混合槽 A	8.1
	混合槽 B	9.5
	一時貯槽	8.5
高レベル廃液ガラス固化建屋	第 1 不溶解残渣廃液一時貯槽	2.0
	第 2 不溶解残渣廃液一時貯槽	2.0
	第 1 不溶解残渣廃液貯槽	1.9
	第 2 不溶解残渣廃液貯槽	1.9
	高レベル廃液共用貯槽	3.7

水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が最も短い機器は、分離建屋の TBP 洗浄塔及び第 1 一時貯留処理槽である。

これらの機器について、現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料及び国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料の仕

様を踏まえた現実的な施設の状態における評価結果を表 2 に示す。

表 2 現実的な施設の状態における
水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間評価一覧

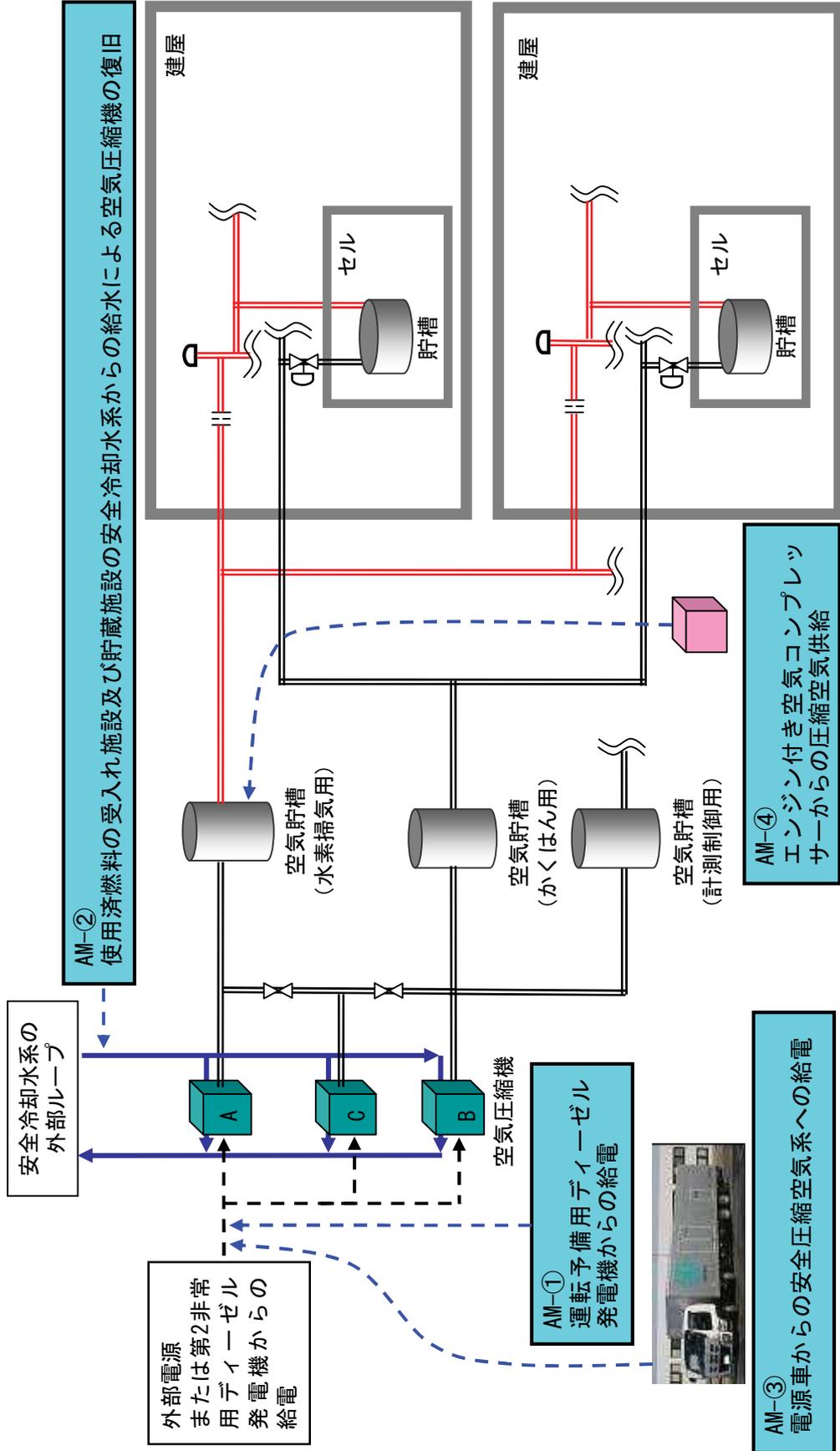
建屋	対象機器	可燃限界濃度に達するまでの時間 (h)
分離建屋	TBP 洗浄塔	2.2
	第 1 一時貯留処理槽	2.4

5. まとめ

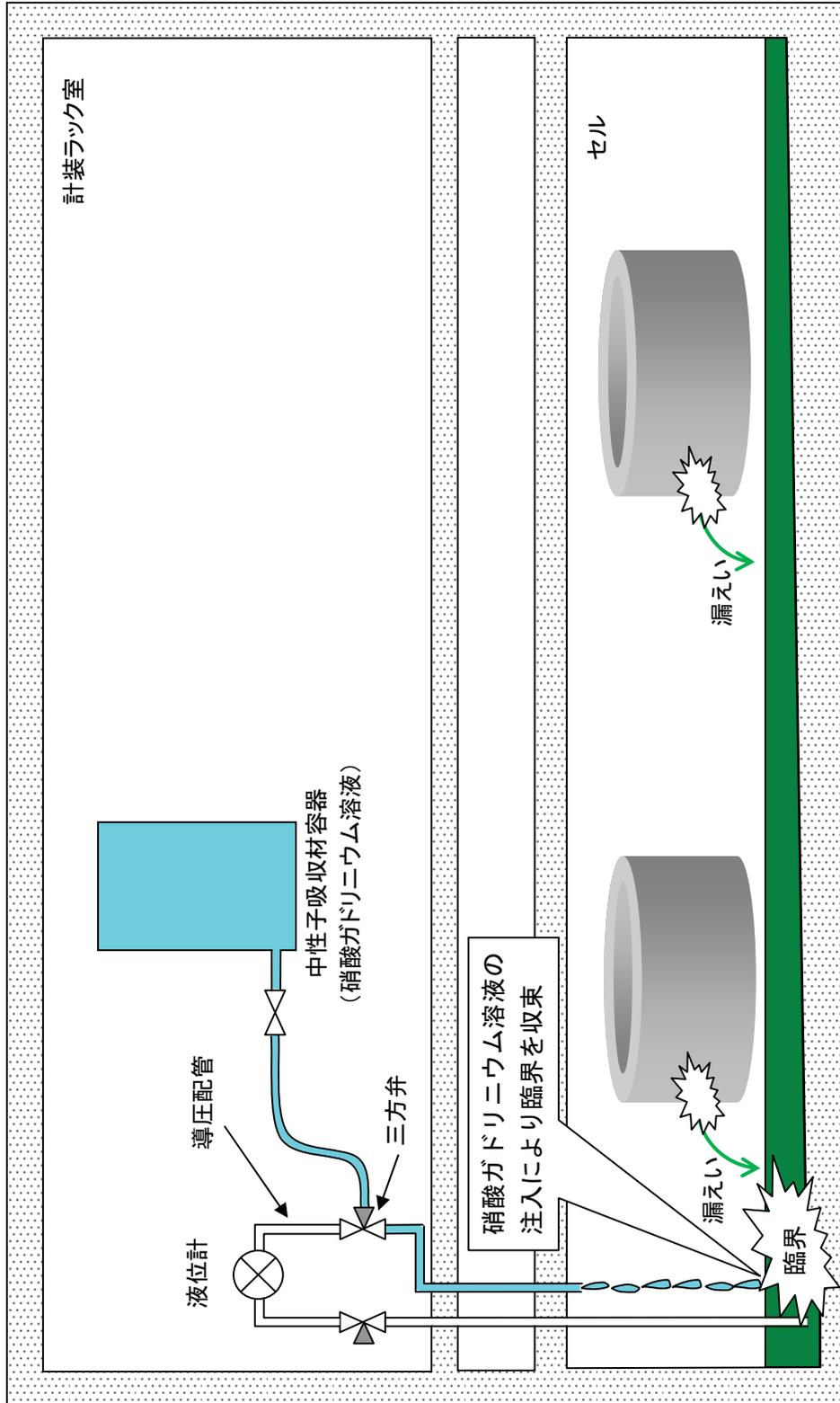
4. の評価結果より、安全圧縮空気系の機能喪失から水素濃度が可燃限界濃度である 4vol%に達するのは、設計基準燃料を処理した場合には、約 1.6 時間後、現在、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに貯蔵している使用済燃料及び国内の原子力発電所に保管されている使用済燃料の仕様を考慮した場合には、約 2.2 時間後である。

参考文献

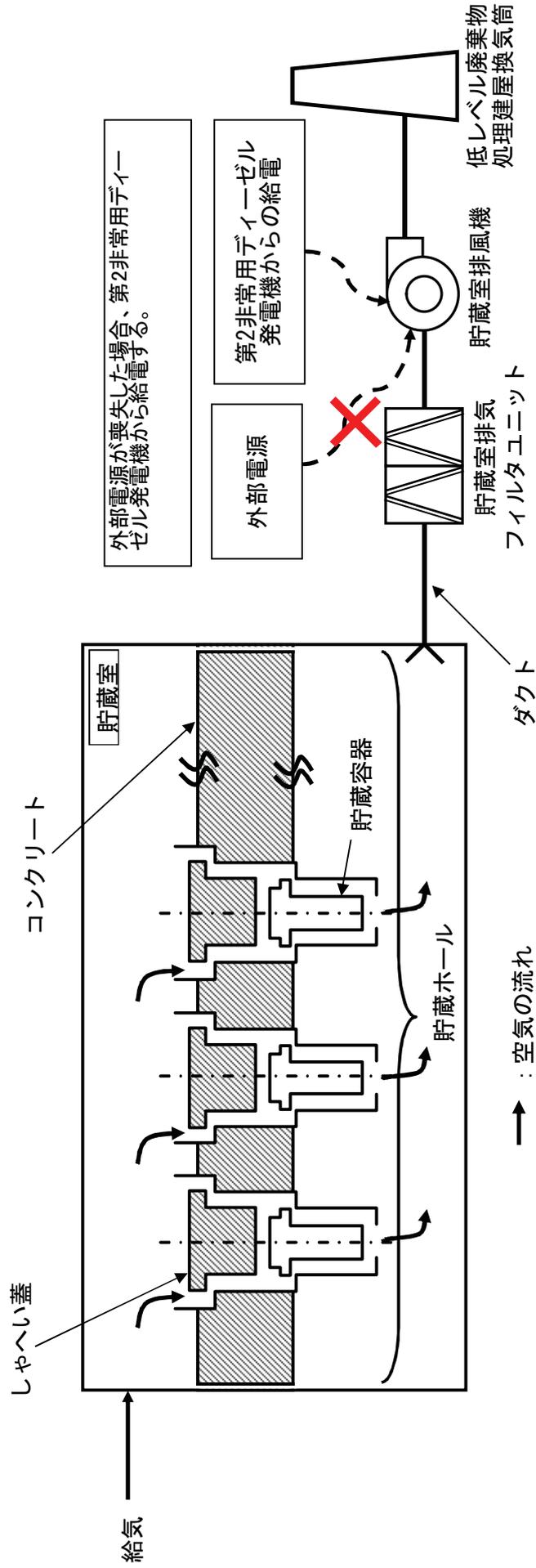
- 1) Kuno et al., “Radiolytically Generated Hydrogen and Oxygen from Plutonium Nitrate Solution,” J. Nucl. Sci. Technol., 30, 919 (1993)
- 2) ”核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査 (Ⅲ) 放射線分解水素爆発事象の事故影響評価手法に関する基礎的データ”、石田倫彦、林芳昭、上田吉徳、吉田一雄、日本原子力学会和文論文誌、Vol.9、No.1、p.71-81、2010



安全圧縮空気系の機能喪失に対する AM 策概要図



プルトニウム溶液の漏えいに伴う臨界に対する AM 策概要図



貯蔵室排気系の系統図

貯蔵容器が過度の温度上昇に至るまでの時間余裕の評価

1. はじめに

貯蔵室排気系の機能喪失から、貯蔵容器が過度の温度上昇に至るまでの時間余裕について評価した。

2. 解析方法

貯蔵室排気系の機能喪失を想定し、換気が停止している条件において、貯蔵容器の時間経過に伴う温度解析を行い、その結果から、貯蔵容器の温度が設計上の最高使用温度に達するまでの時間を評価した。解析には、熱流体解析コードである FLUENT を用いた。解析条件として、以下の事項を設定する。

- (1) 貯蔵ホールは、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋内の 2 つのフロアに 2 基ずつ配置しており、貯蔵容器は貯蔵ホールに等間隔で収納している。そのため、解析モデルは、代表として 1 列分を抜き出すこととし、その範囲は上下の貯蔵ホールに収納された 2 本の貯蔵容器を含む、地下 1 階天井から地下 4 階床までとする。貯蔵容器の温度解析フロー及び解析モデルを図 1 に示す。
- (2) 境界条件は以下のとおりとする。
 - ・水平方向については、貯蔵容器が無限個配列に配置しているものとして断熱条件とし、また、扉等の開放による空気の出入りはないものとする。
 - ・上下方向は、モデル範囲の外側を建屋室温である 29°C 一定の空間とし、解析モデルからは熱伝達による熱の移動があるものとする。
- (3) 各要素の物性値は、以下を考慮して設定する。
 - ・熱は、貯蔵容器内の MOX 粉末から発生するものとし、MOX 粉末の発熱量は、設計及び工事の方法の認可申請書の値とする。
 - ・各部位については、物体内部の熱伝導と、物体表面からのふく射を考慮する。
 - ・貯蔵室内の空気の流れは自然対流とする。
 - ・上下の貯蔵室は、コンクリートを通じて、熱の移動があるものとする。
- (4) 解析は、貯蔵室排風機が通常運転中であつたものが停止した時点を開始時間とする。そのため、初期温度は、貯蔵室排風機が通常運転状態（換気風量 144, 000m³/h/4 貯蔵ホール）で換気されている状態の温度解

析を行い、換気の開始から十分な時間が経過した時点における温度を使用する。

3. 解析結果

図 2 に、解析の結果である、貯蔵容器の温度の時間変化を示す。貯蔵容器の温度は、換気停止後に徐々に上昇し、約 42 時間で設計上の最高使用温度に達する結果を得た。

4. まとめ

貯蔵容器が過度の温度上昇に至る時間余裕は約 42 時間となる。

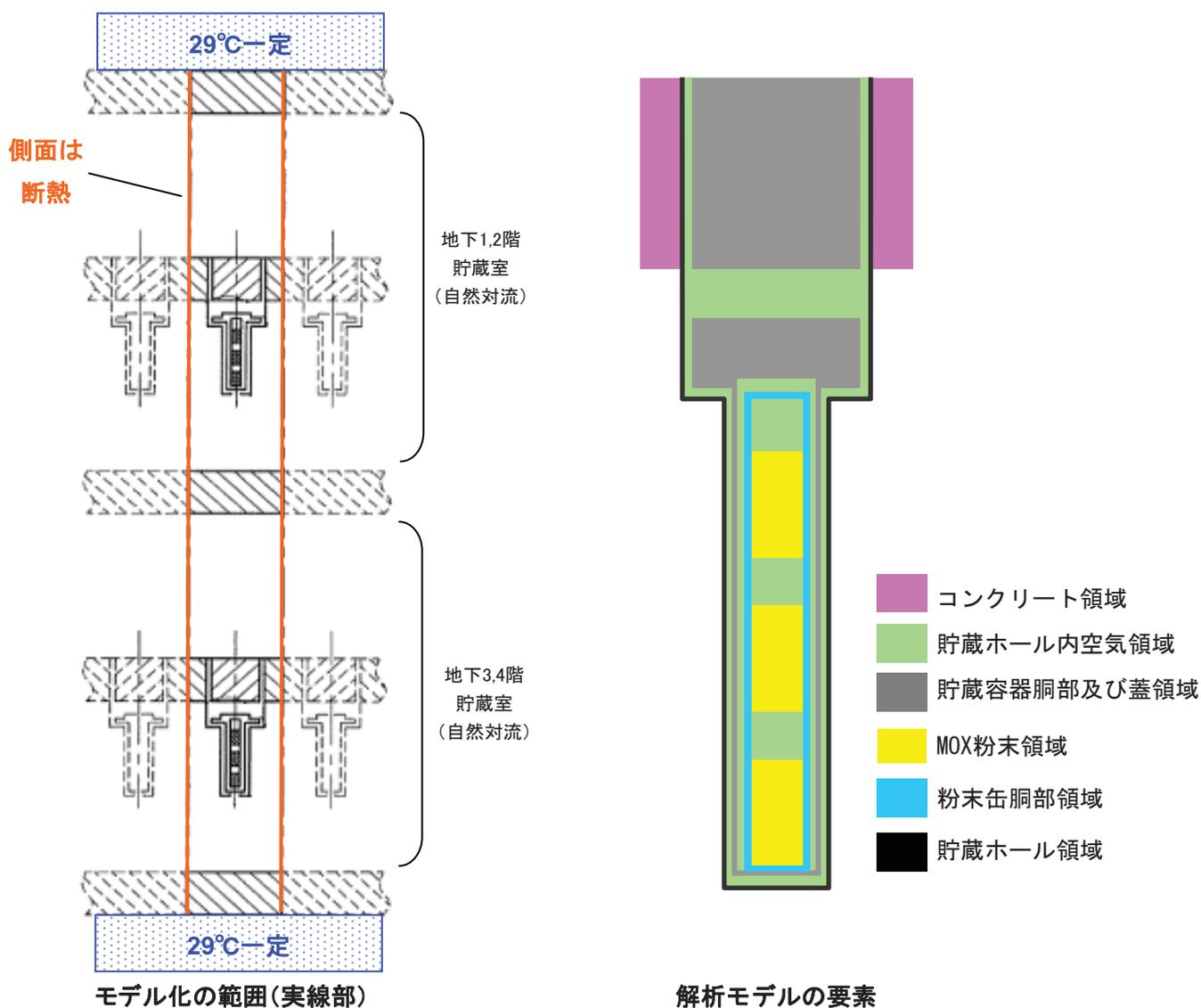
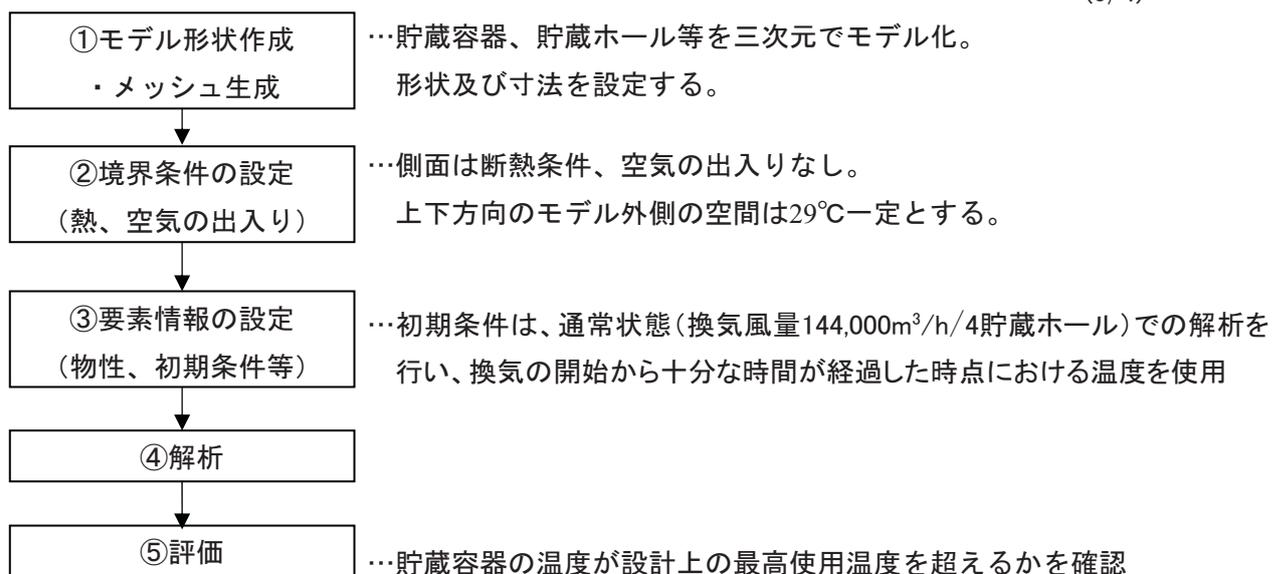


図1 貯蔵容器の温度解析フロー及び解析モデル

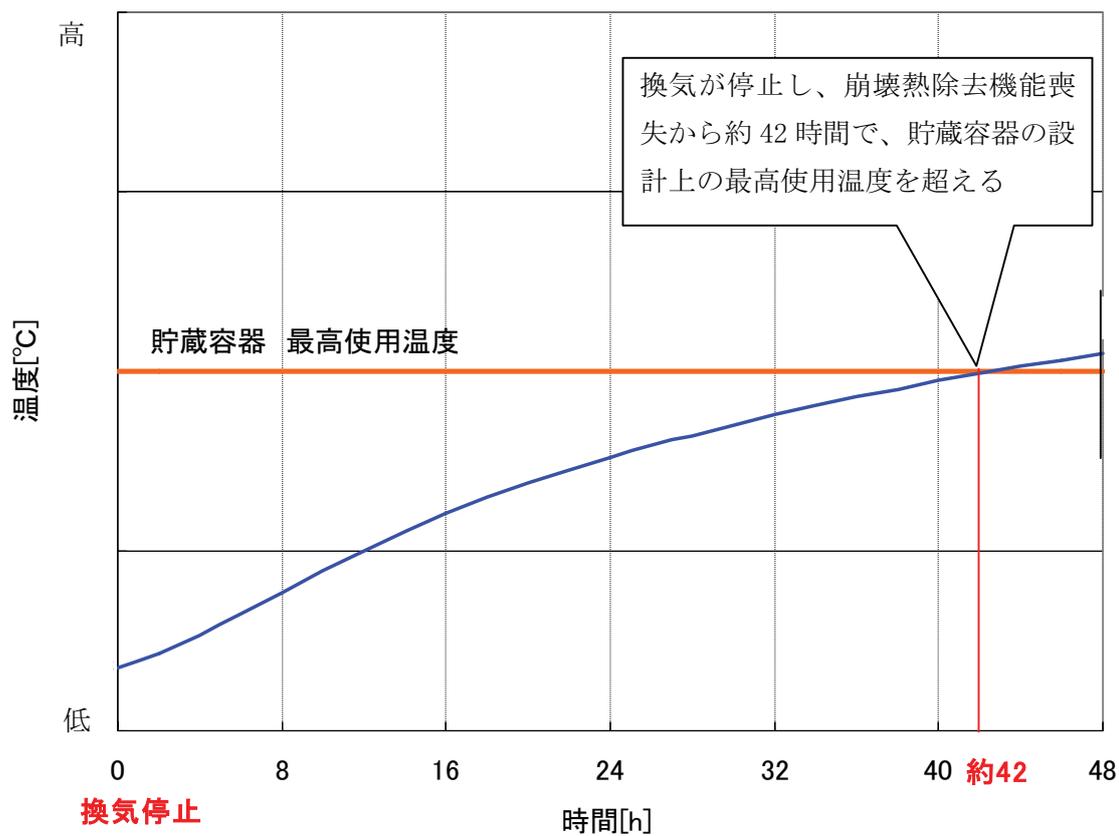
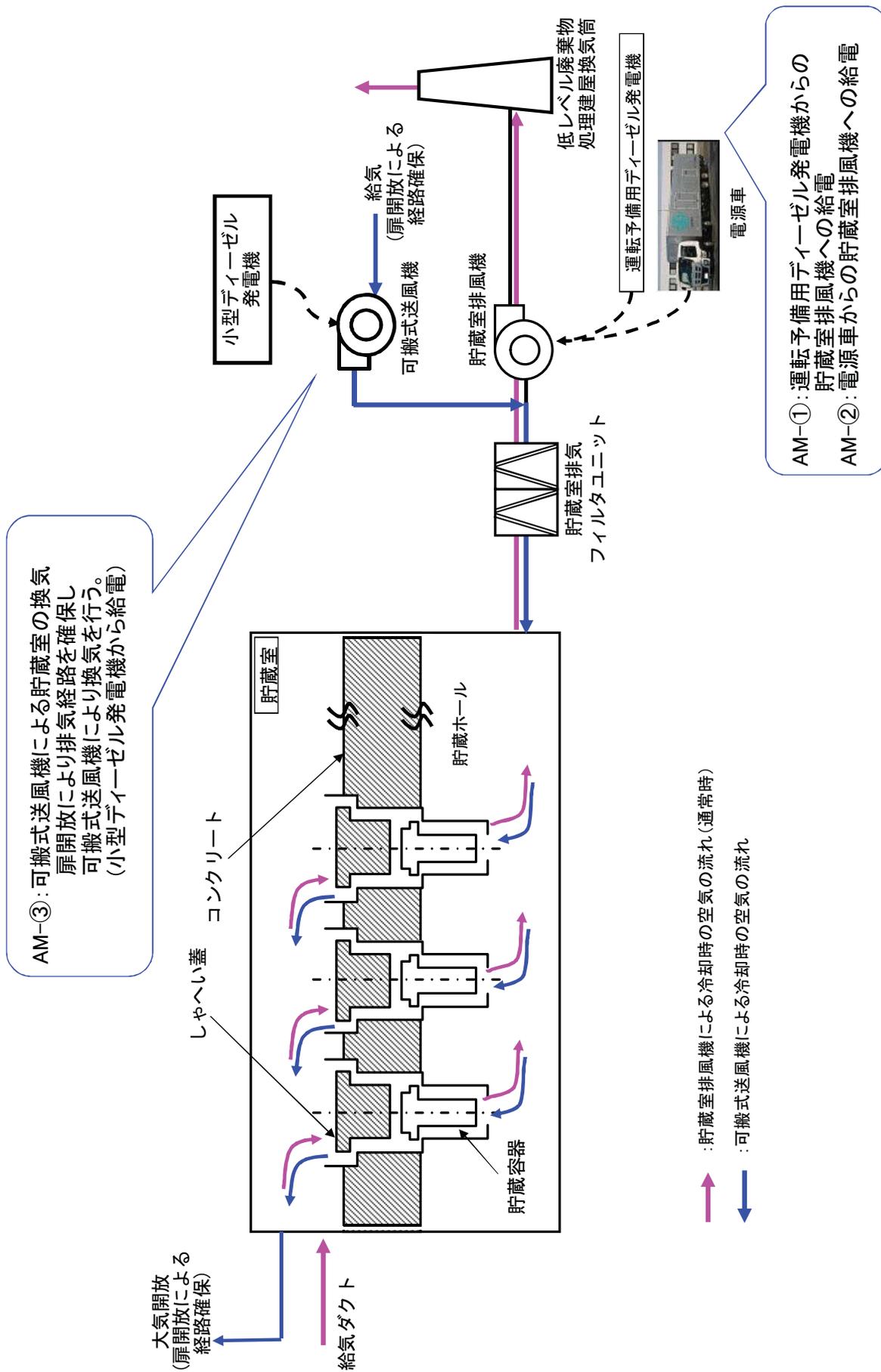
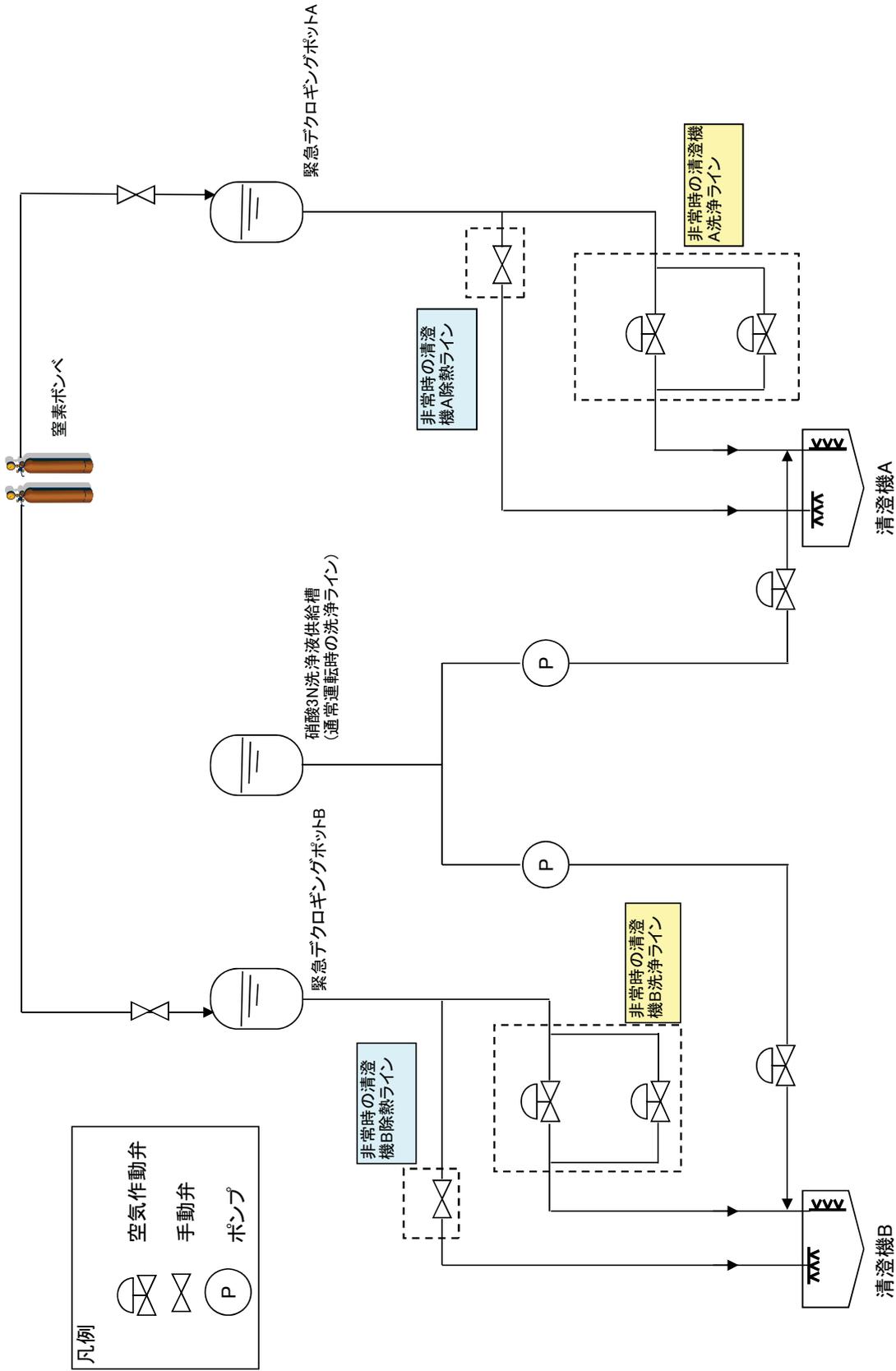


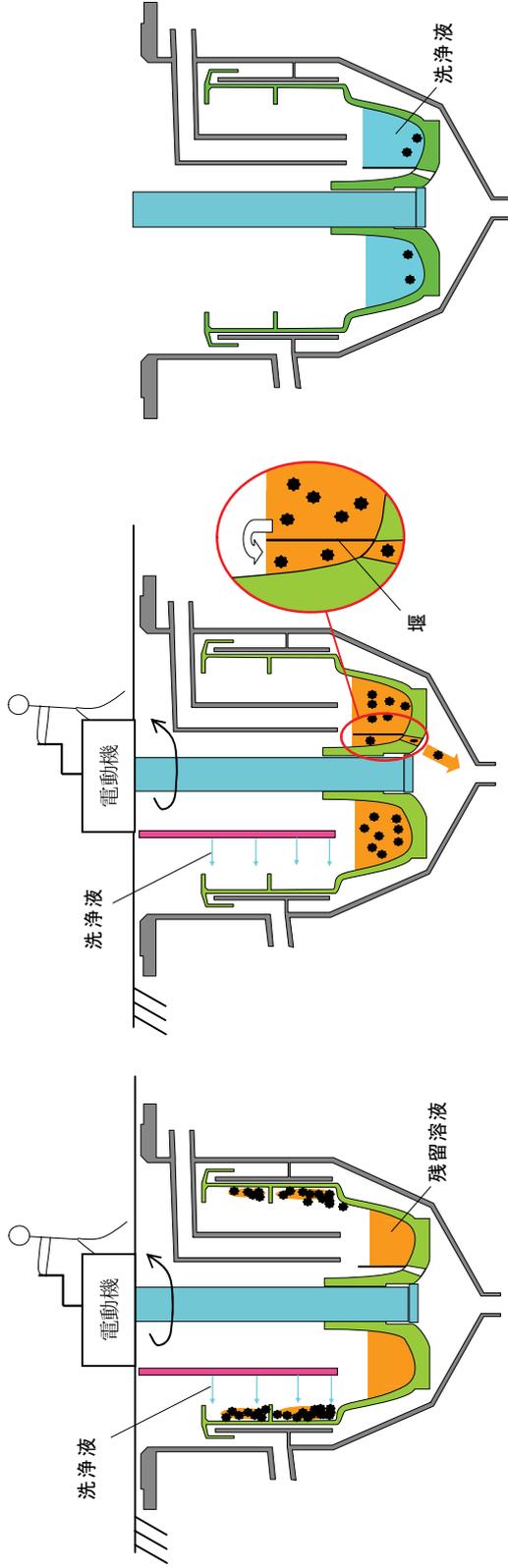
図2 貯蔵容器温度の時間変化（解析結果）



ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋における貯蔵室からの排気系の機能喪失に対するAM策概要図



不溶解残渣排出に係る系統概略図



① 不溶解残渣の洗浄

加圧された洗浄液を噴射し、ボウル壁面に捕集されている不溶解残渣を洗浄する。電動機の使用不能時は、電動機上部を治具にて手動で回転することができる設計としている。

② 不溶解残渣の排出

ボウル壁面から洗浄された不溶解残渣は、洗浄液ごとボウル内の堰を超えオーバーフローし、排出される。

③ 不溶解残渣排出後の状態

緊急時の不溶解残渣排出終了後、一部の不溶解残渣は排出されずにボウル内に残留するが、発熱量は小さい。

緊急不溶解残渣排出運転の概要図

不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至るまでの時間評価

1. はじめに

清澄機ボウル内の不溶解残渣が排出されない場合、不溶解残渣の崩壊熱により不溶解残渣を含む溶液の温度が徐々に上昇して沸騰に至る。

ここでは、清澄運転終了後から不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至るまでの時間を評価する。

2. 不溶解残渣を含む溶液が沸騰に至るまでの時間評価

下式を用いて、清澄運転終了後から不溶解残渣を含む溶液が沸騰（105℃）に至るまでの時間を算出する。

$$W \times (dT / dt) = Q - h \times A \times (T - T_0)$$

【評価条件】

W : 不溶解残渣を含む溶液の熱容量とボウルの熱容量の和

T : 溶解液の温度

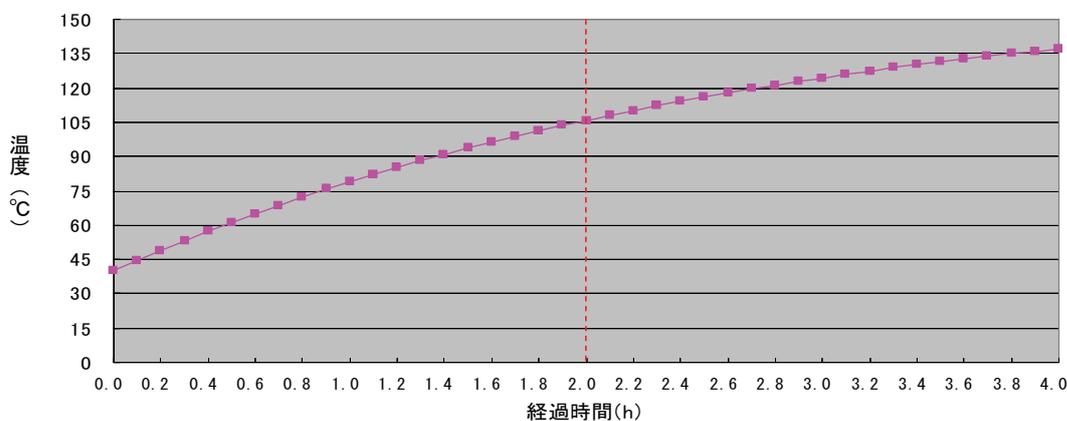
Q : 不溶解残渣及び溶解液の崩壊熱の和

h : ボウル外面の熱伝達係数

A : ボウル外面の表面積

T₀ : 雰囲気温度

t : 事象発生からの経過時間



算出結果

3. まとめ

上記より、清澄運転終了後から不溶解残渣を含む溶液は約 2 時間で沸騰すると評価した。

濡らし運転による冷却効果

1. はじめに

緊急デクロギングポットの硝酸を、排出用硝酸供給ラインとは異なる散水ラインから供給する運転（以下、「濡らし運転」という。）を行うことによって、ボウル内の不溶解残渣の冷却を行い、沸騰に至るまでの時間を延ばすことができる。

ここでは、沸騰状態において濡らし運転を実施した場合の冷却効果（温度低下効果）を評価する。

2. 評価方法

濡らし運転では、清澄機ボウル壁面に存在する不溶解残渣及び溶解液に対し、散水リングから硝酸を噴霧して液膜を生成することによって、不溶解残渣から崩壊熱を除去する。このため、液膜式熱交換器のモデルを使用する。

評価では、不溶解残渣の発熱量に対して、液膜による伝熱係数を考慮した硝酸による熱交換量を評価することで、冷却に必要な硝酸噴霧量を評価した。

なお、評価に当たっては、清澄機ボウルからの放熱を考慮し、清澄機ボウル内で発生する崩壊熱は、ボウル、溶解液に均一に伝わるものとし、硝酸の噴霧流量は20秒間で約11Lとした。

3. 評価結果

初期温度を沸騰温度（105℃）とした場合に、初期温度から各温度まで冷却するために必要な硝酸量は以下のとおり。

不溶解残渣		硝酸の噴霧量 (L)
初期温度 (°C)	到達温度 (°C)	
105	⇒	60
		55
		50
		45

4. まとめ

上記より、短時間（20秒間）で噴霧が可能である約11Lの濡らし運転で、清澄機ボウル内の不溶解残渣は、沸騰温度から50℃以下に冷却できることを確認した。

福島原子力災害を踏まえた六ヶ所再処理施設安全性向上の考え方について

2011年の福島原子力災害以降、これまでの安全設計で十分には考慮してこなかった重大事故への対応について、国からの緊急指示を含めて、自主的に考察し様々な対策を具体化してきた。その間に、旧原子力安全・保安院及び原子力安全基盤機構主催の検討会で再処理施設の重大事故に係る議論が行われてきた。さらに、2013年2月には、原子力規制委員会から、発電用原子炉施設について設計及びシビアアクシデント対策の新規制基準骨子案(以下、「設計基準」または「SA基準」という。)が示された。

こうした状況を踏まえ、原子力規制委員会による再処理の新たな基準が策定されるまで、統一性のある安全性改善活動を行ううえで、何らかの社内基準を策定して進める必要があると社内の各層から指摘があった。そこで、六ヶ所再処理施設は旧原子力安全委員会制定の再処理施設安全審査指針に基づき安全設計を行ってきたので、これを元に、重大事故防止のために再処理事業者として目指すべきゴールを、六ヶ所再処理施設安全対策方針として暫定的に取りまとめることとした。別紙にその考え方と内容を添付した。

この安全対策方針は、これまでの設計・建設・試験運転の経験及びトラブルを含めた様々な知見、並びに、上記内外での議論の推移を参考に取りまとめたものである。

再処理施設の重大事故を含めた安全基準は、最終的には原子力規制委員会が定める新規制基準を待つ必要がある。したがって、同安全対策方針は、こうした過渡期における当社内の安全性向上活動の目標と目安を与える位置付けとしており、新たな知見や意見等により、必要に応じて追加・削除など柔軟に見直しながら運用することとしている。

なお、安全性に係る自主基準を策定し安全性向上活動を推進することは、こうした経験の少ない再処理事業者にとって、堅実なる安全文化の定着に大きく寄与するものと考えている。

福島原子力災害を踏まえた六ヶ所再処理施設安全対策方針の策定について

1. 目的

発電用原子炉施設については、原子力規制委員会で設計基準の見直しと新たな SA 対策基準の骨子案が検討されている。こうした状況を踏まえ、これらの骨子案を参考に、施設の違い等を考慮した六ヶ所再処理施設の安全対策方針を自主的に策定し、これに基づき継続的な改善活動を行い、重大事故に対する再処理施設の安全性向上を図ることを目的とする。

2. 安全対策方針策定の基本的考え方

- これまでの六ヶ所再処理施設の安全設計思想との連続性、並びに、海外検討事例及び原子炉施設の安全性確保の考え方との整合性を図る。
- 再処理施設にはこれまで、安全設計基準と安全評価基準を兼ねた再処理施設安全審査指針(以下、再処理指針と呼ぶ。)が存在するが、自主的な安全対策方針はこれをベースとして検討する。
- 改正炉規法の目的に沿い、放射性物質が異常な水準で再処理施設の外へ放出される重大事故を特定し、その発生防止及び拡大防止・影響緩和措置を実現する。
- そのため、これまで設計基準事故の影響緩和を目的とした深層防護のレベル3に、新たに再処理施設に係る重大事故の発生防止対策を追加する。
- さらに、深層防護のレベル4を新たに追加し、再処理施設に係る重大事故の拡大防止・影響緩和対策を講じる。
- 個々の具体的事項の改善については、原子炉施設の新基準骨子案(2013年2月)の条項を参考に、施設の違いによる潜在的リスク等を考慮し、再処理施設の重大事故に対する安全性向上に実質的に寄与する内容とする。

3. 安全対策方針策定の具体化

- 六ヶ所再処理施設ではこれまで再処理指針に基づき安全上重要な施設(以下、「安重」という。)が特定され、同指針の信頼性要求に基づく設計がなされている。
- 安重は、再処理指針で「その機能喪失により一般公衆及び従事者に過度

の放射線被曝を及ぼすおそれのある・・・施設」と定義され、具体的には、六ヶ所再処理施設では、その機能喪失で5mSv を超すおそれのある施設が選定され、再処理指針の信頼性要求に合致した施設となっている。

- ・ また、安全設計の妥当性を確認する安全評価では、再処理指針に基づき「発生の可能性との関連で」設計基準事象を選定し、一般公衆に著しい放射線被曝のリスクを与えないことを網羅的に確認してきた。

- ・ これらの六ヶ所再処理施設の設計・建設経緯を踏まえると、今回の福島原子力災害の教訓として次の改善事項が抽出される。

- ① 選定された安重については、機能喪失時の影響の程度が大きく異なるにも関わらず、再処理指針の信頼性要求は一律であり、これを適用したこと。
- ② 内の事象に対する安全性を確認する安全評価では、再処理指針の「発生の可能性との関連」の考え方にに基づき、設計内容と発生事象の特性を考慮し、当該事象の発生確率が非常に低いと定性的に判断される場合は、設計基準事象の選定の段階で当該事象について安全評価を要しないと判断したこと。
- ③ 外的事象については、例えば、耐震設計については立地地点を考慮した設計基準地震動を設定し、これに基づく最高位の耐震クラスで設計された設備については、地震による破損は考慮外としたこと。

- ・ 以上の教訓を踏まえ、以下の考え方にに基づき安全対策方針の具体化を図る。

- (1) 安重には、その機能喪失で直ちに異常が生じる PS 安重と、異常時に機能が要求される MS 安重に分類される。また、動的設備を含む安重と、静的設備のみで構成された安重が存在する。安重設備はこれまでも信頼性の高い設計要求が課せられてきたが、今回の災害で、その機能喪失に対してはこれらの違いを考慮した木目細かい設計要求に改善する必要がある。
- (2) 動的設備を含む安重のうち、その機能喪失によって再処理施設からの異常な放射性物質の放出を伴うおそれ（社内暫定値：敷地境界で20mSv以上を目安とする）のある設備を特定し、これを「重要度の特に高い安全機能を有する施設」と呼称するとともに、原子炉の設計基準案での同等な施設（「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」）への設計上の信頼性要求を参考に、施設の違い等を考慮して再処理施設

への適用案を策定する。「重要度の特に高い安全機能を有する施設」は以下の(4)の評価で特定する。

- (3) 動的設備を含む安重に関連して、網羅的に行った安全評価において、「発生の可能性との関連」から考慮する必要がないとした多重故障を導入し、その結果が、「一般公衆に著しい放射線被曝のリスク」(再処理指針に基づき敷地境界で5mSv以上を目安とする)を与えるおそれのある事象(以下、「設計基準事象を超える事象」という。)を抽出し、新たに「重大事故防止対策」AM1を講じる。
- (4) また、同結果が、「放射性物質が異常な水準で再処理施設の外へ放出されるおそれ」(社内暫定値：敷地境界で20mSv以上を目安とする)に該当する事故(以下、「重大事故」という。)は、周辺公衆及び環境への影響を緩和するため、さらに、「重大事故影響緩和対策」AM2を講じるものとする。合わせて、同重大事故に関係する、再処理指針に基き講じてきた深層防護を構成するこれまでの設備を、「重要度の特に高い安全機能を有する施設」とする。
- (5) 静的設備のみで構成される安重は、遮蔽設備や自然空冷の貯蔵設備を含む建屋・構築物並びに塔槽類が該当するが、これらは外的事象がその機能喪失の主因であり、地震については最高位の耐震設計がなされている。今回の震災で耐震基準の見直しが進められているが、再処理施設の潜在的风险を考慮し、「重要度の特に高い施設」は新たな基準地震動に基づく耐震評価を実施し、必要に応じて耐震強化策、或いはこれが現実的に困難な場合は、その機能喪失に対して地震耐性を考慮したレベル4に相当する実現可能な影響緩和対策を講じることとする。

・安全対策方針の具体的手順を以下に記す。

- (1) 検討に必要な以下の用語を定義する。
 - ① 重要度の特に高い安全機能を有する施設
 - ② 設計基準事象を超える事象
 - ③ 重大事故
- (2) 設計要求としては、新たに定義した「重要度の特に高い安全機能を有する施設」に対する信頼性要求について、炉の設計基準骨子案を参考に、再処理施設に必要な内容を安全対策方針として取りまとめる。
- (3) 重大事故に対する基準は再処理においても新規基準なので、検討中の炉の新SA基準案を参考に、原子炉施設との潜在的风险の違い等を考慮したうえで、安全対策方針として取り纏める。

4. 六ヶ所再処理施設安全対策方針の内容

本対策方針で使用する以下の用語を次のように定める。

- ① 「重要度の特に高い安全機能を有する施設」とは、安全上重要な施設のうち、その機能喪失により、「放射性物質が異常な水準で再処理施設の外へ放出されるおそれ」(社内暫定値:敷地境界で 20mSv を目安とする。)のある施設をいう。
- ② 「設計基準事象を超える事象」とは、従来の安全評価においてさらに多重故障等の想定を重ね合わせた事象であり、発生する可能性は設計基準事象よりは更に小さいが、発生した場合、「一般公衆に著しい放射線被曝のリスク」(再処理安全指針 3 で敷地境界で 5mSv で判断と規定)を及ぼすおそれのある事故をいう。
- ③ 「重大事故」とは、「設計基準事象を超える事象」のうち、設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では対応できない状態であり、その結果、放射性物質が異常な水準で事業所外に放出(社内暫定値:敷地境界で 20mSv 以上を目安とする。)される事故をいう。

再処理指針に基づき設計・建設された六ヶ所再処理施設に、新たな設計要求(設計基準)として以下を追加する。

- ① 重要度の特に高い安全機能を有する施設は、再処理施設内部で発生が想定される溢水に対して、その機能が喪失することがない設計であること。
- ② 重要度の特に高い安全機能を有する施設は、「新安全基準(地震・津波)骨子案」に基づく基準地震動で評価し、必要に応じて、耐震補強、或いは地震時の影響緩和対策を講じること。
- ③ 重要度の特に高い安全機能を有する施設は、予想される自然現象のうち最も過酷と考えられる場合を考慮した設計であること。
- ④ 火災の発生防止、火災の検知及び消火並びに火災による影響の軽減対策については、再処理指針によるほか、米国等の仕様規定を参考に原子力規制委員会において別途定める規定を参考とすること。
- ⑤ 非常用所内電源系統は、一定時間の外部電源喪失に対して、必要とされる電力の供給が継続できる設計であること。また、一定時間(社内暫定値:7日間)の全交流動力電源喪失に対して、重大事故に至ることがない設計であること。
- ⑥ 再処理施設は、設計基準事象時に施設内に居るすべての人に対する的確に指示が出来る通信設備及び警報系が設けられていること。

今回の震災を踏まえ、上記設計要求とは別に、重大事故等への対策(SA 基準)として、以下の対応を進めること。

- ① 「重要度の特に高い安全機能を有する施設」の機能喪失については、その発

生頻度に関わらず、「重大事故防止対策」AM1、並びに、「重大事故緩和対策」AM2を講じること。

- ② 指針3の安全評価の設計基準事象の選定及び評価において、多重故障等を考慮した結果が、一般公衆に著しい放射線被曝のリスク(再処理指針3記載の敷地境界5mSvで判断)を及ぼすおそれのある「設計基準を超える事象」を抽出し、原則、「重大事故防止対策」AM1を講じること、若しくは、事象の特性に応じて「重大事故緩和対策」AM2を講じること。
- ③ また、「設計基準を超える事象」のうち放射性物質が異常な水準で再処理施設の外へ放出されるおそれのある重大事故(社内暫定値：敷地境界で20mSvを目安とする)は、「重大事故防止対策」AM1及び「重大事故緩和対策」AM2を講じること。
- ④ AM策を構築する代替設備は、起因事象に対して、設計基準対応設備と共通要因で当該安全機能を喪失しないよう、以下の方針で対応すること。
 - ・ 地震を起因とする場合は、保管方法や位置的分散を図ることで地震に対する柔軟性が確保できる可搬式設備で対応することを原則とし、対応の迅速性や接近性の点でやむを得ない場合は、恒設設備との組み合わせ等を考慮すること。
 - ・ そのほか内的事象等を起因とする場合は、恒設設備での対応、或いは、時間余裕がある場合は可搬式設備での対応とするなど、起因事象と状況に応じたリスク分散を考慮した対応とすること。
 - ・ 重要度の特に高い安全機能を有する施設の代替設備は、設計基準対応設備と共通要因によって当該安全機能を喪失することがないように、必要に応じ、設備の駆動源等の多様化、各設備の位置的分散を図ること。
- ⑤ 可搬式代替設備は、汎用品の使用も考慮し、必要とされる事象の時間余裕を勘案のうえ、故障や保守除外に対して適切な予備品を確保すること。また、可搬式代替設備の移動を確実にするため、アクセスルートは原則として2ルートを確保すること。
- ⑥ サイト内で予め用意された手段(代替設備、予備品、燃料等)により、事象発生後一定期間(社内暫定値：7日間)は事故収束対応を維持できること。一定期間(社内暫定値：7日間)以降のため、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めること。
- ⑦ 設計基準事象を超える事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、予め手順書を整備し、訓練を行うとともに人員確保等の必要な体制を整備すること。
- ⑧ 放射性物質が異常な水準で再処理施設の外へ放出されるおそれの根源は放射性物質の崩壊熱が主因となるので、最終的な外部放熱機能を有する設計基準対応設備の機能が喪失した場合に備え、再処理施設で発生する崩壊熱全体

を放散できる能力を有する代替手段・手順等を整備すること。

- ⑨ 使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水機能の喪失、小規模なプール水の漏えいを伴う設計基準事象を超える事象が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール内の燃料を冷却する設備、手順等を整備すること。また、大規模なプール水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位維持ができない場合に、燃料損傷を緩和する手順等を整備すること。
- ⑩ 設計基準事象を超える事象発生後の取水源として複数の代替水源（例、貯水槽、ダム、貯水池など）を確保すること。また、長期的対応が必要な場合に備えて枯渇しない水源を確保すること。
- ⑪ 電源喪失を伴う設計基準事象を超える事象が発生した場合、その対応に必要な電力を供給できる設備、手順等を以下に基づき整備すること。
 - ・ 代替電源としては、地震に対して柔軟に対応できる可搬式設備（例、電源車）とすること。
 - ・ 設計基準事象を超える事象への対応で、迅速性の観点から、上記の可搬式代替電源設備で対応できない場合は、所内恒設直流電源設備の供給能力を当該事故に必要な容量に増強すること。
 - ・ 設計基準事象を超える事象への対応で所内電気設備（MCC, PC 等）を必要とする場合は、設計基準対応設備と共通要因で機能喪失しない代替電気設備を用意すること。
- ⑫ 制御室は重大事故が発生した場合にも、運転員による対策操作及び対策指令を可能とするよう、設備、手順等を以下に基づき整備すること。
 - ・ 代替電源から給電できること。
 - ・ 重大事故時においても運転員の実効線量が一定期間（社内暫定値：7日間）で100mSvを超えないよう、居住性の確保及び放射線管理ができること。
 - ・ 重大事故時の制御室の機能を代替できる場所を、重大事故対応の必要性に応じて確保すること。
- ⑬ 緊急時対策所は重大事故が発生した場合にも、対策要員が必要な対策指令を発する等の現地対策本部としての機能を維持するよう、設備、手順等を以下に基づき整備すること。
 - ・ 代替電源から給電できること。
 - ・ 重大事故時においても対策要員の実効線量が一定期間（社内暫定値：7日間）で100mSvを超えない居住性を確保すること。
 - ・ 重大事故時の緊急時対策所の機能を代替できる場所を、重大事故対応の必要性に応じて確保すること。
- ⑭ 設計基準事象を超える事象が発生し設計基準対応設備の計装機器等が機能しない場合に備えて、AM策を実施するために必須な情報を確保するための

設備、手順、関連情報等を整備すること。

- ⑮ 重大事故時における敷地外への放射性物質の拡散抑制、大規模火災、並びに崩壊熱除去に係る安重施設の機能喪失に柔軟に対応できる放水設備、手順等を整備すること。
- ⑯ 設計基準事象を超える事象に対する「重大事故防止対策」AM1の有効性を、以下に留意し確認すること。
- ・有効性の確認は最適評価手法を適用すること。即ち、評価の初期条件、境界条件、使用パラメータについては設備の設計値・計装設備の設定値などの使用を可とし、その他、妥当性が示すことが出来れば必ずしも保守的なパラメータの使用を要しない。但し、保守的な評価手法を否定するものではない。
 - ・設計基準対応施設の機能については、その妥当性が示されれば期待できる。
 - ・代替設備に単一故障は仮定しない。
 - ・外部電源の喪失を仮定する。
 - ・事象診断、現場への接近、可搬式設備の設置、現場対応操作に要する時間については、訓練実績等を用い適切に設定すること。

以上

用語集

現象関係

(1) 崩壊熱

放射性物質が崩壊（原子核が自然に別の原子核に変わる現象）して放射線を出すときに、放射線の運動エネルギーが熱エネルギーに変わり発生する熱。

(2) 水素爆発

水素と酸素が急激に反応して爆発的な燃焼を起こすこと。水素の可燃範囲は、非常に広く4～75%であり、爆発するためには着火源が必要。ある濃度に達するとすぐに爆発するというわけではない。

(3) 可燃限界濃度

可燃性ガスが空気中で燃焼できる濃度範囲。

着火源がある場合、それによって燃焼が起こるのに必要なガス濃度の最低値（下限）及び最高値（上限）をいい、一般に1気圧、常温において空気との混合気中の可燃性ガスの容量%で示す。

(4) 飛まつ同伴

沸騰によって蒸気が発生する場合や、液面で気泡が破裂するとき、飛散する大小の液滴が霧や微粒液滴の形で蒸気中に含まれ、蒸気と一緒に運び去られる現象。

(5) スカイシャイン線

放射性物質を取り扱う建屋天井を通過して施設の外部へ漏れ出た放射線のうち、施設上方の空気中で散乱されて地上に戻ってくるもの。

機能関連

(6) 全交流電源供給機能喪失

地震や落雷等で外部電源が喪失するとともに、何らかの理由で全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失した状態。

(7) 崩壊熱除去機能

放射性物質の崩壊（原子核が自然に別の原子核に変わる現象）に伴い発生する熱を冷却水等により取り除く機能。

(8) 水素滞留防止機能

水分子が放射線により分解されてできる水素が、機器内に滞留しないよう、圧縮空気を送り込むことにより水素を掃気する機能。

(9) 動的機器

外部からの動力の供給を受けてそれを含む系が本来の機能を果たす必要があるとき、機械的に動作する部分を有する機器。動的機器以外の機器を静的機器という。

施設関係

(10) オフガス処理設備

放射性物質を取り扱う機器、貯槽等から発生する、硝酸蒸気や放射性物質を含んだ排気を清浄化する設備。

(11) スチームジェットポンプ

蒸気を駆動源として溶液を移送するポンプ。可動部分がないために、機械的故障がないことから、保守の困難な場所での液体移送装置として使用される。

(12) 洞道

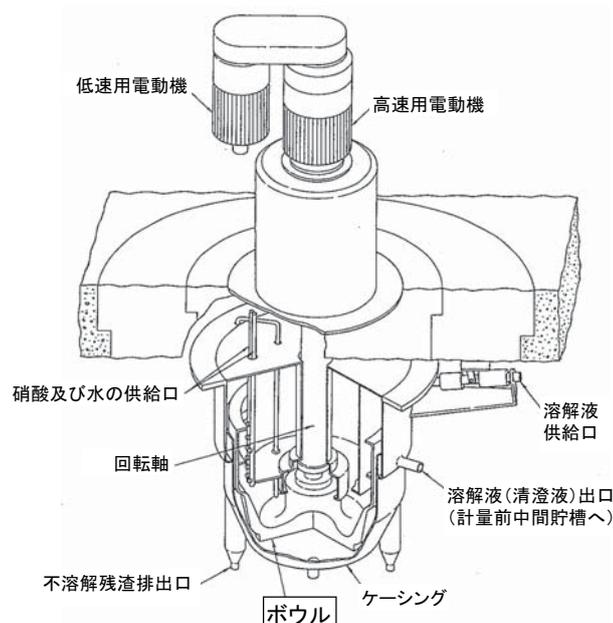
通信ケーブル、ガス管、送電線等を通すために、地下に設けたトンネル。

(13) 有機溶媒

有機化合物を成分とする液体であり、再処理工場では、ウラン・プルトニウムを選択的に抽出するリン酸3ブチル(抽出剤)をノルマルドデカン(希釈剤)で希釈した溶液をいう。

(14) 清澄機

溶解液中の不溶解残渣を除去する装置。溶解液を入れたボウル部を高速回転させ、遠心力により溶解液中の不溶解残渣をボウル内面に捕集することで溶解液と不溶解残渣を分離する。回転体であるボウルは遠心力がかかるため、強度上の観点からチタンを用いている。



(15) 不溶解残渣

溶解工程において使用済燃料を硝酸により溶解した際に、溶け残ったもの。原子炉内での核分裂により生成するモリブデン (Mo)、ルテニウム (Ru)、ロジウム (Rh)、パラジウム (Pd) 等の核分裂生成物及びせん断時に発生する燃料被覆管の粉末が主な成分である。

(16) 希ガス

周期表の第 18 族元素であるヘリウム (He)、ネオン (Ne)、アルゴン (Ar)、クリプトン (Kr)、キセノン (Xe)、ラドン (Rn) の六つの総称。自然界の存在量が少なく、化学的に不活性な気体。再処理工場から放出される主な希ガスはクリプトン 85 であり、使用済燃料のせん断・溶解に伴い、内部に閉じ込められていたクリプトン 85 が放出される。

(17) 形状寸法管理

核燃料物質を内蔵する機器の形状寸法を未臨界が確認された寸法以下で製作し管理すること。

(18) 濃度管理

核燃料物質を含む溶液に対し、核燃料物質濃度が、未臨界が確認された濃度以下であるように管理すること。

(19) 質量管理

核燃料物質の質量に対し、未臨界が確認された質量以下で取り扱うよう管理すること。

(20) 同位体組成管理

核燃料物質の同位体組成が、未臨界が確認された範囲であることを確認し管理すること。

(21) 中性子吸収材管理

ホウ素、ガドリニウム等中性子を吸収する物質で中性子を吸収することにより未臨界となるよう管理すること。

(22) 全濃度安全形状寸法管理

核燃料物質を含む溶液を内蔵する機器に対し、濃度に制限値を設定する必要がないよう機器の形状寸法を設計し管理すること。

(23) 単一ユニット

核燃料物質取り扱い上の一つの単位。単一ユニットは形状寸法管理、濃度管理、質量管理、同位体組成管理及び中性子吸収剤管理並びにこれらの組み合わせにより臨界防止する対策を講ずる設計とする。

(24) 複数ユニット

二つ以上の単一ユニット及び反射体、しゃへい体等からなる体系。複数ユニットは単一ユニット相互間の適切な配置の維持、単一ユニット相互間における中性子しゃへい材に使用等並びにこれらの組み合わせにより臨界を防止する対策を講ずる設計とする。

評価関係

(25) 確率論的安全評価 (PSA : Probabilistic Safety Assessment)

施設を構成する機器・系統等を対象として、発生する可能性がある事象（事故・故障）を網羅的・系統的に分析・評価し、それぞれの事象の発生確率（または頻度）と、万一それらが発生した場合の被害の大きさを定量的に評価する方法。

(26) 安全評価原則 (SAP : Safety Assessment Principle)

英国保健安全執行部 (HSE) の下部機関である、原子力施設検査局 (NII) が公表した英国の安全規制の基本となるもの。プラント事故から生じるリスクを評価し、事故頻度原則に対してその許容性を判断できるように、全ての設計及びシステム運転についての確率論的安全評価 (PSA) を実施すること、また、プラントの設計がバランス良くなされ、全体のリスクに対して突出した事故の寄与がないことの確認を規制にて要求している。

(27) 設計基準事象

再処理施設が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、再処理施設の設計の基本方針に多重防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために評価する事象。

(28) シビアアクシデント

設計基準事象を超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象。

(29) 除染係数

汚染の原因となっている放射性物質が除染処理によって除去される程度を示す指標。通常、除染処理前の放射能濃度を処理後の放射能濃度で割った値で表す。除染係数が大きいほど汚染物質が取り除かれる量が多いことを意味する。

(30) 再処理施設安全審査指針

再処理施設の特徴を踏まえ、湿式法（ピューレックス法）による発電用軽水型原子炉施設の使用済燃料の再処理施設の安全審査のための指針として取りまとめたもの。

(31) ソースターム

事故・故障等が発生した場合に、施設外部に放出される可能性のある放射性物質の種類、量、物理的・化学的形態の総称。施設内での事故・故障等が外部環境、特に住民の生命や健康に与えるリスクを的確に評価するうえで不可欠な情報。

(32) 決定論的評価

ある事故は起きるものとして、その時のプラントや環境に対する影響を定量評価し、それが一定基準以下であれば、その事故に対して安全性が確保されていると判断するもの。