

よう素フィルタ除去効率の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価（第 59 条「原子炉制御室等」まとめ資料補足説明資料 7 第 2 項、第 61 条「緊急時対策所」まとめ資料補足説明資料 6）において、中央制御室換気設備、アニュラス空気浄化設備及び緊急時対策所可搬型空気浄化装置のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95%を用いている。したがって、よう素フィルタについては、定期事業者検査において上記除去効率が確保できていることを確認している（新規設置の緊急時対策所可搬型空気浄化装置除く）。

一方で、よう素フィルタの除去効率については使用温度及び湿度条件により影響を受けることが知られている。以下に、上記設備の重大事故時の温度及び湿度条件並びに同条件がよう素除去効率に及ぼす影響を示す。

(1) 中央制御室非常用循環系統のよう素フィルタ

泊 3 号炉の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、別紙に示す。

(2) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

重大事故時において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度は最高で 120℃程度まで上昇するが、よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない。よう素除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、別紙に示す。

(3) 緊急時対策所空気浄化設備のよう素フィルタ

泊 3 号炉の緊急時対策所用空調上屋は、発災プラント（泊 3 号炉）から十分離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、別紙に示す。

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期事業者検査においてよう素除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率 95%以上）を満足することを確認している。

その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系ともに「温度 30℃、湿度 95%RH」であり、緊急時対策所可搬型空気浄化装置についても、今後定期事業者検査を行う際には同様の試験条件とする。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、設置許可添付 6 に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間 1991 年～2020 年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.6℃、-5.8℃である。

ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6℃、-6.1℃であった（統計期間 1981～2010 年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（設置許可添付 6 に記載する温度の抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都特別地域 気象観測所		小樽特別地域 気象観測所	
	最高気温月／最低気温月	8月	1月	8月
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6℃	-4.7℃	25.6℃	-5.8℃

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

2011 年及び 2012 年の 1 月～12 月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。横軸に各日単位で 1 年間、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH 以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度 90%RH 以上は年間 13 日（2011 年）、1 日（2012 年）であった。

したがって、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度 95%RH は年間を通してなく、相対湿度 90%RH 以上は年間最大 4%程度である。

なお、2021 年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度 95%RH は年間を通して 2 日間しかなく、相対湿度 90%RH 以上となるのは年間 20 日（5%程度）であった。

泊 日平均相対湿度（2011年、2012年）

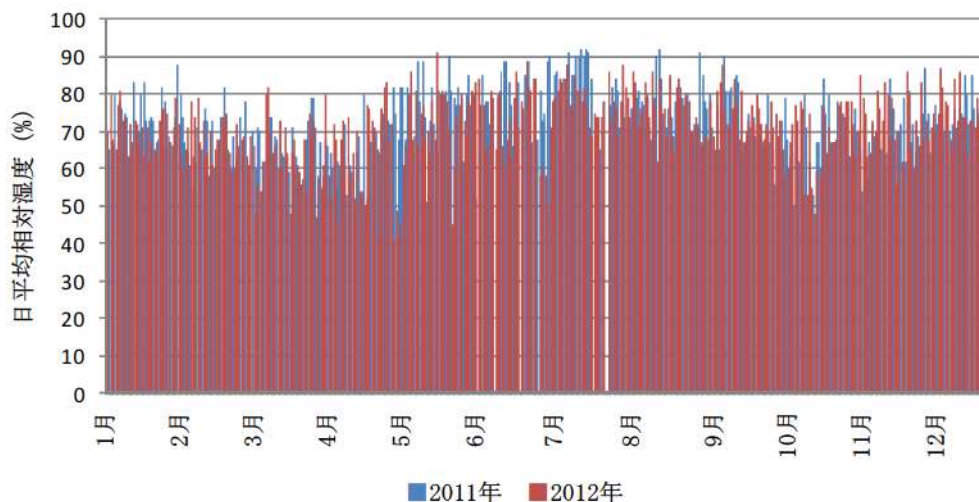


図 1 2011, 2012 年 1 月～12 月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図 2 に示す。重大事故時のアニュラス部には、原子炉格納容器から水蒸気が侵入し、原子炉格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、原子炉格納容器からの水蒸気侵入量が約 7.5kg/h^(注1) であり、原子炉格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約 3000m³/h^(注2) である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より 25.6℃、95%RH 及び -6.1℃、95%RH とすると、重大事故時のアニュラス部空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約 4.0kPa、約 0.92kPa^(注3) となる。事故時のアニュラス部は、原子炉格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を 40℃と想定した場合、この時の相対湿度は 55%RH 以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。

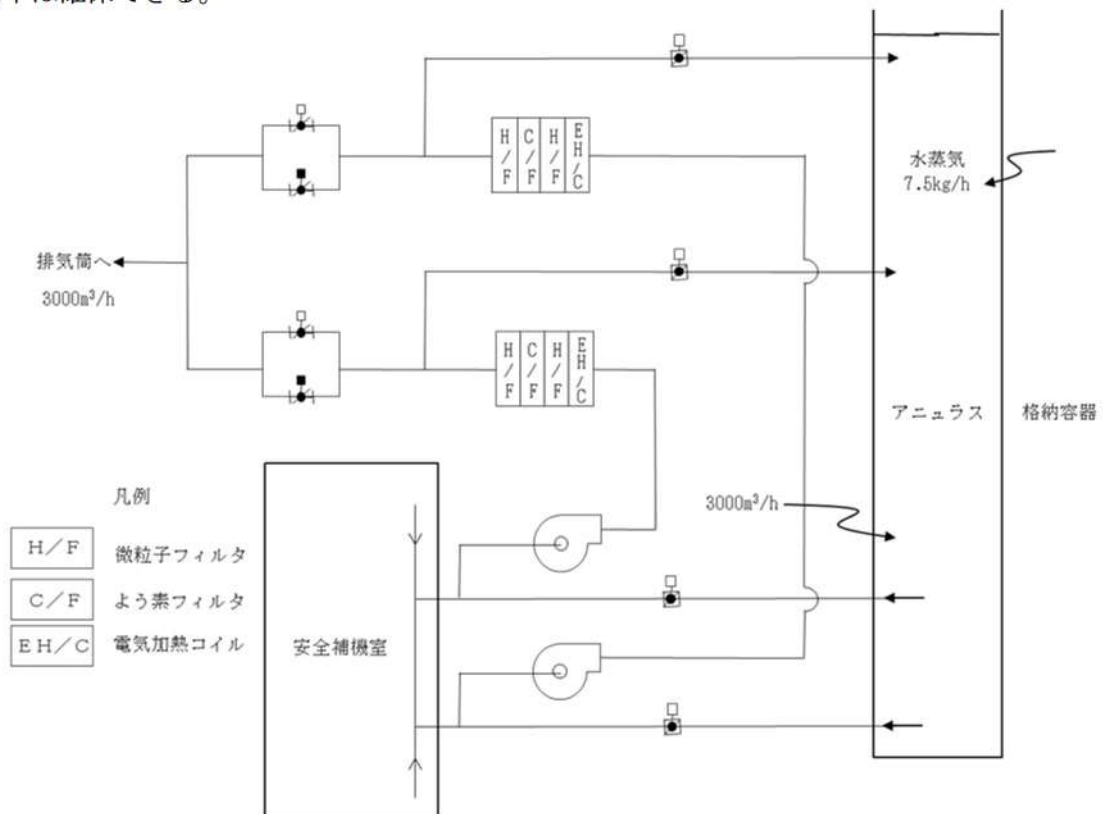


図 2 泊 3 号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

b. 中央制御室非常用循環系

中央制御室非常用循環系の系統構成は図 3 の通りであり、冷却コイルにより冷却（除湿）され、60 %RH 以下に維持されるので、よう素フィルタの効率は確保できる。

原子炉補機冷却海水設備の機能喪失等により、冷却コイルによる冷却（除湿）ができない状況においては、電気計装盤、照明、ファン等の発熱により、中央制御室内は外気より温度が高くなるため、相対湿度は低くなる。したがって、中央制御室内空気の相対湿度は 95 %RH を上回ることはなく、よう素フィルタの効率は確保できる。例えば、中央制御室内の電気計装盤、照明、ファン等による昇温が 5℃ の場合、(2) 項及び (3) 項より泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度及び相対湿度をそれぞれ 25.6℃、95 %RH 及び -6.1℃、95 %RH とすると、よう素フィルタ入口相対湿度は、それぞれ 73 %RH、63%RH を下回る^(注5) こととなる。

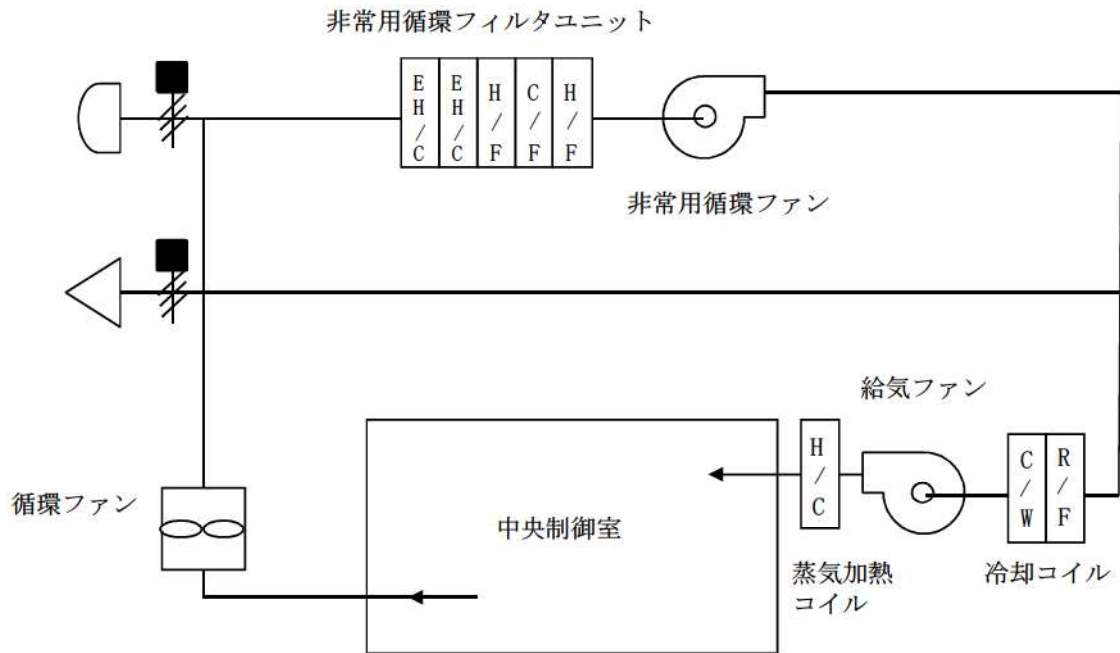


図 3 泊 3 号炉 中央制御室非常用循環系統 概略系統構成

c. 緊急時対策所空気浄化設備

緊急時対策所空気浄化設備の系統構成は図4のとおりであり、冬季10℃未満に気温が低下した場合でも電気ヒータの投入により加熱され、25 %RH 以下に維持されるので、よう素フィルタの効率は確保できる。

電気ヒータが起動しない温度条件（10℃以上）においても、ファンの昇温により、空気浄化装置内は外気より温度が高くなるため、相対湿度は低くなる。したがって、空気浄化装置を通過する空気の相対湿度は95 %RH を上回ることとはなく、よう素フィルタの効率は確保できる。

例えば、冬場、空気浄化設備内での昇温が約18℃（電気ヒータ昇温約14.5℃、ファン昇温約3.5℃）として、外気温度-6.1℃、95 %RH 時のよう素フィルタ入口相対湿度は、25 %RH^(注6)を下回る事となる。また、電気ヒータが起動しない温度条件であっても、空気浄化装置内での昇温が約3.5℃として、外気温度25.6℃、95 %RH 及び10℃、95 %RH 時のよう素フィルタ入口相対湿度は、ともに80 %RH を下回る^(注7) 事となる。

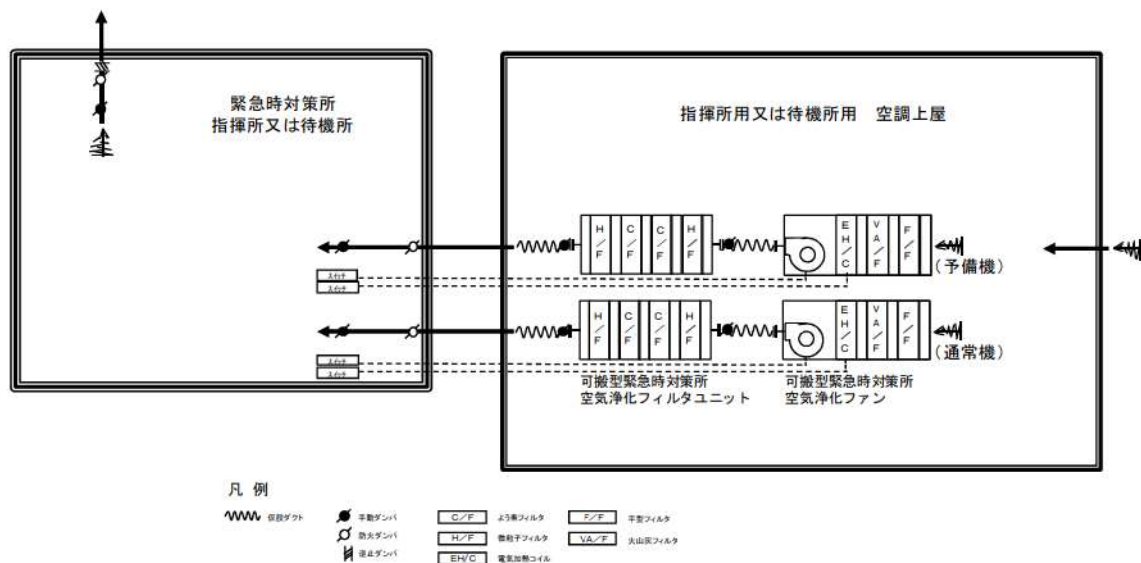


図4 緊急時対策所可搬型空気浄化装置 概略系統構成

さらに、上記 a. ～ c. の重大事故時の空気条件（相対湿度最大点）を設計基準事故時の空気条件とともによう素フィルタのよう素除去効率と温度・湿度条件の関係を表すグラフ^(注8)上にプロットすると、図5のようになる。重大事故時、いずれの湿度条件も80 %RH を下回るため、同図よりどの温度条件下であっても現行の定期事業者検査におけるよう素除去効率確認試験条件（温度30℃、相対湿度95 %RH）に包含されることが分かる。

(注1) 原子炉格納容器からの水蒸気侵入量は、原子炉格納容器内水蒸気最大質量と原子炉格納容器漏えい率より算出している。原子炉格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約 112,000 kg とし、原子炉格納容器漏えい率は被ばく評価条件 0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.6 °C, 95 %RH 及び -6.1 °C, 95 %RH の時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 ρ_0' 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³
空気密度【 ρ_0 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_0' = \rho_0' \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_0 = \rho_0 \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 (M_{cv}')	7.5 kg/h	
アニュラス部空気絶対湿度 【 $X = (M_0' + M_{cv}') / M_0$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス部水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P = 101.3 (kPa) (大気圧)	約 4.0 kPa	約 0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス部温度を 40 °C とすると、40 °C の飽和水蒸気分圧は 7.4 kPa であるから、アニュラス部空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH 時 : 4.0 kPa / 7.4 kPa × 100 = 54.1 %RH

-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.92 kPa / 7.4 kPa × 100 = 12.5 %RH

(注5) 25.6 °C, 95 %RH 及び -6.1 °C, 95 %RH の水蒸気分圧は、それぞれ、3.2 kPa, 0.35 kPa である。また、30.6 °C 及び -1.1 °C の飽和水蒸気分圧は、それぞれ、4.4 kPa, 0.56 kPa であるから、中央制御室非常用循環フィルタユニット取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH 時 : 3.2 kPa / 4.4 kPa × 100 = 72.8 %RH

-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.35 kPa / 0.56 kPa × 100 = 62.5 %RH

(注6) -6.1 °C, 95 %RH の水蒸気分圧は、0.35 kPa である。また、11.9 °C の飽和水蒸気分圧は、1.4 kPa であるから、緊急時対策所空気浄化設備取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

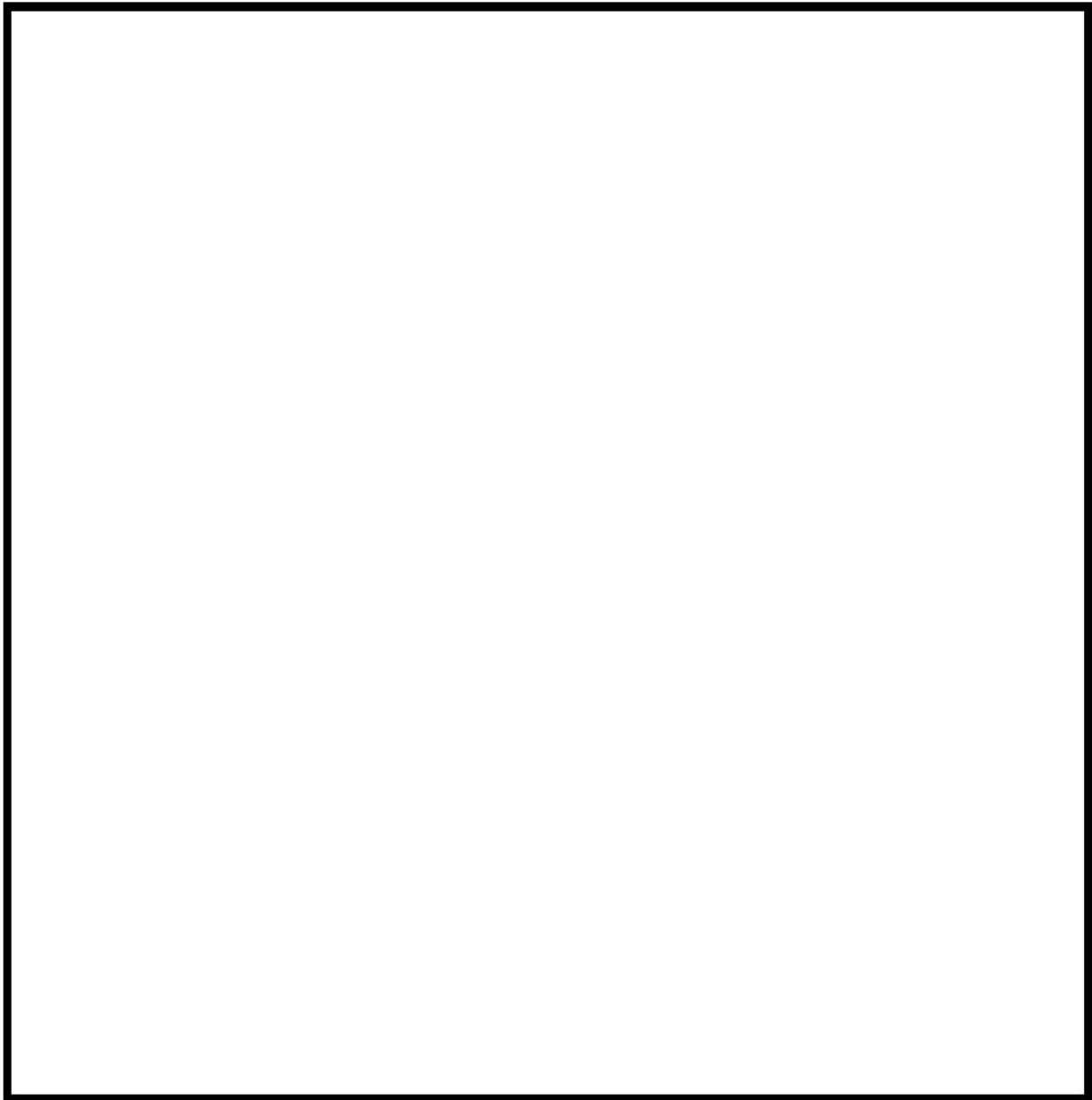
-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.35 kPa / 1.4 kPa × 100 = 25.0 %RH

(注7) 25.6 °C, 95 %RH 及び 10 °C, 95 %RH の水蒸気分圧は、それぞれ、3.2 kPa, 1.2 kPa である。また、29.1 °C 及び 13.5 °C の飽和水蒸気分圧は、それぞれ、4.0 kPa, 1.5 kPa であるから、緊急時対策所空気浄化設備取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH 時 : 3.2 kPa / 4.0 kPa × 100 = 80.0 %RH

10 °C, 95 %RH 時 : 1.2 kPa / 1.5 kPa × 100 = 80.0 %RH

(注8) 平成 14 年度電力共同研究データ抜粋



【重大事故時の空気条件※】

	系統	温度	相対湿度	備考
★	アニュラス空気浄化設備	40℃	55%RH	SA時は120℃程度まで上昇するが、保守的に通常運転時と同程度の40℃とした。
☆	中央制御室非常用循環系統	30.5℃	73%RH	海水系の機能喪失により冷却コイルの除湿機能は期待しないとした。
★	緊急時対策所空気浄化設備	29℃	80%RH	電気ヒータ投入なし

※相対湿度が最大となる点を選定

図5 事故の空気条件とよう素フィルタ除去効率の関係

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

53-9 アニュラス水素濃度測定について

アニュラスの水素濃度測定について

炉心の損傷により発生した水素の一部は、アニュラスへ漏れ出すため、アニュラス内の水素濃度の状況を監視するために、アニュラス内に常設しているアニュラス水素濃度計（自主対策設備）にて水素濃度を直接監視する。

しかし、アニュラス水素濃度計は、炉心の損傷後の経過により温度や放射線の環境条件から測定できなくなるため、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットにより水素濃度の測定を実施する。

1. 水素濃度監視設備

(1) 設備概要

水素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。

このため、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続し、事故時のアニュラス内雰囲気ガスの水素濃度を監視できるようにする。

<可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット>

検出器：熱伝導度方式

計測範囲：水素濃度 0～20vol%

なお、推定する手段としては、原子炉格納容器内の水素濃度からの推定が考えられる。これには、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）とアニュラス排気ラインにおける線量率を比較し、アニュラスへ漏れ出る漏えい率を推定することが必要である。しかし、泊3号炉における配管レイアウトの関係上、アニュラス排気ライン付近での事故時環境線量率が高く現地に接近することができず、正確な線量率を計測することが困難である。

(2) 代替電源の確保

常設のアニュラス水素濃度計（自主対策設備）については、アニュラス内の水素濃度を直接測定し、その電源は非常用電源設備から給電するため、全交流動力電源喪失の場合にも、代替非常用発電機から給電可能としている。

また、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの電源についても、非常用電源から給電可能となっており、全交流動力電源喪失の場合にも、代替非常用発電機から給電可能としている。

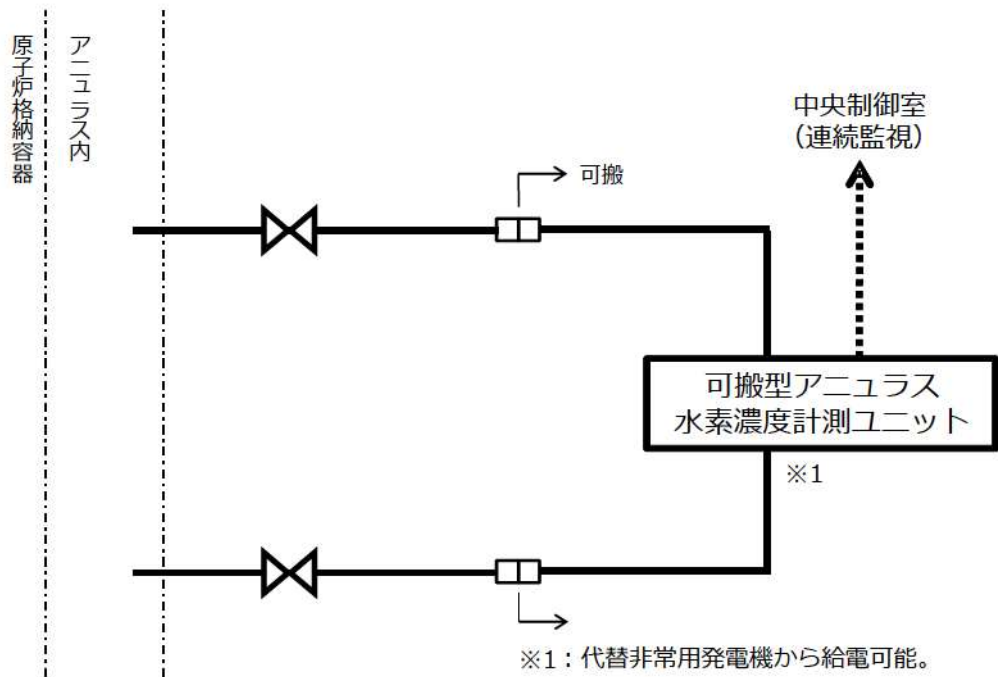


図-1 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットを使用したアンユラス水素濃度測定

水素濃度監視設備に対する要求に係る適合性について

1. 基準要求事項の整理

設置許可基準規則第53条及びその解釈において、原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置することが要求されている。

2. 基準に対する対応及び解釈

(1) 基準対応

炉心の損傷により発生した水素の一部は、アニュラス部へ漏れ出すため、アニュラス内の水素濃度の状況を監視するために、アニュラス内に常設しているアニュラス水素濃度計（自主対策設備）にて水素濃度を直接監視する。

しかし、アニュラス水素濃度計は、炉心の損傷後の経過により、温度や放射線の環境条件から測定できなくなるため、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットをアニュラスに接続し、アニュラス内雰囲気ガスの水素濃度の測定を実施する。

(2) 解釈

水素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。ここで、水素濃度が変動する可能性のある範囲は、可燃限界未満（4%未満）である。

- 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの計測範囲は、水素濃度0～20vol%であり、アニュラス内の水素濃度で変動が想定される範囲に対して網羅している。（アニュラス排気に期待する場合：0.2vol%，アニュラス排気に期待しない場合：1.9vol%）
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16vol%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理に期待せず、アニュラス空気浄化ファンの排気流量を10m³/minとして、アニュラスの水素濃度を評価した結果、アニュラス内の水素濃度はドライ換算水素濃度0.2vol%程度であり、可燃限界未満である。
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16vol%/dayとし、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタでの水素処理及びアニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待せずにアニュラスの水素濃度を評価した結果、7日後においてアニュラス内の水素濃度はドライ換算水素濃度1.9vol%程度であり、可燃限界未満である。
- 全交流電源喪失時にも、電源復旧後、早期に代替空気（窒素）を用いた系統構成を行い、約25分でアニュラス空気浄化ファンを起動する手順を整備しており、その後、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続することで、水素濃度を監視可能である。

- 可燃限界未満である状態と評価しているタイミングで、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続し測定を開始するため、可燃限界未満での測定開始が可能である。

3. 結論

水素濃度監視設備に対する要求である「想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること」については、アニュラス内雰囲気ガスの水素濃度を直接計測するため、アニュラスの水素濃度が可燃領域に至る前に、アニュラスに可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを接続することで、可燃限界未満（変動する可能性のある範囲）にて監視可能であることから基準要求を満足している。

4. 添付資料

- 別紙1－添付1 アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待しない場合）
- 別紙1－添付2 アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待する場合）

以上

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待しない場合）

1. アニュラス水素濃度

(1) 検討条件

項目		値	備考
格納容器漏えい率		0.16vol%/day	有効性評価（被ばく評価）に用いた漏えい率
水素混合気の状態		ドライ水素濃度 (11.8vol%)	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの水素処理に期待しない場合の、ジルコニウム75vol%反応時のCV内ドライ水素濃度ピーク値を使用。
アニュラス排気		なし	保守的な感度評価として、排気に期待しない
CV自由体積		65,500 m ³	重大事故等対策の有効性評価 1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方記載値
アニュラス体積		7,860 m ³	アニュラス負圧達成評価使用値
長期的水素生成	放射線水分解	あり	有効性評価解析（水素燃焼）適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	□ kg	事故発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	約 □ kg/h	亜鉛は湿度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定

- *. 本評価は原子炉格納容器からの漏えいが大きい過圧破損シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+AM 策）を基本として評価しており、代替格納容器 V スプレイには薬品添加（ヒドラジン）されないため、薬品の分解による水素生成の考慮は考慮しない。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 評価

アニュラス内では格納容器壁温度と外部遮へい側壁温度では差があり，対流が生じることにより混合され均一になると考えられることから，水素のみ上部に成層化することは考えにくく，アニュラス空気浄化系ファンの起動を考慮しない場合，複数の格納容器貫通部からの漏えいを想定した平均的な水素濃度は事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.9vol%となる。

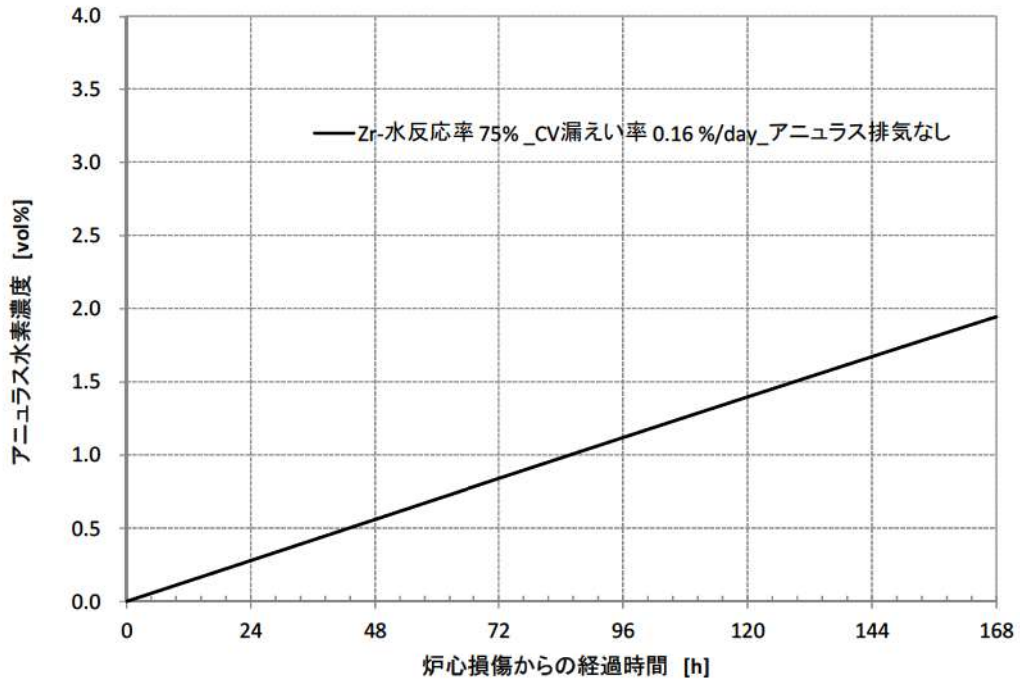


図 アニュラス水素濃度（7日間）

アニュラス水素濃度（アニュラス排気に期待する場合）

1. 有効性評価の重大事故時におけるアニュラス水素濃度評価について

重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値約 141℃，原子炉格納容器圧力の最高値約 0.360MPa[gage]では，原子炉格納容器の構造健全性及びシール機能は十分に保たれ，放射性物質の閉じ込め機能を維持することができる。

これらの前提のもと，有効性評価における被ばく評価においては，原子炉格納容器圧力（MAAP 解析結果）に応じた漏えい率に余裕を見込んだ，0.16%/day を用いて評価し問題ないことを確認している*。

※：泊3号炉設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等防止技術的能力）1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 別紙7 原子炉格納容器の漏えい率の設定について

ここでは，原子炉格納容器からアニュラスへの CV 漏えい率について，「重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい」として，この被ばく評価での漏えい率を用いたアニュラス水素濃度評価を行った。

評価に使用した値としては，主に①CV 漏えい率②水素混合気の状態③アニュラス排気流量があり，その他使用値を含めてそれぞれの設定根拠を表1に示す。

表1 評価に使用した値の設定根拠

		値	備考
①CV 漏えい率		0.16%/day	原子炉格納容器圧力 (MAAP 解析結果) に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値。被ばく評価に適用した値。
②水素混合気の条件		ドライ水素濃度 (11.8vol%)	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの水素処理に期待しない場合の、ジルコニウム 75vol%反応時の CV 内ドライ水素濃度ピーク値を使用。
③アニュラス排気流量		10m ³ /min	アニュラス内の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量 (約 30m ³ /min) から、さらに保守的な流量として、10m ³ /min を使用。 (別紙参照)
CV 自由体積		65,500m ³	添付十記載の最小値
アニュラス体積		7,860m ³	アニュラス負圧達成評価使用値
長期的水素生成	放射線水分解	あり	有効性評価解析 (水素燃焼) 適用値
	アルミ金属腐食による水素生成量	□ kg	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	□ kg/h	亜鉛は温度により腐食速度が変化しないため、一定割合を想定。

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1. 1 評価に使用している計算式

評価に使用している計算式を以下に示す。

$$\text{CV 内空気モル数} = \frac{PV}{RT} = \frac{101325[\text{Pa}] \times 65500[\text{m}^3]}{8.314 [\text{J/K} \cdot \text{mol}] \times (49[\text{C}] + 273.15)} = 2.48\text{E}+6 \dots \dots \dots \text{①}$$

$$\text{CV 内水素モル数} = \frac{\text{Zr質量}[\text{kg}] \times \text{Zr反応率} \times 1000 \times 2}{\text{Zr分子量}[\text{g/mol}]} = \frac{20200 \times 1000 \times 2}{91.224} \times \text{Zr 反応率} \dots \dots \dots \text{②}$$

$$\text{ドライ換算水素濃度} = \frac{\text{水素モル数}}{\text{水素モル数} + \text{空気モル数}} \dots \dots \dots \text{③}$$

$$\text{アニュラスへの漏えいモル流量} [\text{mol/hr}] = \frac{\text{CV内水素混合気モル数} \times \text{CV漏えい率}[\%/day]}{100 \times 24[\text{hr}]} \dots \dots \text{④}$$

1. 2 評価結果

上記より算出した評価結果を図1及び表2に示す。

重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい率にて評価した結果、アニュラス水素濃度は可燃領域に至らず、十分に低濃度になると評価された。

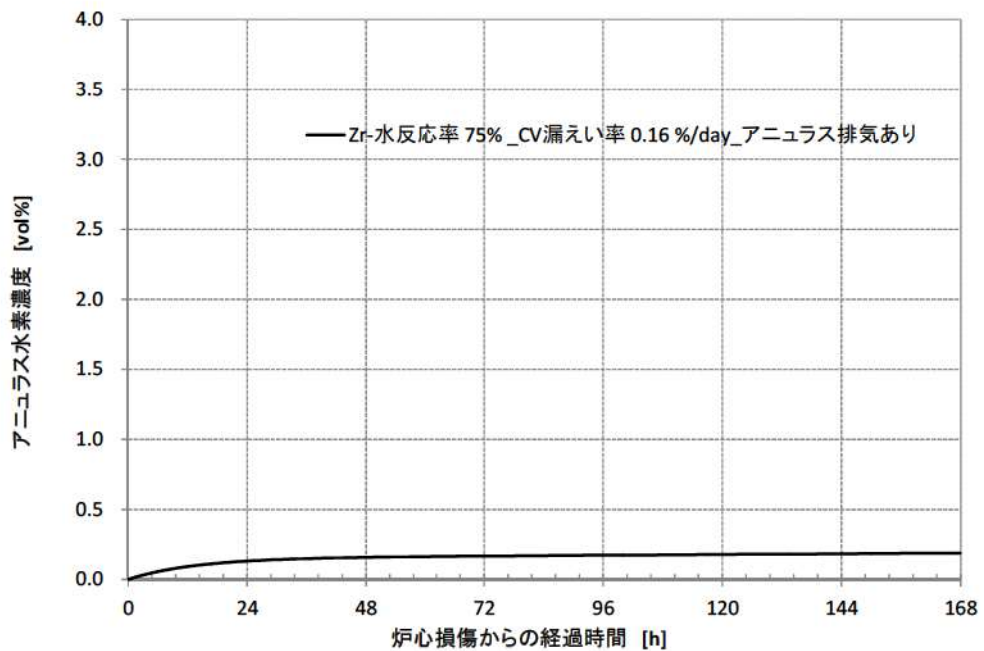


図1 アニュラス水素濃度

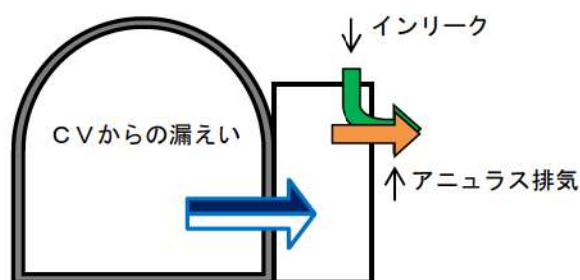
表2 評価結果

	①CV 漏えい率	②水素混合気の状態	③アニュラス排気流量	評価結果
重大事故等対策の有効性評価から想定した場合の漏えい	0.16%/day	ドライ換算水素濃度 (11.8vol%)	10m ³ /min	ドライ水素濃度 0.2vol%

アニュラス水素濃度評価に用いたアニュラス排気流量の設定について

アニュラス空気浄化ファンについては、全量排気モードと少量排気モードがある。これらのうち、アニュラス水素濃度の評価に用いたアニュラス排気流量については、少量排気モードの流量を設定している。これは、アニュラス水素濃度評価においては、アニュラス排気流量が少ないほうが、アニュラスへのインリーク量（外気からの空気取り入れ量）が少なく、厳しい評価となるためである。

したがって、アニュラス水素濃度評価に用いた少量排気モードの流量については、以下に示すアニュラス部の気密性が高い建設時の試運転結果を基にした、アニュラス排気流量（約 30m³/min）から、さらに保守的な流量として、10m³/min を使用している。



排気モードにより流量が異なる
 全量：250m³/min
 少量：試運転結果 30m³/min

	3A-アニュラス少量排気流量 F2375	3B-アニュラス少量排気流量 F2395
少量排気モード	87.5	85.5

単位：m³/min

上記の建設時の試運転結果は、排気筒への排気流量である。
 本排気流量は、アニュラス及び安全補機室からの排気総量であり、両箇所からの設計想定漏えい量 75m³/min（アニュラスから 35m³/min、安全補機室から 40m³/h）を上回っていることから、アニュラスから約 30m³/min の排気量と評価している。

アニュラス水素濃度の測定原理について

1. 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットについて

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏れいする水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。また、常設しているアニュラス水素濃度計においては、アニュラス内の環境悪化において健全性が担保できないことから、重大事故の初期状態において、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットをアニュラスに接続し、アニュラス内雰囲気ガスの水素濃度を測定を開始する設計としている。

PWRプラントでは、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素濃度を制御し、原子炉格納容器外へ排出する等の操作はない。このため、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、事故時に原子炉格納容器からアニュラス部に漏れこむ水素を想定し、アニュラス内の水素濃度が水素燃焼を生じないことを監視できる必要がある。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、事故初期に容易に準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、測定範囲は、アニュラス内の水素濃度が可燃限界以下であることが確認できる必要がある。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、水素の熱伝導率が空気、窒素及び酸素等と大きく異なることを利用した水素に着目した熱伝導度方式の濃度計であるため、事故時に酸素濃度等のガス成分に変動があっても熱伝導率に大きな変化がないが、後述するシステムとしての計測精度を認識した上で、重大事故対処時のアニュラス内の水素濃度の監視に対応できるものとしている。

2. 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの測定原理

(1) 測定原理

熱伝導度方式の水素検出器は、図-1 に示すとおり、白金線のフィラメントで構成する検知素子及び補償素子並びに2つの固定抵抗でブリッジ回路を構成している。検知素子の部分に、採取されたアンユラス内雰囲気ガスが流れるようになっており、補償素子側は基準となる標準空気が密閉されている。また、アンユラス内雰囲気ガスは直接接触しない構造になっている。

(補償素子の標準空気容器の外側にはアンユラス内雰囲気ガスが同様に流れ、温度補償が考慮された構造である。)

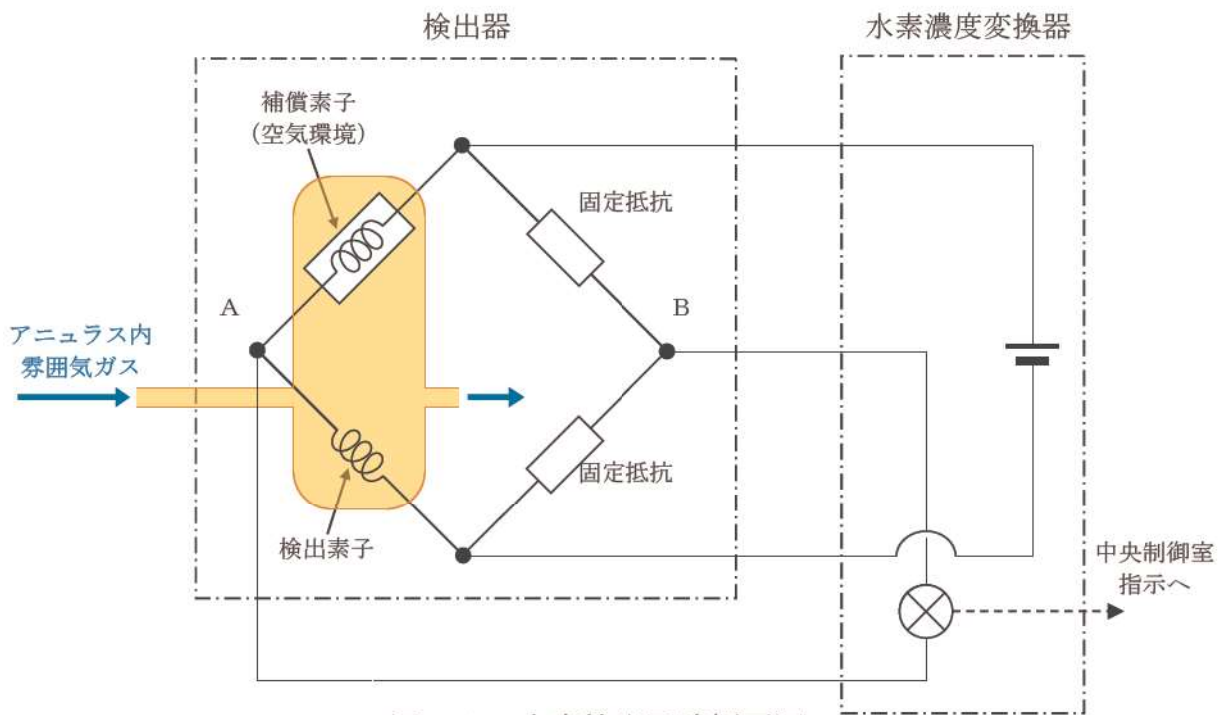


図-1 水素検出回路概要図

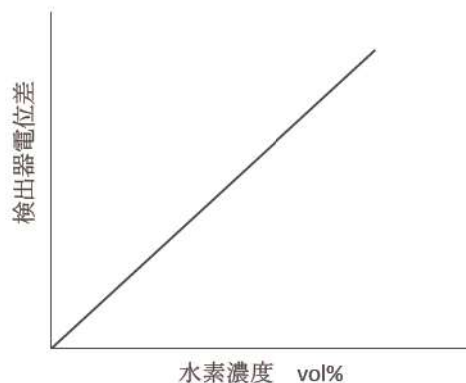


図-2 水素濃度と検出器電位差の関係

水素濃度計は、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用し、標準空気に対するアニュラス内雰囲気ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものである。

水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm である一方、酸素、窒素は、約 $0.026\sim 0.027\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm で基準となる空気（約 $0.026\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atm）と熱伝導率がほぼ同じであり、空気内主要成分は窒素が78vol%程度、酸素が20vol%程度であることから、アニュラス内雰囲気ガスにおける水素濃度に着目したプロセス計器として適用できるものである。

また、燃料損傷時に発生するキセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気に対して熱伝導率は低い、水素や空気と比較してモル分率が十分小さい（約1000分の1以下）ため、サンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さく、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

なお、事故時仮に一酸化炭素が発生した場合においても、一酸化炭素の熱伝導率は、 $25.0\text{mW}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 25°C , 1atmであり、空気に近い値であるため、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。

ガスの種類	熱伝導率 (mW/(m·K)) at 25°C, 1atm
水素	180.6 (約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$)
窒素	25.84
酸素	26.59
空気	25.9 (約 $0.026\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$)
キセノン	5.59
一酸化炭素	25.0

(2) 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの構造

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの構造概要は図-3のとおりである。

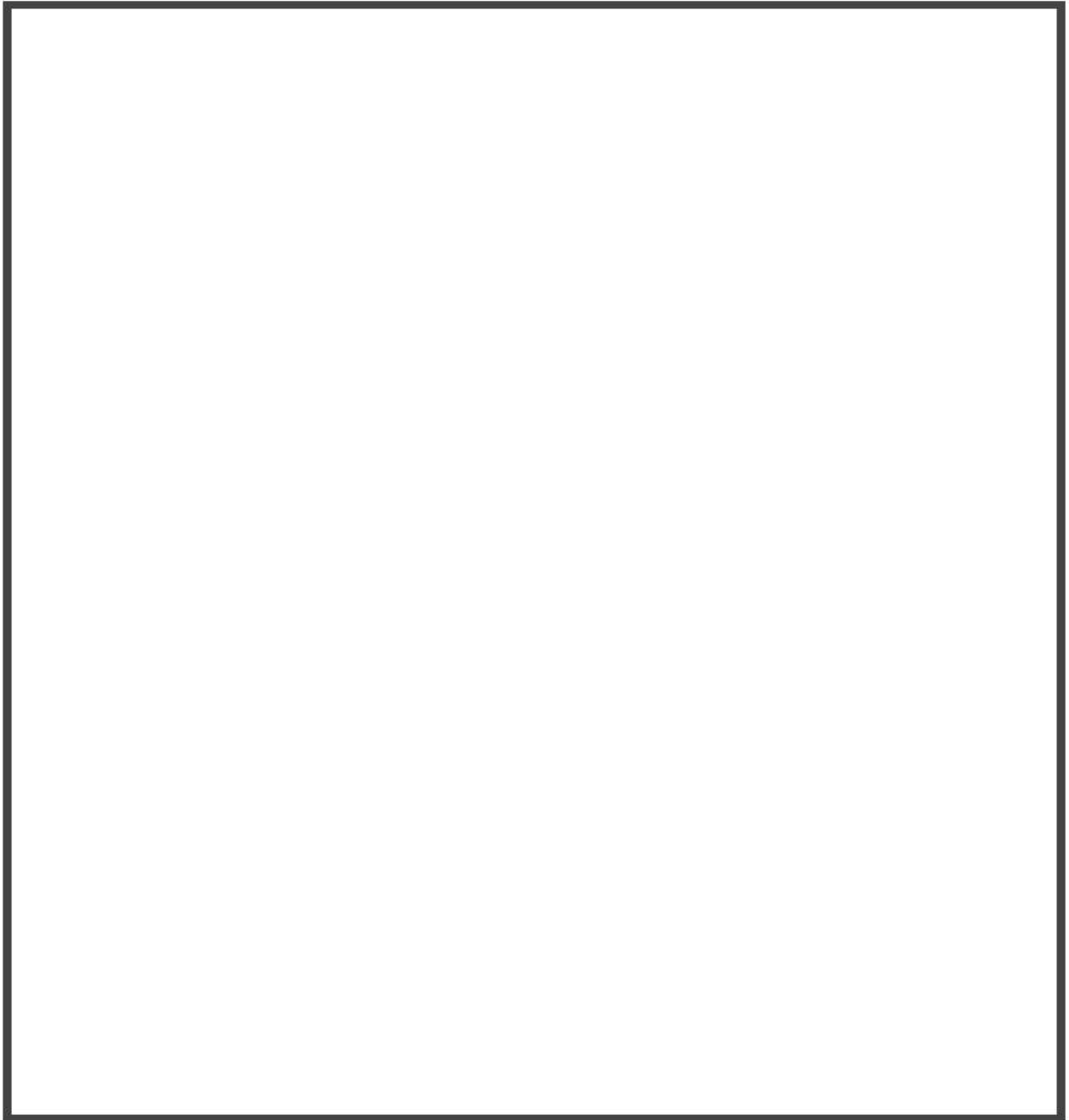


図-3 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット（基本構成図）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの仕様と水素濃度測定システムの構成

(1) 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの基本仕様

測定レンジ：水素濃度0～20vol%に設定

測定精度：±5%span

上記測定レンジの空气中水素濃度に対して±1vol%

使用温度範囲：-10～70℃

使用圧力範囲：大気圧（±10kPa）

測定ガス流量：約1ℓ/min

計測範囲0～20vol%において、計器仕様上は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、十分に事故対処時の水素濃度の指示を監視していくことができる。

(2) 水素濃度測定システムの構成

可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの構成を図-4に示す。

アンユラス内雰囲気ガスは、アンユラス内から直接採取され、可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットにおいて測定される。可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの検出器からの信号は、中央制御室の指示計に表示されるため、中央制御室での水素濃度の監視が可能である。

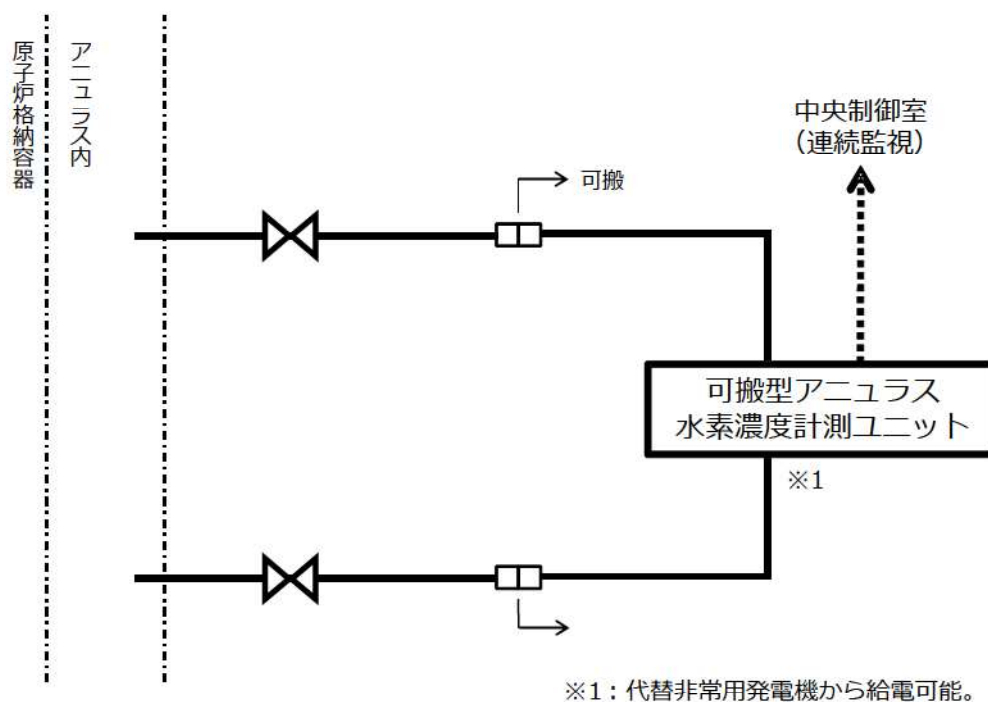


図-4 可搬型アンユラス水素濃度の計測設備

(3) 測定ガス条件の水素濃度測定精度への影響評価

a. 温度

アニュラス内雰囲気ガスはアニュラスより直接採取（採取箇所：T.P. 34. 2m）し、検出器までの配管での放熱により検出器の適用温度範囲内まで冷却され、検出器に供給される。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもアニュラス内雰囲気ガスが流れることで、標準空気の温度がアニュラス内雰囲気ガス温度に追従するように温度補償される検出器構造となっている。したがって、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、水素濃度4vol%の試料ガスについて、温度を20℃～60℃の範囲で変化させて試験を行い、有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。（図-5）

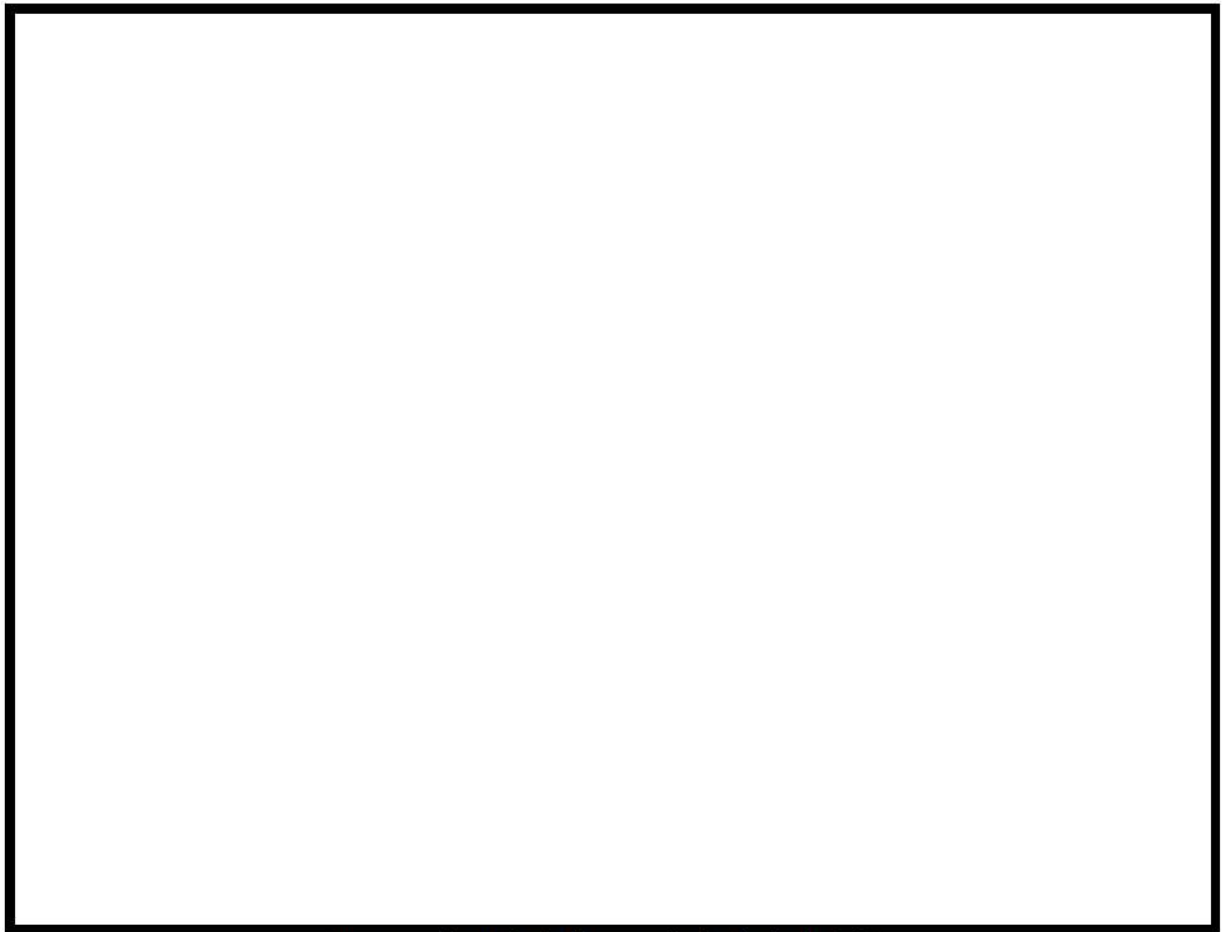


図-5 各温度条件での水素濃度出力値

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. 流量

検出器へ流れるアニュラス内雰囲気ガスの流量は、10/min 程度となるよう流量調整している。なお、検出器へ流れるアニュラス内雰囲気ガス流量を約0.6~1.20/min の範囲で変化させた試験を行い、水素濃度計の指示に有意な変化が認められないことを確認している。

c. 湿分

検出器へ流れるアニュラス内雰囲気ガスの水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度測定値へ影響することが考えられる。しかし、湿度が変動する要因として、アニュラス内雰囲気温度が考えられるが、アニュラス内雰囲気温度の急激な変動は考えられないため、検出器での湿度はほぼ一定であり、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。なお、水素濃度0~20vol%，温度20℃の試料ガスについて、相対湿度を30~90%RH の範囲で変化させた試験を行った。その結果、水素濃度20vol%において0.5vol%程度の変化は見られるものの、相対湿度の変化に対して、水素濃度指示に有意な変化が認められないことを確認している。（図-6, 7）

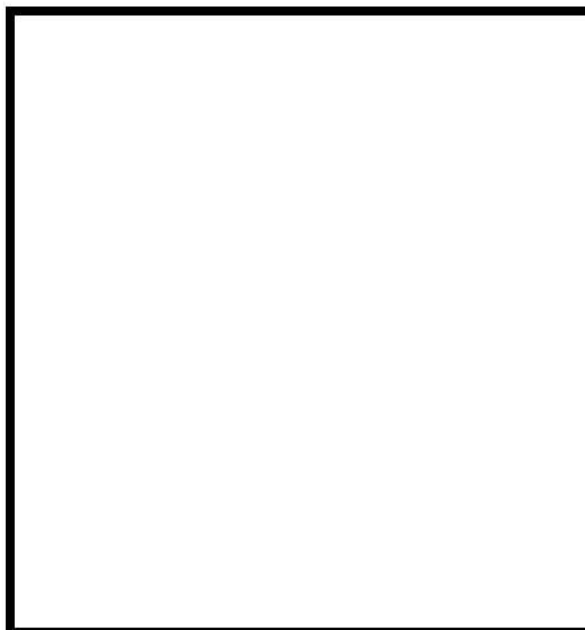


図-6 20℃における湿度依存性

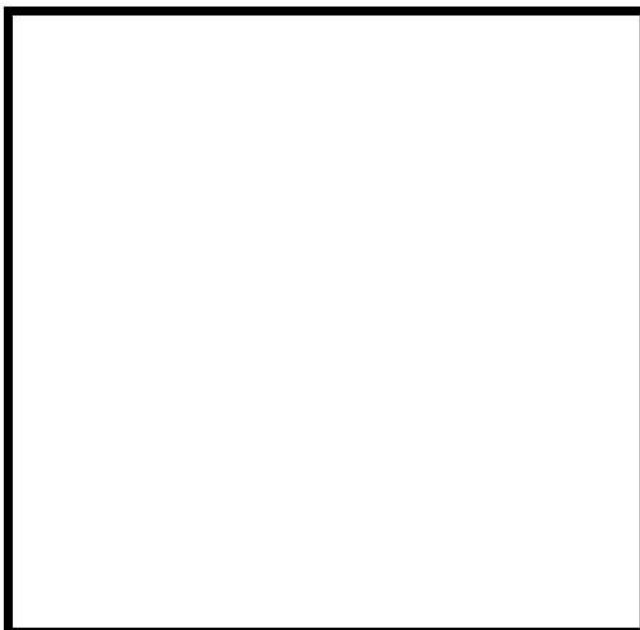


図-7 20℃における各湿度条件での感度特性

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

水素濃度計測に伴うアニュラス内雰囲気ガスの冷却について

1. はじめに

泊3号炉の重大事故等対策の有効性評価におけるアニュラス内雰囲気温度は、最高で120°C程度まで上昇する。一方、重大事故時の可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、水素濃度検出器の使用範囲-10~70°Cとなっているが、アニュラス内雰囲気ガスは、水素濃度検出器に供給される過程のサンプリング配管での放熱により冷却されることを確認している。

ここでは、以上の放熱によるサンプリングガスの冷却の評価について以下に纏める。

2. 評価条件

本評価に使用した条件は以下の通りである。

項目	値	備考
アニュラス内雰囲気ガス入口温度 T_1	125°C	有効性評価結果に余裕を見込んだ温度を設定している。
アニュラス内雰囲気ガス出口温度 T_2	65°C	水素濃度計の吸込み温度条件 (70°C以下) に余裕を見込んだ温度を設定している。
管外雰囲気温度 T_∞	60°C	SA時有意な発熱がない一般エリアの温度
サンプル流量 q	10NL/min (0.6Nm ³ /h) ($q = (0.6\text{Nm}^3/\text{h} \times 29\text{g/mol} / (22.4 \times 10^{-3}\text{Nm}^3)) / 10^3\text{g/kg} / 3600\text{s/h} \doteq 2.2 \times 10^{-4}\text{kg/s}$)	測定ガス流量約 1L/min に保守的に余裕を見込んだ流量を設定している。
アニュラス内雰囲気ガス入口絶対湿度 x	0.028kg/kg	アニュラス内環境条件より設定している。
サンプリング配管	外径 d_{out} : 27.2mm 内径 d_{in} : 22.2mm	3/4 ^B Sch20s で計画している。

3. アニュラス内雰囲気ガスの放熱冷却に必要な配管長の算出

125℃のアニュラス内雰囲気ガスを65℃まで冷却するために必要な交換熱量 Q [W]はアニュラス内雰囲気ガスの顕熱変化量 Q_1 [W]およびアニュラス内雰囲気ガス中に含まれる湿分の凝縮熱量 Q_2 [W] (保守的に湿分すべてが凝縮すると仮定) より以下の通り表される。

$$Q = Q_1 + Q_2 \quad [\text{W}] \quad (1)$$

なお、 Q_1 、 Q_2 は以下式で算出される。

$$Q_1 = q \times C_p \times (T_1 - T_2) \quad [\text{W}]$$

$$Q_2 = q \times x \times (h_1 - h_2) \quad [\text{W}]$$

ここで C_p : アニュラス内雰囲気ガス比熱 [kJ/(kgK)] ($C_p = 1.01$ kJ/(kgK))

h_1 : T_1 における飽和蒸気エンタルピー [kJ/kg] ($h_1 = 2713$ kJ/kg)

h_2 : T_2 における飽和水エンタルピー [kJ/kg] ($h_2 = 272$ kJ/kg)

一方、対流熱伝達による交換熱量 Q' は以下式で表される。

$$Q' = \pi \times L \times d_{\text{out}} \times K \times \Delta T_m \quad [\text{W}] \quad (2)$$

ここで L : 必要配管長 [m]

d_{out} : 採取配管外径 [m]

K : 円管における熱通過率 [W/(m²K)] ($K = 2.3$ W/(m²K))

ΔT_m : 対数平均温度差 [K]

($\Delta T_m = (T_1 - T_2) / \ln \{ (T_1 - T_\infty) / (T_2 - T_\infty) \} = 23$ K)

$Q = Q'$ とすると放熱冷却に必要な配管長は(1)式および(2)式より以下の通り算出される。

$$L = (Q_1 + Q_2) / (\pi \times d_{\text{out}} \times K \times \Delta T_m) \quad (3)$$

したがって、アニュラス内雰囲気ガス温度を125℃から65℃まで放熱冷却するために必要な配管長は(3)式より以下の通り約7m となる。

$$L = (13.4\text{W} + 15.1\text{W}) / (\pi \times 0.0272\text{m} \times 2.3\text{W}/(\text{m}^2\text{K}) \times 23\text{K}) = 6.3048 \dots \text{m} \approx 7\text{m}$$

4. まとめ

上記の通り、アニュラス内雰囲気ガス温度を125℃から65℃まで放熱冷却するために必要な配管長を評価した結果、必要配管長が約7mであるため、採取配管入口から可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット入口までの配管長において、放熱冷却に対し十分な配管長を確保した設計とする。

なお、アニュラス内雰囲気ガス入口温度が現在想定している125℃より高温となる場合においては、顕熱変化量 Q_1 が増加するものの、この変化に比例して管内外の温度差も大きくなり対流熱伝達による交換熱量 Q' も増加するため、結果的に放熱冷却に必要な配管長として有意な影響はない。

以上

53-10 泊発電所3号炉における原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいについて

泊発電所3号炉における原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいについて

1. はじめに

PWRでは、原子炉格納容器内に設置するPAR（原子炉格納容器内水素処理装置）及びイグナイト（格納容器水素イグナイト）により水素濃度を低減させる設計としているが、何らかの理由により原子炉格納容器からアニュラス内に漏えいするような事態に至った場合であっても、アニュラス排気により漏えい気体の水素濃度は低下していくことから、アニュラス部において水素燃焼を生じるような水素濃度には至らない。

その上で、原子炉格納容器からアニュラス内に大規模に漏えいするような事態に至った場合において、何らかの理由により、例えば、非常用交流電源設備の機能を喪失した場合などが考えられるが、アニュラス空気浄化ファンの起動が遅れた場合の対応について考察する。

2. 大規模な漏えい時の評価

泊3号炉では、補足説明資料 53-8 に示すように、原子炉格納容器からの漏えい率を0.16%/dayとして、PAR及びイグナイトによる原子炉格納容器内の水素処理、アニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待せずにアニュラスの水素濃度を評価（*2）した結果、7日後においてアニュラス内の水素濃度は1.9%程度であり、可燃限界（4vol%）未満である。

ここで、原子炉格納容器からの漏えい量として、10倍（1.6%/day）の大規模な漏えい（*1）を想定する場合、静的機器による原子炉格納容器内の水素処理には期待できるとすると、アニュラス空気浄化ファンの排気機能に期待しなかったとしてもZr-水反応割合が75%以下であれば、アニュラス内の水素濃度は可燃限界（4vol%）未満である。（図1参照）

なお、保守的にZr-水反応割合100%を想定した場合においては、水素濃度が可燃濃度（4vol%）に到達するのは事故発生から約□時間（図1参照）であり、アニュラス空気浄化ファンの電源となっている非常用交流電源設備が何らかの異常で機能喪失したとしても、代替所内電気設備による給電を開始するまでは約205分（図2参照）であることから、十分な余裕をもってアニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス水素濃度を低減させることができる。



図1 大規模漏えい時のアニュラス水素濃度推定曲線（7日間）

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



※1：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2：中央制御室から代替非常用発電機までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図2 代替所内電気設備による交流の給電（代替非常用発電機） タイムチャート

3. まとめ

アニュラス内への大量漏えいが生じ、かつアニュラス空気浄化ファンの起動が遅れた場合においても、アニュラス内で水素燃焼が発生することはなく、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス水素濃度を低減させることができる。

また、アニュラス空気浄化ファンの起動が遅れた場合は、水素濃度測定値だけでなく、炉心溶融の状態、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の発生の可能性、PAR及びイグナイタの作動状態、格納容器内水素濃度等を確認し、水素濃度が可燃濃度（4vol%）に至っていないと判断できればアニュラス空気浄化ファンを起動する手順となっている。

以上

別紙 アニュラス水素濃度評価手法について

- *1 ここで想定した原子炉格納容器からアニュラス内への大規模な漏えいは、SA 対策有効性評価における事故時の原子炉格納容器からの漏えい量を 10 倍とした漏えい率 1.6%/day であり、SA 対策有効性評価と同じ Zr-水反応割合が 75%の場合においては、事故から 7 日後でも可燃領域に達しないことを確認している。一方、BWR では、原子炉建屋の水素燃焼対策として、原子炉格納容器からの漏えい率を 10%/day としている。これを比較するのに、BWR の原子炉建屋、PWR のアニュラスに漏えいする量を同じと仮定すると、原子炉格納容器の自由体積（泊 3 号炉：約 65,500m³、柏崎刈羽 6/7 号機：約 13,000m³）で換算すると、柏崎刈羽 6/7 号機の 10%/day は、泊 3 号炉の約 2.0%/day に相当する。原子炉格納容器内の気体組成、リークパスの違いなどがあることから、単純に比較ができないものの、同程度であると言える。
- *2 PWR では原子炉格納容器内で水素処理する対策を整備しており、水素燃焼装置（イグナイタ）が動作せずに PAR のみの動作を想定したとしても、原子炉格納容器内の平均水素濃度は時間経過に伴って低下していく（図 3 参照）。PWR のアニュラス部は、原子炉格納容器の側面を囲む構造となっているため、仮に水素が原子炉格納容器内で混合されずに原子炉格納容器頂部に滞留すると想定しても、アニュラス部に通じる貫通部が原子炉格納容器頂部にないため高濃度の水素がアニュラス部に漏えいすることは考えにくく、格納容器内の平均的な濃度の水素がアニュラス部へ漏えいするとした評価条件は妥当である。また、単一区画で構成されるアニュラスは、原子炉格納容器壁からの伝熱によりアニュラス内で自然対流循環・混合流れが形成されるため、アニュラスへの漏えい水素が局所的に滞留することはなく、漏えい箇所がアニュラス内（約 7,860m³）とした評価条件により、BWR 原子炉建屋（約 43,000m³）と比べても十分に小さい区画での保守的な評価となっている。



図 3 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)
(イグナイタの動作に期待しない場合)

■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

アニュラス水素濃度評価手法について

1. 評価方法

アニュラス水素濃度の評価に当たっては、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合においても、原子炉格納容器の構造健全性及びシール機能は十分に保たれるため、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいは、原子炉格納容器外周部に設置されている貫通部等のシール部からのリークによると想定し、実際には多少の時間遅れはあるものの、漏えいガスがアニュラス雰囲気へ瞬時に均一化されると想定する。また、漏えいガスは、本来、原子炉格納容器圧力に応じて水蒸気、空気、水素の3成分が含まれるが、原子炉格納容器から漏えいする時点で保守的に水蒸気が凝縮していると想定し、空気、水素の混合ガスとして評価する。

原子炉格納容器内の水素濃度は、高いほうがアニュラス部への漏えい水素モル数が大きくなり、保守的に評価することができるため、原子炉格納容器内の水素濃度は瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合の水素発生、及び金属腐食（アルミニウム）による水素発生を考慮したドライ換算濃度を初期条件とし、水の放射線分解、金属腐食（亜鉛）による追加生成を考慮する。更に保守的な想定としては、原子炉格納容器内の水素濃度制御設備（格納容器水素イグナイタ）の動作による水素濃度低減を見込まない。

アニュラス内雰囲気における混合挙動の時間遅れは、アニュラス内は周方向に沿った循環流、径方向に原子炉格納容器壁と外部遮蔽壁の温度差による自然対流が起こること、及び評価期間が長いことから問題とされないと考えられる。

アニュラス内の水素モル数の時間変化率を原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする混合ガス中の水素モル流量と、アニュラス空気浄化ファンにより排出されるガス成分中の水素流量との差分として評価するため、次頁の式を使用する。

原子炉格納容器内については、窒素、酸素、水素のモル数を時間の差分により計算するが、その基礎式は①～③となる。右辺では前ステップの時間におけるモル数に対して、窒素についてはアニュラス部への漏えい流量と時間ステップの積を減じて計算する。酸素及び水素については、原子炉格納容器内での生成に伴う増加とアニュラス部への漏えいに伴う減少を考慮し計算する。

原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい流量は④～⑥式となる。原子炉格納容器内の混合ガス全モル数に対して、漏えい率に応じた量がアニュラス部に漏えいしていると仮定して評価される原子炉格納容器内での窒素、酸素、水素濃度は⑦～⑨式となる。

一方、アニュラス内についても原子炉格納容器内と同様に、窒素、酸素、水素のモル数を時間の差分により計算するが、その基礎式は⑩～⑫となる。

水素については、原子炉格納容器からの流入とアニュラス空気浄化ファンによる排出の効果を考慮し計算するが、空気（窒素及び酸素）については、原子炉格納容器からの流入とアニュラス空気浄化ファンによる排出の効果の考慮に加え、アニュラス内での窒素、酸素、水素濃度は⑬～⑮式となり、アニュラス部から系外に排出される窒素、酸素、水素のモル流量は⑯～⑰式となる。

アニュラス内及び原子炉格納容器内の水素モル数から水素濃度の換算においては、原子炉格納容器内及びアニュラス内圧力について事象初期は大気圧を使用し、水素発生後は原子炉格納容器内のみ温度及び圧力とも過圧破損事象ピーク値を一定値として用い、アニュラス内温度は原子炉格納容器内温度と等しい温度まで昇温していると仮定する。

a. 原子炉格納容器内の物質に関する基礎式

$$M^N(t) = M^N(t-1) - W_{in}^N(t-1) \times \Delta t \dots \textcircled{1}$$

$$M^O(t) = M^O(t-1) + \{Y^O(t-1) - W_{in}^O(t-1)\} \times \Delta t \dots \textcircled{2}$$

$$M^H(t) = M^H(t-1) + \{Y^H(t-1) - W_{in}^H(t-1)\} \times \Delta t \dots \textcircled{3}$$

$$W_{in}^N(t) = \{M^N(t) + M^O(t) + M^H(t)\} \times \frac{L}{100 \times 24} \times C_{CV}^N(t) \dots \textcircled{4}$$

$$W_{in}^O(t) = \{M^N(t) + M^O(t) + M^H(t)\} \times \frac{L}{100 \times 24} \times C_{CV}^O(t) \dots \textcircled{5}$$

$$W_{in}^H(t) = \{M^N(t) + M^O(t) + M^H(t)\} \times \frac{L}{100 \times 24} \times C_{CV}^H(t) \dots \textcircled{6}$$

$$C_{CV}^N(t) = \frac{M^N(t)}{M^O(t) + M^N(t) + M^H(t)} \dots \textcircled{7}$$

$$C_{CV}^O(t) = \frac{M^O(t)}{M^O(t) + M^N(t) + M^H(t)} \dots \textcircled{8}$$

$$C_{CV}^H(t) = \frac{M^H(t)}{M^O(t) + M^N(t) + M^H(t)} \dots \textcircled{9}$$

$M^N(t)$: 原子炉格納容器内窒素モル数(mol), $M^N(0) = 1.93 \times 10^6$ (mol)

$M^O(t)$: 原子炉格納容器内酸素モル数(mol), $M^O(0) = 5.45 \times 10^5$ (mol)

$M^H(t)$: 原子炉格納容器内水素モル数(mol), $M^H(0) = 4.04 \times 10^5$ (mol) (注1)

$W_{in}^N(t)$: 原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする窒素モル流量 (mol/h)

$W_{in}^O(t)$: 原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする酸素モル流量 (mol/h)

$W_{in}^H(t)$: 原子炉格納容器からアニュラスに漏えいする水素モル流量 (mol/h)

$Y^O(t)$: 原子炉格納容器内で追加発生する酸素モル流量 (mol/h) (注2)

$Y^H(t)$: 原子炉格納容器内で追加発生する水素モル流量 (mol/h) (注3)

$C_{CV}^N(t)$: 原子炉格納容器窒素濃度 (vol%)

$C_{CV}^O(t)$: 原子炉格納容器酸素濃度 (vol%)

$C_{CV}^H(t)$: 原子炉格納容器水素濃度 (ドライ換算) (vol%)

Δt : 微小時間変化 (h)

L : 原子炉格納容器漏えい率 (%/day)

$$C_{CV}^N(0) = \frac{M^N(0)}{M^O(0) + M^N(0) + M^H(0)} = 67\%$$

$$C_{CV}^O(0) = \frac{M^O(0)}{M^O(0) + M^N(0) + M^H(0)} = 19\%$$

$$C_{CV}^H(0) = \frac{M^H(0)}{M^O(0) + M^N(0) + M^H(0)} = 14\%$$

(注1) 原子炉格納容器内初期水素にジルコニウム75%の酸化反応による発生水素及び金属腐食(アルミニウム)を加算したモル数。

(注2) 水の放射線分解により発生する酸素のモル数。

(注3) 水の放射線分解及び金属腐食(亜鉛)で発生する水素のモル数。

b. アニュラス内の物質量に関する基礎式

$$N^N(t) = N^N(t-1) + \{W_{in}^N(t-1) - W_{out}^N(t-1)\} \times \Delta t + N_{INLEAK}^N(t) \quad \dots \textcircled{10}$$

$$N^O(t) = N^O(t-1) + \{W_{in}^O(t-1) - W_{out}^O(t-1)\} \times \Delta t + N_{INLEAK}^O(t) \quad \dots \textcircled{11}$$

$$N^H(t) = N^H(t-1) + \{W_{in}^H(t-1) - W_{out}^H(t-1)\} \times \Delta t \quad \dots \textcircled{12}$$

$$C_{ANN}^N(t) = \frac{N^N(t)}{N^O(t) + N^N(t) + N^H(t)} \quad \dots \textcircled{13}$$

$$C_{ANN}^O(t) = \frac{N^O(t)}{N^O(t) + N^N(t) + N^H(t)} \quad \dots \textcircled{14}$$

$$C_{ANN}^H(t) = \frac{N^H(t)}{N^O(t) + N^N(t) + N^H(t)} \quad \dots \textcircled{15}$$

$$W_{out}^N(t) = N^N(t) \times \frac{X_{out}}{V_{ANN}} \quad \dots \textcircled{16}$$

$$W_{out}^O(t) = N^O(t) \times \frac{X_{out}}{V_{ANN}} \quad \dots \textcircled{17}$$

$$W_{out}^H(t) = N^H(t) \times \frac{X_{out}}{V_{ANN}} \quad \dots \textcircled{18}$$

$N^N(t)$: アニュラス内窒素モル数 (mol), $N^N(0) = 1.82 \times 10^5$ (mol)

$N^O(t)$: アニュラス内酸素モル数 (mol), $N^O(0) = 5.14 \times 10^4$ (mol)

$N^H(t)$: アニュラス内水素モル数 (mol), $N^H(0) = 0.0$ (mol)

$W_{out}^N(t)$: アニュラスから系外に排出される窒素モル流量 (mol/h)

$W_{out}^O(t)$: アニュラスから系外に排出される酸素モル流量 (mol/h)

$W_{out}^H(t)$: アニュラスから系外に排出される水素モル流量 (mol/h)

$N_{INLEAK}^O(t)$: アニュラスへのインリークに伴う酸素供給量 (mol)

$N_{INLEAK}^N(t)$: アニュラスへのインリークに伴う窒素供給量 (mol)

X_{out} : アニュラス排気流量 (m^3/min)

V_{ANN} : アニュラス体積 (m^3)

$C_{ANN}^N(t)$: アニュラス窒素濃度 (vol%)

$C_{ANN}^O(t)$: アニュラス酸素濃度 (vol%)

$C_{ANN}^H(t)$: アニュラス水素濃度 (ドライ換算) (vol%)

2. 評価条件

アニュラス空気浄化設備によるアニュラス水素濃度低減性能評価の評価条件を第1表に設定する。

原子炉格納容器内混合ガスモル数（初期値）は、49℃の理想気体（空気）により充填されると想定する。原子炉格納容器内は、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合のドライ換算濃度を初期条件とする。

水の放射線分解による水素発生量は、事故発生後5日までは設置（変更）許可における解析（注1）と同等値を使用し、5日後以降は保守的に5日後と同値を一定値として使用する。

金属腐食による水素発生量は、アルミニウム及び亜鉛について原子炉格納容器内の使用量全量に余裕を見込んだ値を使用する。

アルミニウムについては、腐食速度の温度依存性が大きく、原子炉格納容器内温度変化に不確かさがあるため、非保守側とならないよう初期に全量腐食する設定とする。亜鉛については、腐食速度の温度依存性が小さいため、一定割合と想定する。

原子炉格納容器内での水素、窒素及び酸素の減少量は、原子炉格納容器内の水素濃度制御設備の動作による水素濃度低減、原子炉格納容器からアニュラスへの漏えいを考慮する。

原子炉格納容器貫通部からの漏えい率は、原子炉格納容器貫通部のシールリークの背圧としての原子炉格納容器内圧力に依存すると考えられ、原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器漏えい率に余裕を見込んだ値である0.16%/day（注2）と同様に保守的な同値を用いることとする。

アニュラス空気浄化設備は、動作開始時は全量排気で、事故後初期に負圧を達成する設計とし、負圧を達成された後は一部アニュラスへ循環する少量排気に切り替え、負圧を維持するとともにアニュラス内に周方向の流れを形成し、水素が滞留しない設計とする。なお、全交流動力電源喪失時は、代替電源復旧に伴って速やかに全量排気により外部に排出される流れを形成し、水素が滞留しない設計とする。評価においては、アニュラス部の水素濃度を保守的に評価するために、常時少量排気を想定する。プラント建設時が最も密閉性が高く、アニュラス空気浄化設備を動作させた場合のインリーク量（外部の吸気量）が少ないと想定されることから、試運転結果に基づいて、保守的な少量排気量を設定する。

アニュラス体積は、アニュラス部全体積から機器搬入口やエアロック等の欠損体積を考慮して保守的に設定する。

（注1）設置（変更）許可における静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減性能の評価での解析

（注2）設置（変更）許可における格納容器過圧破損の評価における評価条件

第1表 評価条件一覧 (1/2)

項 目		評価条件	選定の考え方
原子炉格納容器内 混合ガスモル数 (初期値) $M^N+M^O+M^H(t=0)$		$2.88 \times 10^6 \text{ mol}$	49°Cの理想気体 (空気 (窒素78%及び酸素22%)) により充填されていると想定し、初期発生水素を加味する。
初期発生水 素量 $M^H(0)$	ジルコニウム -水反応	670kg	全炉心ジルコニウムの75%反応に相当する量とする。
	金属腐食 (アルミニウム)	144.4 kg	原子炉格納容器内のアルミニウム使用量全量に余裕を見込んだ値を使用する。
追加発生水 素量 $Y^H(t)$	金属腐食 (亜鉛)	0.7 kg/h	原子炉格納容器内の亜鉛使用量全量に余裕を見込んだ値を使用する。
	水の放射線分解	事故発生後5日までは設置 (変更) 許可における解析 (注1) と同等値 (注2) 5日後以降は5日後と同値を一定値として使用	事故発生後5日まで、水の放射線分解による水素の生成割合 (G値) は、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。 5日後以降は保守的設定として一定値を使用する。
追加発生酸 素量 $Y^O(t)$		水の放射線分解による酸素発生 (水素の半分)	水の放射線分解による酸素発生は以下の式とし、水素の半分を考慮する。 $2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{H}_2 + \text{O}_2$
原子炉格納容器内での水素、窒素及び酸素の減少量 $W_{in}^H(t), W_{in}^N(t), W_{in}^O(t)$		原子炉格納容器からアニュラスへの漏えい及び小型PAR5台による水素処理を考慮	初期は、49°Cの理想気体 (空気 (窒素78%及び酸素22%)) により充填されていると想定し、その後は、原子炉格納容器からアニュラスへの漏えいのみ考慮する。(原子炉格納容器漏えい率による) また、大規模漏えい時の評価条件として、PARによる水素処理は期待できるとしている。

(注1) : 設置 (変更) 許可における原子炉格納容器内水素処理装置による水素濃度低減性能の評価での解析

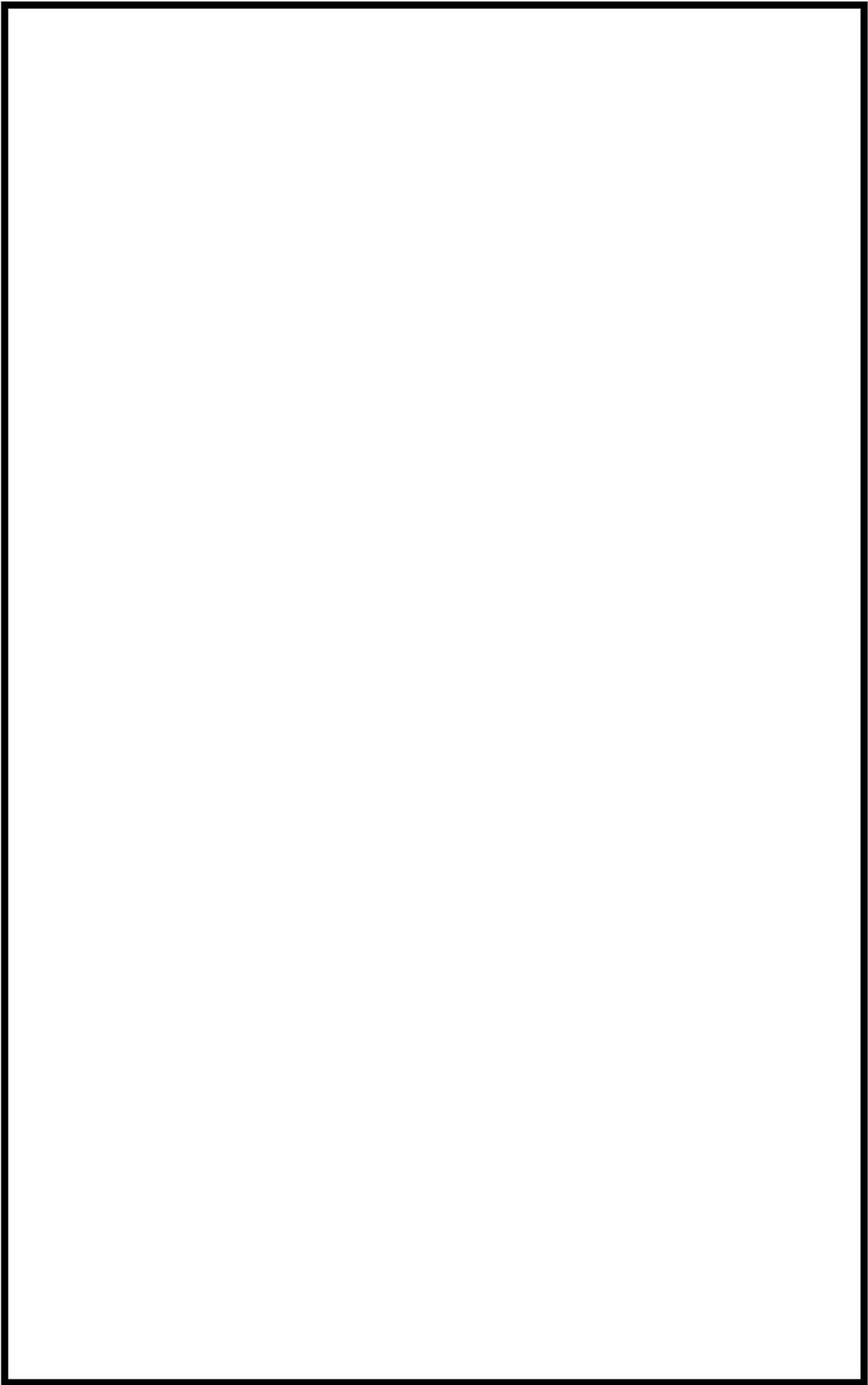
(注2) : 原子炉容器内及び原子炉格納容器内のFP割合と、炉心内蓄積FP量 (線源強度) の時間変化を考慮して線源強度 (eV) を算出する。得られた線源強度とG値 (分子/100eV) を用いて、水素発生率を評価している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

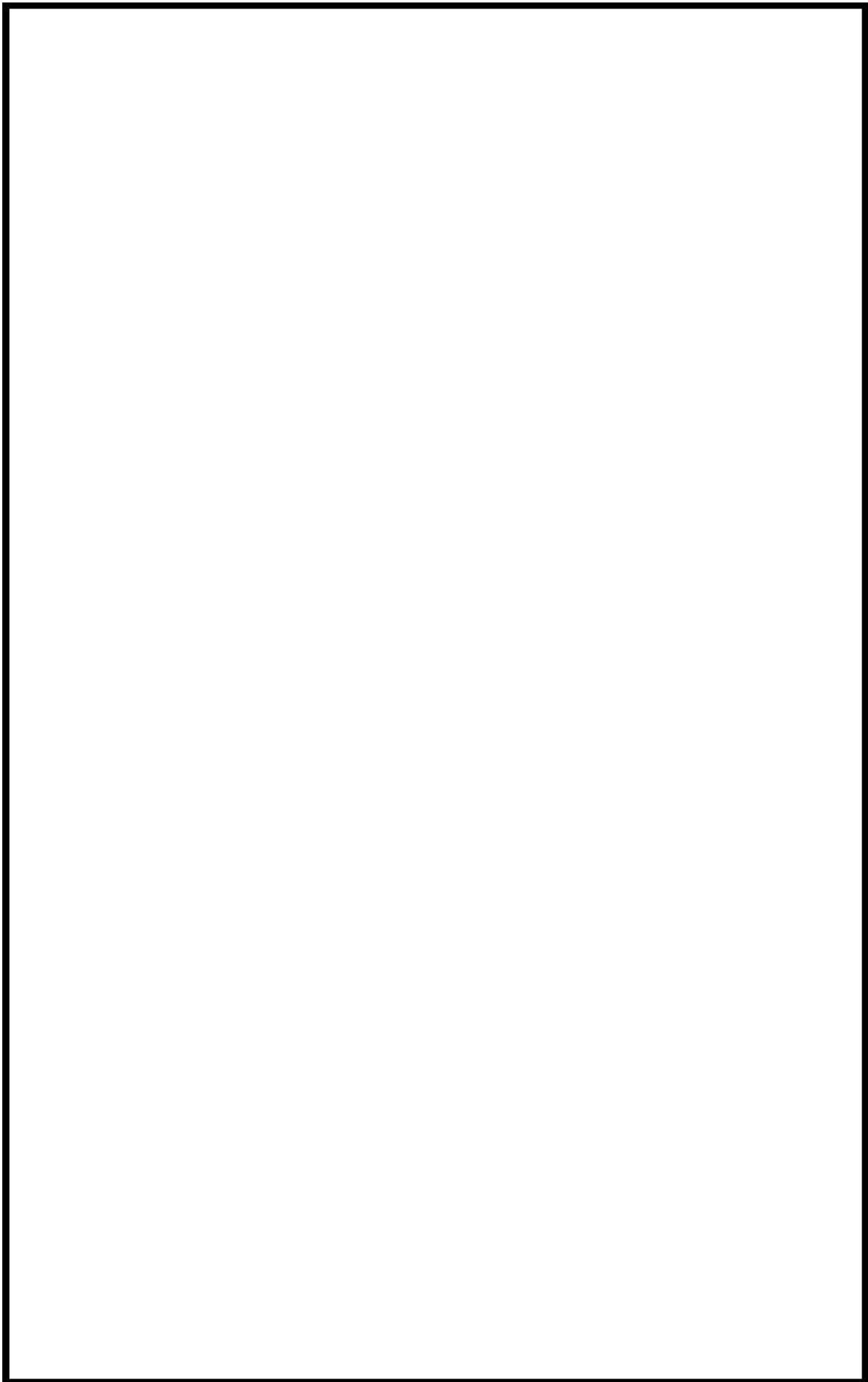
第1表 評価条件一覧 (2/2)

項 目	評価条件	選定の考え方
原子炉格納容器漏えい率 L	1.6%/day	大規模な漏えいの想定として、S A時想定0.16%/dayの10倍とした。
アニュラス排気流量 X_{out}	なし	保守的にファンによる排気をなしとする。
アニュラス体積 V_{ANN}	7,860m ³	アニュラス部全体積から機器搬入口やエアロック等の欠損体積を考慮して保守的に設定。
インリーク量 $N_{INLEAK}^N(t), N_{INLEAK}^0(t)$	なし	ファンによる排気をなしとしたことに整合させて、周辺環境からの空気のインリークを考慮しない。

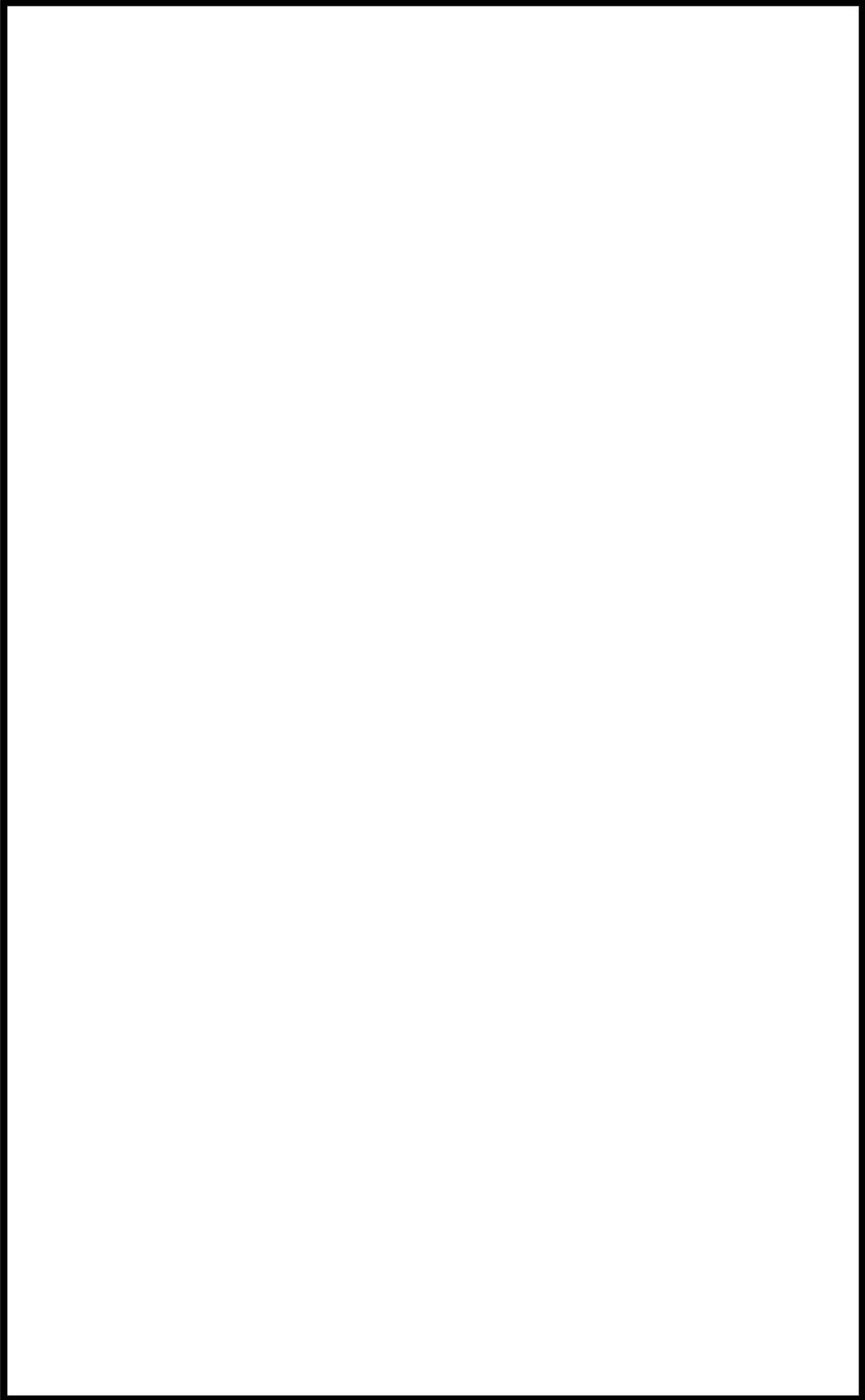
53-11 アクセスルート図



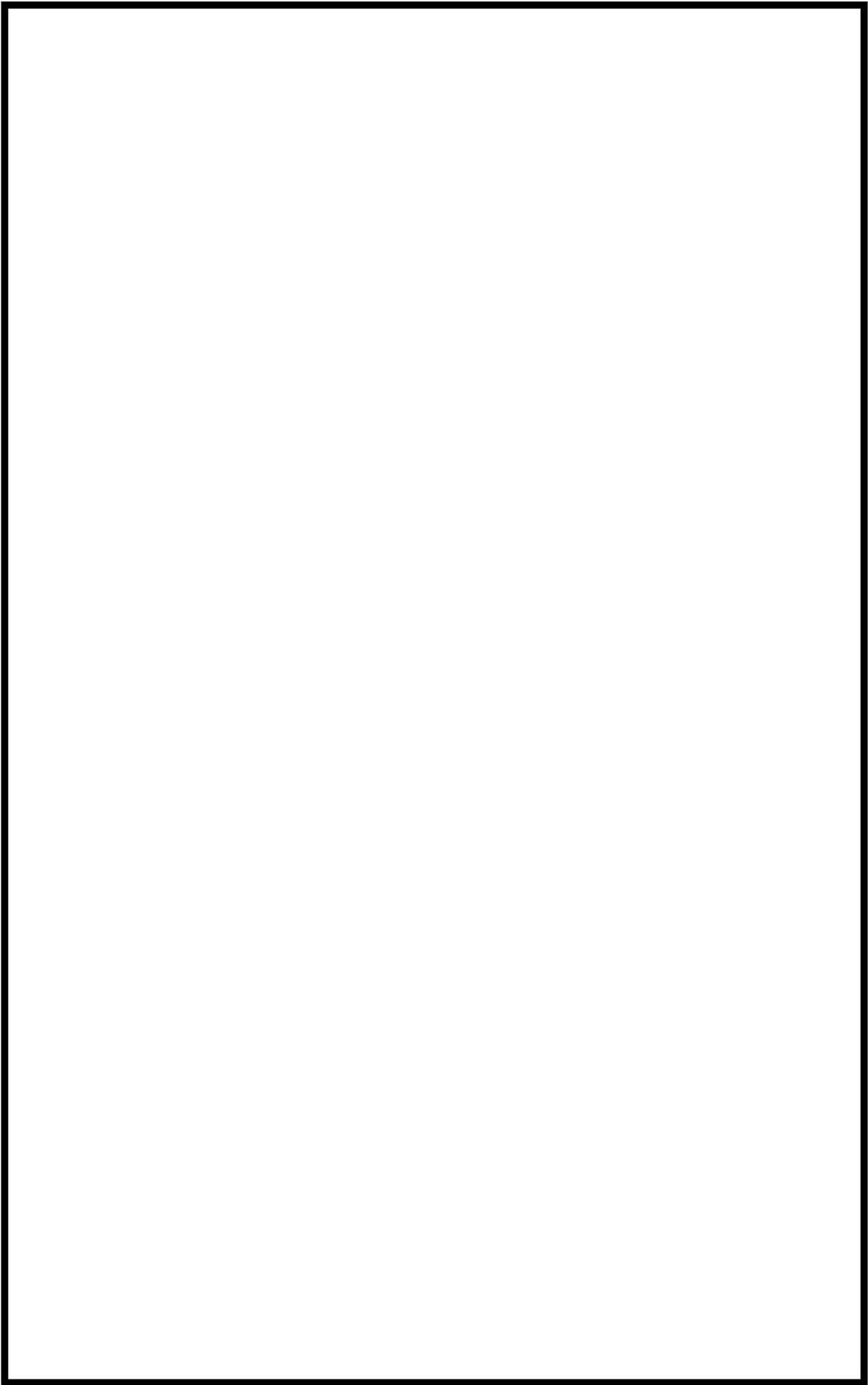
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



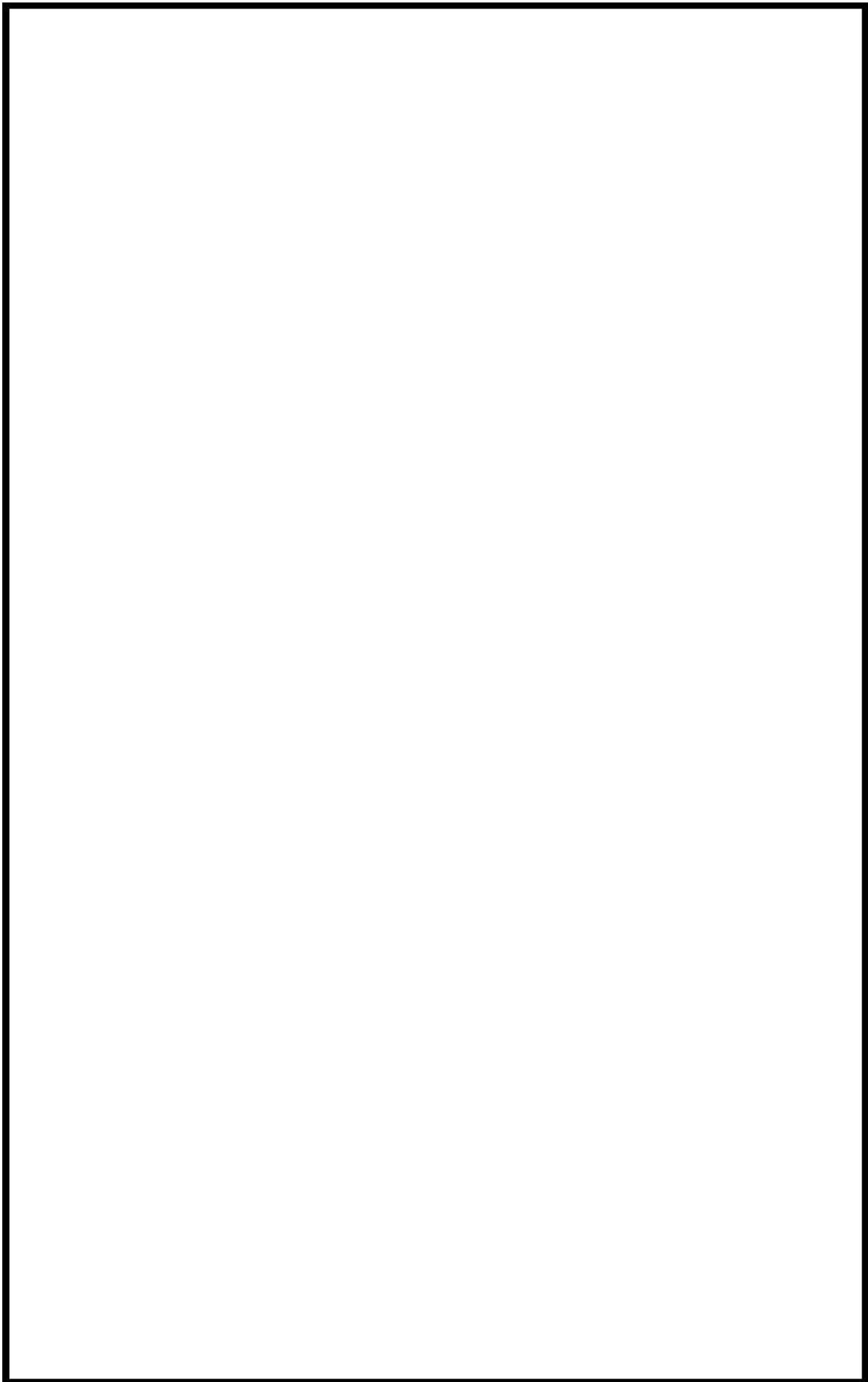
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA54H r.11.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

54条

令和5年12月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

54 条

54-1 SA 設備基準適合性一覧表

54-2 配置図

54-3 試験・検査説明資料

54-4 系統図

54-5 容量設定根拠

54-6 単線結線図

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 使用済燃料ピット監視設備

54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界性評価

54-12 使用済燃料ピットサイフォンブレーカの健全性について

54-13 欠番

54-14 可搬型大型送水ポンプ車の構造について

54-15 可搬型大容量海水送水ポンプ車の構造について

54-16 その他設備

5 4 - 1 S A設備 基準適合性一覽表

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料ピット水位 (AM用)	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用(燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-		
		海水	対象外(海水を通水しない)	/		
		電磁波	(機能が損なわれない)	-		
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-		
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備(模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能)(校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】DB施設としての機能を有さない(切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPの監視】他設備から独立(他の設備から独立)	A c	[補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【SFPの監視】SA設備単独で系統の目的に応じ使用(重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【SFPの監視】防止設備／共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備／同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因			対象(サポート系あり)異なる駆動源(DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	C	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料ピット温度 (AM用)	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用 (燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-		
		海水	対象外(海水を通水しない)	/		
		電磁波	(機能が損なわれない)	-		
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-		
	第2号	操作性	対象外 (操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPの監視】 他設備から独立 (他の設備から独立)	A c	[補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	【SFPの監視】 SA設備単独で系統の目的に応じ使用 (重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	【SFPの監視】 防止設備／共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備／同一目的のSA設備なし	/	-	
	サポート系要因	対象 (サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	C	[補足説明資料]54-6 単線結線図		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料ピット監視カメラ	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用(燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置：空冷装置は、人力により運搬、移動できる設計) (操作スイッチ操作：空冷装置は、現場で操作できる) (接続作業：空冷装置は、確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑩	[補足説明資料]54-2 配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能) (校正が可能) (空冷装置は、機能・性能の確認が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【SFPの監視】 他設備から独立 (他の設備から独立)	A c	[補足説明資料]54-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(空冷装置は、固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-2 配置図
			その他(飛散物)	対象外	/	
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要) 現場操作 (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置と使用済燃料ピット監視カメラの接続及び空冷装置の操作は設置場所 で可能)	A a	[補足説明資料]54-2 配置図	
第2項	第3号	常設SAの容量	【SFPの監視】 SA設備単独で系統の目的に応じ使用 (重大事故等時に赤外線機能によりSFPの水温の傾向等状態を監視できる設計)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠	
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	
		環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【SFPの監視】 防止設備／共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備／同一目的のSA設備なし	/	-	
	サポート系要因	対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	C	[補足説明資料]54-6 単線結線図		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型大型送水ポンプ車	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]54-8 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水又は淡水 (海水を通水する可能性あり) (取水する際の異物の流入防止を考慮)	II	[補足説明資料]54-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]54-7 接続図
	第2号	操作性	【SFPへの注水、SFPへスプレィ】 現場操作 (運転設置：車両として移動可能、車輪止めを搭載) (操作スイッチ操作：付属の操作器等により現場での操作が可能) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑩	[補足説明資料]54-7 接続図 [補足説明資料]54-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能) (車両としての運転状態及び外観の確認が可能)	A	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPへの注水、SFPへスプレィ】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPへの注水、スプレィ】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-8 保管場所図
その他(飛散物)		高速回転機器 (今回配備)	B		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]54-7 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPへの注水、SFPへスプレィ】 原子炉建屋の外から水又は電力を供給 (【SFPへの注水】SFPの蒸発量を上回る補給量を有する容量) (【SFPへスプレィ】 SFP全面にスプレィすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量) (保有数は2セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	A	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外(可搬型設備への接続)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-7 接続図
	第5号	保管場所	【SFPへの注水】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋外 (2次系純水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、SFPポンプ、SFP冷却器、2次系補給水ポンプと位置的分散)	B b	[補足説明資料]54-8 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPへの注水】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋外 (燃料取替用水ポンプ又は2次系純水ポンプと異なる水源を持つ) (2次系純水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水ポンプ、SFPポンプ、SFP冷却器、2次系補給水ポンプと位置的分散) 【SFPへのスプレィ】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	A b	[補足説明資料]54-7 接続図 [補足説明資料]54-8 保管場所図
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 【SFPへの注水】 (SFPポンプ及びSFP冷却器を使用したSFP冷却機能、燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプを使用したSFP注水機能に対して多様性を持った駆動源)	D	[補足説明資料]54-4 系統図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備		可搬型スプレィノズル	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用 (燃料取扱棟) 屋外	B b C	[補足説明資料]54-8 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水又は淡水 (海水を通水する可能性あり)	II	[補足説明資料]54-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]54-7 接続図
	第2号	操作性	【SFPへのスプレィ】 現場操作 (運搬設置：人力により運搬、所定の場所に配置及び固定) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A① A②	[補足説明資料]54-7 接続図 [補足説明資料]54-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (SFP全面に噴霧できることの確認が可能)	N	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPへのスプレィ】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPへのスプレィ】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-8 保管場所図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]54-7 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPへのスプレィ】 その他 (SFP全面にスプレィすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができる容量) (保有数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-7 接続図
	第5号	保管場所	【SFPへのスプレィ】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外(車内)	B a	[補足説明資料]54-8 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート 屋外アクセスルート	A B	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPへのスプレィ】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料ピット水位 (可搬型)	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-SFP事故時に使用 (原子炉建屋又は燃料取扱棟)	B b	[補足説明資料]54-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通さない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置:人力により運搬、移動できる設計) (接続作業:変換器及びワイヤの接続は、確実に接続できる、取付金具を用いて確実に取付) (接続作業:ケーブル接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続できる)	A① A②	[補足説明資料]54-2 配置図 [補足説明資料]54-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認(特性の確認)が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPの監視】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]54-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPの監視】 その他 (重大事故等により変動する可能性のあるSFP上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計) (保有数は1セット2個、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計3個)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	[補足説明資料]54-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-2 配置図
	第5号	保管場所	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし/屋内 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]54-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	D	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	周辺補機棟、原子炉補助建屋内又は屋外 (使用済燃料ピット事故時に使用)	B d C	[補足説明資料]54-2 配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置:人力により運搬、移動できる設計、固縛等により確実に固定できる) (操作スイッチ操作:付属の操作スイッチにより現場で操作可能) (接続作業:ケーブル接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑩	[補足説明資料]54-2 配置図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (特性の確認が可能ないように電源校正が可能)	J	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【SFPの監視】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【SFPの監視】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]54-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]54-2 配置図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]54-2 配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【SFPの監視】 その他 (重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計) (保有数は1セット1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個の合計2個)	C	[補足説明資料]54-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	[補足説明資料]54-2 配置図
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-2 配置図
	第5号	保管場所	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし/屋内 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A a	[補足説明資料]54-2 配置図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート 屋外アクセスルート	A B	[補足説明資料]54-9 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【SFPの監視】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に対して多様性を持つ代替電源から給電)	D	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

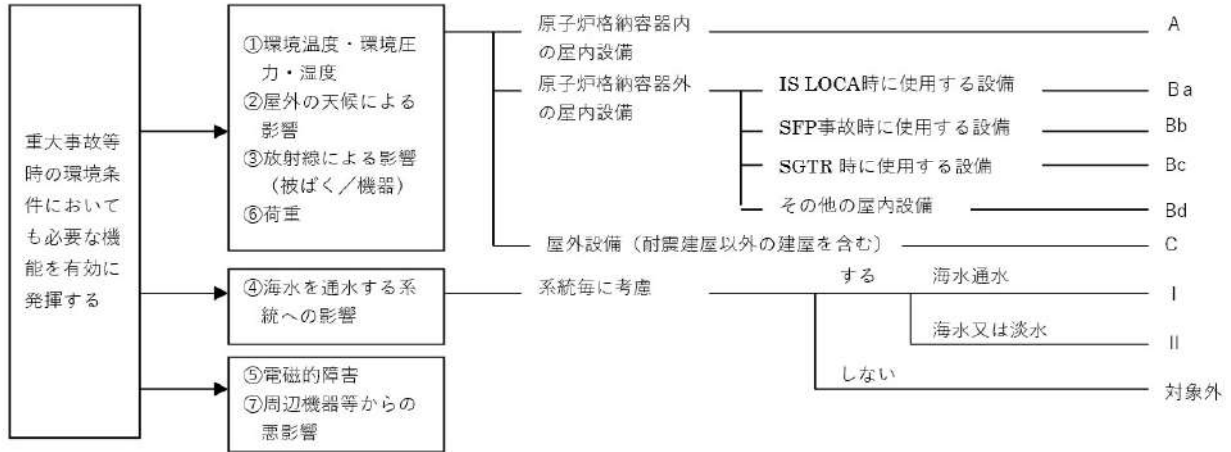
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

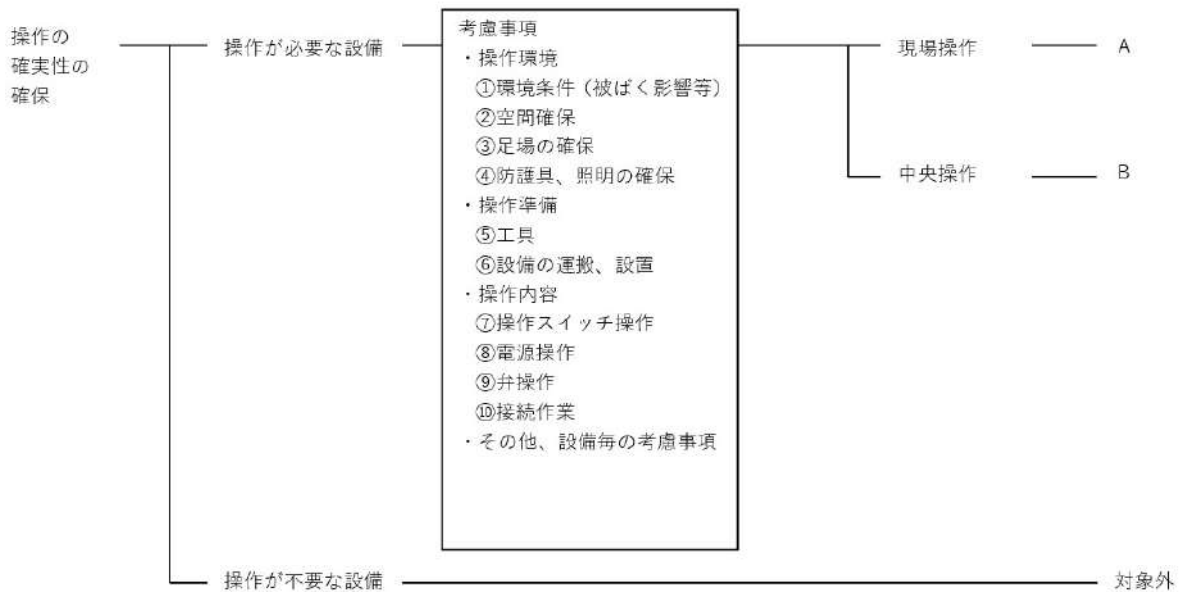
第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	周辺補機棟及び原子炉補助建屋内 (使用済燃料ピット事故時に使用)	Bd	[補足説明資料]54-2 配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-		
		海水	対象外(海水を通水しない)	/		
		電磁波	(機能が損なわれない)	-		
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-		
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置:人力により運搬、移動できる設計) (接続作業:接続は簡便な接続方式とし確実に接続できる)	A④ A⑩	[補足説明資料]54-2 配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	N	[補足説明資料]54-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	Ba2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は分離	Ab	[補足説明資料]54-2 配置図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	Aa	[補足説明資料]54-2 配置図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	-	
	第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	[補足説明資料]54-2 配置図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	[補足説明資料]54-2 配置図	
	第4号	設置場所	使用済燃料ピット事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]54-2 配置図	
	第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	Ab	[補足説明資料]54-2 配置図	
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料]54-2 配置図 [補足説明資料]54-9 アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備一対象(代替対象DB設備あり)一屋内 緩和設備(又は防止でも緩和でもない設備)一同一目的のSA設備あり	Aa B	[補足説明資料]54-2 配置図
サポート系要因			対象(サポート系あり) 異なる駆動源又は冷却源	D	[補足説明資料]54-6 単線結線図	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

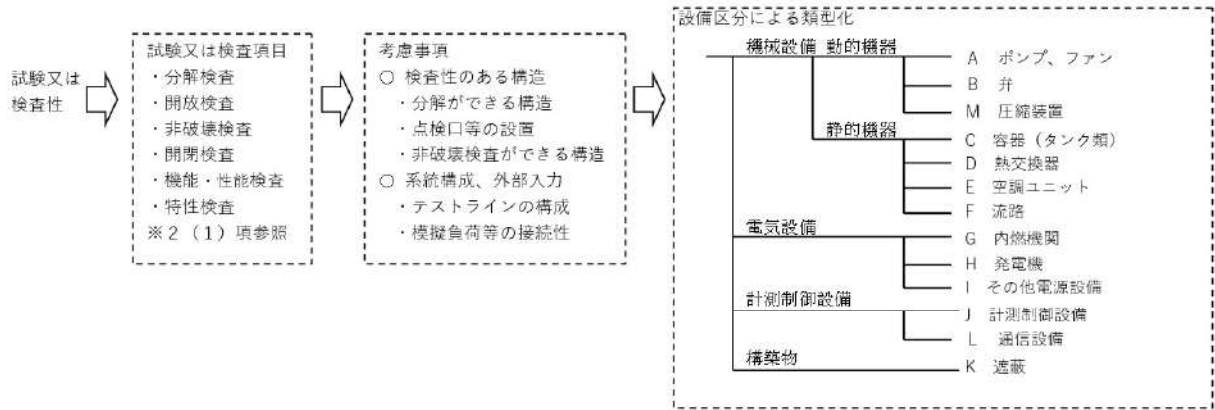
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



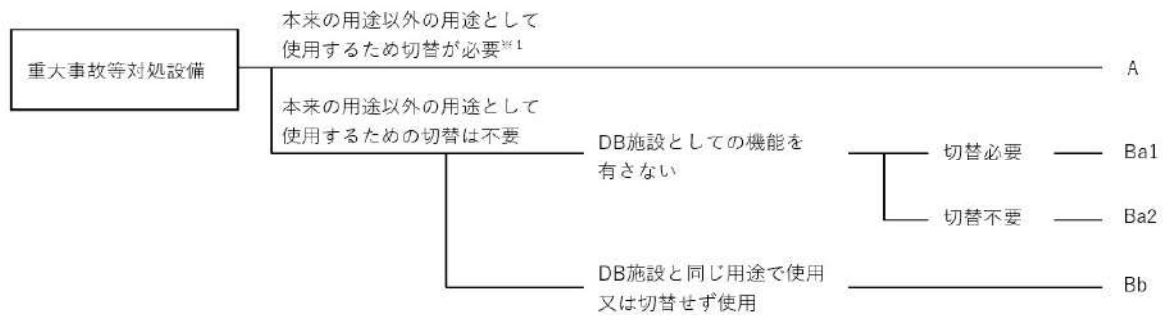
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



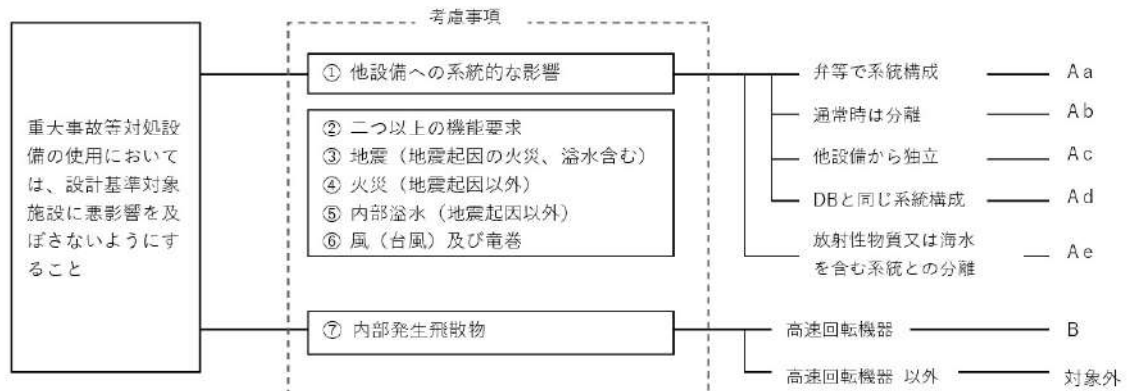
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



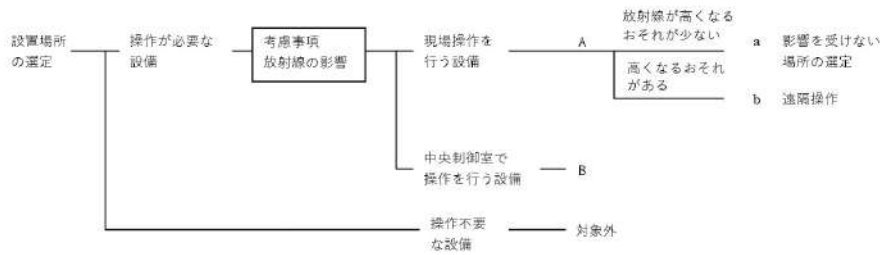
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



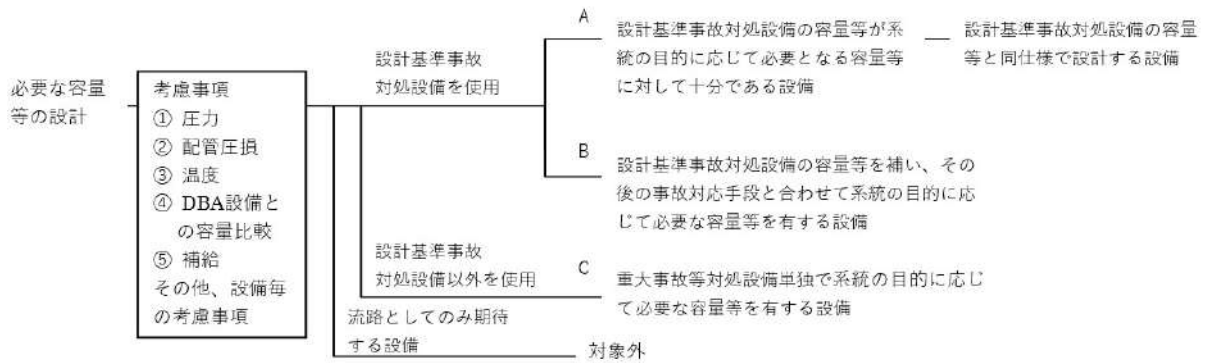
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
設置場所について



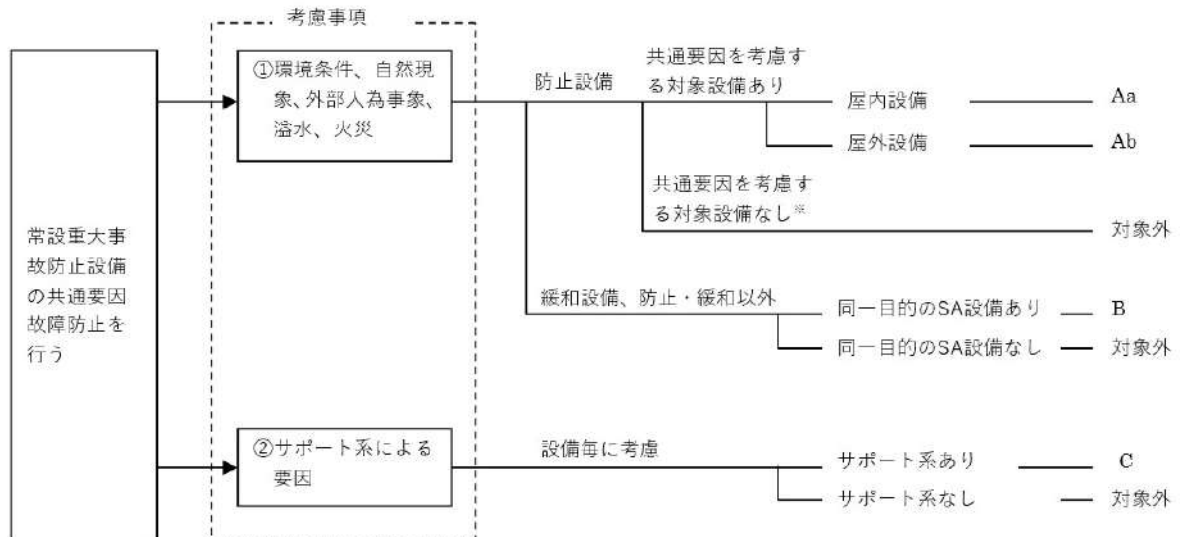
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



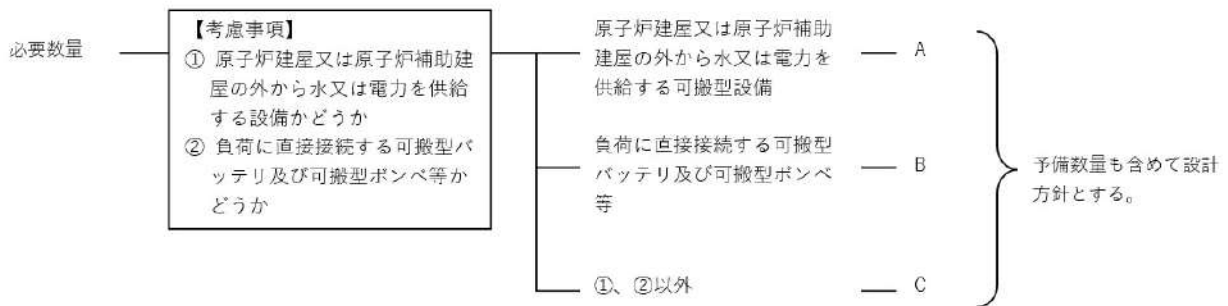
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

区分	設計方針	関連資料	備考
-	2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	-	

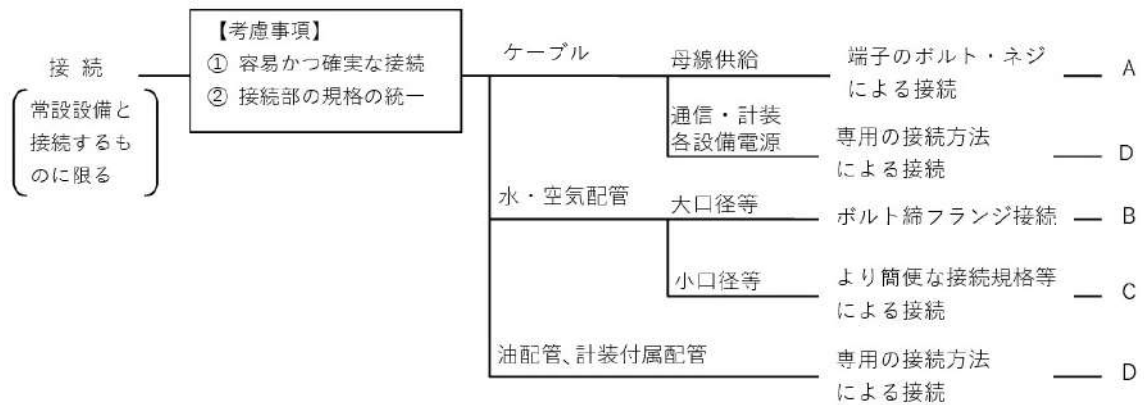
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



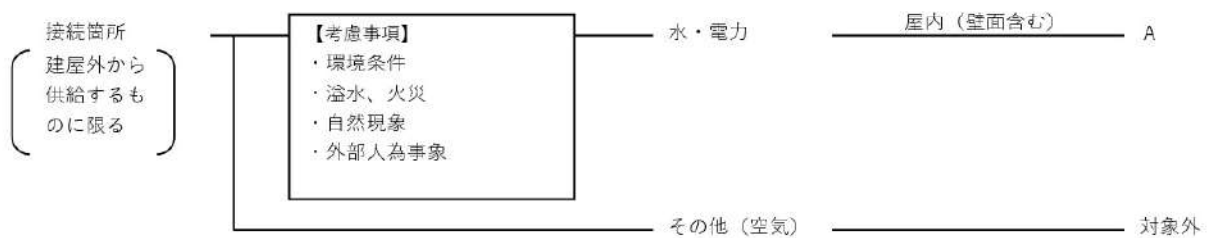
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



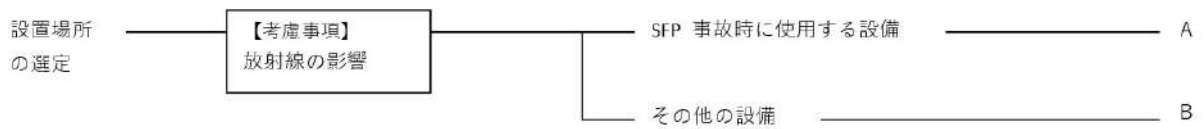
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



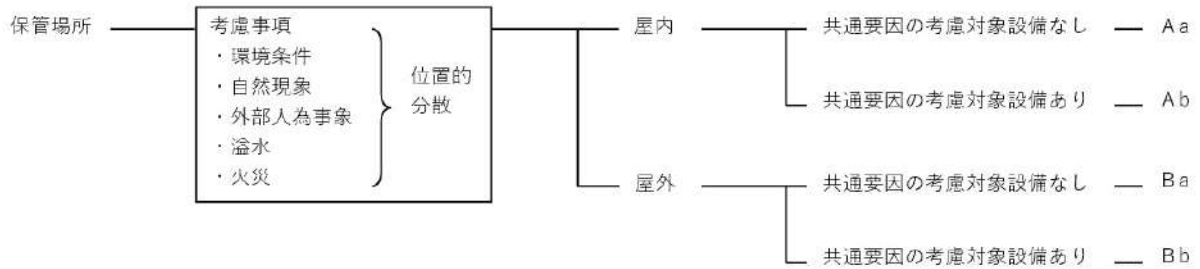
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



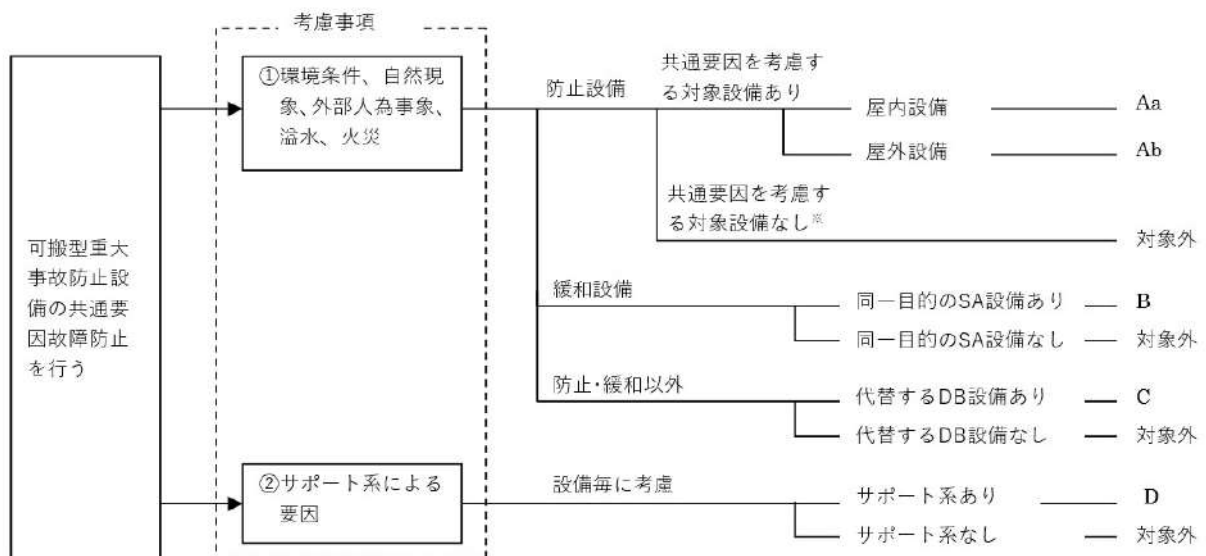
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて





■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について



5 4 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

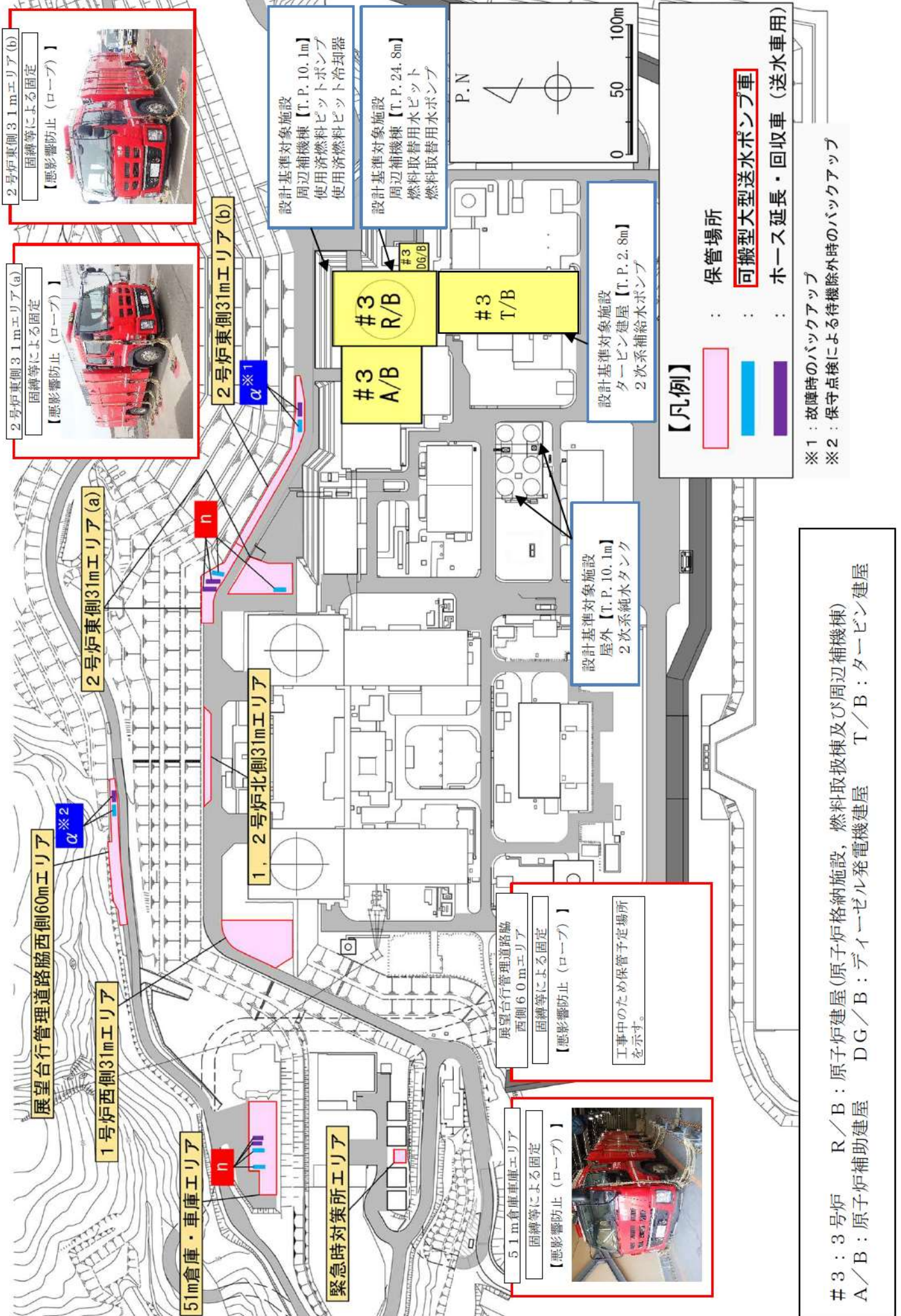


図54-2-1 屋外配置図（使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピットへのスプレー）

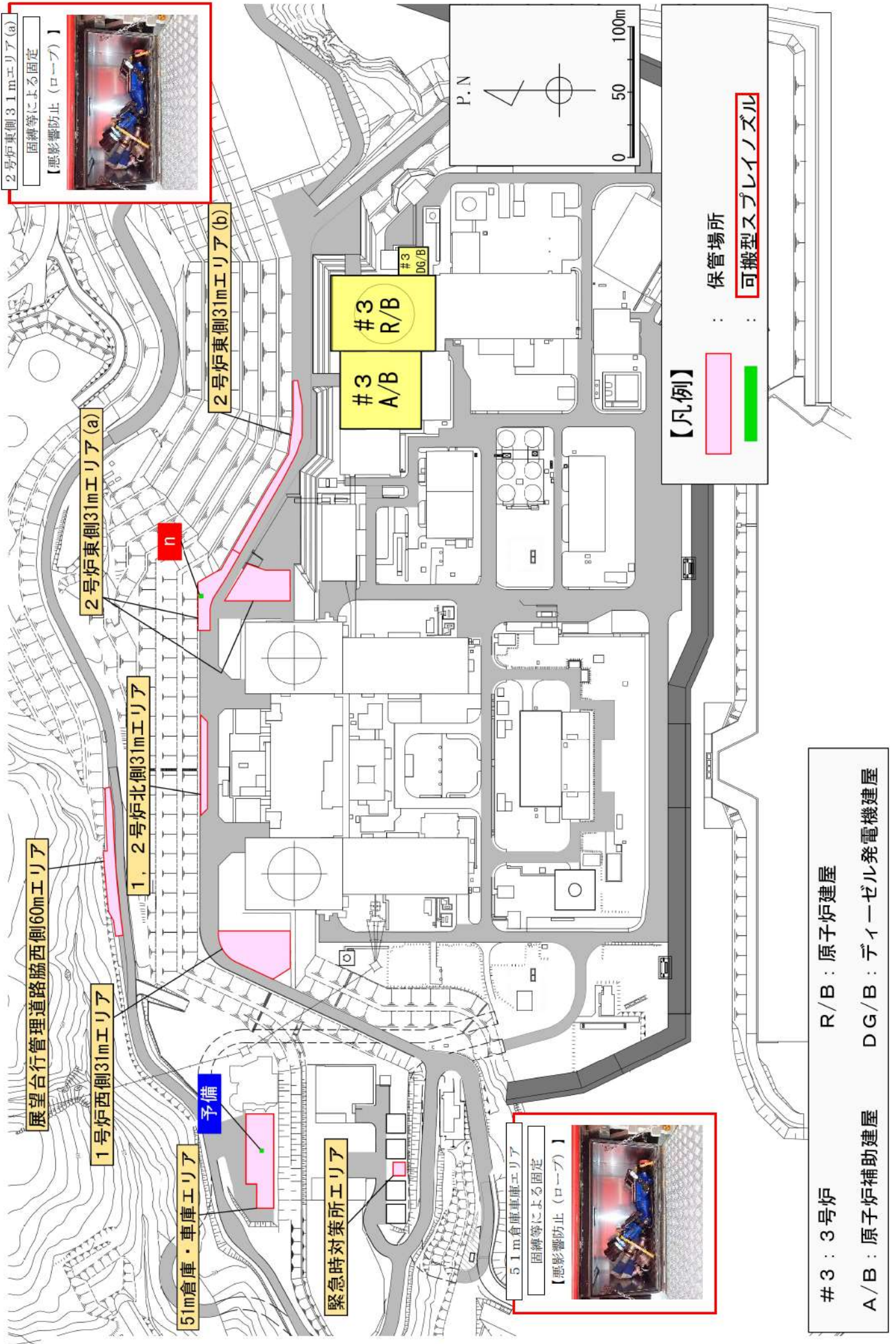



図54-2-2 屋外配置図（使用済燃料ピットへのスプレイ）

図54-2-3 屋内配置図（使用済燃料ピットへの注水）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

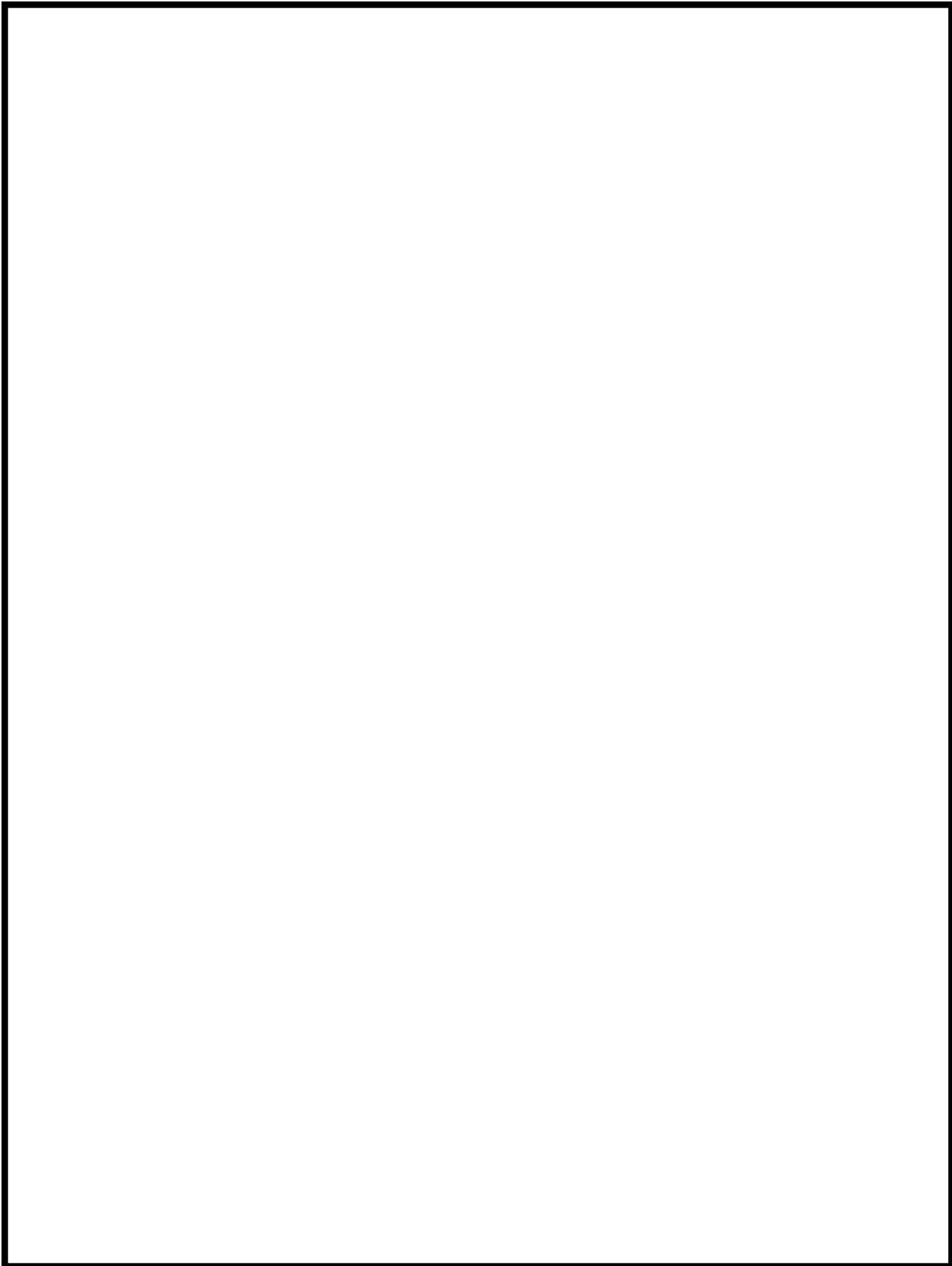



図54-2-4 屋内配置図（使用済燃料ピットへのスプレイ）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

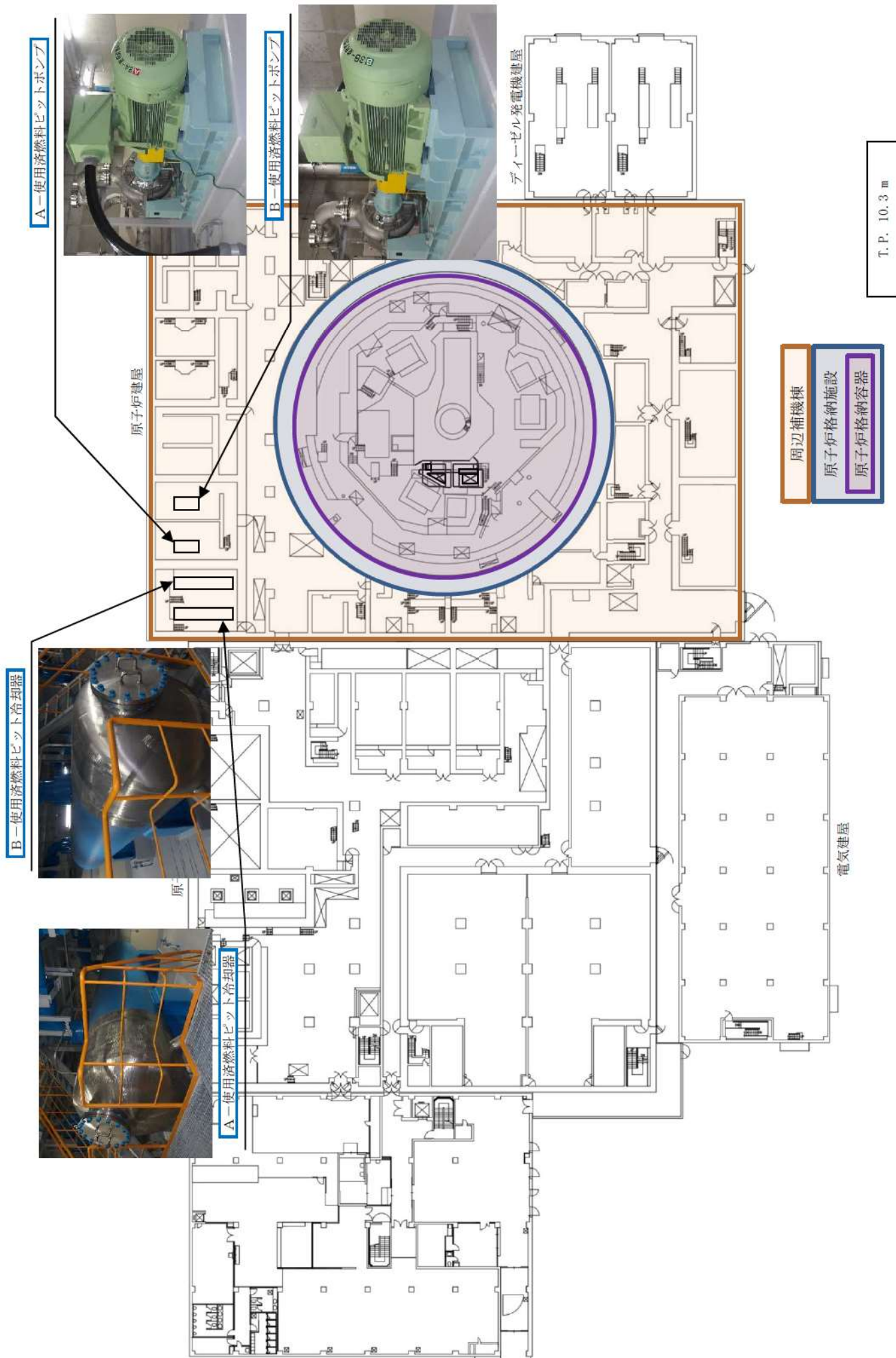
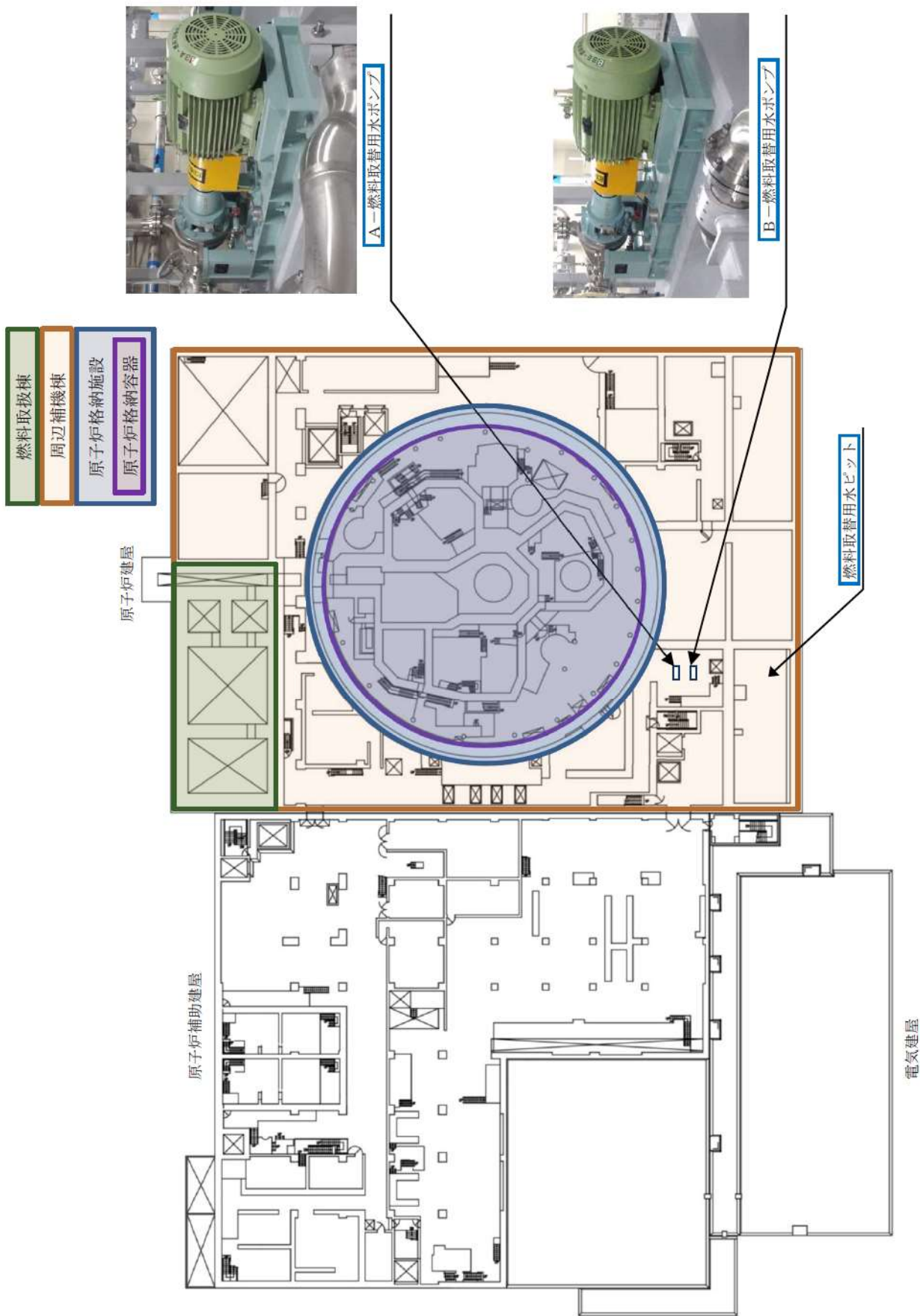


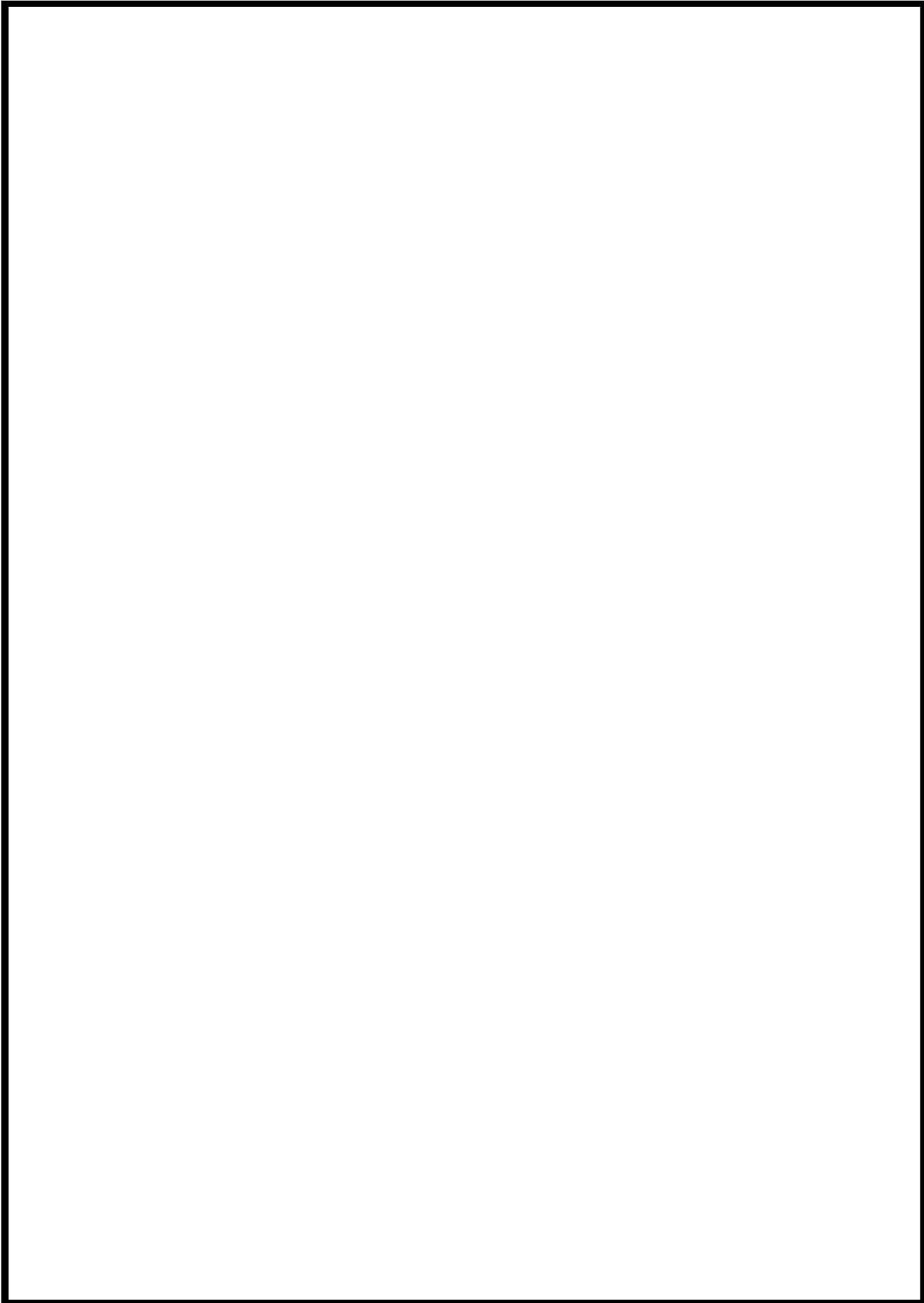
図54-2-6 屋内配置図（設計基準対象施設）



T. P. 24. 8m

図54-2-7 屋内配置図（設計基準対象施設）

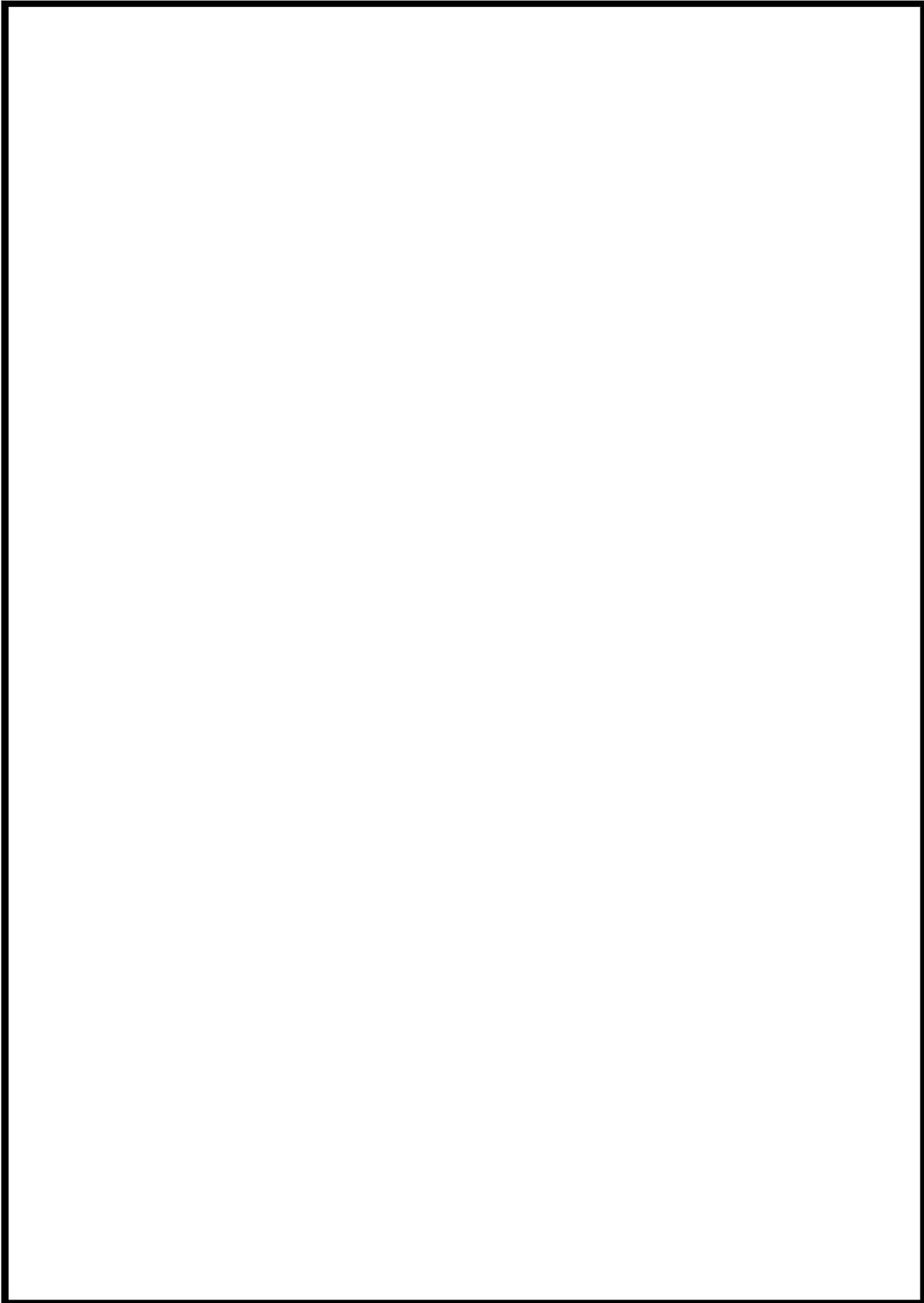
5 4 - 3 試驗・検査説明資料



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



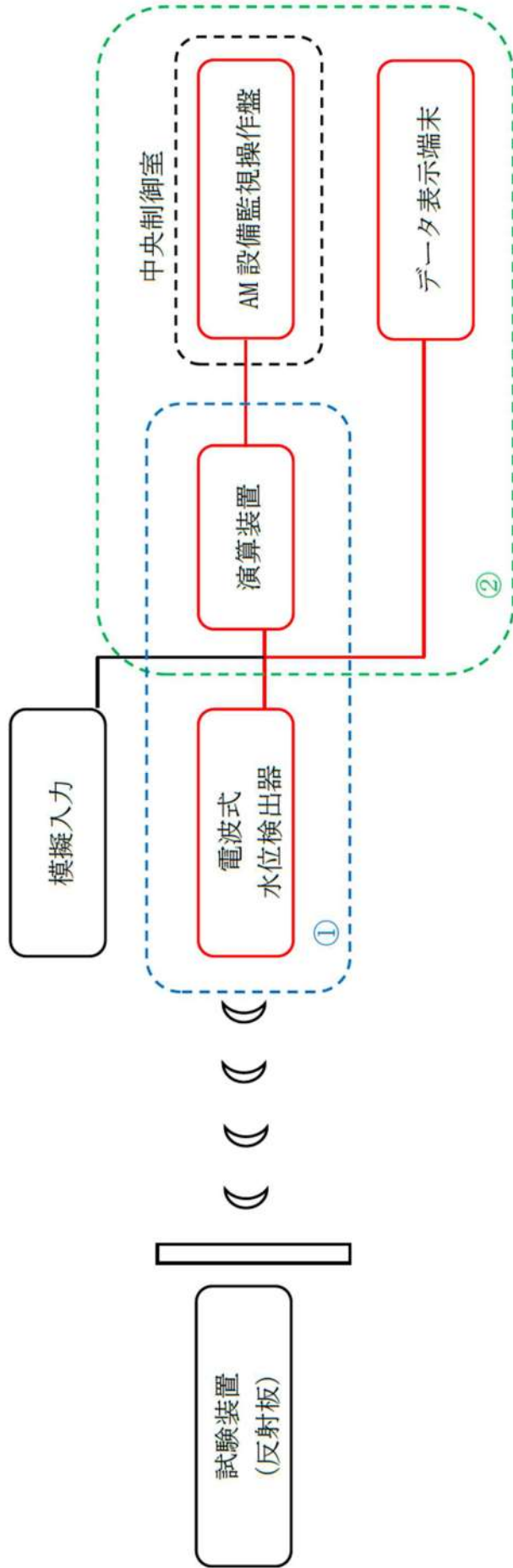
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

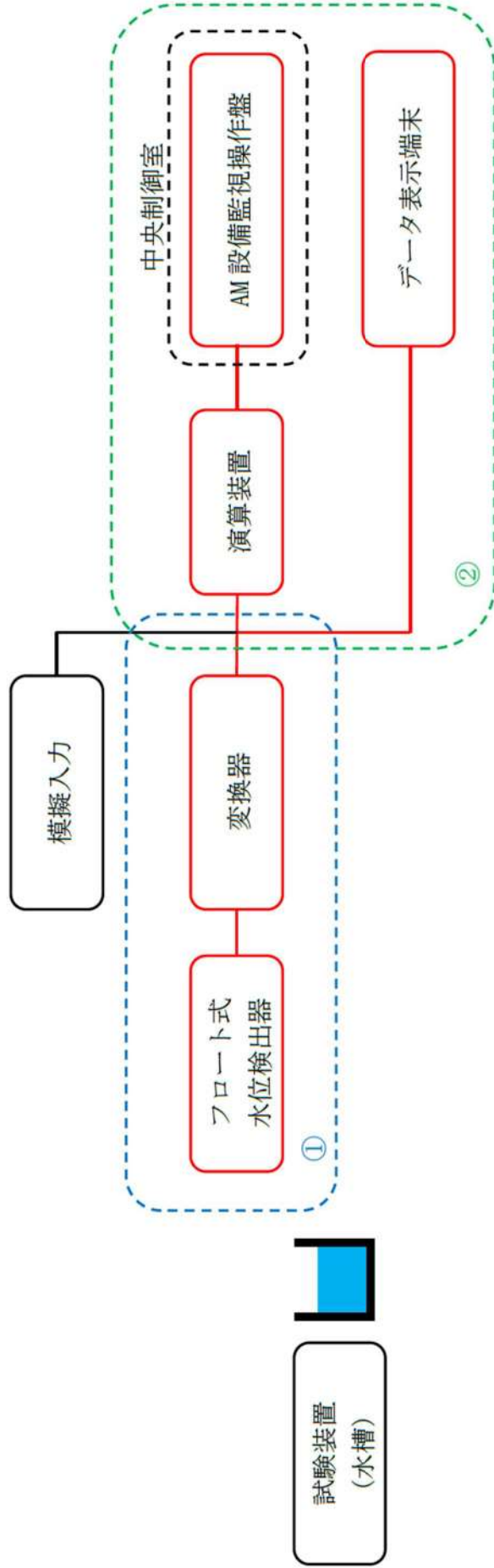


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



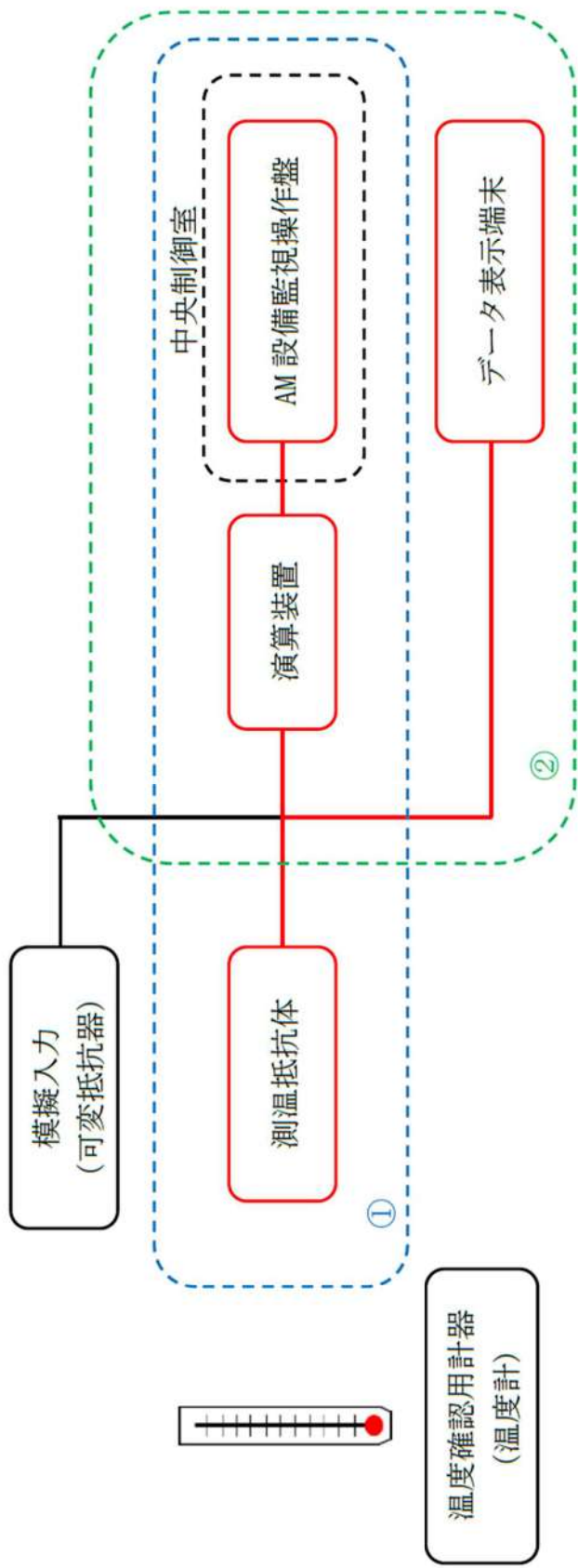
- ①検出器に模擬入力を実施し，計器の校正並びに検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
 ②演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

使用済燃料ピット水位（AM用）



- ①試験装置（水槽）を用いて検出器に模擬入力を実施し，計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施（特性試験）
- ②演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

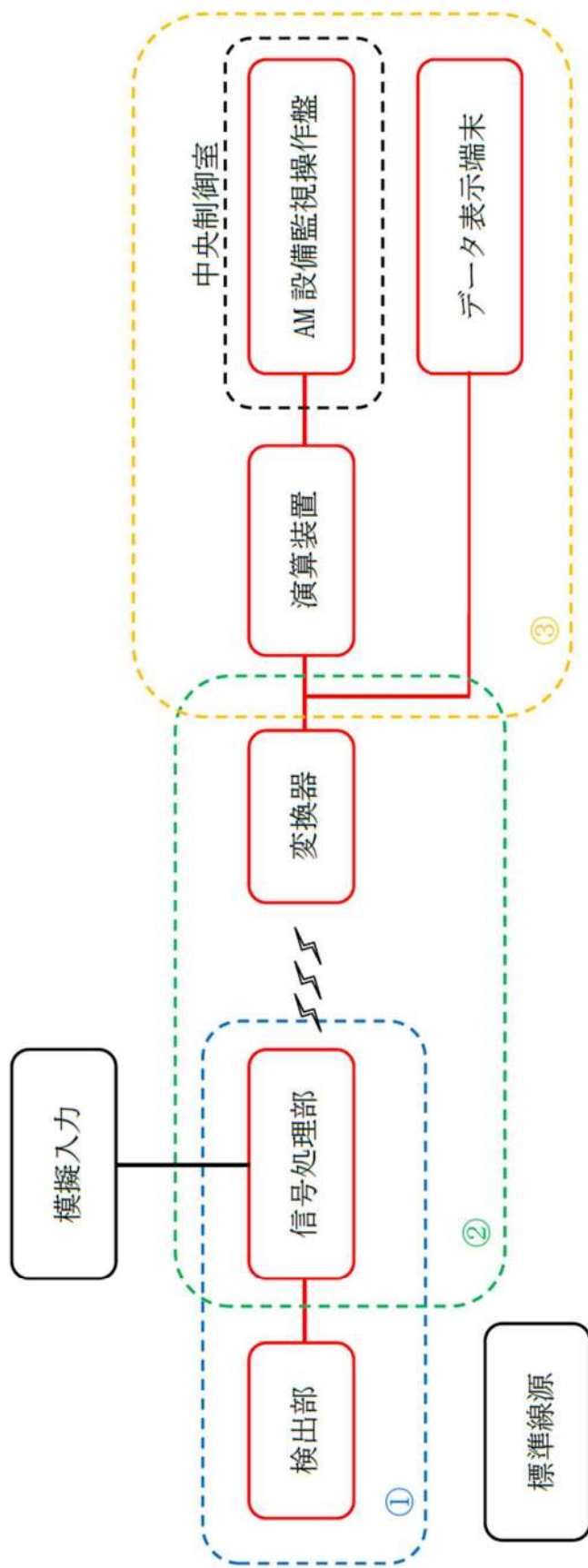
使用済燃料ピット水位（可搬型）



①検出器の温度確認，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）

②演算装置に可変抵抗器を接続し，演算装置から中央制御室（AM設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

使用済燃料ピット温度（AM用）

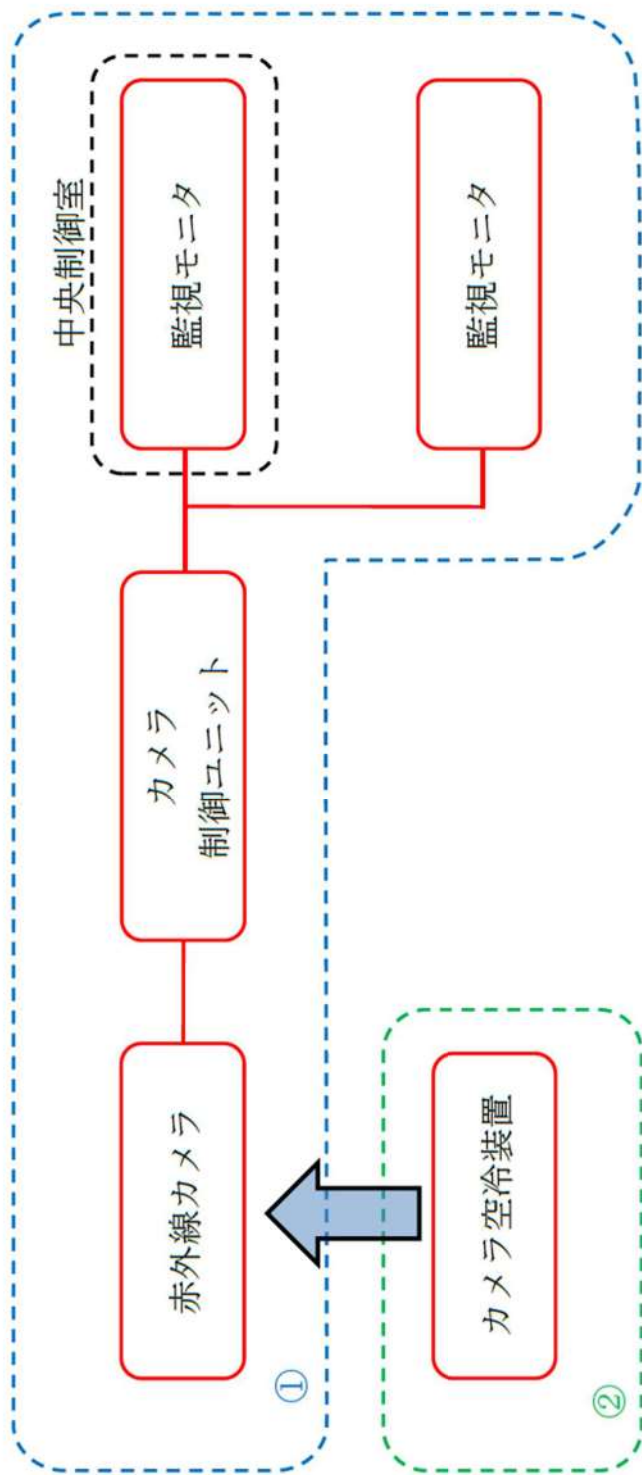


①標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（特性試験）

②信号処理部に模擬入力を実施し、信号処理部から変換器までのループ試験を実施（特性試験）

③演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室（AM 設備監視操作盤）及びデータ表示端末までのループ試験を実施（特性試験）

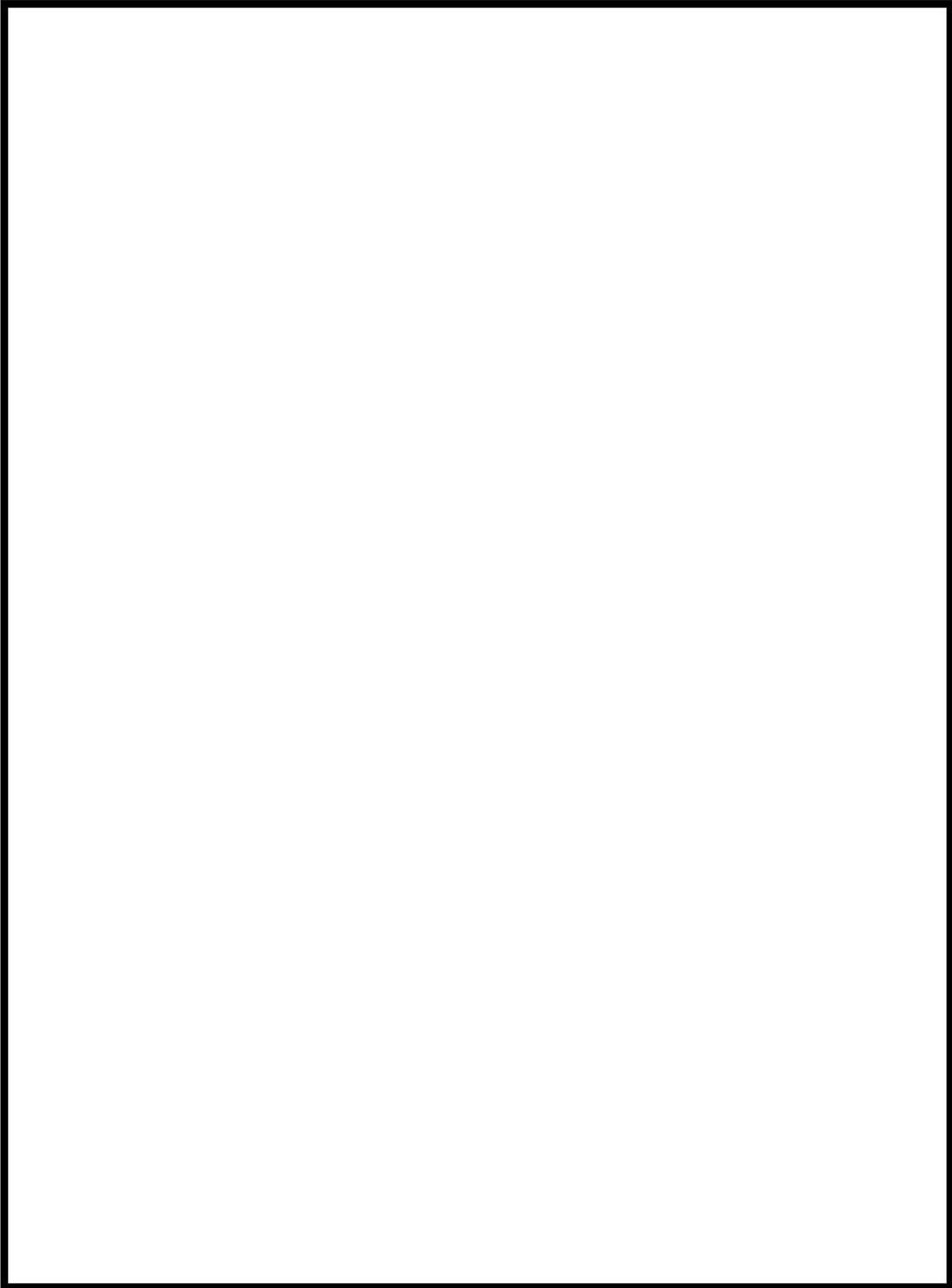
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ




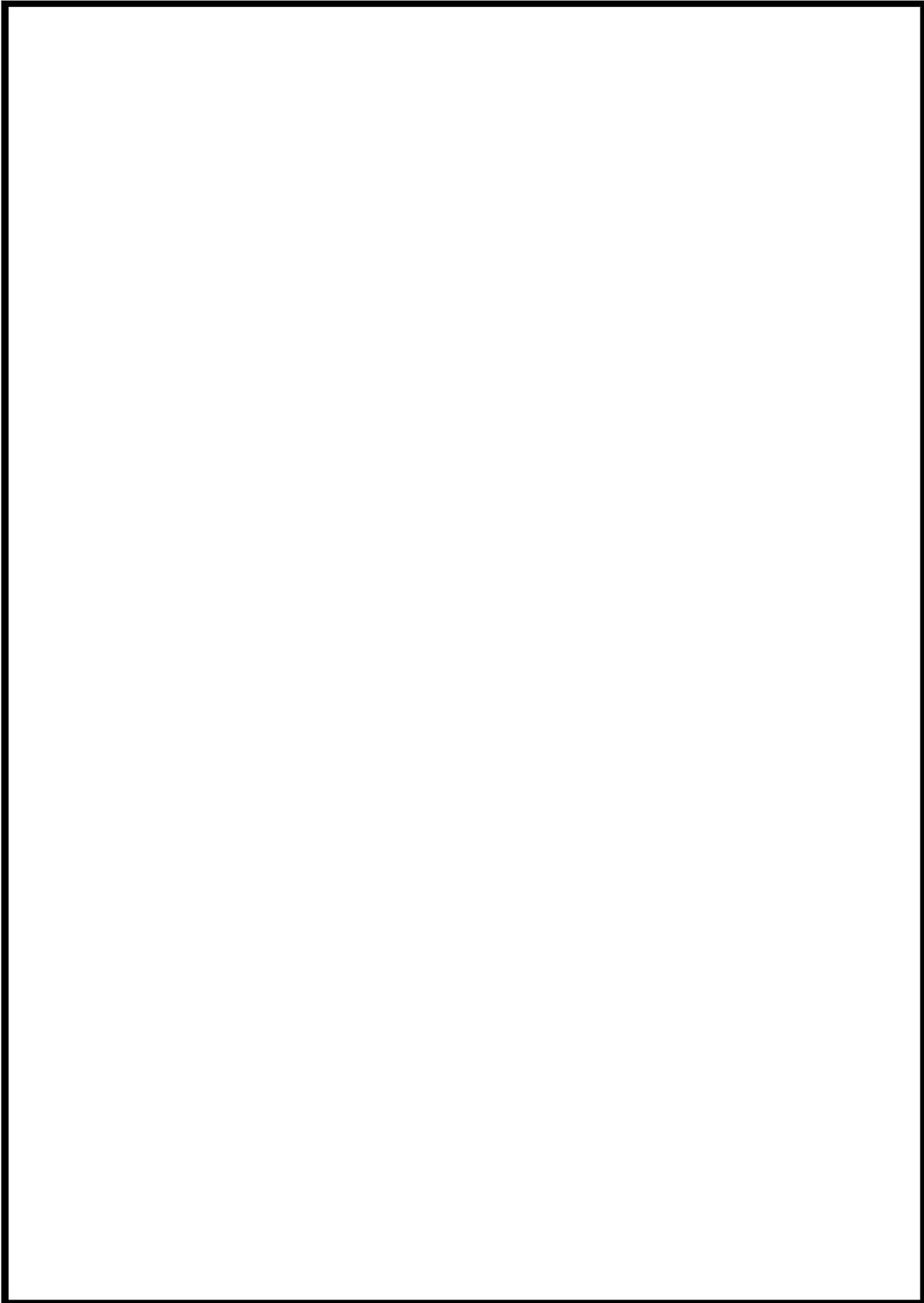
- ①使用済燃料ピット監視カメラの外観確認及び映像確認を実施（機能・性能検査）
- ②使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の外観確認及び性能確認を実施（機能・性能検査）

使用済燃料ピット監視カメラ

（使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置含む）



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 4 - 4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース敷設	周辺補機棟 T. P. 33. 1m	—	—
②	ホース	ホース接続	屋外	—	—
③	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	手動操作	—

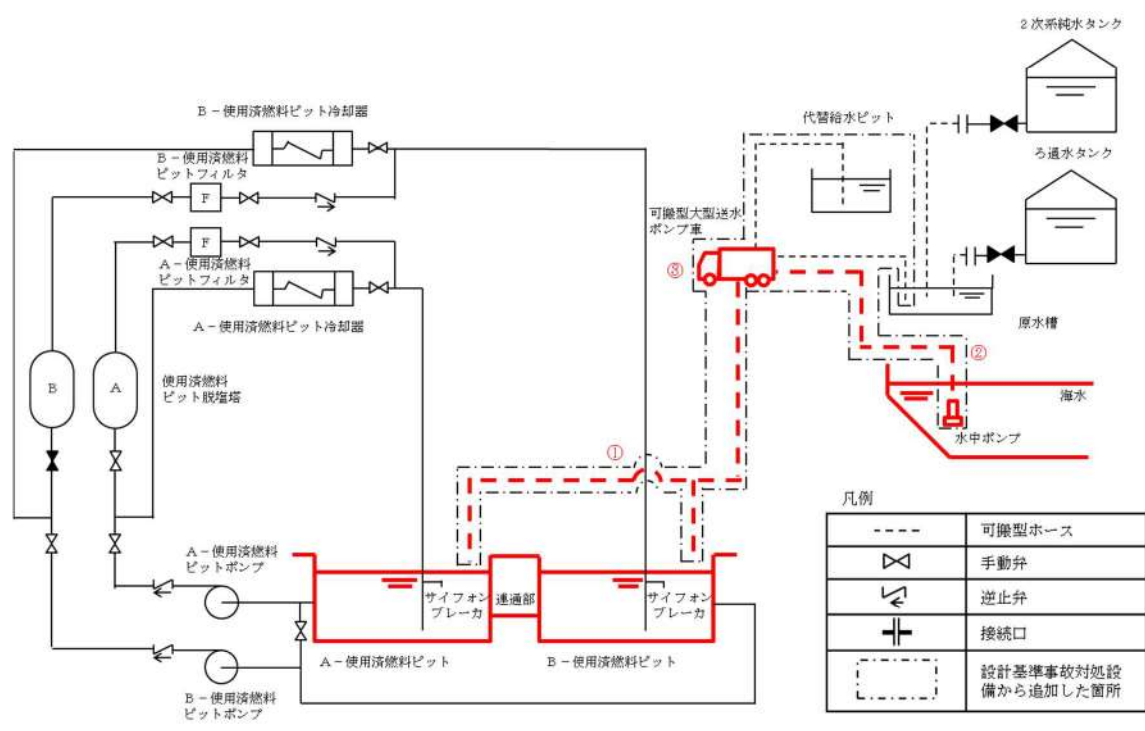


図 54-4-1 使用済燃料ピットへの注水

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース敷設	周辺補機棟 T. P. 33. 1m	—	—
②	ホース	ホース接続	屋外	—	—
③	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	手動操作	—

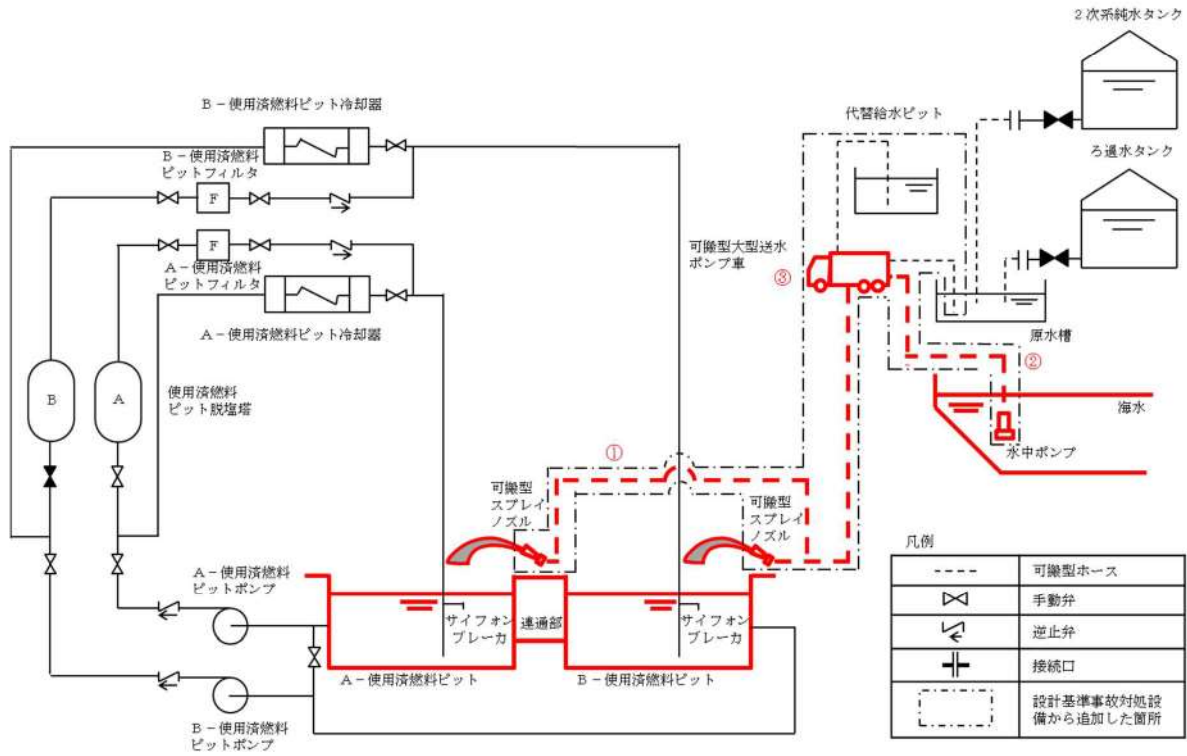


図 54-4-2 使用済燃料ピットへのスプレイ

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	使用済燃料ピット水位（可搬型）	接続	周辺補機棟 T.P. 33. 1m	—	—
②	可搬型エリアモニタ	接続	屋外	接続操作	—
③	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	接続	原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m	スイッチ操作	—
④	S F P 監視カメラ空冷設備空冷装置出口弁	全閉→全開	原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m	スイッチ操作	—
⑤	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	停止→起動	原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m	スイッチ操作	—

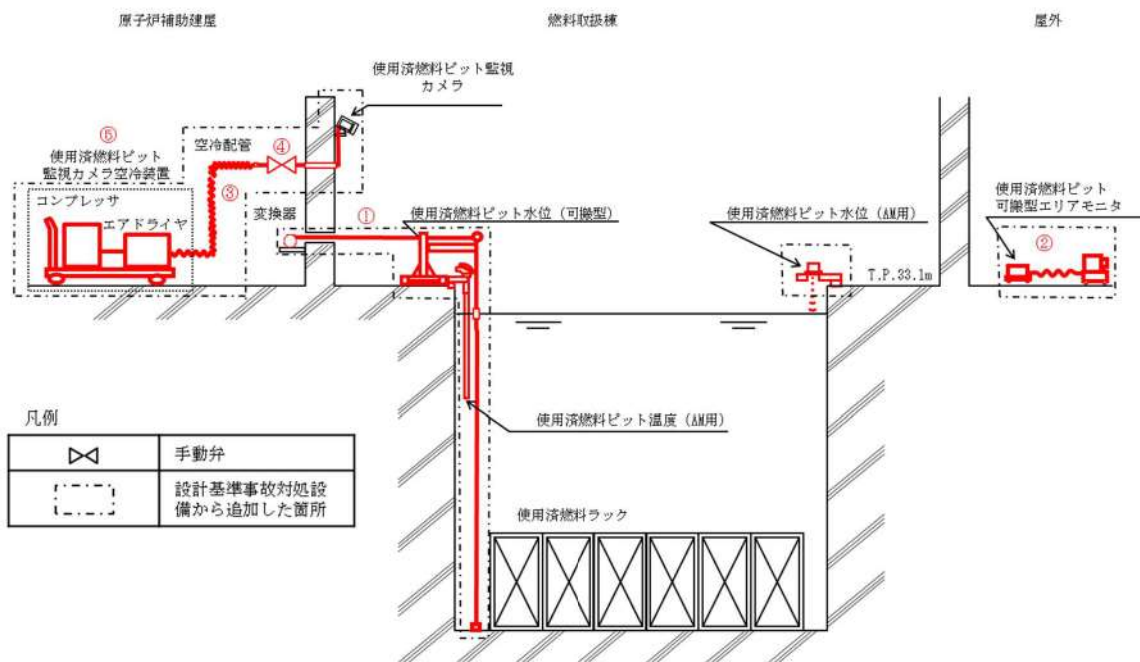


図 54-4-3 使用済燃料ピットの監視

5 4 - 5 容量設定根拠

本資料は、一部、詳細設計中のものも含まれているため、設計の進捗により変更する場合があります。

名 称		可搬型大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□
吐 出 圧 力	MPa	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□以上(□)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	40
個 数	台	4 (6 (予備2))
原 動 機 出 力	kW/個	272

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型注水設備（使用済燃料ピットへの注水）

系統構成は、可搬型注水設備としては海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、可搬型スプレイ設備としては、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制す

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

るために設置する。

系統構成は、重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、海を水源として可搬型大型送水ポンプ車にて送水し、可搬型スプレイノズルを介して燃料取扱建屋へ放水を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための代替格納容器スプレイポンプ等の水源となる燃料取替用水ピット若しくは原子炉へ直接海水等を注水するために設置する。

系統構成は、運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を接続することで、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ海水等を補給し、若しくは格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ直接注水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計

基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するため、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルからの通水により原子炉格納容器内に水を張ることで残存溶融デブリの冷却を行い、原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

これらの系統構成は、1次冷却材喪失事象において格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピット全面へスプレイすることにより使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は原子炉補機冷却水設備への送水とそれ以外の設備への送水のために2台必要であることから、保有数は4台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を分散して保管する。

1. 容量

1.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の容量 \square m³/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピット水の小規模の漏えいによる水位低下について、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合には、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合には、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸発量 \square m³/h) を上回る容量として、 \square m³/h/個以上とする。

1.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の容量 \square m³/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水を行っても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できることを添付資料21「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて確認しており、そのときの容量が \square m³/hであることから \square m³/h/個以上とする。

1.3 代替炉心注水を行う場合の容量 \square m³/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水

\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

時に海水等を原子炉へ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車は設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの代替設備であることから、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.4 燃料取替用水ピットへ補給を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に代替格納容器スプレイポンプの水源となる燃料取替用水ピットへ海水等を供給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、原子炉補機冷却系統を介して高压注入ポンプ、PASS及び格納容器再循環ユニットへ海水等を送水し、各補機類の冷却及び格納容器内を自然対流冷却する設備であることから、高压注入ポンプ、PASSの冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を行うために必要な容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.6 補助給水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち蒸気タービンの附属設備として補助給水ピットへの補給を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、蒸気発生器2次側へ給水する補助給水ポンプの水源である補助給水ピットへ補給する設備であることから、補助給水ポンプの給水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイ時に燃料取替用水ピットへ海水等を補給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車が設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ補給する設備であることから、代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において有効性が確認されている格納容器への注水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

公称値については、本設備は使用済燃料ピットへの注水と燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水と補助給水ピットへの補給、若しくは代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却をそれぞれ1台の可搬型大型送水ポンプ車で同時に供給することがあるため、同時に供給する最大容量である代替補機冷却と格納容器自然対流冷却を行う場合の m³/hを上回る m³/hとする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の吐出圧力 MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへ注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に、同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 MPa以上とする。

2.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の吐出圧力 MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへスプレイする場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損 (スプレイノズル)	約	<input type="text"/> MPa

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.3 代替炉心注水を行う場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.700MPa
静水頭	約	0.124MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.4 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備とし

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

て燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉補機冷却水系統に送水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.275MPa
静水頭	約	0.323MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.6 補助給水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を補助給水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.190MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮し設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力MPaを上回るMPaのポンプとする。

3. 最高使用圧力 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合の圧力は、ポンプ吐出圧力を電氣的に1.6MPaに制限していることから、その制限値である1.6MPaとする。

4. 最高使用温度 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合の温度は、水源である海水の温度 ^(注2)が40℃を下回るため40℃とする。

5. 原動機出力

可搬型大型送水ポンプ車の原動機出力は、流量m³/h時の軸動力を基に設定する。

可搬型大型送水ポンプ車の流量がm³/h、吐出圧力がMPa、そのときの同ポンプの必要軸動力は、メーカー設定値よりkW/個とする。

(注1) 重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合の圧力及び温度を記載する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

以降の重大事故等時の最高使用圧力及び最高使用温度についても同様の記載とする。

(注2) 海水の温度は、外気の温度である原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す泊発電所における最高の月平均気温である8月の約25.6℃（寿都特別地域気象観測所24.5℃、小樽特別地域気象観測所25.6℃）を下回る。

参考 可搬型大型送水ポンプ車付属水中ポンプの揚程について

可搬型大型送水ポンプ車は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の送水ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している吐出圧力は、送水ポンプ（送水側）によるものであることから、ここでは、可搬型大型送水ポンプ車付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、送水ポンプに送水できることを示す。

可搬型大型送水ポンプ車は、動力消防ポンプ車の技術上の規格を定める省令（自治省令 24 号）に準拠して製造されており、水中ポンプを用いず吸水（大気圧のみで水を吸い上げる）することが可能である。可搬型大型送水ポンプ車は、同省令第 21 条（ポンプの放水性能試験）で定める放水性能試験にて、吸水高さ 3m の状態において定格容量を満足することを確認している。

注水設備及び除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、取水水面と送水ポンプ吸込み口の高低差が最大となる 3 号炉取水ピットスクリーン室から送水ポンプへ取水する時でも、付属の水中ポンプを用いることにより最大取水量を満足する設計としている。

放水性能試験時及び水中ポンプを用いた 3 号炉取水ピットスクリーン室からの最大取水時の有効吸込み水頭を第 1 表に示す。

第 1 表に示すとおり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭 に対し、水中ポンプの定格揚程、最大取水時における取水ラインホースの圧力損失、取水水面と送水ポンプ吸込み口の高低差等を考慮した場合の有効吸込み水頭は であり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭を上回っていることから、水中ポンプから送水ポンプへの送水が可能である。

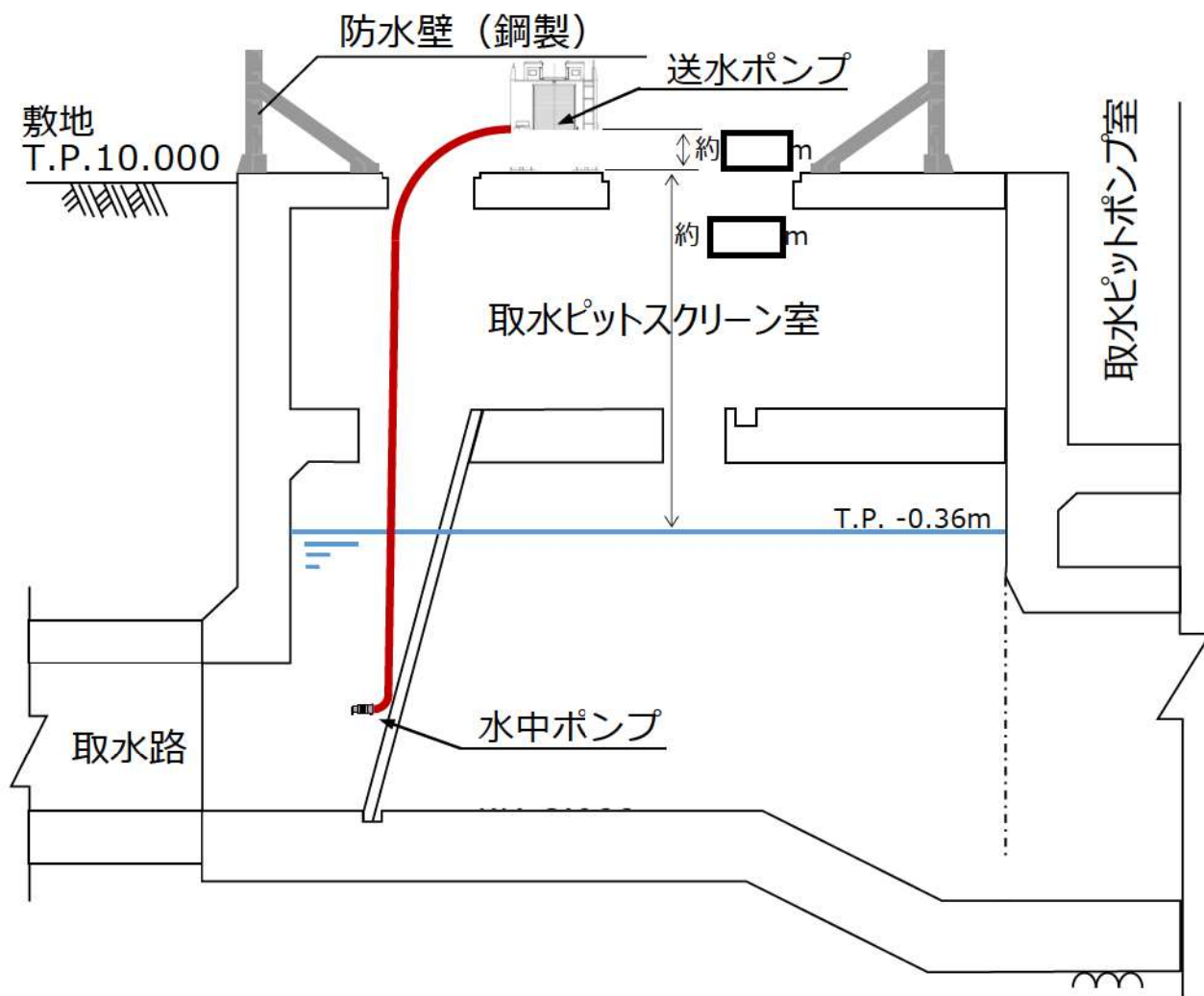
なお、水中ポンプは、水面下約 5m に吊り下げられることから引き津波を考慮しても運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、送水ポンプへ送水可能である。

第1表 取水場所で供給可能な吸込み水頭

取水方法	取水場所	取水量 [m ³ /h]	取水水面と送水 ポンプ吸込み 口の高低差 [m]	ホースの 圧力損失 [m]	水中ポンプの 定格揚程 [m]	大気圧 [m]	飽和蒸気圧力* [m]	有効吸込み水頭 [m]
吸水	-	300	3	<input type="text"/>	-	10.3	0.08 (水温5℃の値)	<input type="text"/>
付属水中 ポンプ	3号炉取水ピット スクリーン室	187.5	<input type="text"/>	<input type="text"/>	10	10.3	0.76 (水温40℃の値)	<input type="text"/>

*放水性能試験における水温の規定はないため、安全側に飽和蒸気圧力を設定している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1図 可搬型大型送水ポンプ車の3号炉取水ピットスクリーン室上部配置図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 4 - 5 容量設定根拠「可搬型スプレイノズル」

(1) 使用済燃料ピットへの必要スプレイ流量について

可搬型大型送水ポンプ車等による使用済燃料ピットへの注水によっても使用済燃料ピット水位を維持できないような規模の漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料ピットスプレイ手順について、使用済燃料ピット内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

a. 評価条件

- ・使用済燃料ピット内の冷却水が流出して燃料が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- ・スプレイ水の温度は保守的に見積っても 40℃程度であるが、顕熱冷却による効果は考慮せずに飽和水（大気圧下）と仮定する。
- ・想定する崩壊熱は、定期事業者検査中（全炉心燃料取出し後）と出力運転中（定期事業者検査終了直後）の2ケースを評価する。（使用済燃料ピットの有効性評価と同一の発熱量）

第2表 泊発電所3号炉 崩壊熱評価条件^{※1}

	泊発電所3号炉		
	3号炉燃料		1号及び2号炉燃料
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	ウラン燃料	ウラン燃料
燃焼条件	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： <ul style="list-style-type: none"> 3回照射燃料 45,000Mwd/t 2回照射燃料 35,000Mwd/t^{※2} 1回照射燃料 15,000Mwd/t ・Pu含有率： <ul style="list-style-type: none"> 4.1wt%濃縮ウラン相当 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： <ul style="list-style-type: none"> 3回照射燃料 55,000Mwd/t 2回照射燃料 36,700Mwd/t 1回照射燃料 18,300Mwd/t ・ウラン濃縮度： <ul style="list-style-type: none"> 4.8wt% 	
運転期間	13ヶ月	同左	同左
停止期間（定期事業者検査での停止期間）	30日	同左	同左
燃料取出期間	7.5日	同左	2年冷却後輸送

※1：泊発電所3号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請（平成21年3月申請）安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件

※2：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、2回照射で取り出されることも想定され、その場合は燃料有効活用の観点から、取出し時の燃焼度が30GWd/tを超えることも考えられることから、2回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃焼度は最高燃焼度の2/3である30GWd/tより高めの35GWd/tに設定している。なお、安全審査等での評価に用いたウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心における2回照射取出ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃焼度の最高値は34.2GWd/tであり、35GWd/tに包絡される。

第3表 泊発電所3号炉 燃料取出スキーム（燃料取出直後）

取出燃料	3号炉燃料						1号及び2号炉燃料			
	冷却期間		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	冷却期間	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	冷却期間	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	7.5日	16体	0.978	39体	1.712	—	—	—	—	—
今回取出	7.5日	16体	1.110	39体	1.855	—	—	—	—	—
今回取出	7.5日	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 1 + 7.5日	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 2 + 7.5日	※1	0.088	39体	0.127	2年	40体 × 2	0.256	40体 × 2	0.168
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 3 + 7.5日	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日) × 1 + 2年	40体 × 2	0.168	40体 × 2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 4 + 7.5日	※1	0.053	39体	0.064	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 5 + 7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 6 + 7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 7 + 7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 59 + 7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 60 + 7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 61 + 7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	1,008体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424	160体	0.424
合計	取出燃料体数 ^{※2}	1,441体		崩壊熱		11.508MW				

※1：2回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料8体，3回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料8体

※2：泊発電所3号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は1,440体

第4表 泊発電所3号炉 燃料取出スキーム（定期事業者検査終了直後）

取出燃料	3号炉燃料						1号及び2号炉燃料			
	冷却期間		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 1 + 30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 2 + 30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256	—	—
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 3 + 30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日) × 1 + 2年	40体×2	0.168	—	—
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 4 + 30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 5 + 30日	※1	0.049	—	—	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 6 + 30日	※1	0.047	—	—	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 7 + 30日	※1	0.045	—	—	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 59 + 30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 60 + 30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 61 + 30日	8体	0.013	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	160体	0.424	—	—
合計	取出燃料体数※	1,339体		崩壊熱		5.122MW				

※1：2 回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8 体、3 回照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8 体

※2：泊発電所 3 号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は 1,440 体

b. 評価式

使用済燃料ピット内燃料体の崩壊熱を除去するために必要なスプレイ流量は、使用済燃料ピット内燃料体の崩壊熱 Q [kW] によるスプレイ水の蒸発水量 $\Delta V/\Delta t$ [m³/h] に等しいとして、下式で計算した。

$$\Delta V/\Delta t [\text{m}^3/\text{h}] = Q [\text{kW}] \times 3,600 / (\rho [\text{kg}/\text{m}^3] \times h_{fg} [\text{kJ}/\text{kg}]) \quad \text{※1}$$

ρ (飽和水密度) : 958 [kg/m³]^{※2}

h_{fg} (飽和水蒸発潜熱) : 2,256.5 [kJ/kg]^{※3}

Q (使用済燃料ピット内燃料体の崩壊熱) : 11,508 [kW]^{※4} (停止時最大値)

※1: $(\rho \times \Delta V)$ [kg] の飽和水が蒸気になるための熱量は $h_{fg} \times (\rho \times \Delta V)$ [kJ] で、使用済燃料の Δt 時間当たりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。

なお、スプレイ水は保守的に大気圧下での飽和水 (100°C) として評価している。

※2: 物性値の出典 国立天文台編 2011 年「理科年表」

※3: 1999 日本機械学会蒸気表

※4: 燃料取出スキーム (第 3 表及び第 4 表) 参照

c. 評価結果

泊発電所 3 号炉において、必要な使用済燃料ピットスプレイ流量を第 5 表に示す。

第 5 表 泊発電所 3 号炉において必要な使用済燃料ピットスプレイ流量

	泊 3 号炉	
	定期事業者検査中 (全炉心燃料取出し後)	出力運転中 (定期事業者検査終了直後)
崩壊熱	11.508 [MW]	5.122 [MW]
必要なスプレイ流量	約 19.16 [m ³ /h]	約 8.53 [m ³ /h]
	約 84.4 [gpm]	約 37.6 [gpm]

d. まとめ

使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで燃料を貯蔵した場合を想定した厳しい条件でも、当該の燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 19.16m³/h である。

泊発電所 3 号炉で配備している可搬型スプレイ設備 (可搬型スプレイノズル 2 台、可搬型大型送水ポンプ車等) により、上記流量及び NEI 06-12 で要求されるスプレイ流量 (200gpm=約 45.4m³/h) を上回る約 120m³/h を確保可能である。(可搬型大型送水ポンプ車は 2 セット以上、可搬型スプレイノズルは 1 セット以上を配備している。)

(2) 可搬型スプレイノズルの放水範囲について

本項は、2台の可搬型スプレイノズルで使用済燃料ピット全域にスプレイできることを示すものである。(可搬型スプレイノズルは予備を含め計4台を配備している。)

a. 放水角度の設定範囲

可搬型スプレイノズルの放水角度は、縦方向に $10^{\circ} \sim 45^{\circ}$ の任意の角度(仰角)に設定することが可能である。また、横方向については、可搬型スプレイノズル内に水が流れることにより、 $\pm 10^{\circ}$ 、 $\pm 15^{\circ}$ 、 $\pm 20^{\circ}$ の角度でノズルが旋回し、広範囲にスプレイすることが可能である。(旋回させないことも可能)

なお、ノズルの設定変更により、噴霧状態から直線状態まで放水状態を変更することが可能である。

b. 放水範囲

放水試験を実施し、放水範囲の確認を行っている。

(a) 試験条件

- ・放水角度(仰角)： 30°
- ・旋回角度： $\pm 20^{\circ}$
- ・流量： $60\text{m}^3/\text{h}$
- ・試験時間：1分間
- ・直径約22cmのバケツを並べ放水量を確認

(b) 試験結果

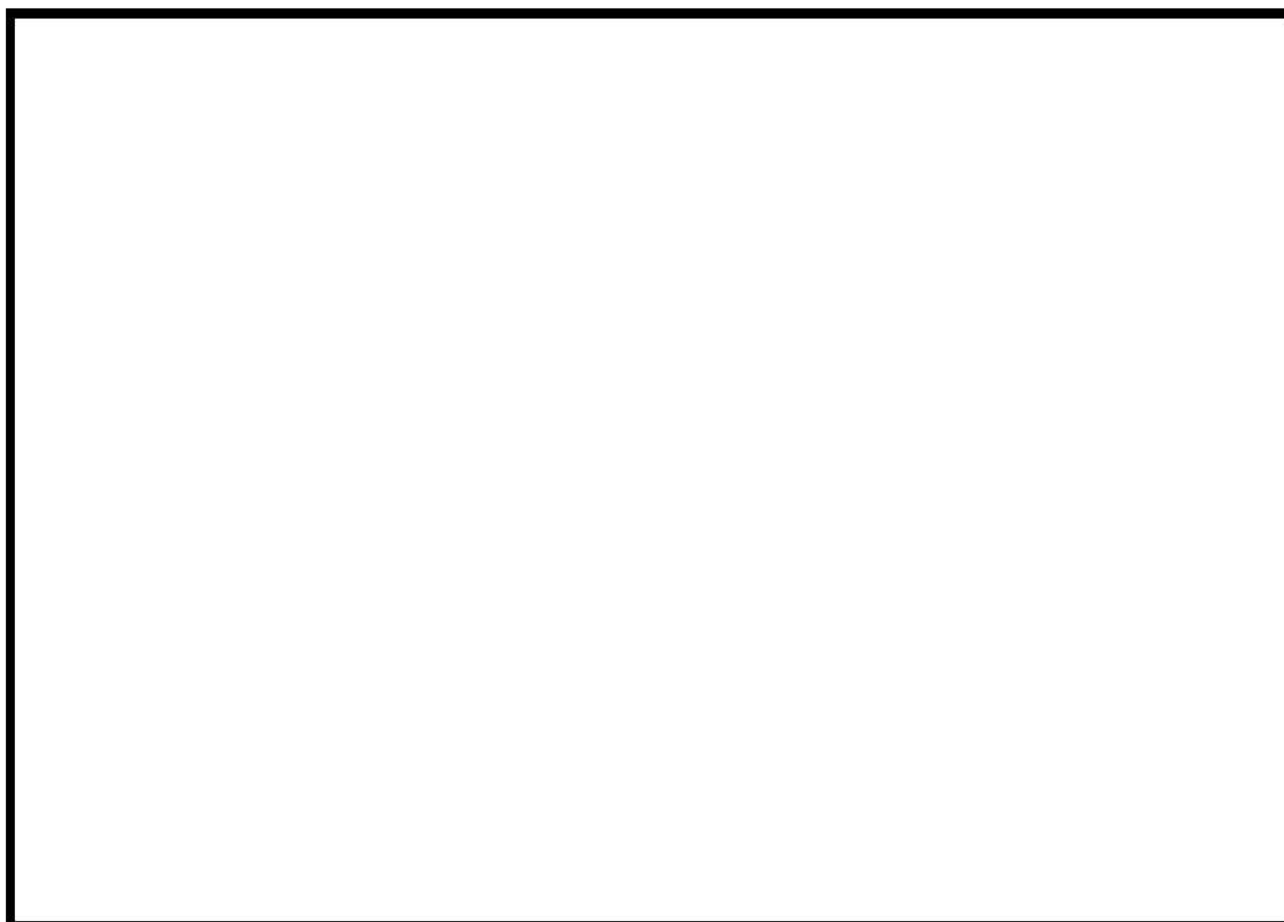
旋回させない状態で飛距離を約15mになるよう設定した後、旋回状態にした場合の分布範囲を第10図に示す。




第10図 可搬型スプレイノズル放水範囲

(c) 使用済燃料ピットへの放水範囲

可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへの放水試験の結果から、2台の可搬型スプレイノズルを使用して、使用済燃料ピットへスプレイする場合の放水範囲を第11図に示す。第11図に示すとおり、2箇所から放水することにより使用済燃料ピット全域に放水することが可能である。



第11図 使用済燃料ピットへのスプレイ範囲

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 使用済燃料ピットから漏えい発生時の遮蔽設計基準到達時間について

故意による大型航空機の衝突等により、使用済燃料ピットが大規模に損壊し大量の漏えいが発生した場合を想定して、米国における NEI 06-12 (B. 5. b 対応ガイド) では、使用済燃料ピットへのスプレイ能力として 200gpm ($\approx 45.4\text{m}^3/\text{h}$) 以上を要求している。

仮に、使用済燃料ピットから NEI 06-12 におけるスプレイ能力 200gpm の漏えいが発生している想定とした場合、燃料取扱棟内の遮蔽設計基準 (0.15mSv/h) を満足させるための水位 (以下「遮蔽水位」という。) として、泊 3 号炉では燃料頂部より 4.25m を確保できれば良いことから、通常運転水位から遮蔽水位までには 3.3m 分の漏えい (525m^3) 分の時間的余裕がある。(より厳しい条件として、隣接する燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルが切り離された状況を想定して評価する。)

崩壊熱による蒸発水量 (約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$) を加味した場合においても、遮蔽水位到達までの時間は約 8.1 時間となる。(燃料頂部が露出するまでには、さらに 4.25m の水位がある。)

この間の現実的な対応として、まずは短時間で準備可能な常設設備を活用した注水により水位低下の緩和を図り、その後、可搬型大型送水ポンプ車等による外部からの注水を並行して実施することにより水位の維持を試みる。

なお、可搬型スプレイ設備の設置作業については、約 2 時間で実施可能であることから、線量率を考慮しても、十分な時間的余裕のある対応が可能である。

5 4 - 5 容量設定根拠「使用済燃料ピット監視計器」

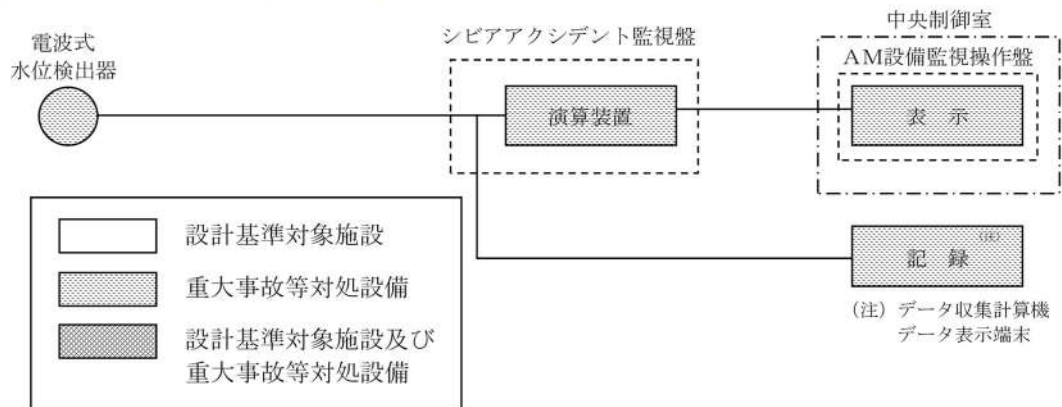
使用済燃料ピット水位（AM用）

1. 設置目的

使用済燃料ピットの水位について、使用済燃料ピットに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料ピット水位（AM用）を設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット水位（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電波式水位検出器にて水位を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（AM用）として中央制御室に表示し、記録する。（「第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照。）



第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット水位（AM用）の仕様を第1表に、計測範囲を第2表に示す。

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット水位（AM用）	電波式水位検出器	T. P. 25. 24～32. 76m	2	燃料取扱棟

第1表 使用済燃料ピット水位（AM用）の仕様

第2表 使用済燃料ピット水位（AM用）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む。)	重大事故等時	
使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P. 25.24m～ T.P. 32.76m	T.P. 32.66m	—	T.P. 31.31m	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。

(注1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

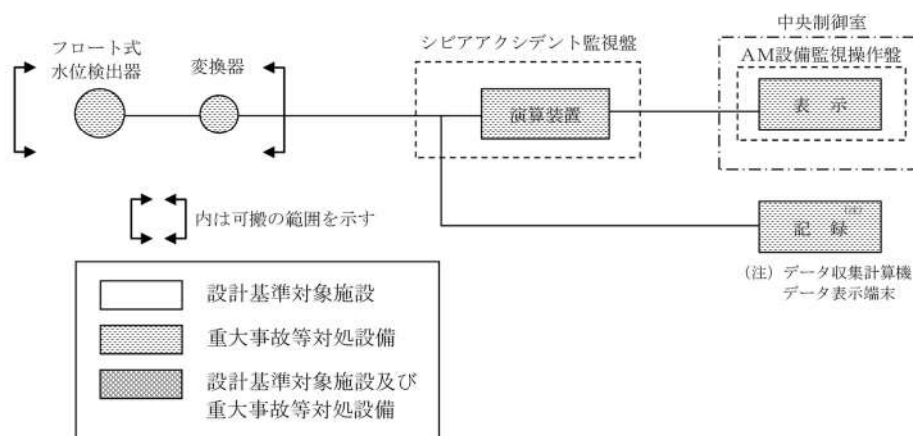
使用済燃料ピット水位（可搬型）

1. 設置目的

使用済燃料ピットの水位について、使用済燃料ピットに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料ピット水位（可搬型）を保管及び設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロート式水位検出器の使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（可搬型）として中央制御室に表示し、記録する。（「第2図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図」参照。）



第2図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット水位（可搬型）の仕様を第3表に、計測範囲を第4表に示す。

第3表 使用済燃料ピット水位（可搬型）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット水位（可搬型）	フロート式水位検出器	T. P. 21. 30～32. 76m	2	燃料取扱棟（燃料取扱棟及び周辺補機棟 T. P. 33. 1m に保管）

第4表 使用済燃料ピット水位（可搬型）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む。)	重大事故等時	
使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T. P. 21. 30m～ T. P. 32. 76m	T. P. 32. 66m	—	T. P. 31. 31m	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。

(注1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

使用済燃料ピット温度（AM用）

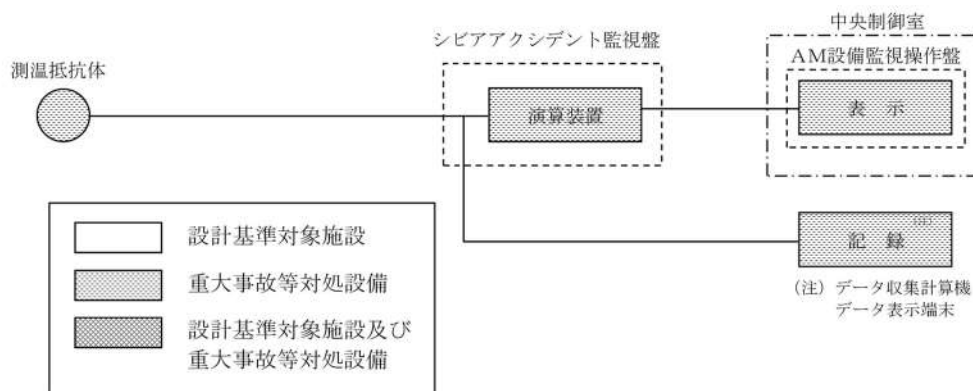
1. 設置目的

使用済燃料ピットの水温について、使用済燃料ピットに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料ピット温度（AM用）を設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット温度（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。

検出した抵抗値は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度（AM用）として中央制御室に表示し、記録する。（「第3図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照。）



第3図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット温度（AM用）の仕様を第5表に、計測範囲を第6表に示す。

第5表 使用済燃料ピット温度（AM用）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット温度（AM用）	測温抵抗体	0～100℃	2	燃料取扱棟

第6表 使用済燃料ピット温度（AM用）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む。)	重大事故等時	
使用済燃料ピット温度 (AM用)	0～100℃	52℃以下	—	0～100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ピットの温度を監視可能。

(注1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

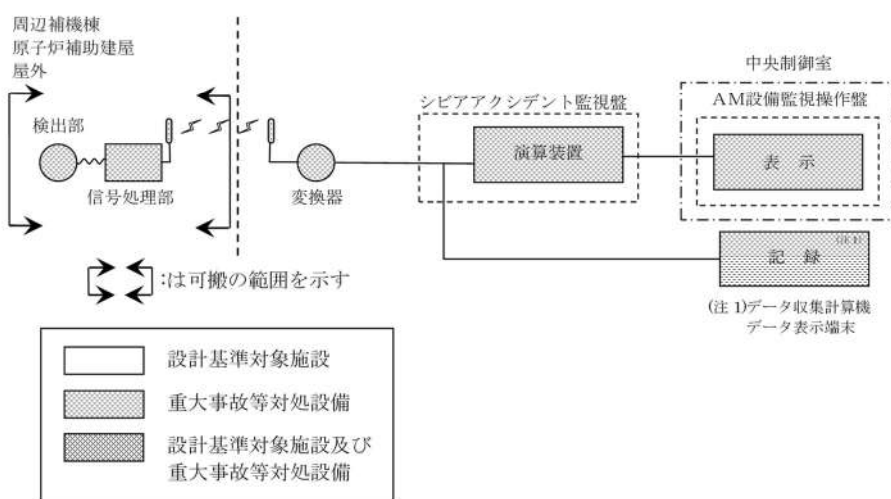
1. 設置目的

使用済燃料ピット上部の放射線量率について、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを保管及び設置する。

2. 設備概要

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、半導体式検出器及びNaI (Tl) シンチレーション検出器にて放射線量率をパルス信号として検出する。

検出したパルス信号は、無線伝送先である変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。（「第4図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照。）



第4図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

3. 計測範囲

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの仕様を第7表に、計測範囲を第8表に示す。

第7表 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	半導体検出器 NaI(Tl)シンチレーション検出器	10nSv/h～ 1,000mSv/h	1	周辺補機棟 T.P. 33. 1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m 又は屋外 (周辺補機棟 T.P. 33. 1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m に保管)

第8表 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^(注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む。)	重大事故等時	
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	10nSv/h～ 1,000mSv/h	—	—	1,000mSv/h 以下	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (2.6 μSv/h～1,000mSv/h) にわたり放射線量率を監視可能。 ^(注2)

(注1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

(注2) 放射線量率の1,000mSv/hは、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置箇所における放射線量率の最大値(約 $1 \times 10^8 \mu\text{Sv/h}$)を鉛遮蔽によって減衰させた後の値。

5 4 - 6 単線結線図

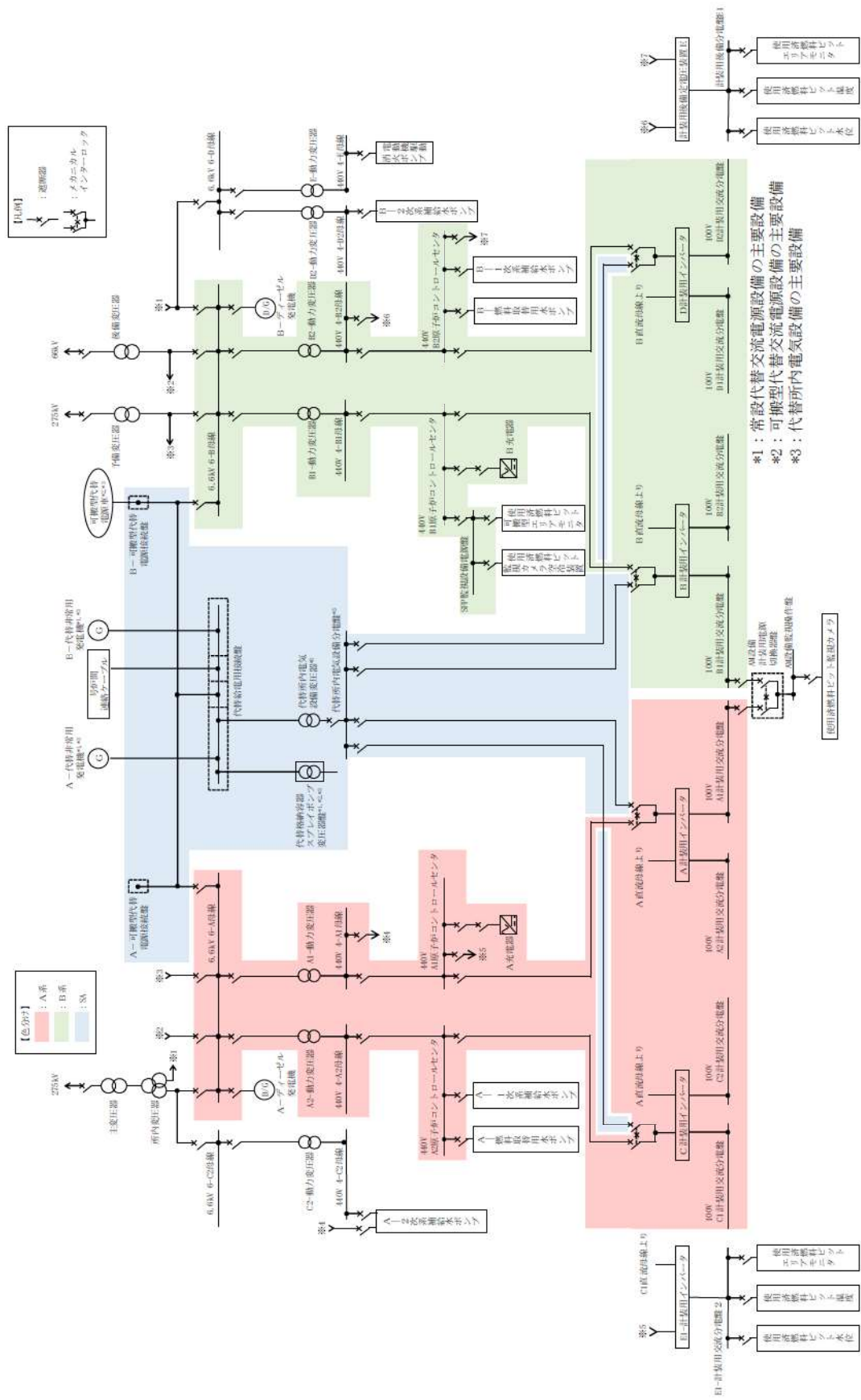


図 5 4 - 6 - 1 交流電源単線結線図

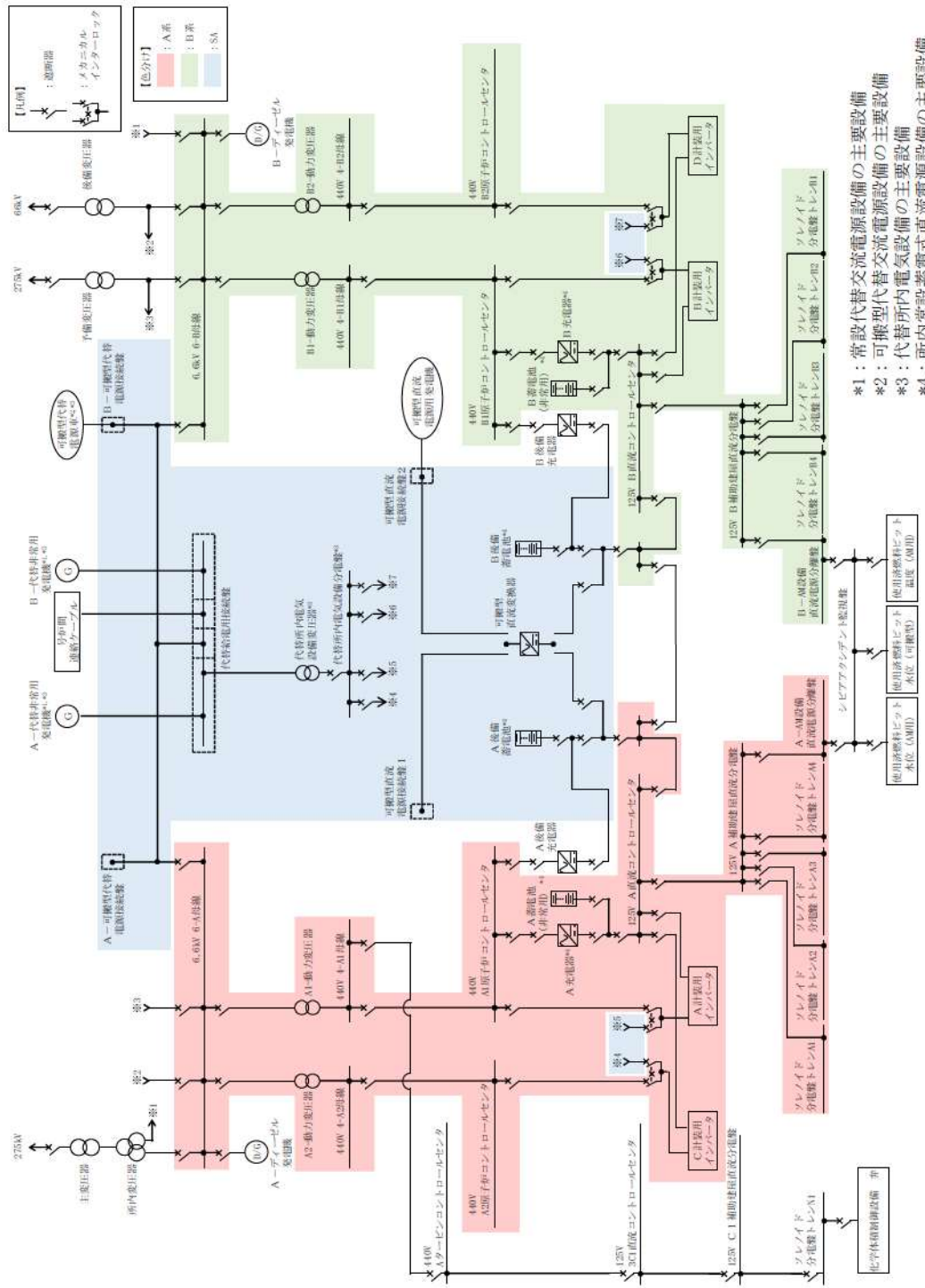


図 5-4-6-2 直流電源単線結線図

5 4 - 7 接続図

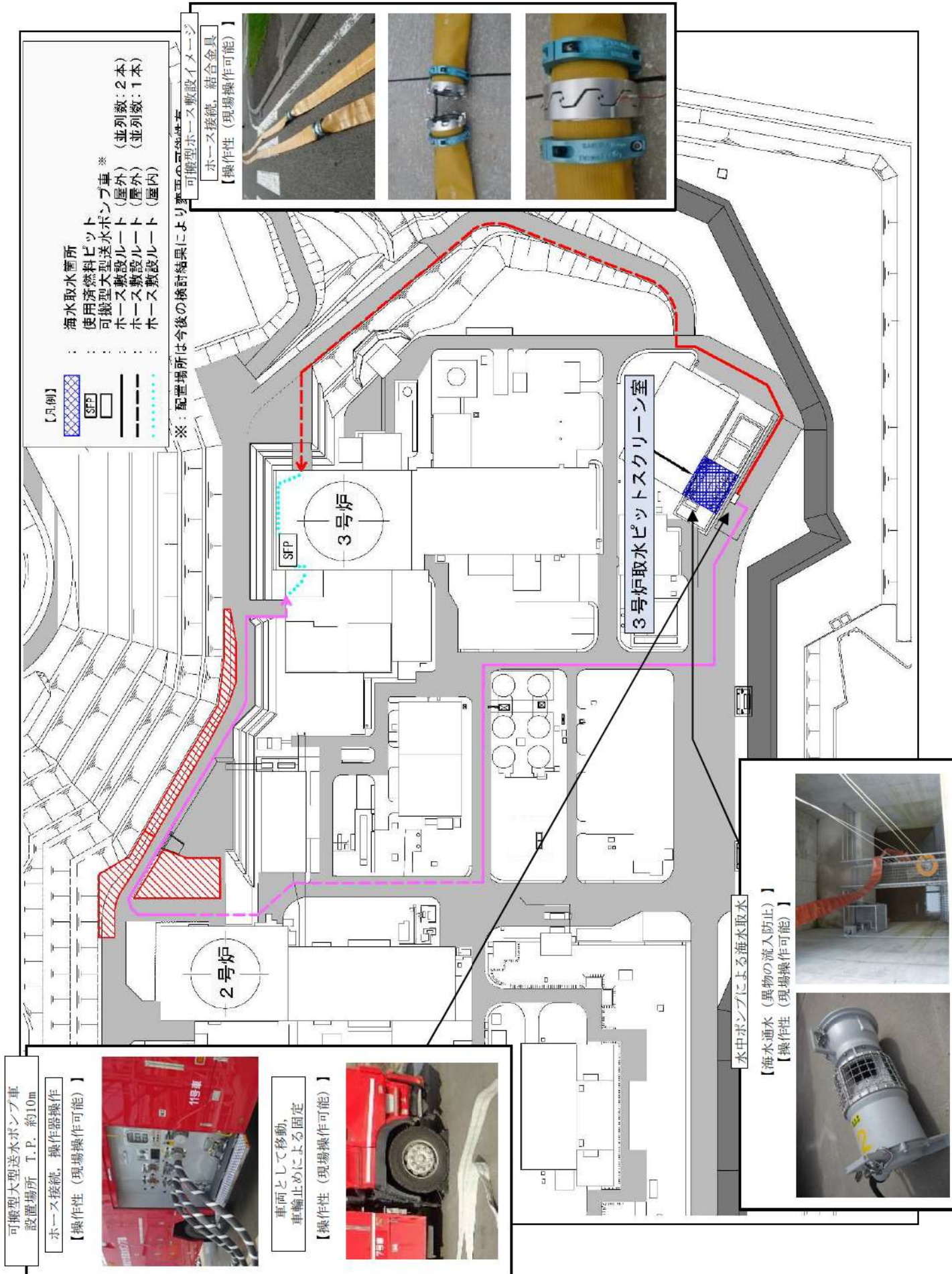



図54-7-1 接続図 (使用済燃料ピットへの注水 (1/2))

図54-7-2 接続図（使用済燃料ピットへの注水（2／2））

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

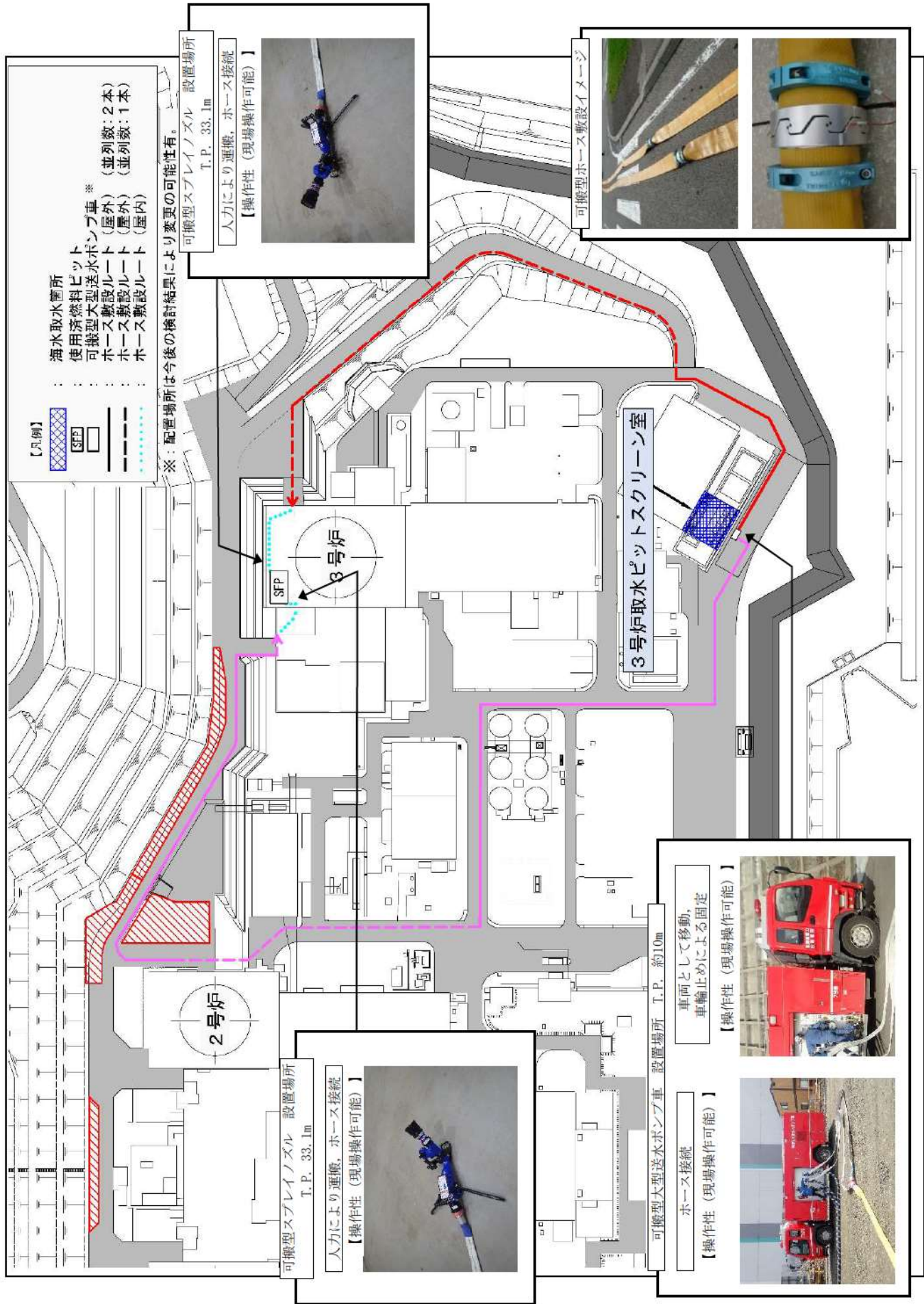
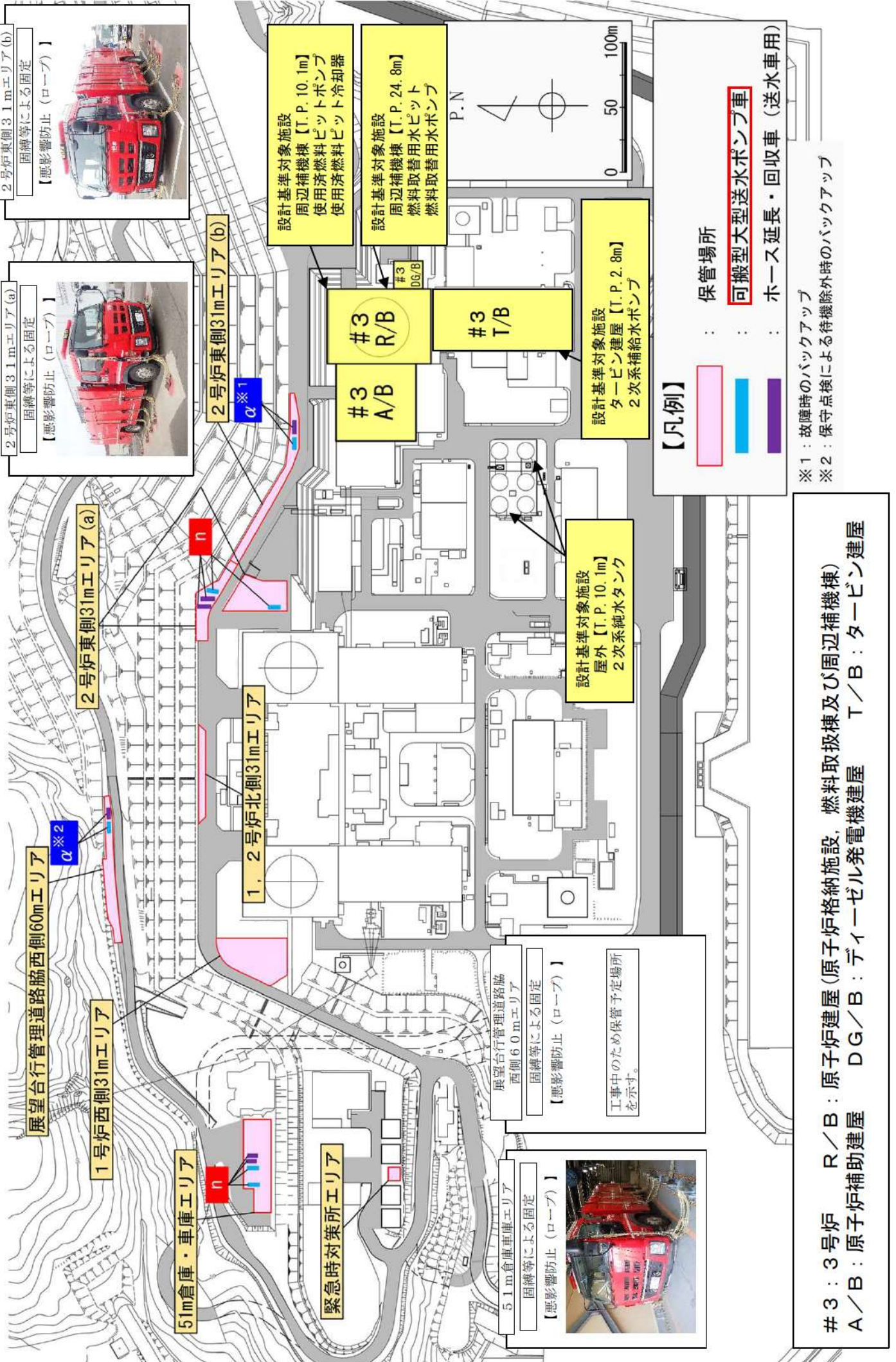
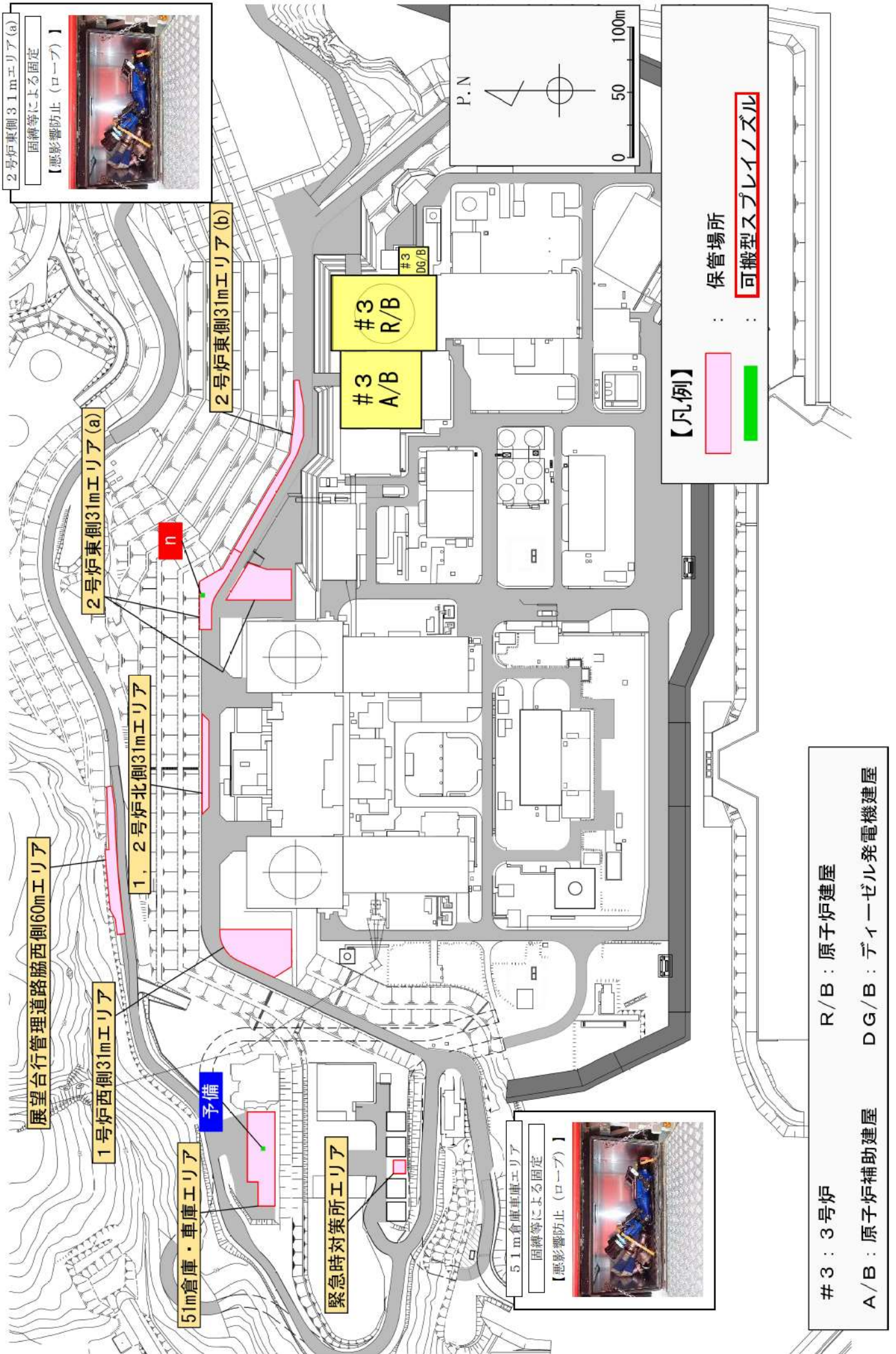


図54-7-3 接続図 (使用済燃料ピットへのスプレイ) 1 / 2))

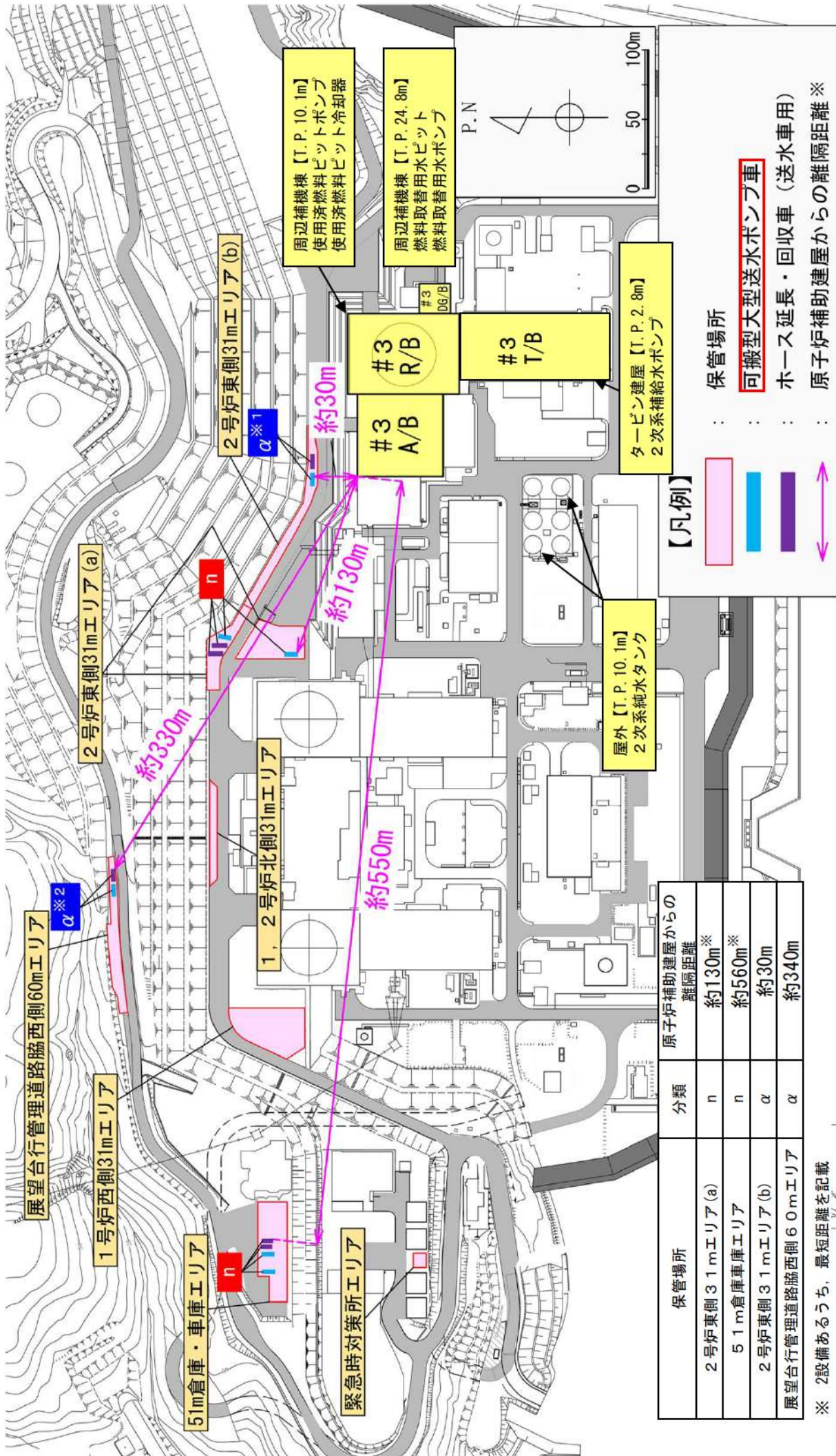
図54-7-4 接続図（使用済燃料ピットへのスプレイ（2／2））
[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 4 - 8 保管場所図





3 : 3号炉
 A/B : 原子炉補助建屋
 R/B : 原子炉建屋
 DG/B : ディーゼル発電機建屋



保管場所	分類	原子炉補助建屋からの 距離距離
2号炉東側31mエリア(a)	n	約130m※
51m倉庫車庫エリア	n	約560m※
2号炉東側31mエリア(b)	α	約30m
展望台行政管理道路脇西側60mエリア	α	約340m

※ 2設備あるうち、最短距離を記載

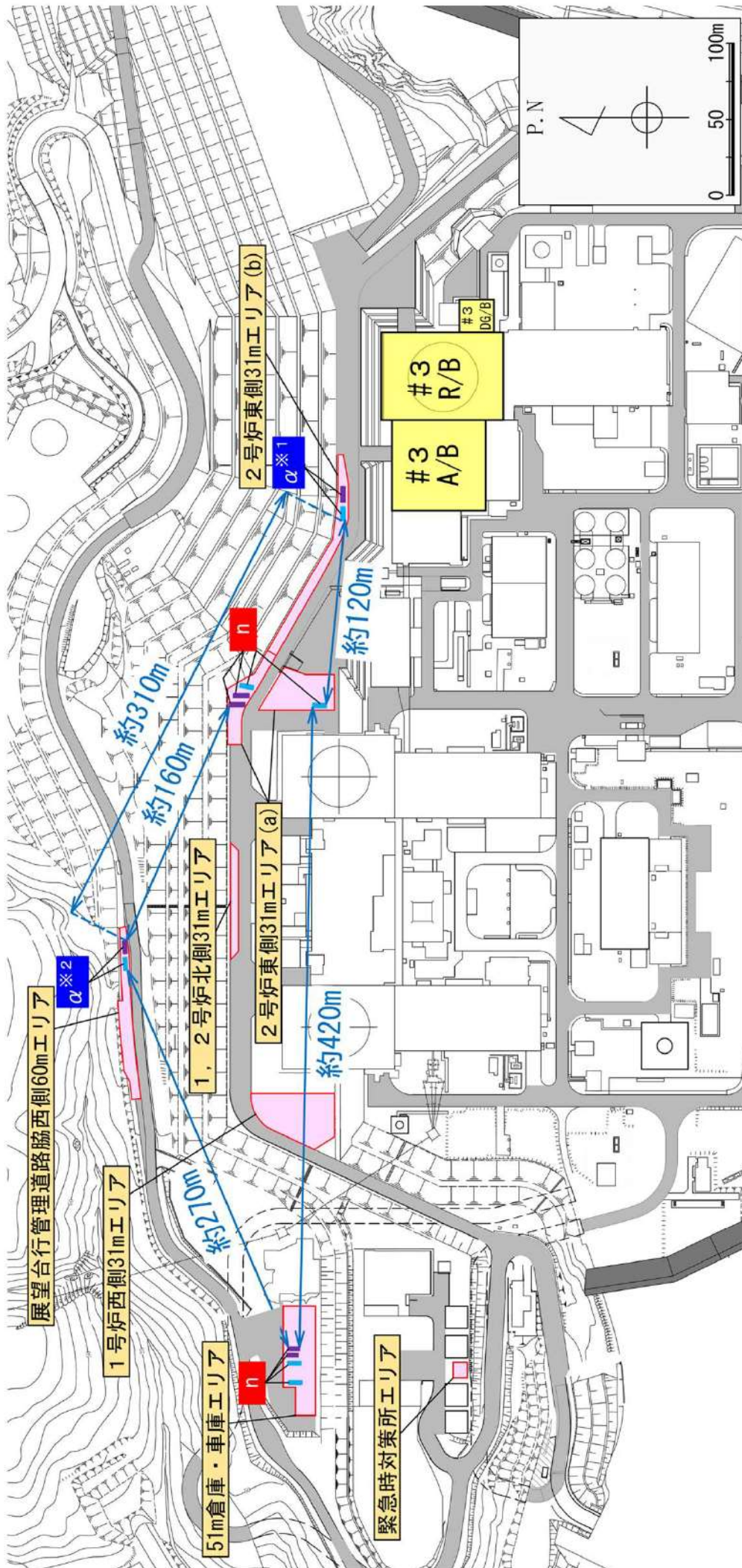
#3 : 3号炉 R/B : 原子炉建屋(原子炉格納施設、燃料取扱棟及び周辺補機棟)
 A/B : 原子炉補助建屋 DG/B : ディーゼル発電機建屋 T/B : タービン建屋

- 【凡例】
- : 保管場所
 - : **可搬型大型送水ポンプ車**
 - : ホース延長・回収車(送水専用)
 - : 原子炉補助建屋からの離隔距離※

※ : 原子炉補助建屋、原子炉建屋、ディーゼル発電機建屋又は2次系純水タンクのうち、可搬型重大事故等対処設備に最も近接している原子炉補助建屋を代表として記載している。

※1 : 故障時のバックアップ

※2 : 保守点検による待機除外時のバックアップ



【凡例】

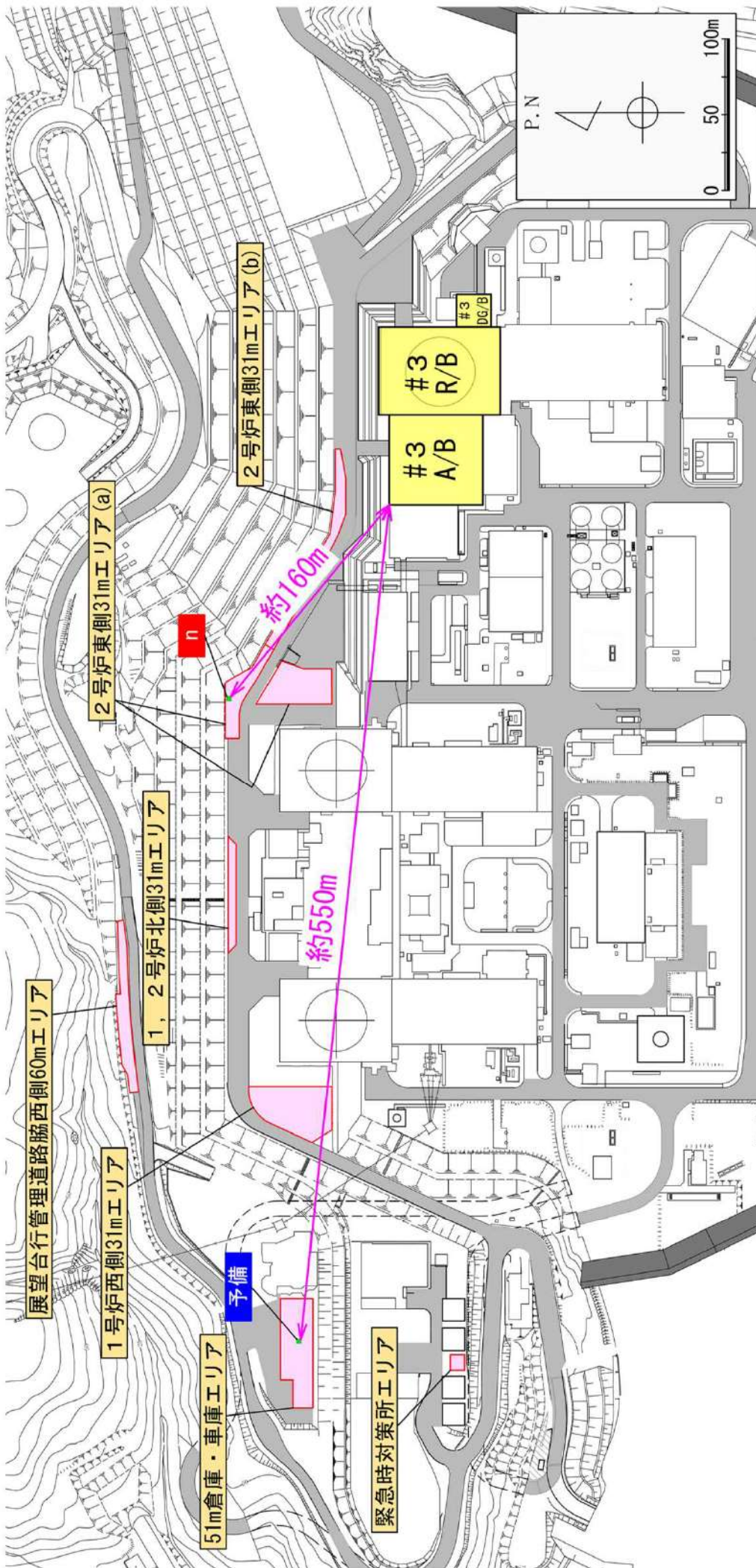
- 保管場所
- 可搬型大型送水ポンプ車
- ホース延長・回収車（送水車用）
- 設備同士の離隔距離

※1：故障時のバックアップ
 ※2：保守点検による待機除外時のバックアップ

保管場所	2号炉東側31mエリア(a)	51m倉庫・車庫エリア	2号炉東側31mエリア(b)	2号炉東側31mエリア(b)
2号炉東側31mエリア(a)	n	n	α	α
51m倉庫・車庫エリア	約420m※	-	-	-
2号炉東側31mエリア(b)	約120m※	-	-	-
2号炉東側31mエリア(b)	約160m※	約270m※	約310m※	-

※：各保管場所に設置される設備のうち、最短距離を記載

#3：3号炉
 R/B：原子炉建屋
 A/B：原子炉補助建屋
 DG/B：ディーゼル発電機建屋



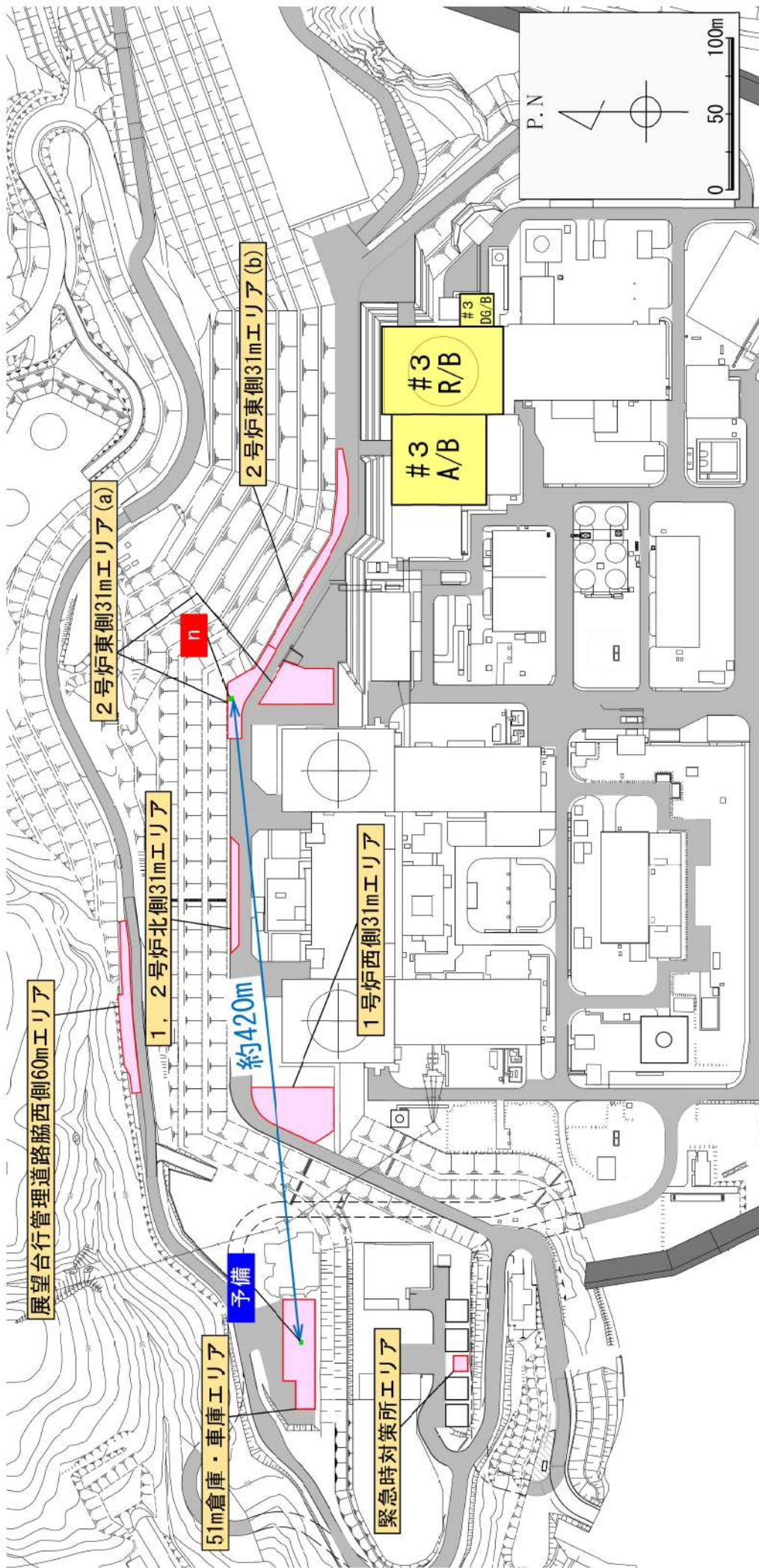
【凡例】

- 保管場所
- 可搬型スプレインゾル
- 原子炉補助建屋からの離隔距離

※：原子炉補助建屋、原子炉建屋又はディーゼル発電機建屋のうち、可搬型重大事故等対処設備に最も近接している原子炉補助建屋を代表して記載している。

保管場所	分類	原子炉補助建屋からの離隔距離
51m倉庫・車庫エリア	予備	約550m
1, 2号炉北側31mエリア	n	約160m

#3 : 3号炉
 A/B : 原子炉補助建屋
 R/B : 原子炉建屋
 DG/B : ディーゼル発電機建屋



【凡例】

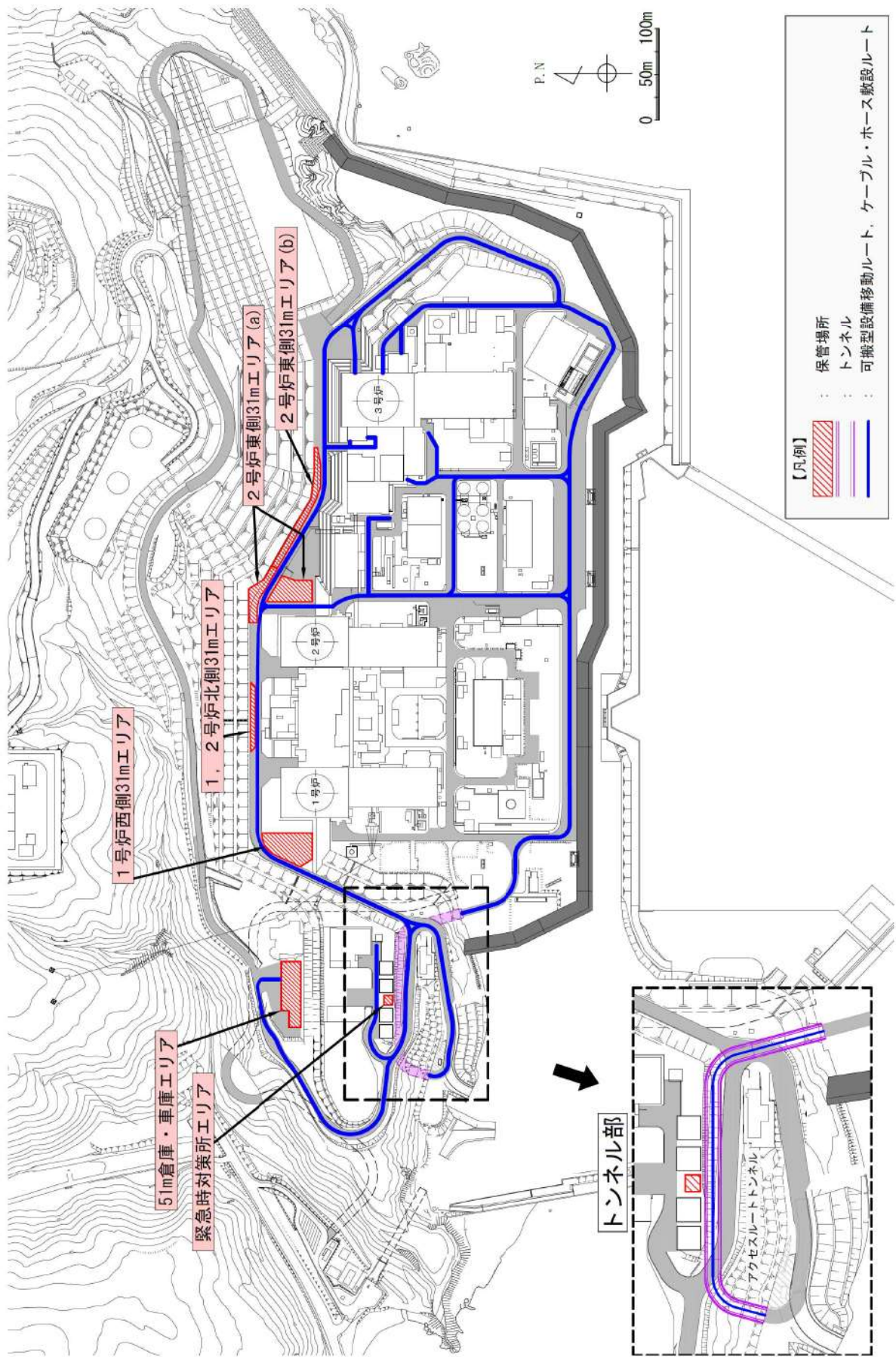
- 保管場所
- 可搬型スプレインゾル
- 設備同士の離隔距離

保管場所	51m倉庫・車庫エリア	1. 2号炉北側 31mエリア
分類	予備	n
51m倉庫・車庫エリア		—
1. 2号炉北側31mエリア	約420m	n

#3 : 3号炉
R/B : 原子炉建屋
A/B : 原子炉補助建屋
DG/B : デイゼル発電機建屋


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

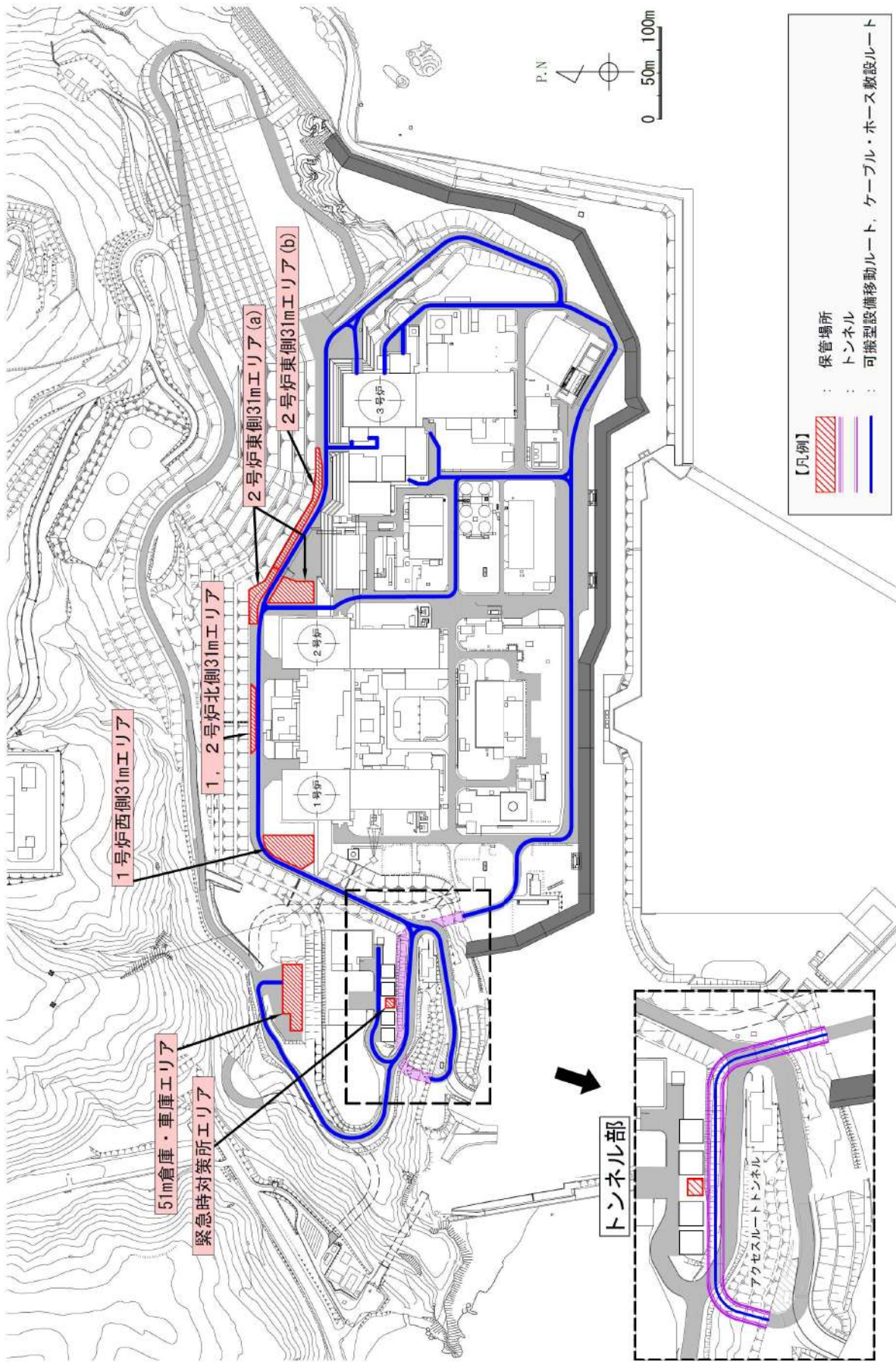
54-9 アクセスルート図



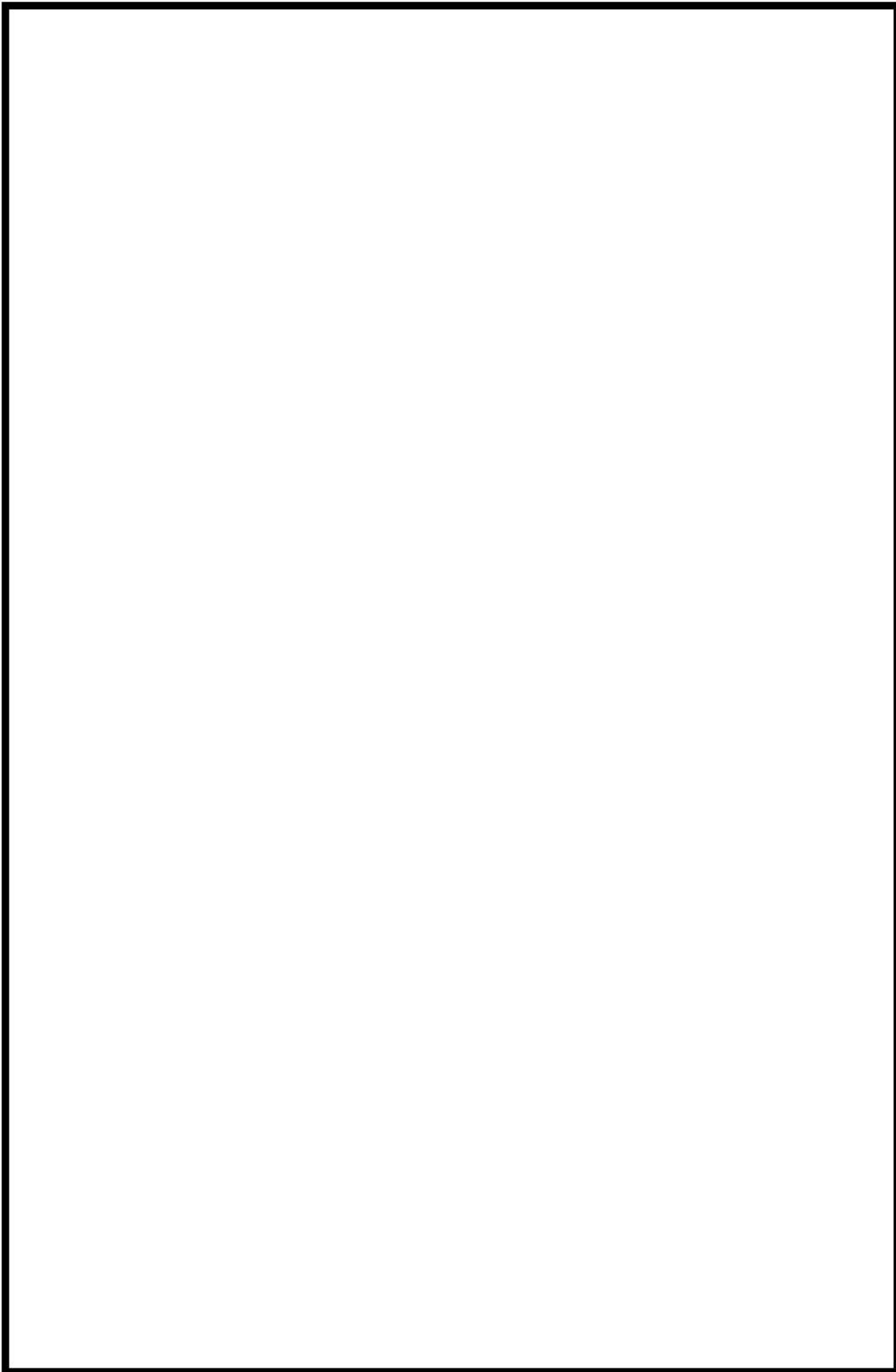
保管場所及びびアクセスルート図

地震時のアクセスルート図

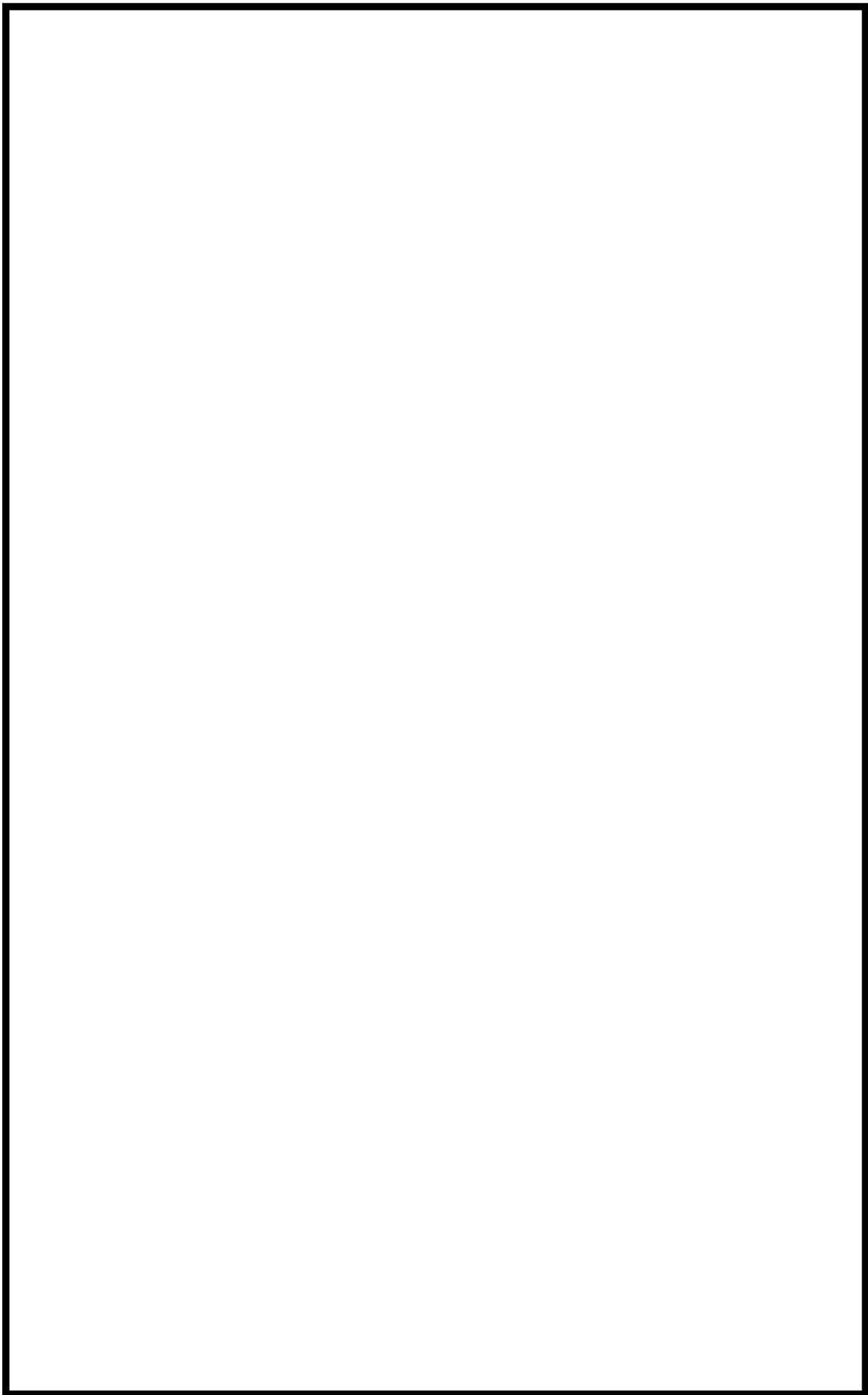
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



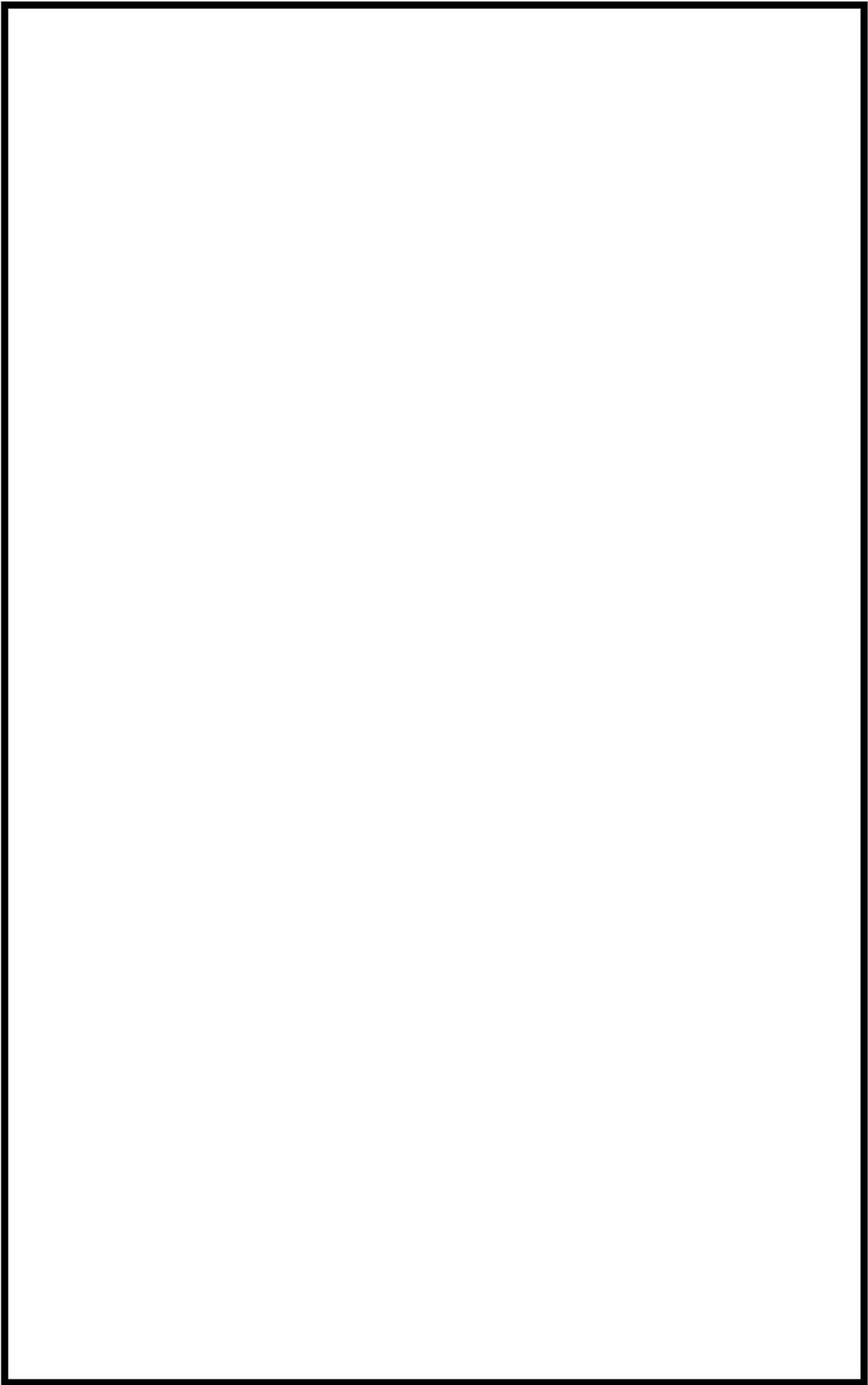
津波時のアクセスルート図



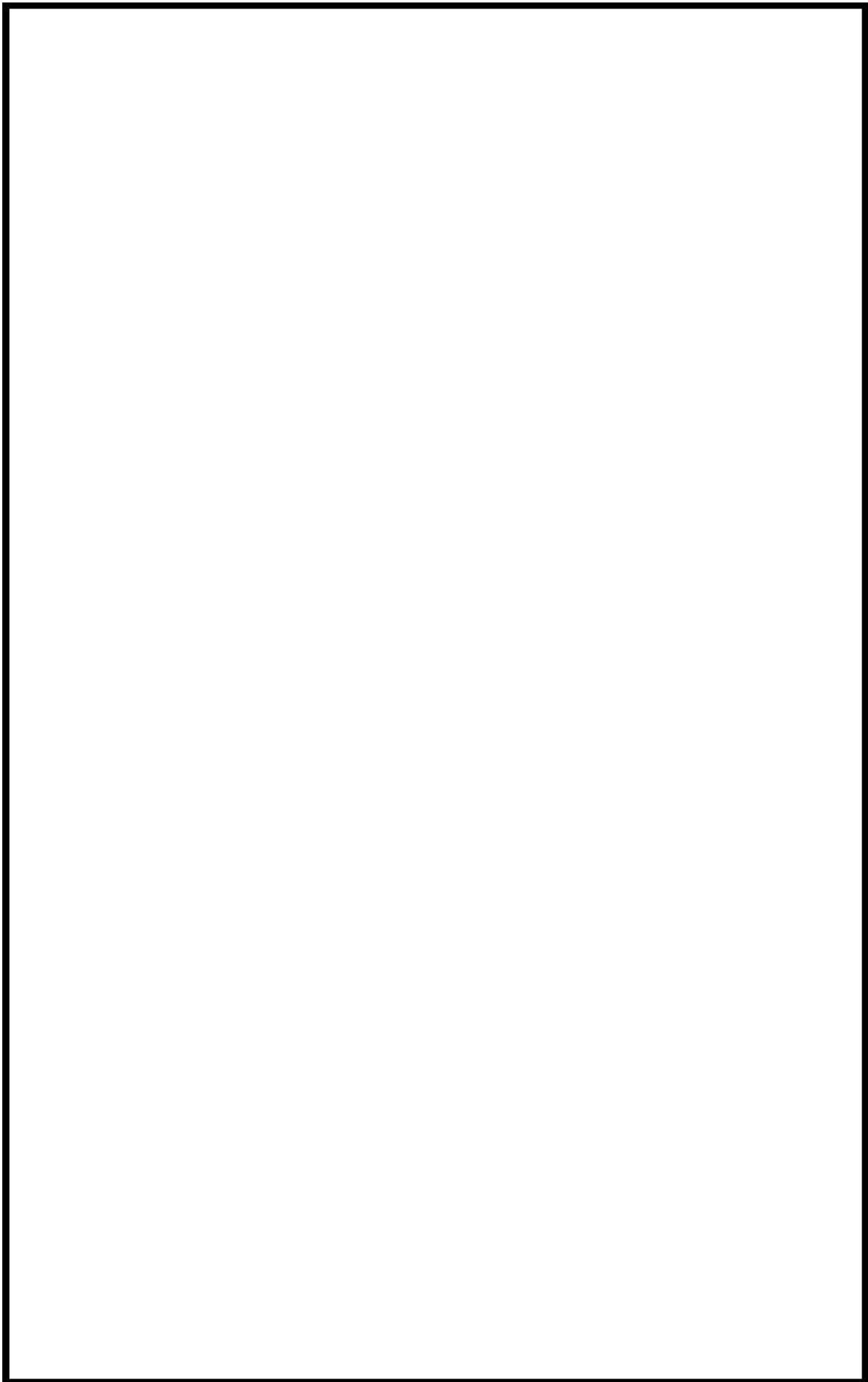
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



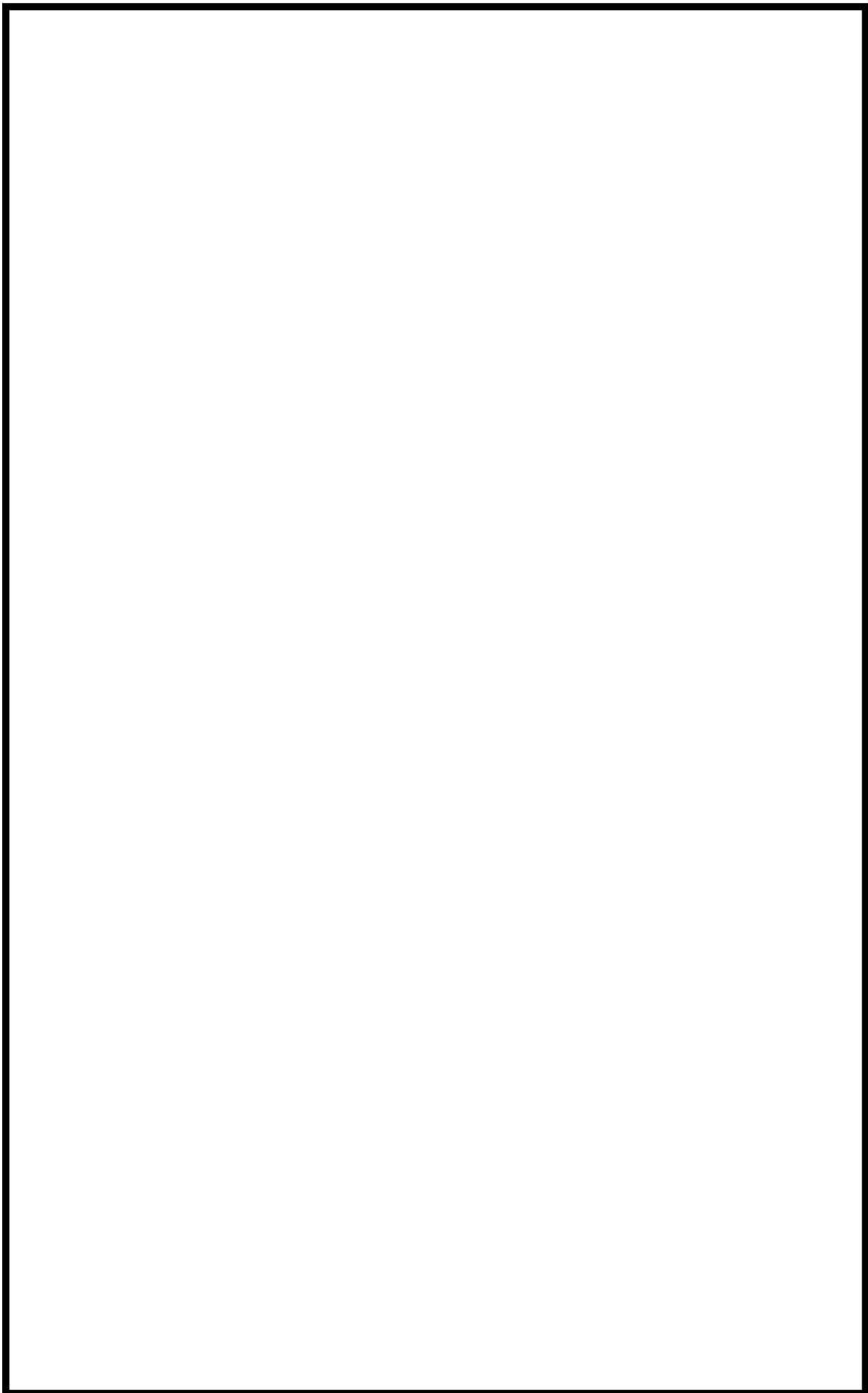
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



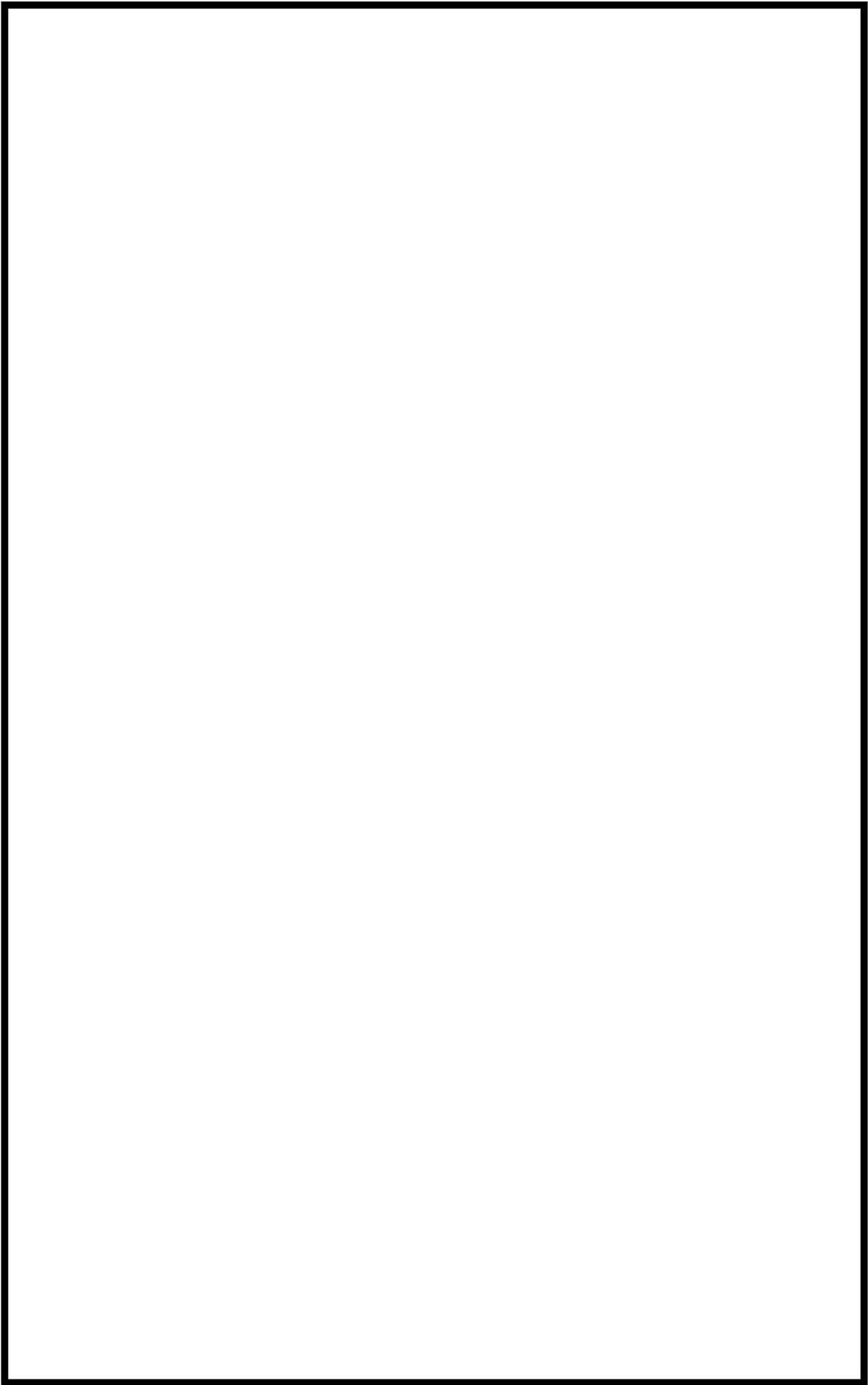
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



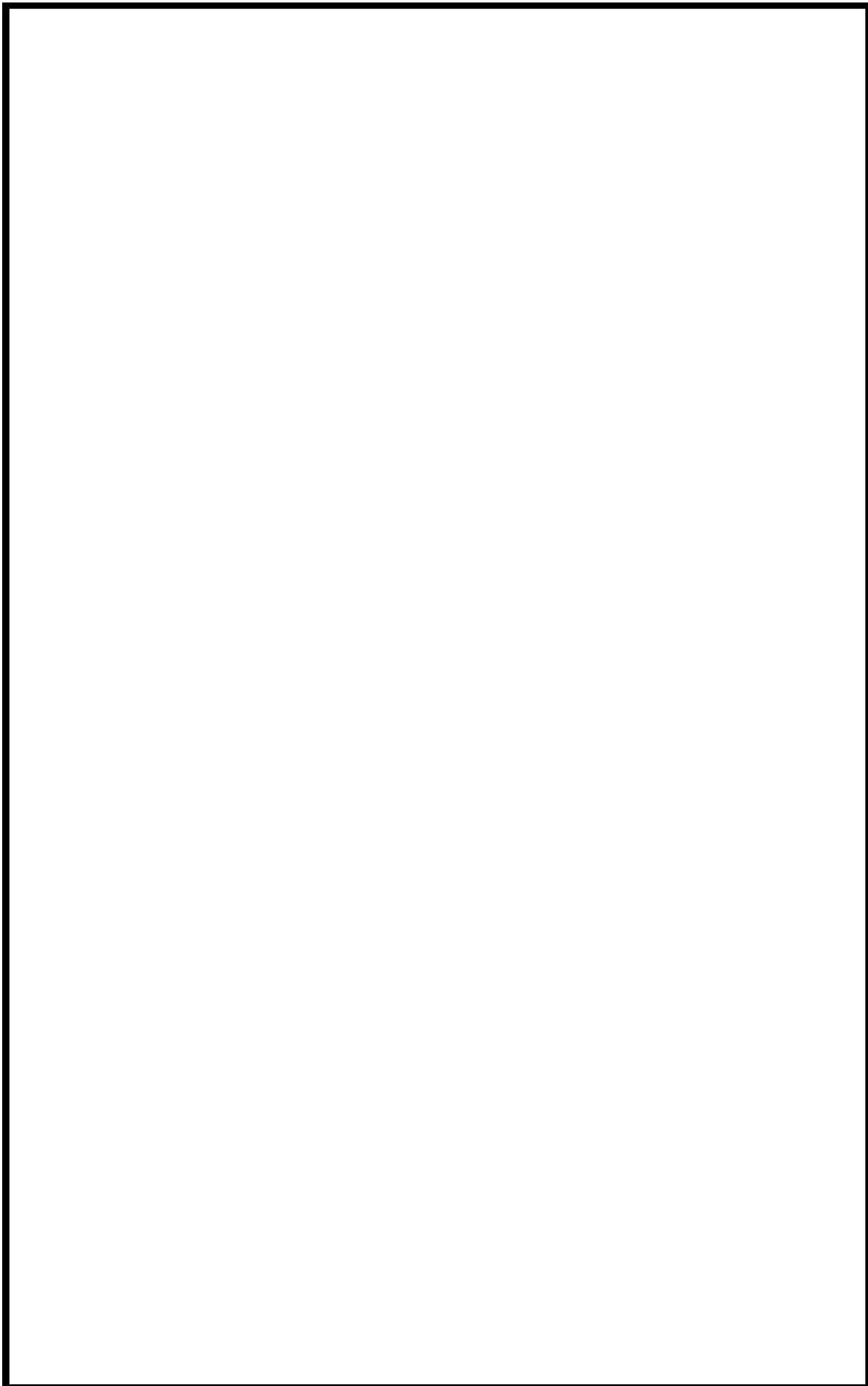
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




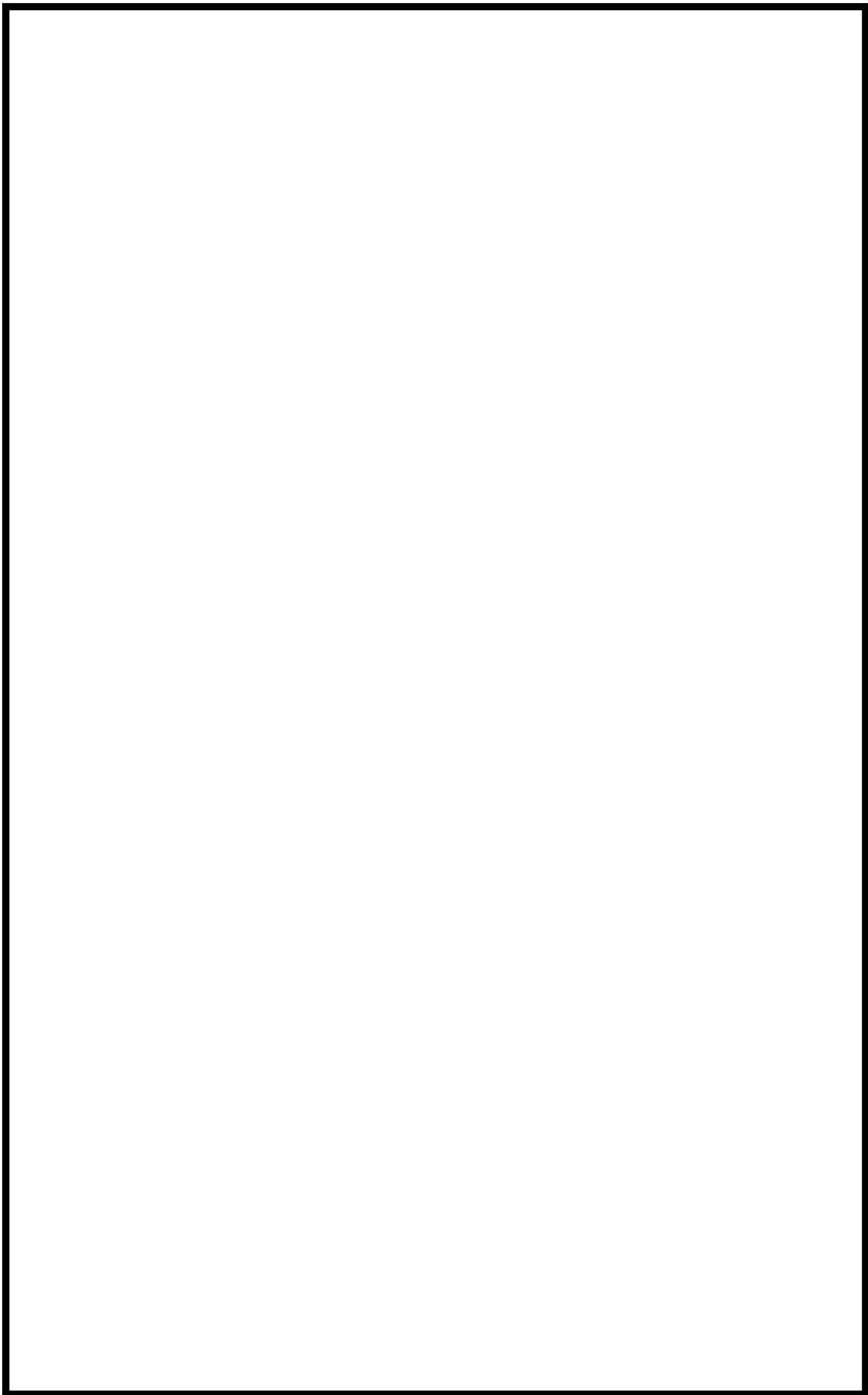
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




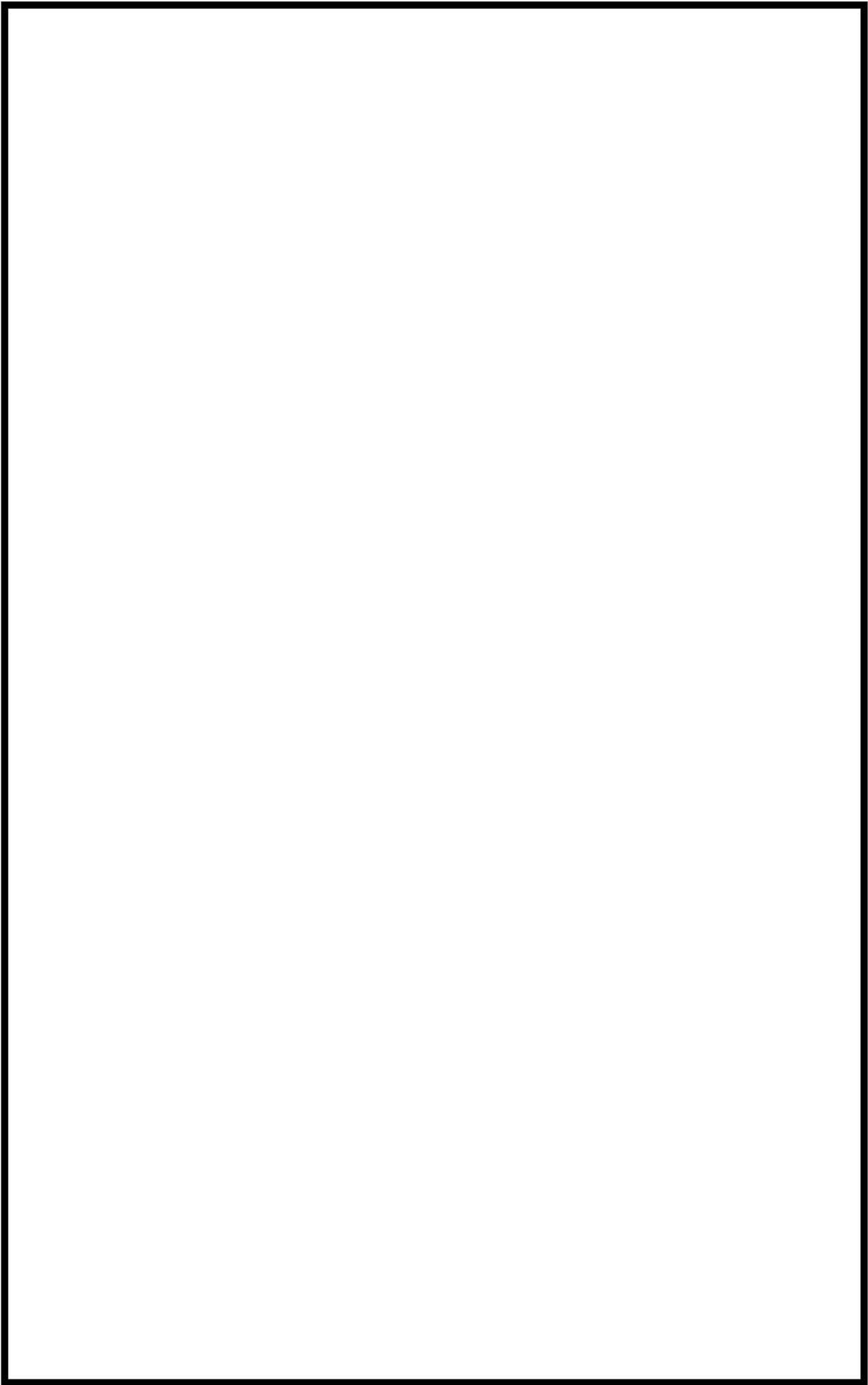
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



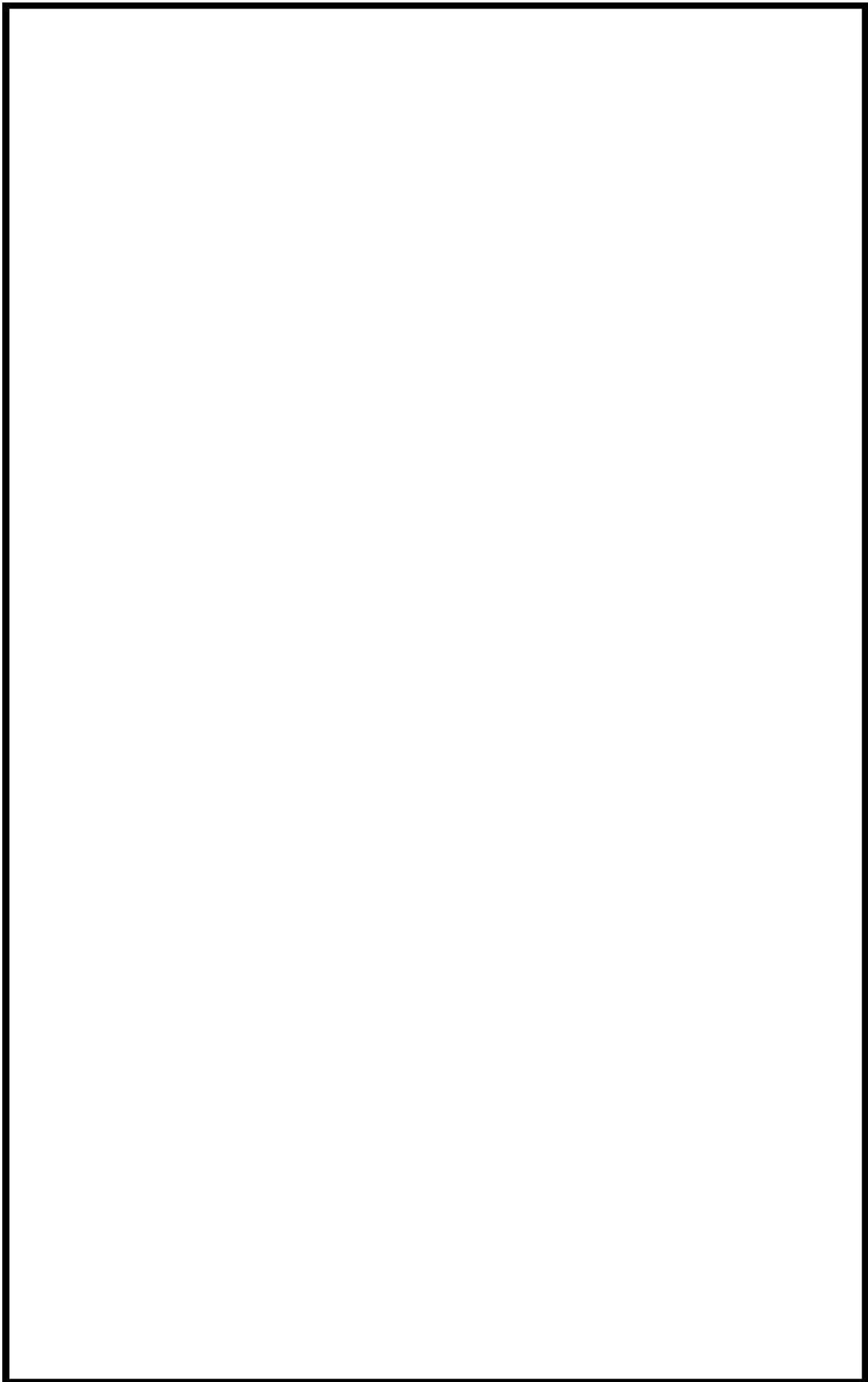
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



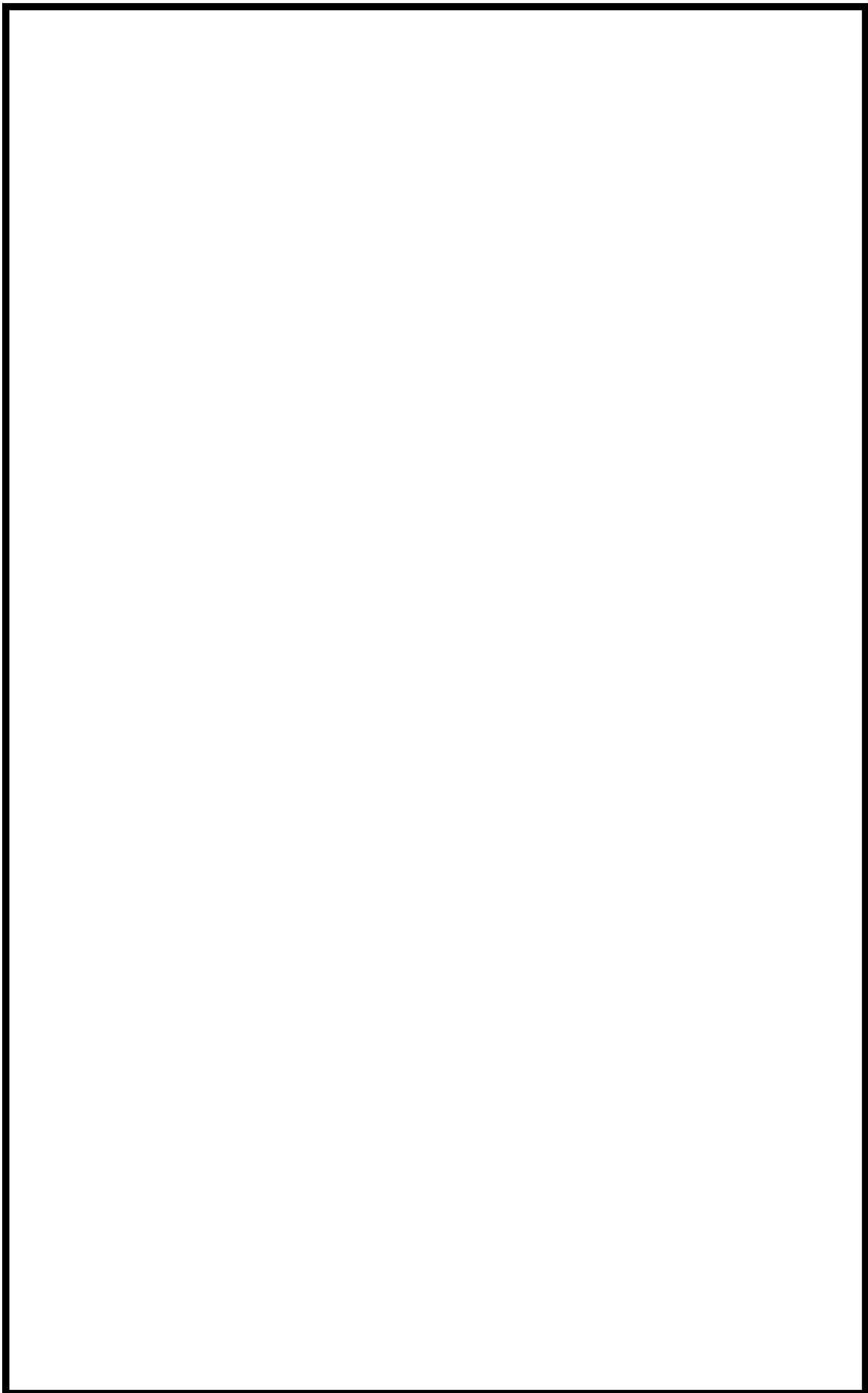
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

54-10 使用済燃料ピット監視設備

1. 使用済燃料ピット監視設備について

使用済燃料ピットの水位、温度及び使用済燃料ピット上部の放射線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また、使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視するために設置する。

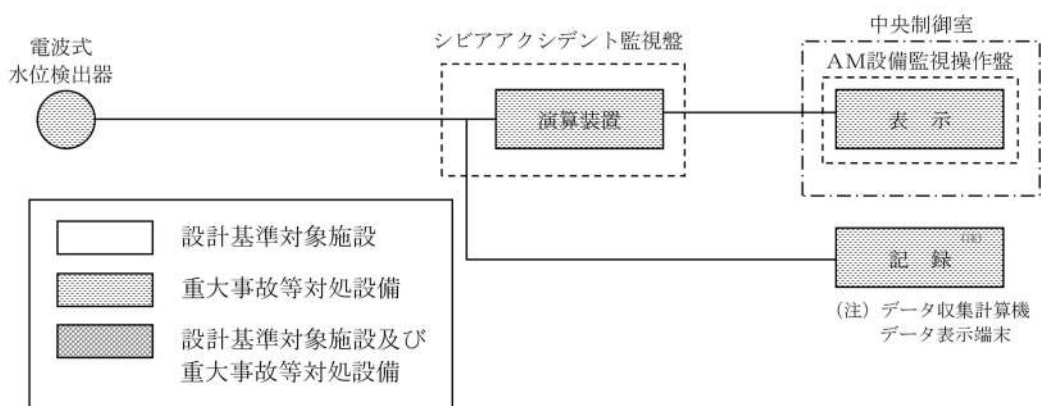
なお、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

2. 設備概要について

(1) 使用済燃料ピット水位 (AM用)

使用済燃料ピット水位 (AM用) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電波式水位検出器にて水位を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位 (AM用) として中央制御室に表示し、記録する。

(「第1図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の概略構成図」参照。)



第1図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の概略構成図

(設備仕様)

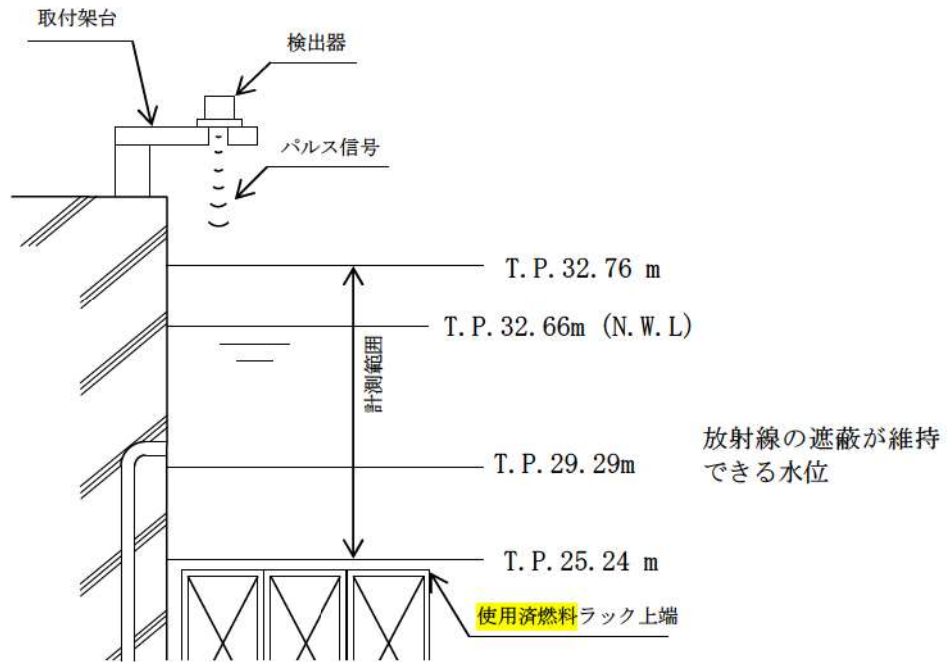
- ・計測範囲：T.P. 25.24～32.76m
- ・個数：2個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33.1m

A-使用済燃料ピット及びB-使用済燃料ピット

使用済燃料ピット水位 (AM用) は、マイクロ波パルスを水面に向けて発信し、水位の変動により変化する水面からの反射の往復時間の変化を検知することにより、水位を連続的に計測する。

使用済燃料ピット水位 (AM用) は、設置許可基準第五十四条第1項で要求される想定事故（第三十七条解釈3-1(a) 想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b) 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）を考慮し、使用済燃料ラック上端近傍 (T.P. 25.24m) から使用済燃料ピット上端近傍 (T.P. 32.76m) を計測範囲とする。

(「第2図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の計測範囲」参照。)

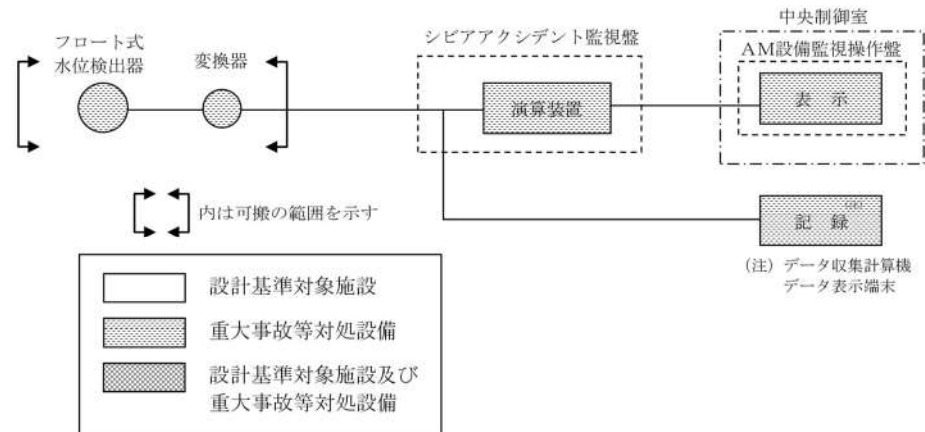


第2図 使用済燃料ピット水位（AM用）の計測範囲

(2) 使用済燃料ピット水位（可搬型）

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロート式水位検出器の使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（可搬型）として中央制御室に表示し、記録する。

（「第3図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図」参照。）



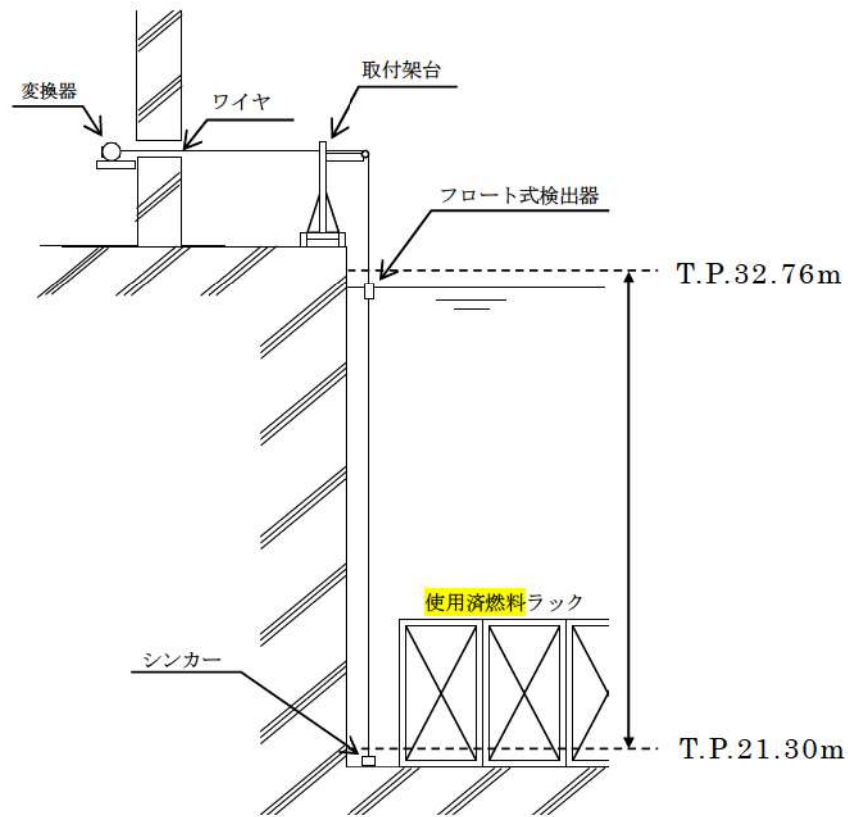
第3図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

(設備仕様)

- ・計測範囲：T.P. 21.30m～T.P. 32.76m
- ・個数：2個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33.1m

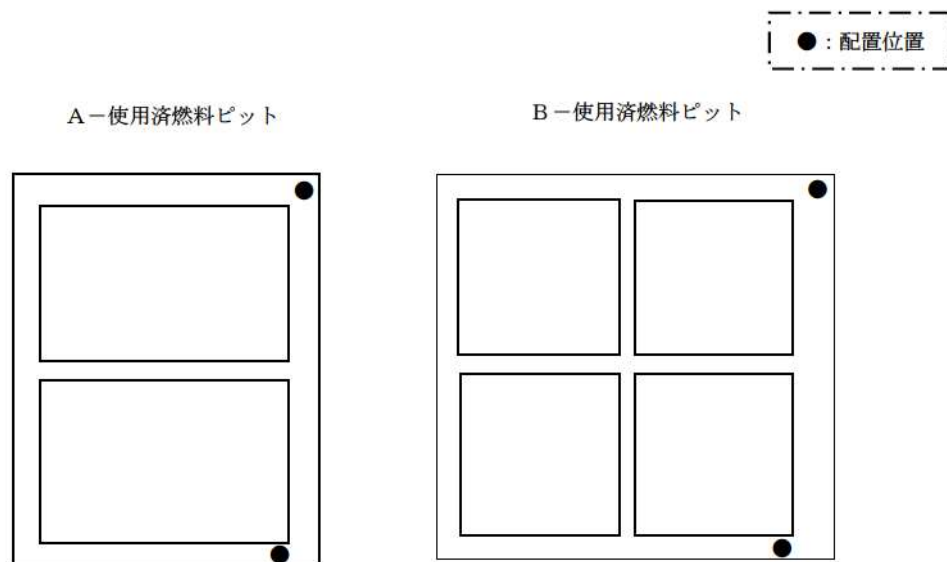
A-使用済燃料ピット及びB-使用済燃料ピット

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、第五十四条第2項で要求される使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料ピット底部近傍（T.P. 21.30m）から使用済燃料ピット上端近傍（T.P. 32.76m）を計測範囲とする。（第4図「使用済燃料ピット水位（可搬型）の計測範囲」参照。）



第4図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の計測範囲

使用済燃料ピット水位（可搬型）の設置場所を「第5図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の配置概要図」に示す。

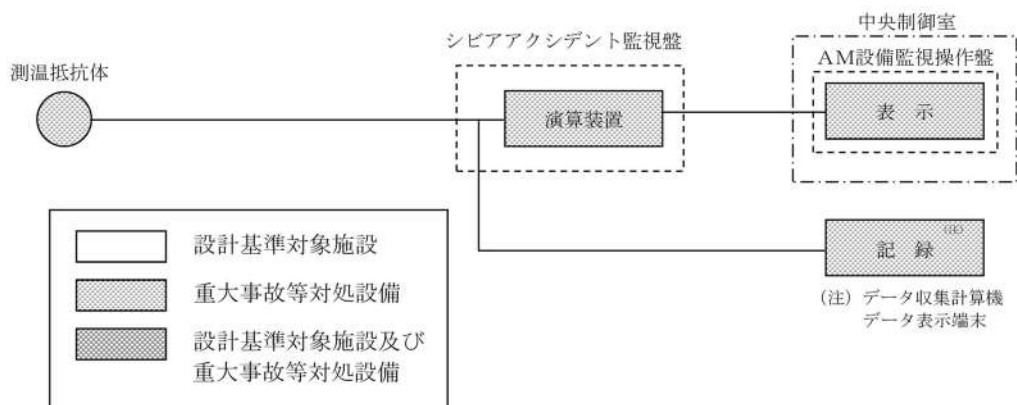


第5図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の配置概要図

(3) 使用済燃料ピット温度 (AM用)

使用済燃料ピット温度 (AM用) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度 (AM用) として中央制御室に表示し、記録する。

(「第6図 使用済燃料ピット温度 (AM用) の概略構成図」参照。)



第6図 使用済燃料ピット温度 (AM用) の概略構成図

(設備仕様)

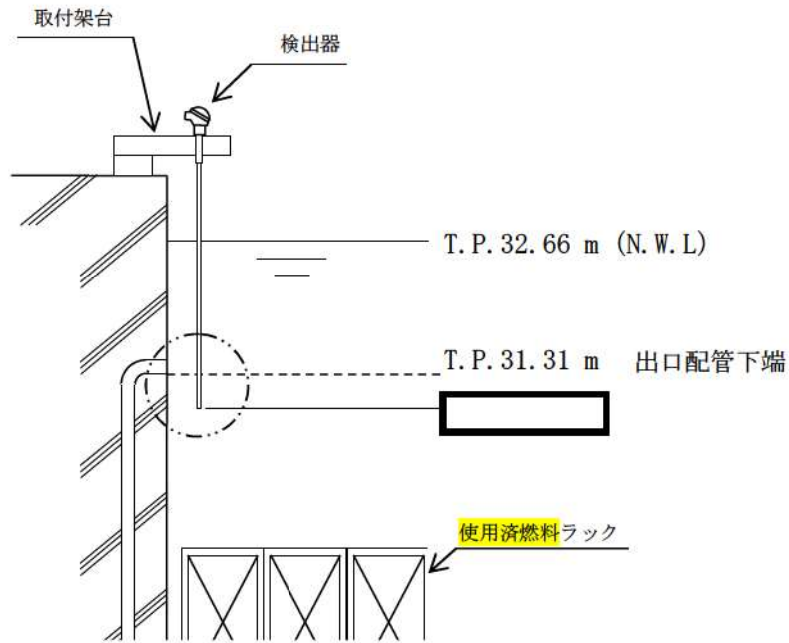
- ・計測範囲：0～100℃
- ・個数：2個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33. 1m

Aー使用済燃料ピット及びBー使用済燃料ピット

使用済燃料ピット温度 (AM用) の計測範囲は、使用済燃料ピット内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～100℃の温度が計測可能である。

使用済燃料ピット温度 (AM用) は、第五十四条第1項で要求される想定事故は第三十七条解釈3-1 (a) 想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) であり、水位が低下した場合の最低水位 (有効性評価使用済燃料ピット冷却系配管が破断した場合の水位 (T.P. 31. 31m)) においても温度計測可能な設置場所とする。

(「第7図 使用済燃料ピット温度 (AM用) の計測範囲」参照。)

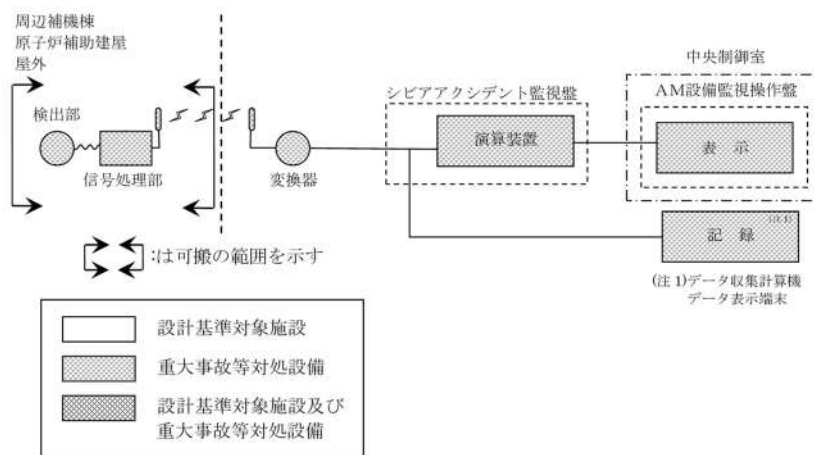


第7図 使用済燃料ピット温度（AM用）の計測範囲

(4) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、半導体式検出器及びNaI (TI) シンチレーション検出器にて放射線量率をパルス信号として検出する。検出したパルス信号は、無線伝送先である変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。

(「第8図使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照。)



第8図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(設備仕様)

- ・計測範囲：10nSv/h～1,000mSv/h
- ・個数：1個
- ・設置場所：周辺補機棟 T.P. 33. 1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m又は屋外

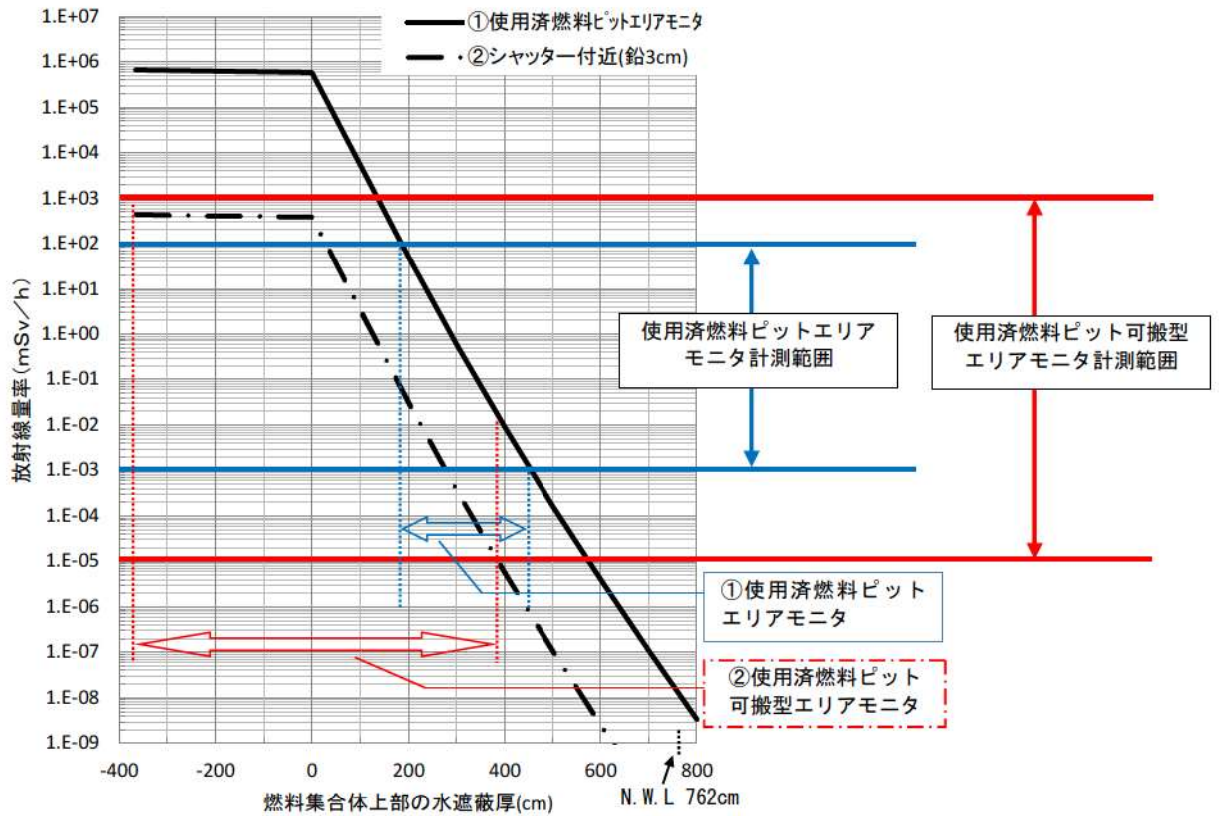
使用済燃料ピットの異常な水位の低下が発生した場合は、使用済燃料ピット区域の放射線量率は非常に高くなる。使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの検出器は、設置場所を任意に選定できることから使用済燃料ピットから離隔距離等をとった場所で測定することにより、使用済燃料ピット区域の放射線量率を推定することが可能である。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測範囲の相関関係（壁等と距離による遮蔽を考慮した場所）は「第9図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と放射線量率の相関図」のとおりであり、計測範囲としては、10nSv/h～1,000mSv/hである。

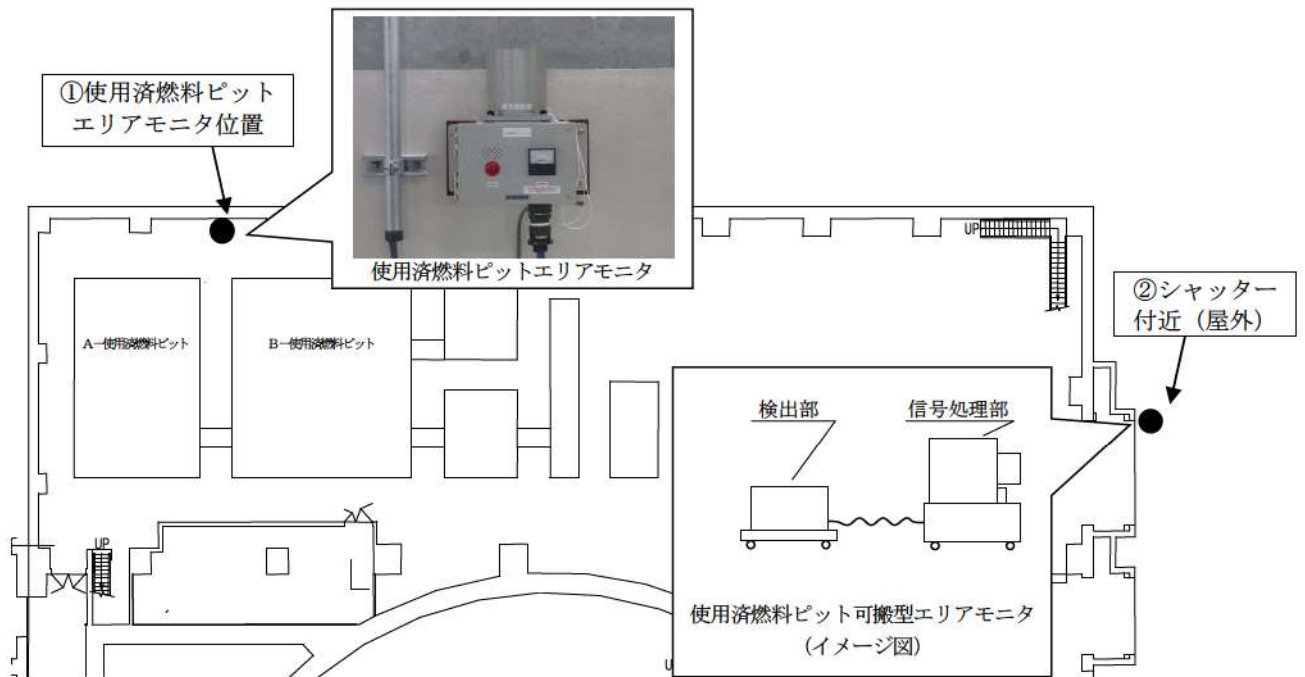
実際の運用に際しては、あらかじめ設定している設置場所での放射線量率の相関（減衰率）関係を評価し把握しておくことにより、実際の放射線量率を推定することができる。また、恒設の使用済燃料ピットエリアモニタの計測範囲がオーバーラップしている間に指示値を比較することにより使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの指示傾向を把握し、使用済燃料ピットの異常な水位の低下時に使用済燃料ピットエリアモニタの計測範囲をオーバーした後も当該区域の放射線量率を推定することができる。

なお、あらかじめ設定している設置予定場所に何らかの理由により設置不可能な場合でも、同等の距離又は遮蔽であれば、相関関係は同等であることから設置場所を変更しても当該区域の放射線量率を推定することが可能であり、現場状況に応じて測定場所を選定できる。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの検出器の配置判断については、使用済燃料ピットの水位低下事象が発生した場合に、配置作業を開始する。また、検出器の設置に際しては、検出器の検出面を使用済燃料ピット方向へ向け設置することとしている。（設置位置にて方向性をあらかじめ設定する。）



第9図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と放射線量率の相関図



第10図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの配置図

(水位異常低下時の放射線量率測定に用いるエリアモニタの選定結果)

水位が異常に低下した場合の放射線量率測定に用いる追加のエリアモニタについて、常設と可搬型を比較した結果、下表に示すとおり、可搬型による測定が重大事故等発生時の測定に適していると判断した。

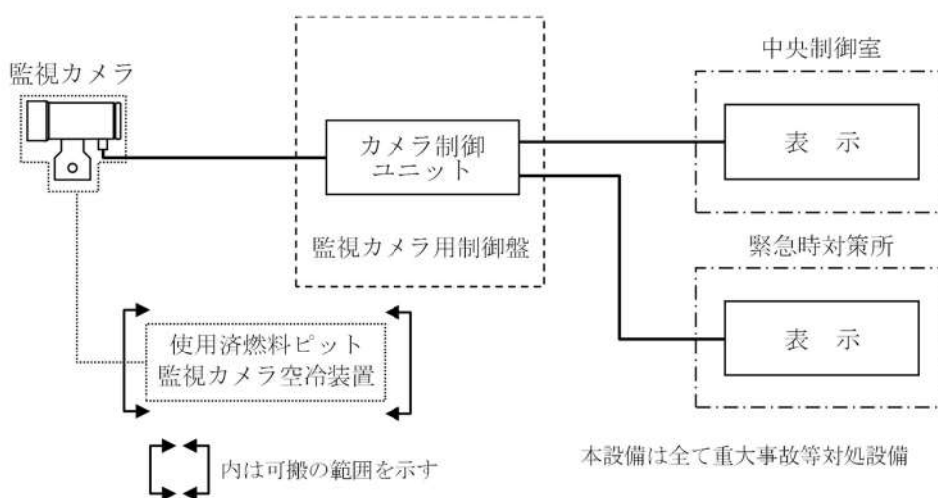
	可搬型を追加した場合	常設を追加した場合
変動する可能性のある範囲の計測可否	○ (柔軟な計測可能) 重大事故等発生時の放射線量率は使用済燃料の冷却状態等に大きく依存するため、事前の解析結果だけでは最適な配置場所を選定することは困難だが、可搬型であれば配置場所の再調整等の対応が可能であるため、重大事故等により変動する可能性のある範囲を柔軟に計測できる。	× (柔軟な計測困難) 重大事故等発生時の放射線量率は使用済燃料の冷却状態等に大きく依存するため、事前の解析結果だけでは最適な配置場所を選定することは困難であるため、重大事故等により変動する可能性のある範囲を柔軟に計測するのは難しい。
機能を期待する時期までの計測開始可否	△ (適切に手順を定めれば開始可能) 重大事故等発生時の対応手順等を適切に定めておくことで、使用済燃料ピット周辺の作業環境が苛酷になる前に配置し、計測を開始できる。当社においては手順を整備することで適合可能。	○ (開始可能) 常時待機状態を維持していることから、必要時には即座に計測開始が可能。
現場の状況・環境が悪化した場合の対応可否	○ (対応可能) 重大事故や大規模損壊等発生時には、現場の状態や環境が予期しない状況となり、予定していた場所での計測が困難な場合も考えられるが、可搬型エリアモニタはその状況に応じて配置場所を選定して、適切な計測を継続できる。	△ (信頼性の高い設備構成は可能。柔軟な対応は困難。) 信頼性の高い設備構成とすることは可能であるが、重大事故や大規模損壊等発生時には現場の状態や環境が予期しない状況となり、予定していた場所での計測が困難な場合には、常設エリアモニタでは柔軟な対応がとれない。
採否	○ (可搬型を採用する)	× (常設は採用しない)

(5) 使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピットの状態が確認可能なよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料ピットの状態を監視する。また、本カメラは照明がない場合や蒸気雰囲気下においても、状態監視が可能な赤外線カメラにより、使用済燃料ピットの状態が監視可能である。使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。

なお、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、可搬型の空冷装置により赤外線カメラを冷却可能なため、監視可能である。

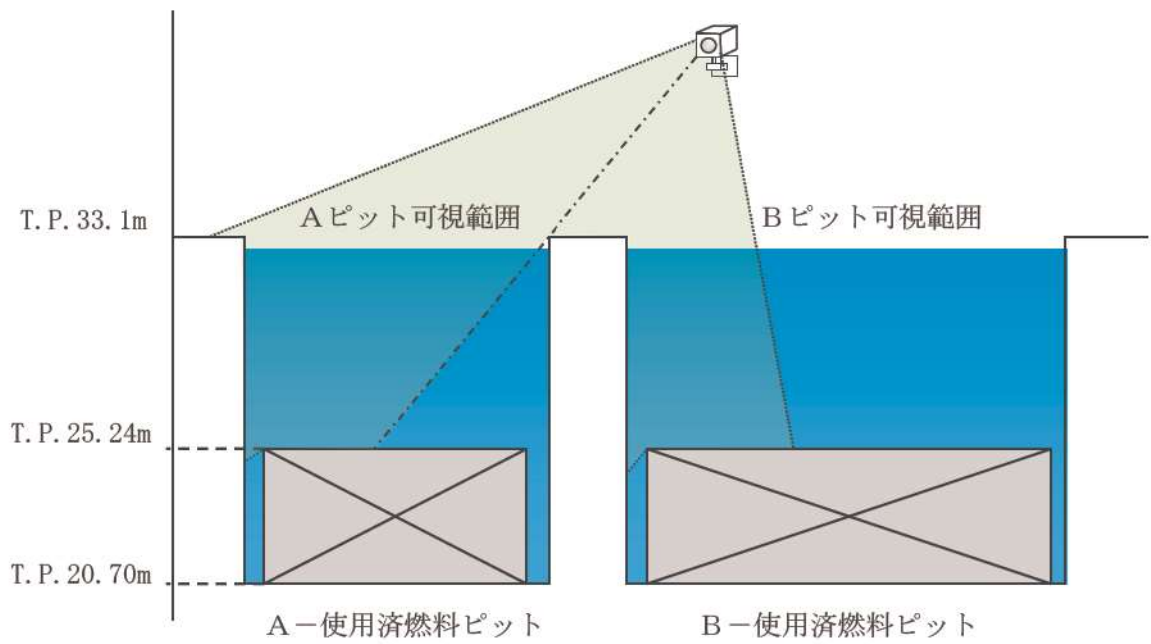
(「第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照。)



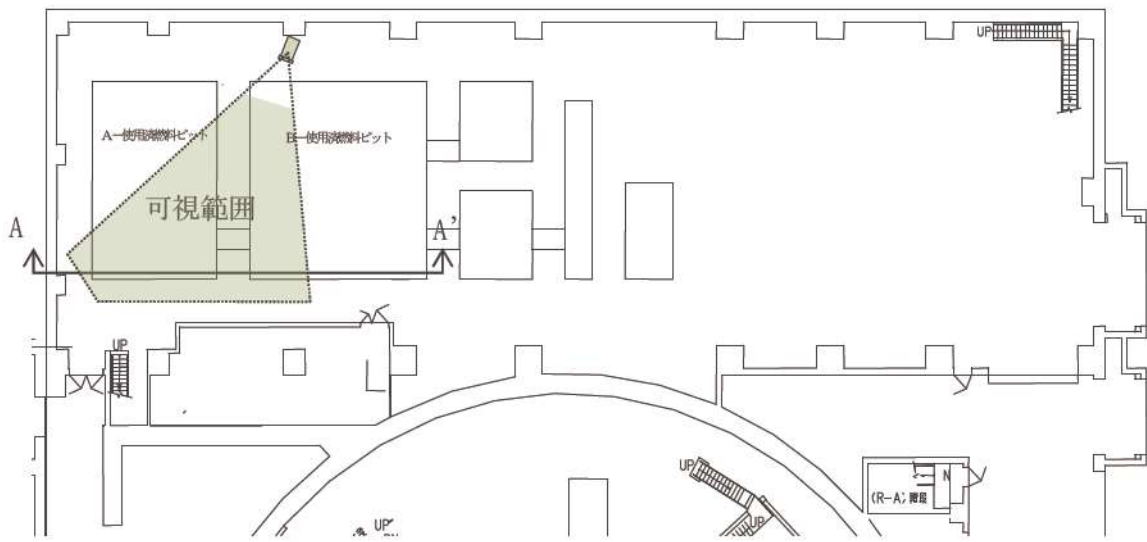
第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

- ・個 数：1 個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33.1m



(下図 A-A' 断面図)

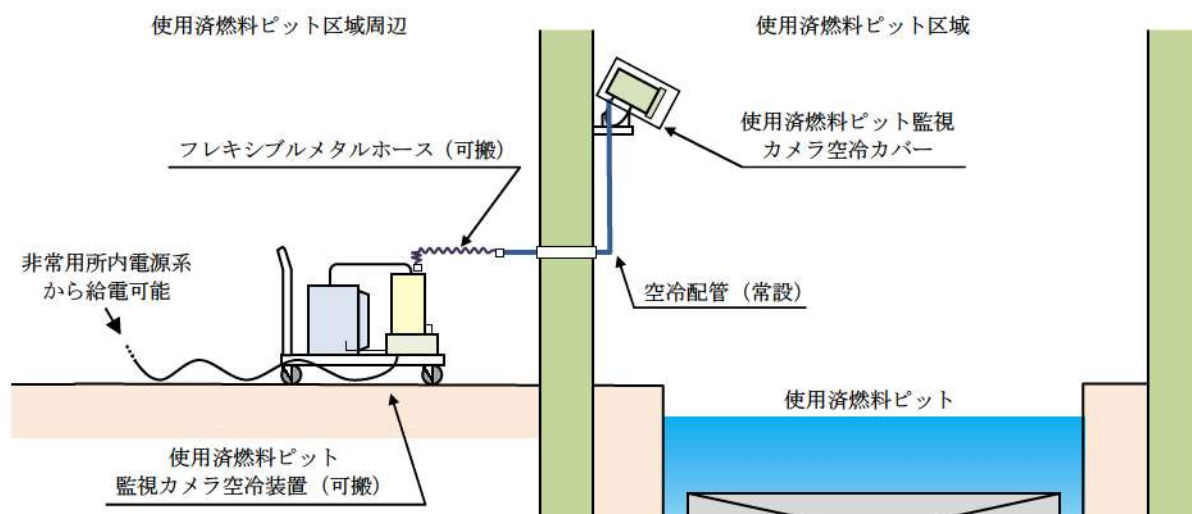


(平面図)

第 12 図 使用済燃料ピット監視カメラの視野概要図

・使用済燃料ピット監視カメラ機能維持対策（蒸気雰囲気下）

使用済燃料ピットにおいて、重大事故等が発生した場合、使用済燃料ピット監視設備は多様性を有しており、対策に必要な情報を把握できると考えているが、使用済燃料ピット監視カメラについては、蒸気雰囲気下でも機能維持を図るため、使用済燃料ピット区域外から冷却用の空気を供給する対策を実施する。



第 13 図 使用済燃料ピット監視カメラの概要図

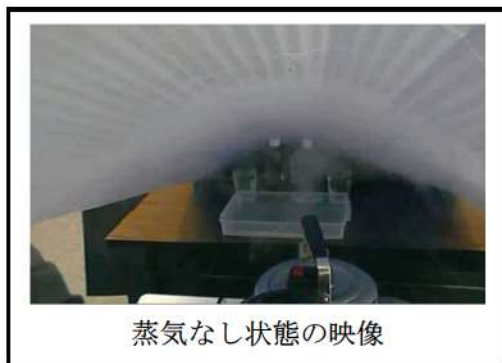
・蒸気雰囲気下での使用済燃料ピット監視カメラによる監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気によるレンズの曇りによって状態把握が困難であるが、赤外線カメラにおいては、可視的な状態把握が可能である。

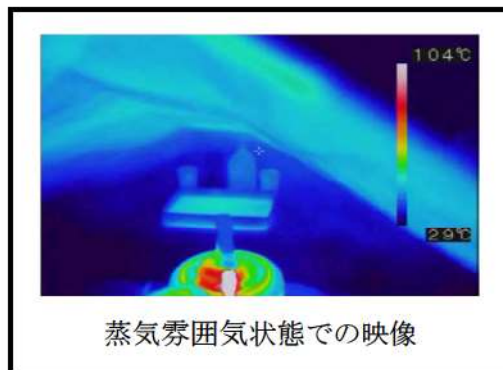
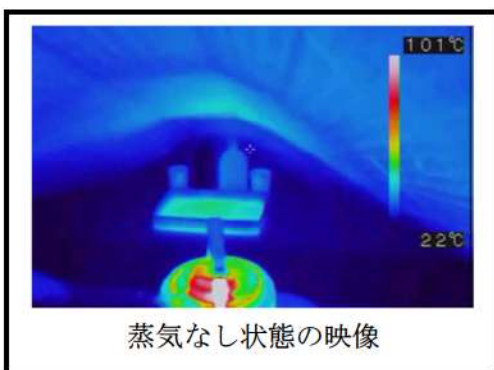
また、使用済燃料ピット監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置で冷却を行うが、使用済燃料ピット監視カメラが設置されている燃料取扱棟の温度は100℃と想定されることから、温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。

（第 14 図 「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）

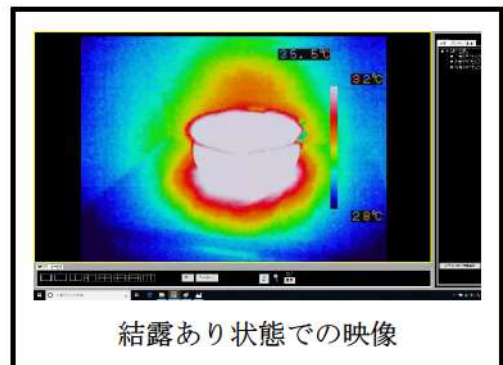
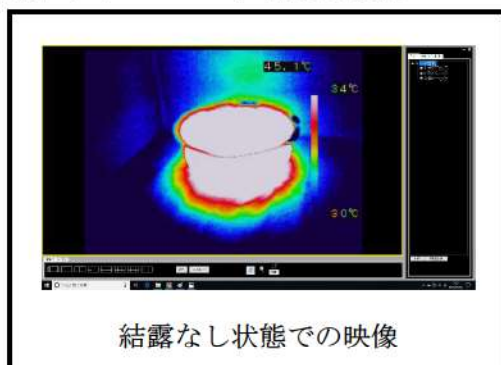
①可視カメラ



②赤外線カメラ



③赤外線カメラのレンズに結露を模擬



第 14 図 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

(6)大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料ピットの水位及び放射線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料ピット監視カメラにより状態及び水温の傾向を監視する。

- ・使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料ピット水位（可搬型）を配備することとしている。
- ・使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における放射線量率については、使用済燃料ピット区域の放射線量率の上昇や使用済燃料ピット水の蒸散による環境状態の悪化を想定して、遮蔽や離隔距離をとった場所における放射線量率測定結果から放射線量率を推定する。

【水位監視】

使用済燃料ピットの燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

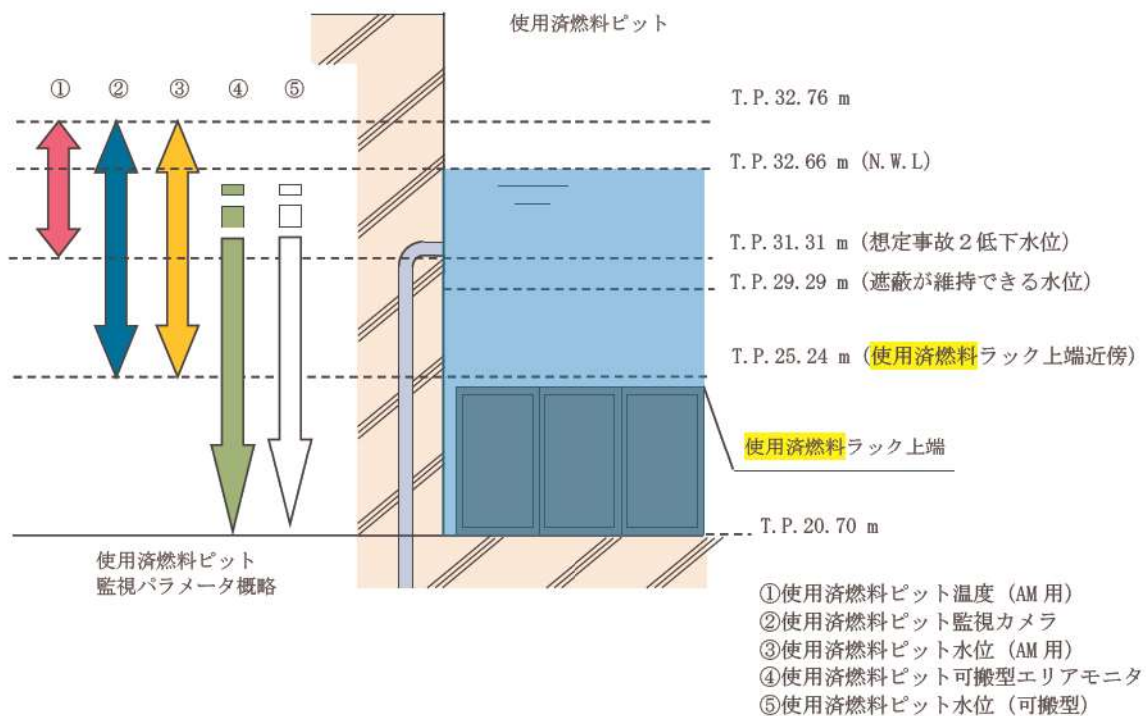
【水温監視】

水位監視を主として、必要に応じて使用済燃料ピット監視カメラによる水温監視を行う。（水温は沸騰による蒸散状態では、ピット水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

【放射線量率監視】

使用済燃料ピット区域の放射線量率を把握するため放射線量率監視を行う。

使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備については、「第 15 図 使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。



第 15 図 使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

<参考>使用済燃料ピット水位及び温度計測範囲に係る基本的な考え方

重大事故等時における水位計による水位計測範囲と、温度計又は監視カメラによる温度計測範囲に係る基本的な考え方は以下のとおり。

○想定事故2低下水位においては、使用済燃料ピットの水温を監視することで蒸発による水位低下の状況を把握できるので、水位と並んで水温による監視が重要である。

○想定事故2低下水位を下回る場合では水位低下の進展が速いことから、水温による監視よりも水位による監視が相対的に重要となる。このことから、水位計による監視を主としながら、監視カメラによる水温の傾向監視も行う。

3. 使用済燃料ピット監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

(1) 使用済燃料ピット水位

重大事故等対処設備（使用済燃料ピット水位（AM用））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（使用済燃料ピット水位）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備（使用済燃料ピット水位（可搬型））は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（使用済燃料ピット水位）に悪影響を与えない設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

(2) 使用済燃料ピット温度

重大事故等対処設備（使用済燃料ピット温度（AM用））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット冷却器出口温度）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

(3) 使用済燃料ピット上部の放射線量率

重大事故等対処設備（使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（使用済燃料ピットエリアモニタ）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から無線により変換器に伝送した後、変換器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

これら重大事故等対処設備は、燃料取扱棟、周辺補機棟、原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m又は屋外に設置し、重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し、ケーブルは電線管により敷設し、火災に伴う設計基準対象施設と同時に共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また、燃料取扱棟、周辺補機棟、原子炉補助建屋 T.P. 33. 1mは火災感知器を設置する火災区画であり、感知された場合には初期消火が実施される。

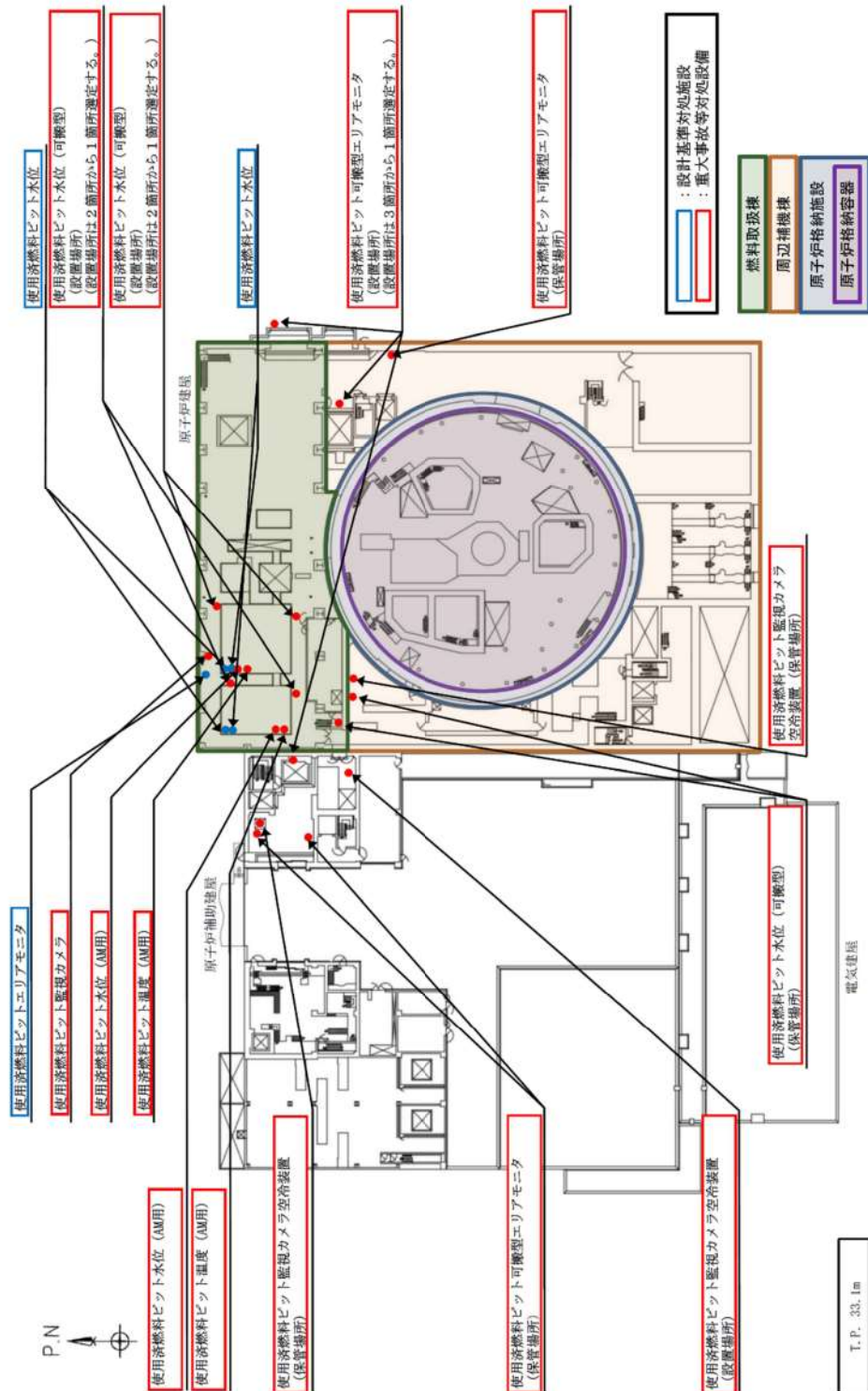
重大事故等対処設備（検出器）からの信号は、微弱な電流であり重大事故等対処設備が火

災源になるとは考えられず、かつ、信号ケーブルは電線管によって独立して敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給し、設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は、共通要因（火災、地震、溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれない設計とする。

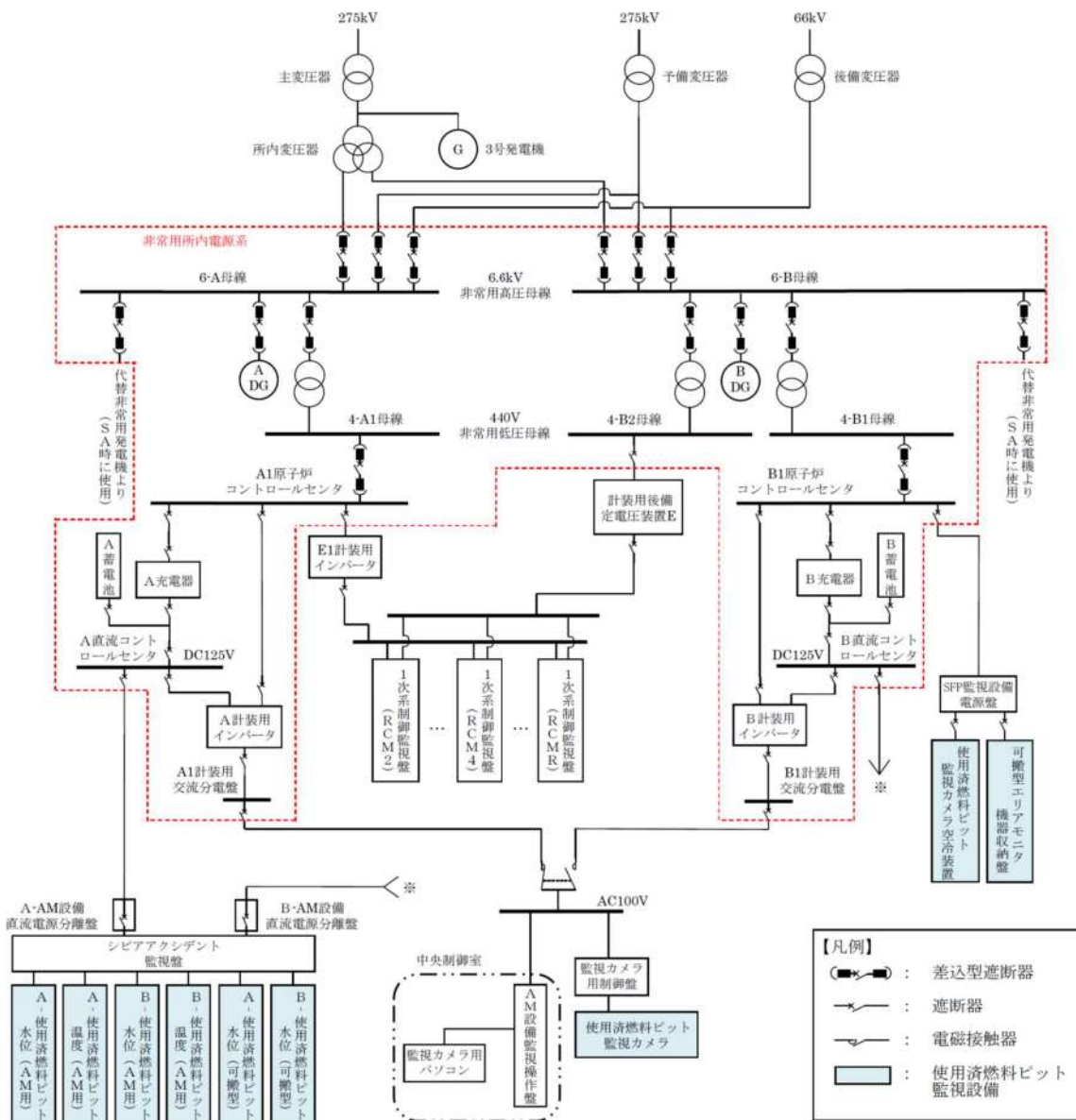
(第16図「使用済燃料ピット監視設備の配置図」参照。)



4. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の電源構成について

使用済燃料ピットの温度、水位、上部の放射線量率の監視設備及び監視カメラは、非常用所内電源系から電源供給され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替非常用発電機から電源供給が可能である。（設置許可基準第五十四条 解釈第4項）

（「第17図 使用済燃料ピット監視設備の電源構成概略図」参照。）



第17図 使用済燃料ピット監視設備の電源構成概略図

想定する事故等について

(1) 設置許可基準規則第五十四条における計測装置への要求事項

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、「設置許可基準規則」という。）」第五十四条及びその解釈では以下の監視機能を要求しており、泊3号炉について、これらの条件を満足する監視計器を設置する。

- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。
- b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。
- c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

(2) 設置許可基準規則第五十四条第1項において想定する事故

設置許可基準規則第五十四条第1項において想定する事故は、同第三十七条解釈3-1(a)想定事故1及び(b)想定事故2であり、下記のとおりである。

a) 想定事故1（使用済燃料ピット冷却系及び注水系の故障）

使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

b) 想定事故2（使用済燃料ピット冷却系配管等の破断）

サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。

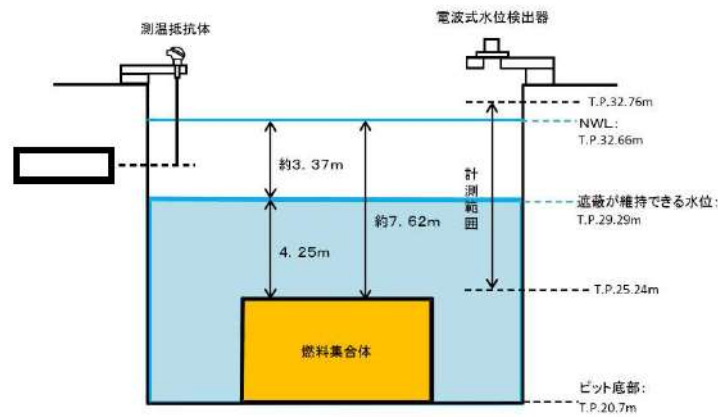
(3) 設置許可基準規則第五十四条第2項において想定する事故

設置許可基準規則第五十四条第2項において想定する事故は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故である。

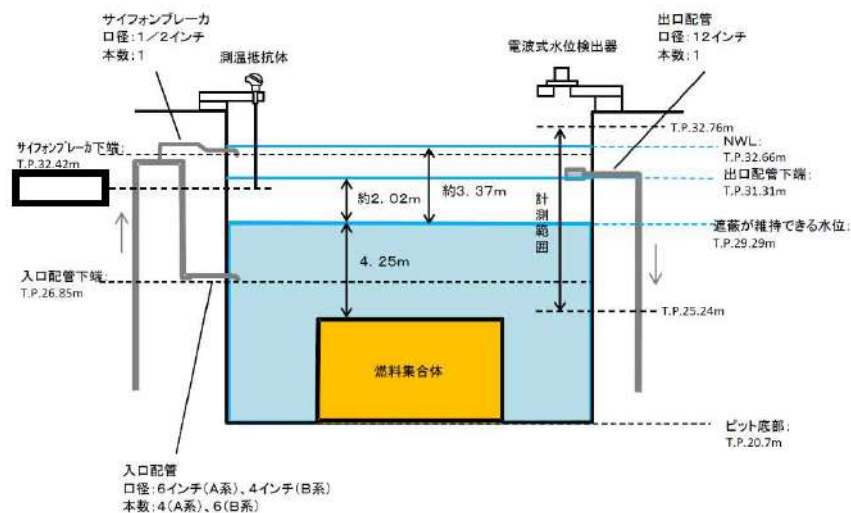
想定事故 1, 2 における使用済燃料ピット水位及び放射線量率について

想定事故 1, 2 において使用済燃料ピットの水位が低下した場合でも、可搬型大型送水ポンプ車を用いた注水等により使用済燃料ピット中央水面の放射線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h: 設置許可添付書類 8 記載) を超えない水位 (燃料集合体頂部から約 4.25m) を維持できる。(第 1 図「泊 3 号炉 想定事故 1, 2 における水位概要図」及び第 2 図「貯蔵中の使用済燃料からの放射線量率分布」参照)

a. 想定事故 1 における想定水位 (概略図)

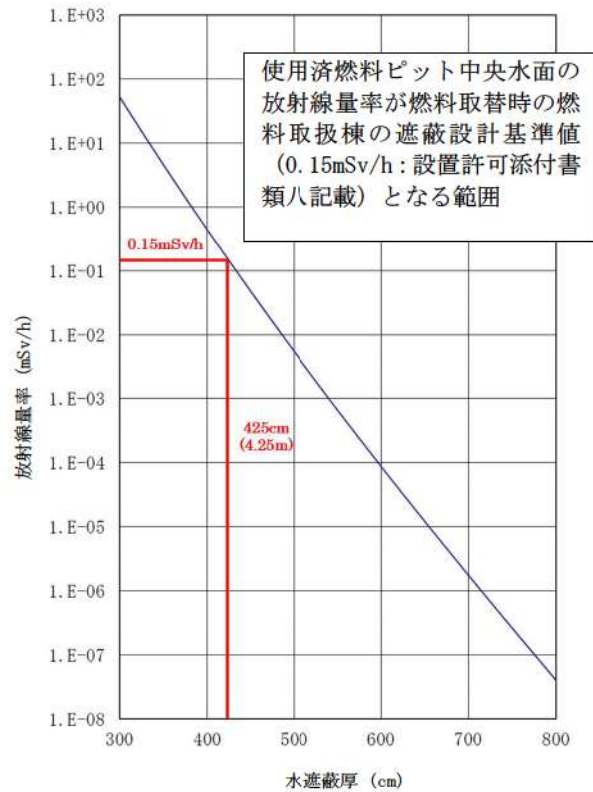


b. 想定事故 2 における想定水位 (概略図)



第 1 図 泊 3 号炉 想定事故 1, 2 における水位概要図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



※水温 52°C, 燃料有効部からの評価値

100°Cの水を考慮した場合、必要水厚は、約 11cm 増加するが、本評価では、燃料有効部から [] 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

第 2 図 貯蔵中の使用済燃料からの放射線量率分布

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

使用済燃料ピット事故時環境下での監視計器の健全性について

使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟は建屋空間が大きく※1，使用済燃料ピットの冷却機能喪失による蒸散蒸気は，監視計器を設置している建屋下部に留まることはないと考えられる。なお，燃料取扱棟は，気密性を有する建屋構造となっていないことから，通常，原子炉補助建屋換気設備により，燃料取扱棟内が負圧となるように設計されている。想定事故の場合，使用済燃料ピット水の沸騰による蒸散が継続し，高温（大気圧下であり，100℃以上に達することはない。）高湿度の環境での使用も考えられるが，検出器取付構造及び設置位置により，発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから，監視計器は事故時環境下でも使用可能である。なお，使用済燃料ピット監視カメラについては，空気による冷却により耐環境性の向上を図ることとしている。

※1 燃料取扱棟 縦：約 57m，横：約 17m，高さ：約 15～22m

第 1 表 使用済燃料ピットの重大事故等時での監視設備の健全性について（1 / 2）※2

		計器仕様		設置場所	環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合 評価
水位	使用済燃料 ピット水位 (AM 用)	計測範囲	T. P. 25. 24～ 32. 76m	使用済燃 料ピット 上端	～T. P. 29. 29m	○	計測範囲は，有効性評価成立性を確認した結果，想定事故 1， 2 の水位変動範囲内であり問題ない。	○
		温度	70℃		～100℃	△	□C環境下での機能健全性を試験にて確認済。	○
		湿度	100% (IP65「噴流 水に対する保護」)		～100%	○	防水機能（いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造）を有しており，問題ない。	○
		放射線	<10Gy/h		1. 3×10 ⁷ mGy/h	○	計測範囲は，有効性評価成立性を確認した結果，想定事故 1， 2 の水位変動範囲内であり問題ない。ただし，水位が異常に低下し放射線量率が上昇した場合は仕様を超えるため，その後は使用済燃料ピット水位（可搬型）により監視する。	○
	使用済燃料 ピット水位 (可搬型)	計測範囲	T. P. 21. 30～ 32. 76m	使用済燃 料ピット 上端	～T. P. 29. 29m	○	計測範囲は，使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合においても想定範囲内（使用済燃料ピット底部近傍～N. W. L 近傍）であり，問題ない。	○
		温度	—		—	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため，問題ない。	○
		湿度	—		—			
		放射線	—		—			

※2 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の値であり，詳細設計により今後見直す可能性もある。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 使用済燃料ピットの重大事故等時での監視設備の健全性について(2/2)※2

		計器仕様		設置場所	環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合 評価
水温	使用済燃料 ピット温度 (AM用)	測定 位置	T.P. 	使用済燃 料ピット 上端	~T.P. 29.29m	△	水位が計測位置以下となった場合、雰 囲気温度を計測するが、使用済燃料ピ ット監視カメラ(赤外線)にて水位表 面温度を傾向監視可能である。また、 注水により水位が計測位置(出口配管 高さ)まで回復した後は計測可能であ る。	○
		計測範囲	0~100℃		~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○
		温度	80℃		~100℃	△	 ℃環境下での機能健全性を試験に て確認済。	○
		湿度	100%(IP67「水 中への浸漬に 対する保護」)		~100%	○	防水機能(規定の圧力、時間での水中 に浸漬した場合でも影響を受けない 構造)を有しており、問題ない。	○
		放射線	—		—	○	検出部の構成材料が無機物で構成さ れているため、問題ない。	○
放射線量率	使用済燃料 ピット可搬型 エリアモニ タ	計測範囲	10nSv/h~ 1,000mSv/h	使用済燃料 ピット区域 周辺屋外	使用済燃料ピット 区域から設置 場所までの離隔 距離や遮蔽物に よる減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮 して、使用済燃料ピット内の燃料が露 出した場合でも使用済燃料ピット区 域内の放射線量率を推定できるよう 評価し把握している。	○
		温度	-19~40℃		屋外設置	○	屋外に設置するため、問題ない。	○
		湿度	100%以下		屋外設置	○	屋外に設置するため、問題ない。	○
		放射線	—		使用済燃料ピット 区域から設置 場所までの離隔 距離や遮蔽物に よる減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮 して、使用済燃料ピット内の燃料が露 出した場合でも使用済燃料ピット区 域内の放射線量率を推定できるよう 評価し把握している。	○
状態監視	使用済燃料 ピット監視 カメラ	温度	-15~50℃	使用済燃 料ピット 区域上部	~100℃	△	 ℃環境下での機能健全性を試験に て確認済。雰囲気温度 ℃での使用 も想定し、空気による冷却等により、 耐環境性向上を図る。	○
		湿度	100%(IP65「噴流 水に対する保護」)		~100%	○	防水機能(いかなる方向からの水の直 接噴流で影響を受けない構造)を有し ており、問題ない。	○
		放射線	<20Gy/h		6.0×10 ⁶ mGy/h	△	水位が異常に低下し放射線量率が上 昇した場合は仕様を超えるため、その 後は使用済ピット水位(可搬型)によ る監視を主体とし、放射線量率の推定 も含めた状態監視を行う。	○

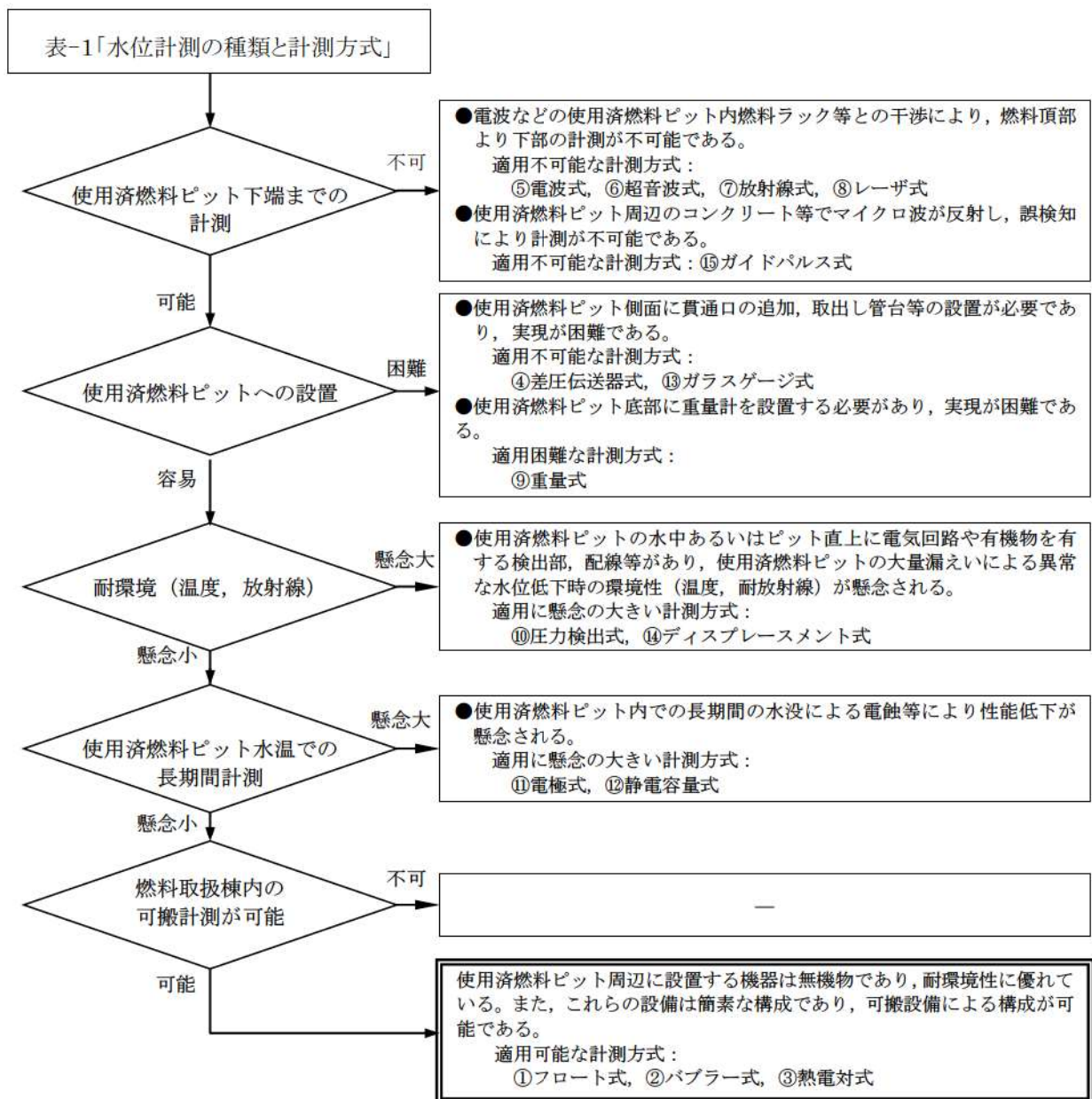
※2 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の値であり、詳細設計により今後見直す可能性もある。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

使用済燃料ピット水位（可搬型）の成立性について

「第1図 使用済燃料ピット下部水位計測の選定フロー」より、使用可能であると選定した3つの方式から、以下の理由によりフロート式を採用した。

（理由）使用済燃料ピット水位が異常に低下した場合には、使用済燃料ピット区域内は高温、高湿度、高線量になることが想定されるため、使用済燃料ピット区域内で使用する機器を耐環境性に優れた無機物で構成でき、かつ、水位を連続的に測定可能なフロート式水位計を選定した。



第1図 使用済燃料ピット下部水位計測の選定フロー

第1表 水位計測の種類と計測方式 (1/3)

種類	①フロート式	②バブラー式	③熱電対式	④差圧伝送器式	⑤電波式
計測方式	<p>【フロートのみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水面にフロートを投入し、水面の変化によるフロートの位置の変化をワイヤーを介して、別の場所に設置する検出部に伝達し、その位置の変化量を水位として計測する。</p>	<p>【配管のみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水中にエアバージ配管を投入し、少量の空気をバージし、その背圧が配管先端の水圧に等しくなる原理を用いる。その背圧の変化を別の場所に設置する差圧検出器で水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【点計測】</p> <p>水中に、熱電対を用いた温度検出器を投入し、水中と気中に生じる温度差、あるいは熱伝導率の差による温度変化を熱電対で計測し、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク下端側面から配管を別の場所に設置する差圧検出器まで導き、下端と大気中の水頭圧差により水位として計測する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信された電波が水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

第1表 水位計測の種類と計測方式 (2/3)

種類	⑥超音波式	⑦放射線式	⑧レーザ式	⑨重量式	⑩圧力検出式
計測方式	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信された超音波パルスが水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの外側に放射線同位元素と線量計を設置し、放射されるγ線が、水を透過するときに吸収される原理を用いて、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信されたレーザパルスが水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【配管のみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの重量を計測し、水量を算出することにより、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内底部に歪ゲージなどを用いた圧力検出器を投入し、水頭圧を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

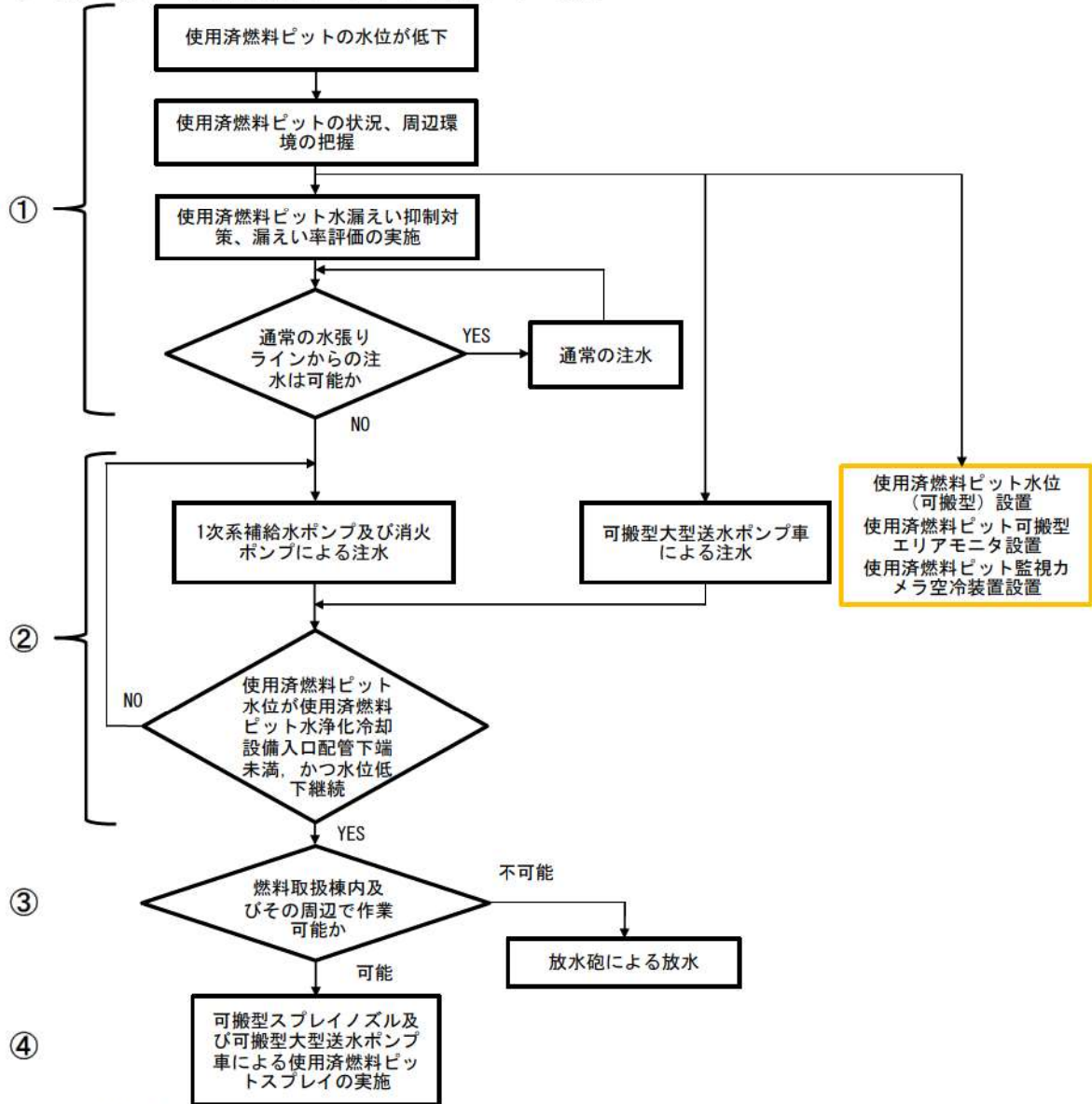
第1表 水位計測の種類と計測方式 (3/3)

種類	⑪ 電極式	⑫ 静電容量式	⑬ ガラスゲージ式	⑭ ディスプレースト式	⑮ ガイドパルス式
計測方式	<p>【接触】</p> <p>【点計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内に先端を開放した電極棒などを投入し、電極が水中の場合、通電することにより電流が流れる原理を用いて、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内に先端を開放した電極棒などを投入し、水中と気中の静電容量の差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク下端側面から配管を別の場所に引出し、連通管を設ける。連通管をカメラなどを介して目視することにより、水位を確認する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水中にディスプレイサを固定設置し、水位変化に伴うディスプレイサの浮力の変化を移動量または力として取り出し、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ワイヤーにマイクロ波を伝搬させ、比誘電率の高い水面で反射した波の到達時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要	<p>中央制御室へ ケーブル 電極 ON-OFF ラック</p>	<p>中央制御室へ 静電容量計測器 ラック 2本の検間の静電容量の変化を計測</p>	<p>中央制御室へ カメラ ガラスケース ラック</p>	<p>中央制御室へ 伝送器 浮力 ディスプレイサ ラック</p>	<p>中央制御室へ ワイヤー マイクロ波発信器 ラック マイクロ波</p>

第2表 使用済燃料ピット水位（可搬型）の成立性

項目	仕様 他		評価	備考
計測範囲	T. P. 21. 30m～32. 76m	使用済燃料ピット底部近傍から N. W. L 近傍まで計測が可能。	○	—
計測の連続性	連続計測	使用済燃料ピット底部近傍から N. W. L 近傍まで連続計測が可能。	○	異常な水位の低下事象における想定変動範囲を連続監視可能。
計測原理	フロート式	フロート式は、従来より一般的に採用されており、豊富な実績もあることから計測に対する大きな問題はない。	○	—
耐環境性	使用済燃料ピット内フロート 使用済燃料ピット区域内フロート吊込架台、ワイヤ及びワイヤ支持柱	使用済燃料ピット区域内は、ピット水の沸騰による蒸散による温度、湿度の上昇及び異常な水位の低下により放射線量が上昇するが、使用済燃料ピット区域内は、無機物で構成しているフロート等であり、耐環境性に優れている。	○	水位変換器等の電気部品他は、使用済燃料ピット環境（温度、湿度、放射線）の影響を受けない場所に設置。
可搬／常設	可搬設備	<ul style="list-style-type: none"> ・フロート ・フロート吊込架台 ・ワイヤ及びワイヤ支持柱 ・水位変換器 	○	
	常設設備	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室への伝送路 	○	

参考：泊3号炉 使用済燃料ピット水位低下時の対応フロー

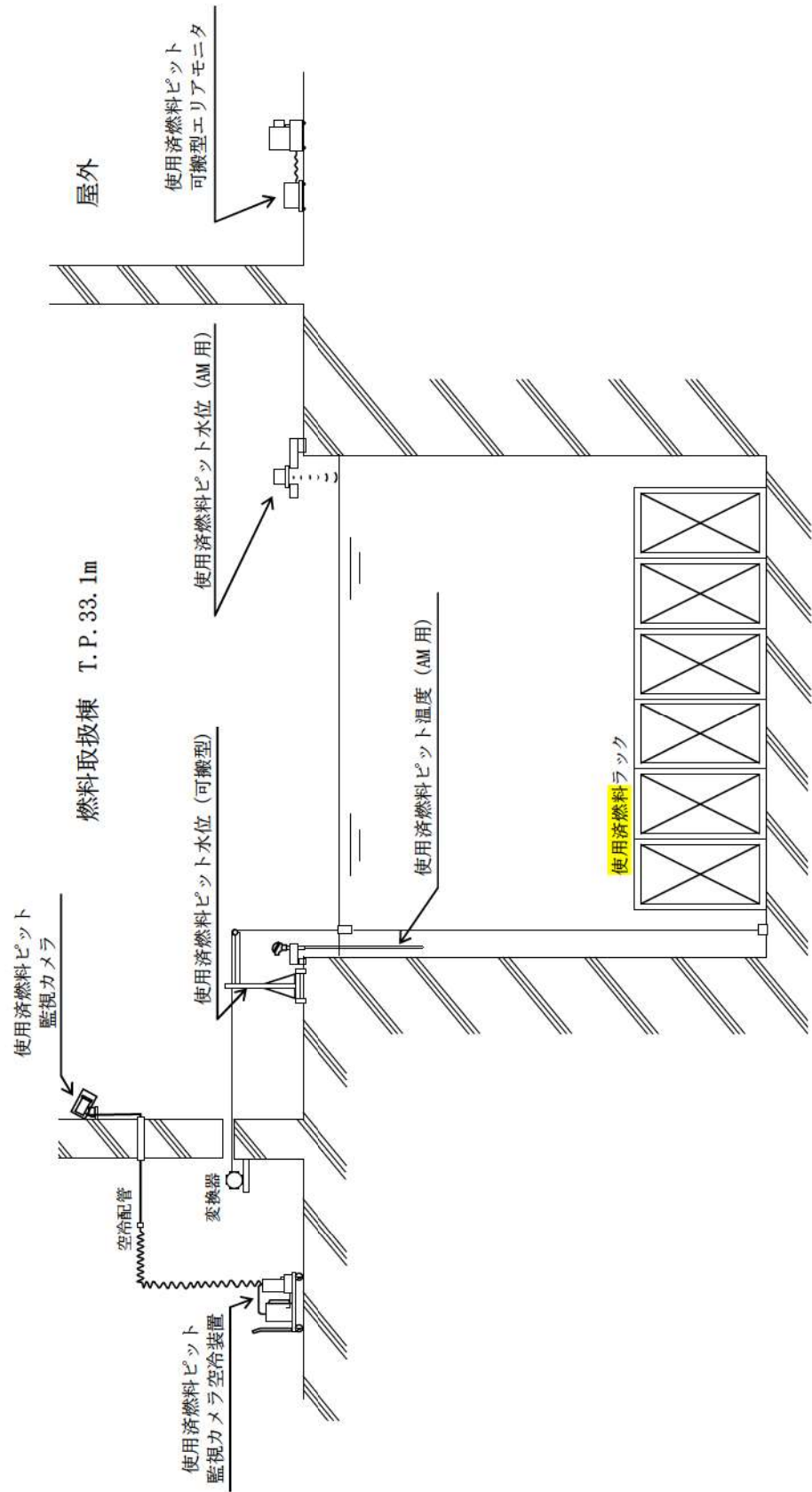


各計器監視機能

計器名称		①	②	③	④
水位	使用済燃料ピット水位	青	赤		
	使用済燃料ピット水位（AM用）	赤	赤		
	使用済燃料ピット水位（可搬型）		赤		
温度	使用済燃料ピット温度	青	赤		
	使用済燃料ピット温度（AM用）	赤	赤		
	使用済燃料ピット監視カメラ	赤	赤		
放射線量率	使用済燃料ピットエリアモニタ	青	赤		
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ		赤		

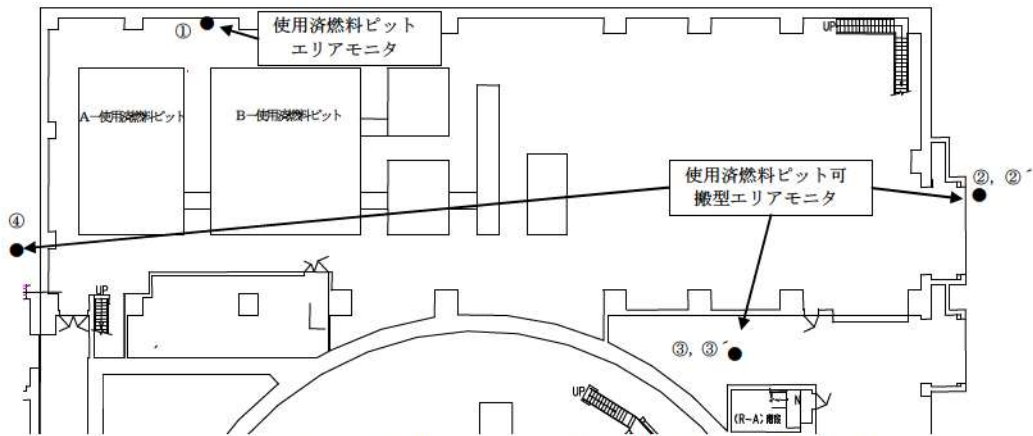
注) 青：設計基準対象施設
 赤：重大事故等対処設備

使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の全体概要

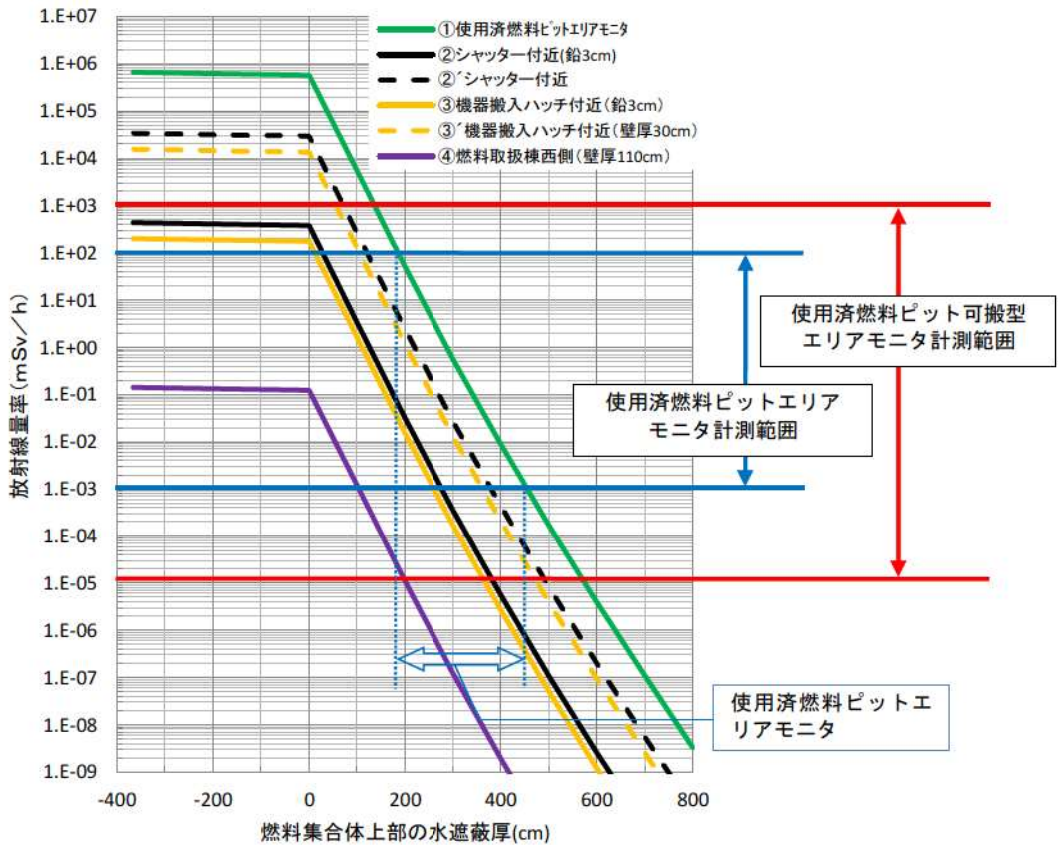


使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる監視について

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、あらかじめ設定している設置場所での放射線量率の相関（減衰率）関係进行评估し把握しておくことにより、使用済燃料ピット区域の放射線量率を推定する。



第1図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの配置図



第2図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と放射線量率の相関図

使用済燃料ピット監視設備の線量評価手法等について

(1) 放射線量率の評価手法

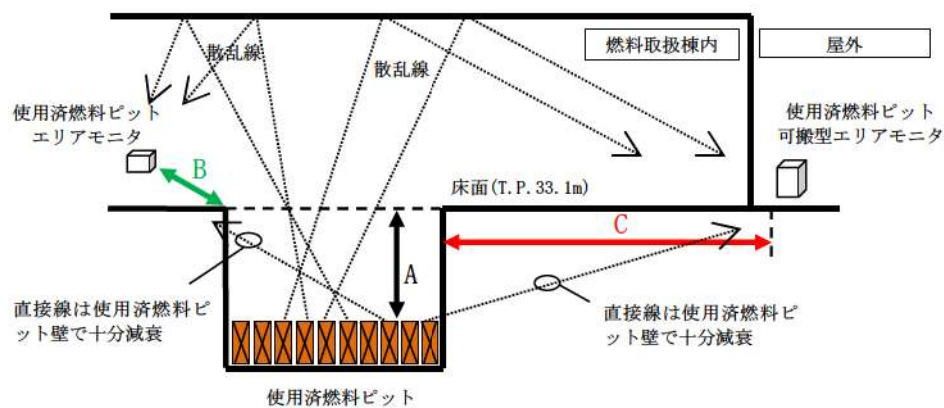
使用済燃料ピットの放射線量率を測定する使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの位置関係は、第1図に示すとおり、使用済燃料から非直視の位置関係となる。非直視の位置については、直接線は壁等で十分減衰するため散乱線の評価する。

評価モデルとしては、使用済燃料1体からの使用済燃料ピット上方向の距離減衰を評価し、1体の放射線量率に貯蔵体数を乗じる。床面からの距離を使用済燃料ピット上方向の距離として距離減衰を評価し、計算結果に散乱の減衰率を乗じている。放射線量率計算にはSPAN-SLABコードを用いる。(第2図参照。)

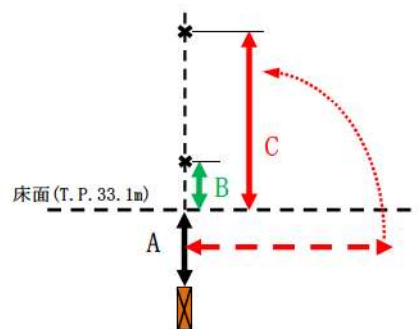
【諸元】

- ・線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置用に用いている原子炉停止後 100 時間の線源強度を使用。
- ・壁、天井での遮蔽減衰率は 0.1 とする。

(「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」における散乱線の簡易計算手法による。)



第1図 使用済燃料ピット監視設備と使用済燃料の位置関係イメージ



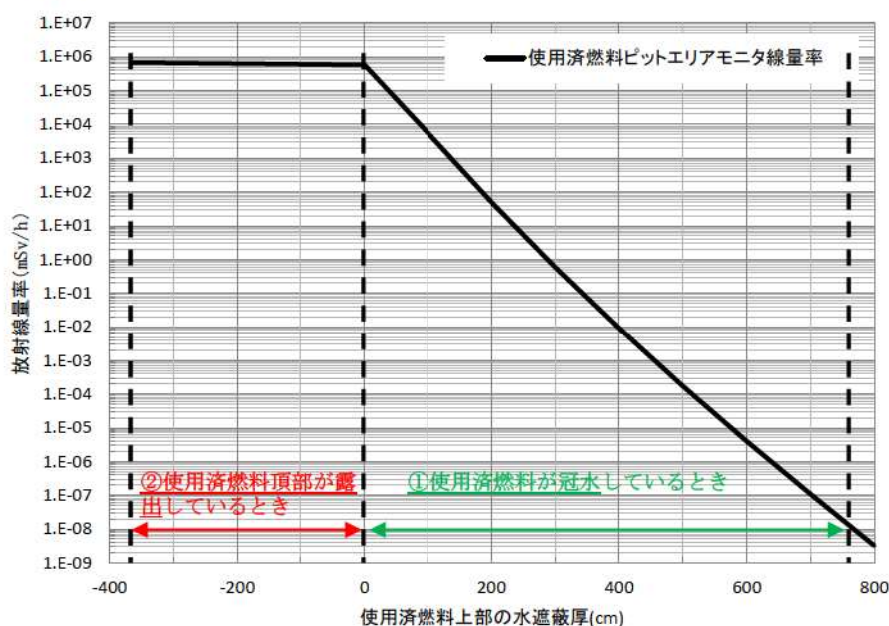
第2図 線量評価モデル

(2) 放射線量率から水位を推定する場合

使用済燃料ピット区域の放射線量率を測定し、使用済燃料ピットの水位と放射線量率の関係から、使用済燃料ピットの水位を推定する。

燃料集合体が冠水していれば（下図の水遮蔽厚が0cm以上）、水位低下に伴って放射線量率も上昇する。また、燃料集合体頂部が露出した後は、燃料集合体冠水時に比べ、水位低下による放射線量率の上昇は緩慢になる。

よって、放射線量率の上昇が緩やかになることにより、燃料集合体頂部が露出したと推定できる。燃料頂部露出以降においても、放射線量率の上昇から水位を推定できる可能性はあるが、水位低下に対する放射線量率の上昇率が小さくなるため、燃料頂部露出以前よりも水位の推定は難しくなる。



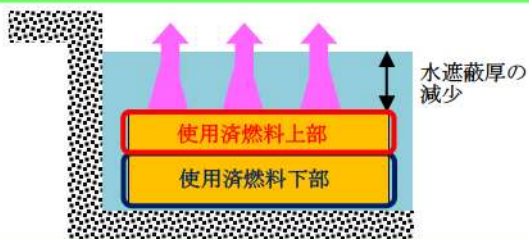
②燃料頂部が露出しているとき

燃料の鉛直方向への放射線量率は、下部線源の寄与が上部線源で遮蔽され上部線源の寄与が支配的であることから、水位低下による放射線量率の上昇の傾きは小さくなる。



①燃料が冠水しているとき

水位が低下すると燃料の鉛直方向の遮蔽厚が減少するので、放射線量率が大きく上昇する。



重大事故等時における使用済燃料ピット監視計器の耐環境性について

(a) 重大事故等時における使用済燃料ピットの環境について

使用済燃料ピットで重大事故等が発生した場合に、計器周辺の環境が温度 100℃、湿度 100%RH となる可能性を考慮し、使用済燃料ピット温度 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (AM 用) の機能健全性を評価する。

(b) 試験方法

試験対象となる計器 (第 1 表に記載) について、温度 100℃環境下での耐熱試験を実施する。なお、湿度 100%RH については、温度計・水位計共に防水機能を有しているため、機能健全性に問題はない。

第 1 表 試験対象となる使用済燃料ピット温度計及び水位計の機器仕様

名称	種類	機器仕様	
		温度	防水性
使用済燃料ピット温度 (AM 用)	測温抵抗体	80℃	防水機能あり。(IP67「水中への浸漬に対する保護」(水の浸入に対する保護として、規定の圧力、時間での水中に浸漬しても有害な影響を受けないような構造))
使用済燃料ピット水位 (AM 用)	電波式水位検出器	70℃ [] [] []	防水機能あり。(IP65「噴流水に対する保護」(いかなる方向からの水の直接噴流によっても有害な影響を受けないような構造))

○耐熱試験

試験装置の中に設置した計器に対して、100℃を計 9 日間印加した後に、監視機能を維持できることを確認する。

(c) 試験結果

耐熱試験の結果を第 2 表に示す。100℃環境下においても計器の監視機能は維持されており、健全性に問題はない。

第 2 表 試験結果

名称	結果
使用済燃料ピット温度 (AM 用)	100℃を印加した後の特性試験：結果 良
使用済燃料ピット水位 (AM 用)	100℃を印加した後の特性試験：結果 良

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

以上

54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界性評価

1. 評価の基本方針

使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生した場合、可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）により、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料ピット全面にスプレイを実施し、ラック及び燃料体等を冷却する。

大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価は、可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）にて、ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。

ここでは、使用済燃料ピット内に燃料が満たされた場合の未臨界性評価結果を示すことにより、大規模漏えい時においても臨界を防止できる燃料配置の成立性を確認する。

なお、解析には、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された三次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いる。評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

2. 計算方法

(1) 計算体系

計算体系は、垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。

垂直方向では、上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である300mmの水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mmのコンクリートとして評価する。

水平方向では、ピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、垂直方向上部と同様に300mmの水反射を仮定する。

評価対象ピットは貯蔵容量が大きいB-使用済燃料ピット（840体）とする。また、評価モデルは、B-使用済燃料ピットにウラン新燃料のみを貯蔵した条件及び実運用を考慮した体数のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した条件で評価する。

未臨界性評価の計算体系を第1図～第4図に示す。

(2) 計算条件

評価の計算条件は以下のとおりである。

- (a) ウラン濃縮度は、ウラン加工施設で製造される燃料材の濃縮度上限5.00wt%に濃縮度公差を見込み wt%とする。
- (b) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、核分裂性プルトニウム (Pu) 割合が約68wt%

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

となる代表組成を想定する。この場合、約4.1wt%濃縮ウラン相当となるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のPu含有率は約9wt%であるが、燃料材最大Pu含有率13wt%とする。さらに ^{241}Pu から ^{241}Am への壊変は無視し、 ^{241}Am についてはすべて ^{241}Pu とする。

- (c) 燃料有効長は、公称値3,648mmから延長し、3,660mmとする。
- (d) ラックセルの材料であるボロン添加ステンレス鋼のボロン添加量は規格の下限值(0.95wt%)とする。
- (e) ラックセルの厚さは、中性子吸収効果を少なくするため下限値 \square mmとする。
- (f) 使用済燃料ピット内の水は純水とし、残存しているほう素は考慮しない。

以下の計算条件は公称値を使用し、正負の製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するもの(以下、「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。)である。なお、製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には、ラックセル内での燃料体等が偏る効果を含む。

- (g) ラックセルの中心間距離
- (h) ラックセルの内り
- (i) ラックセル内での燃料体等が偏る効果(ラックセル内燃料偏心)
- (j) 燃料材の直径及び密度
- (k) 燃料被覆材の内径及び外径
- (l) 燃料要素の中心間隔(燃料体外寸)

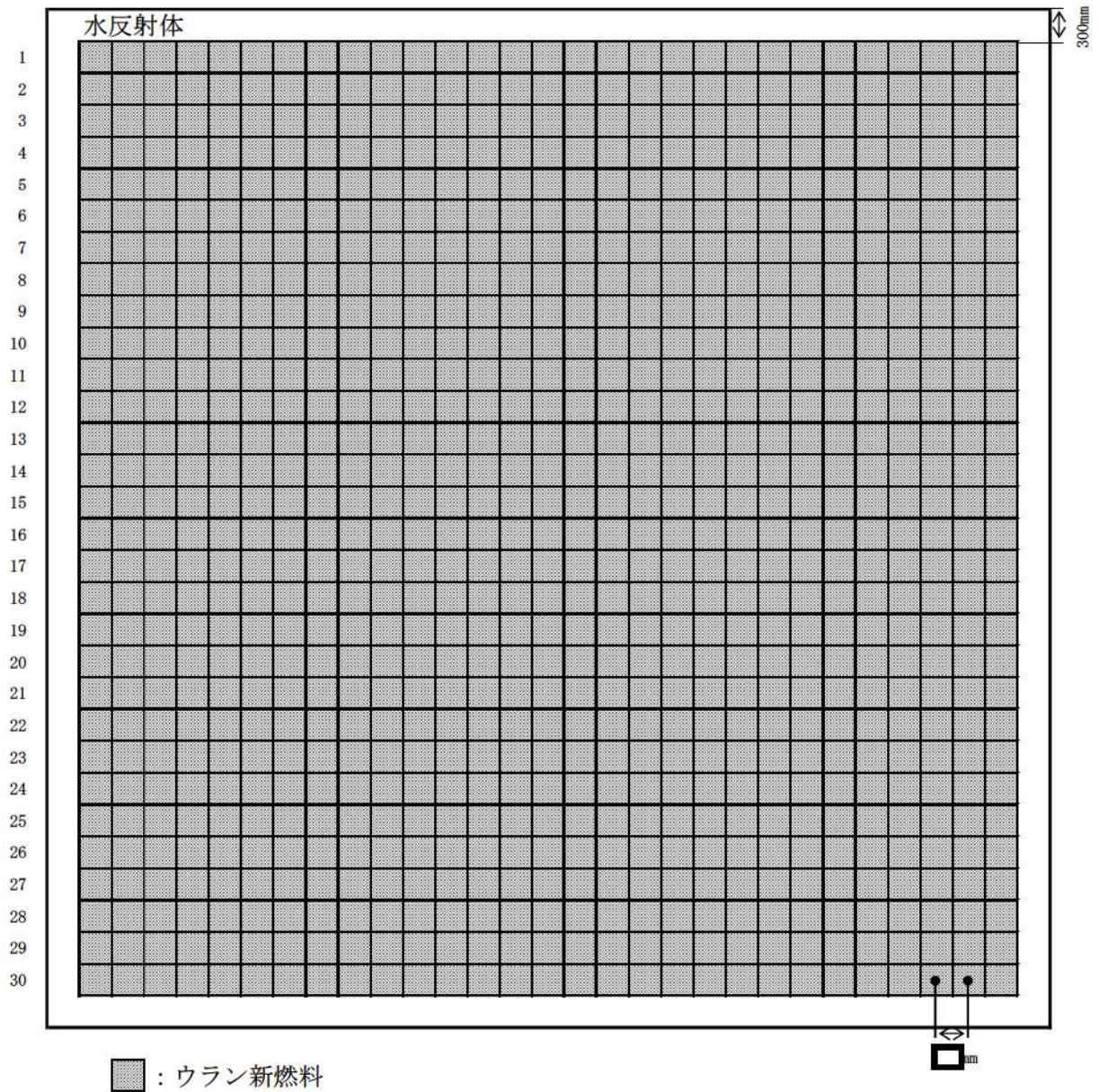
なお、本計算における計算条件を第1表に、不確定性評価の考え方について別添1「大規模漏えい時の未臨界評価における不確定性の考え方」に示す。

3. 計算結果

未臨界性評価結果を第3表に示す。第6図及び第7図のとおり、ウラン新燃料のみを貯蔵した場合は水密度の減少に伴い実効増倍率が単調に減少し、実運用を考慮した体数のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した場合は低水密度領域の一部で実効増倍率が増加する領域があるが、実効増倍率は純水冠水状態で最大となる。ウラン新燃料のみを貯蔵した場合は、実効増倍率は最大で0.9493となり、これに不確定性0.0145を考慮しても実効増倍率は0.964となる。実運用を考慮した体数のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した場合は、実効増倍率は最大で0.9490となり、これに不確定性0.0176を考慮しても実効増倍率は0.967であり、ともに実効増倍率0.98以下を満足している。

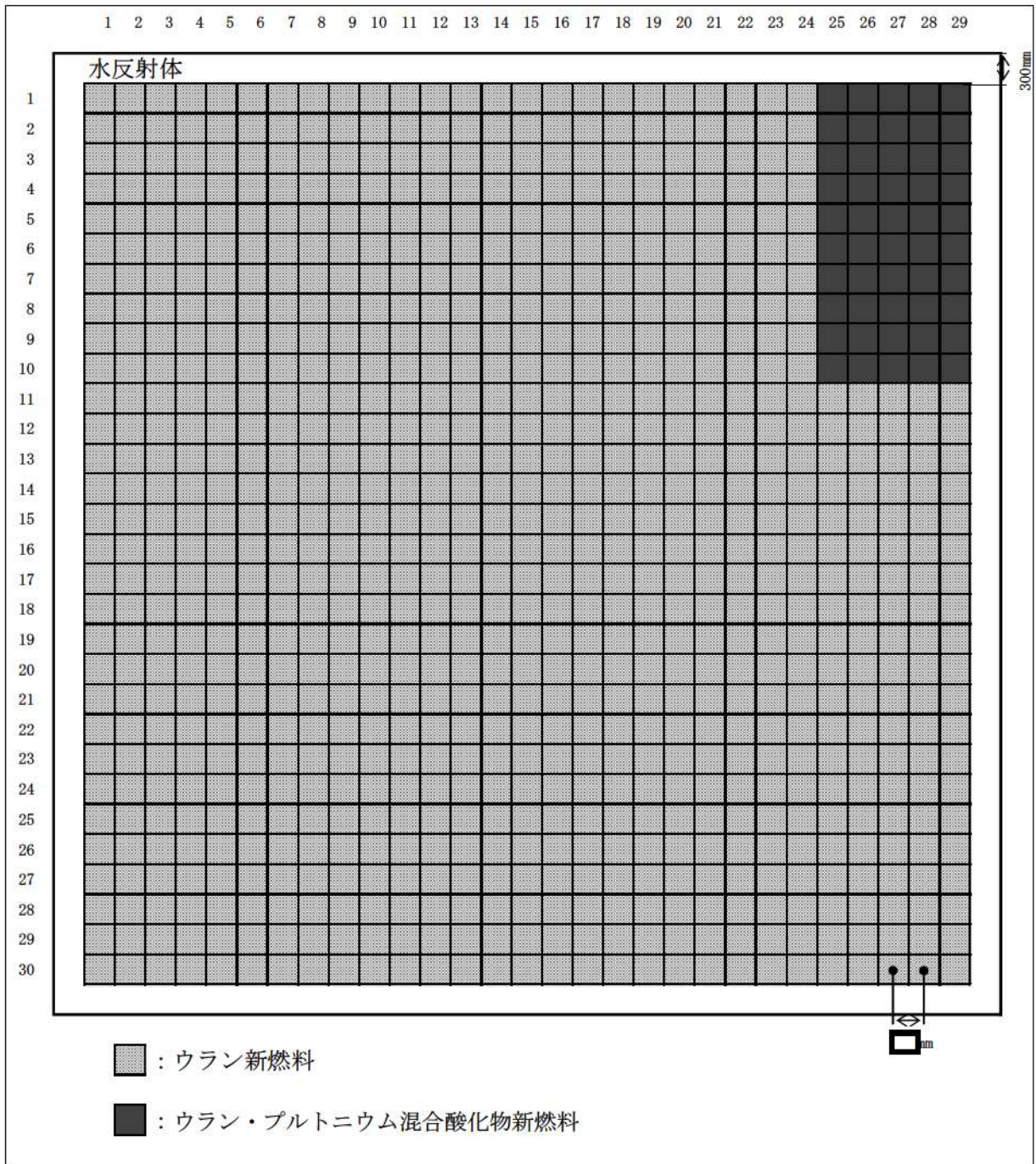
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29



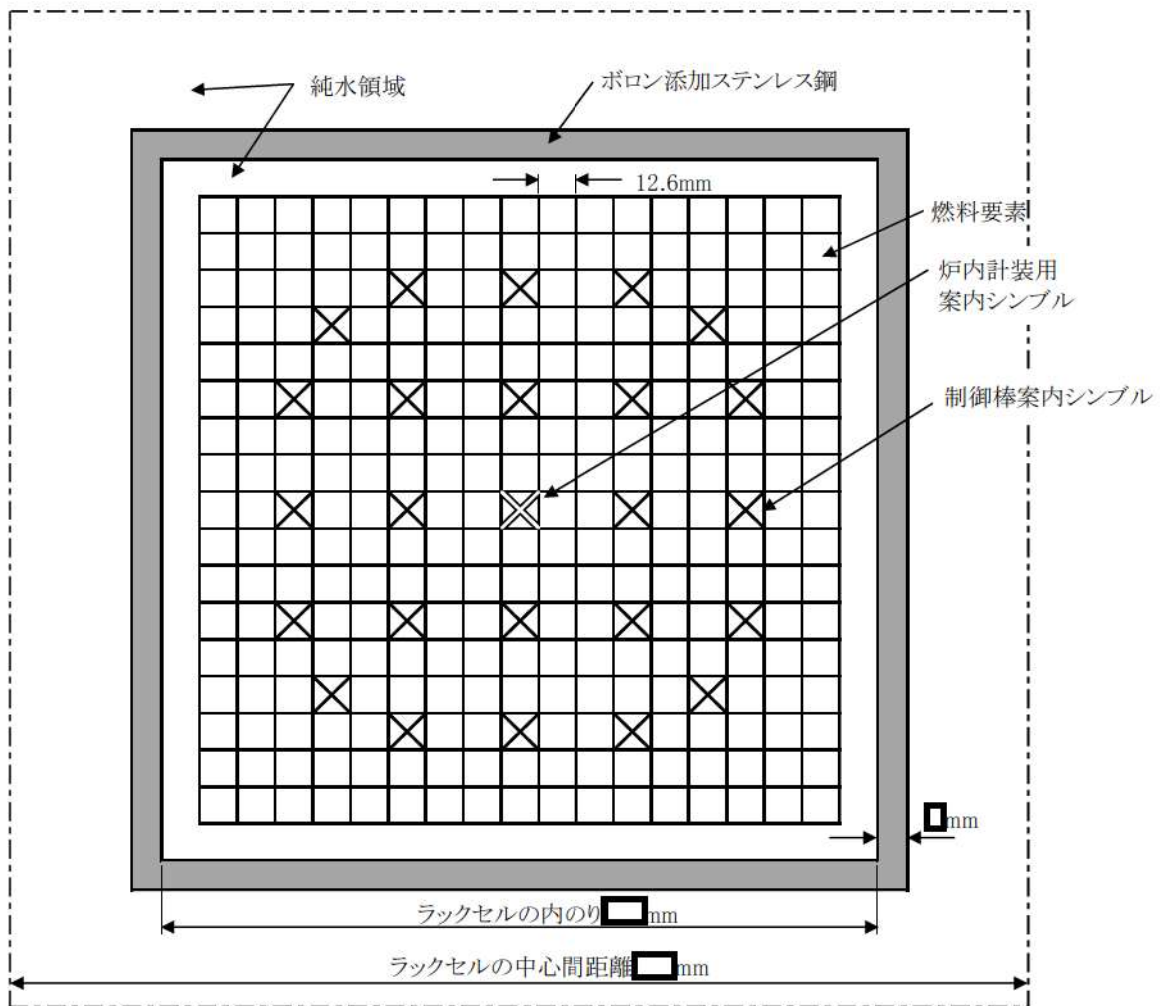
第1図 B-使用済燃料ピットにウラン新燃料のみを貯蔵した場合の計算体系
(水平方向, B-使用済燃料ピット全体)

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



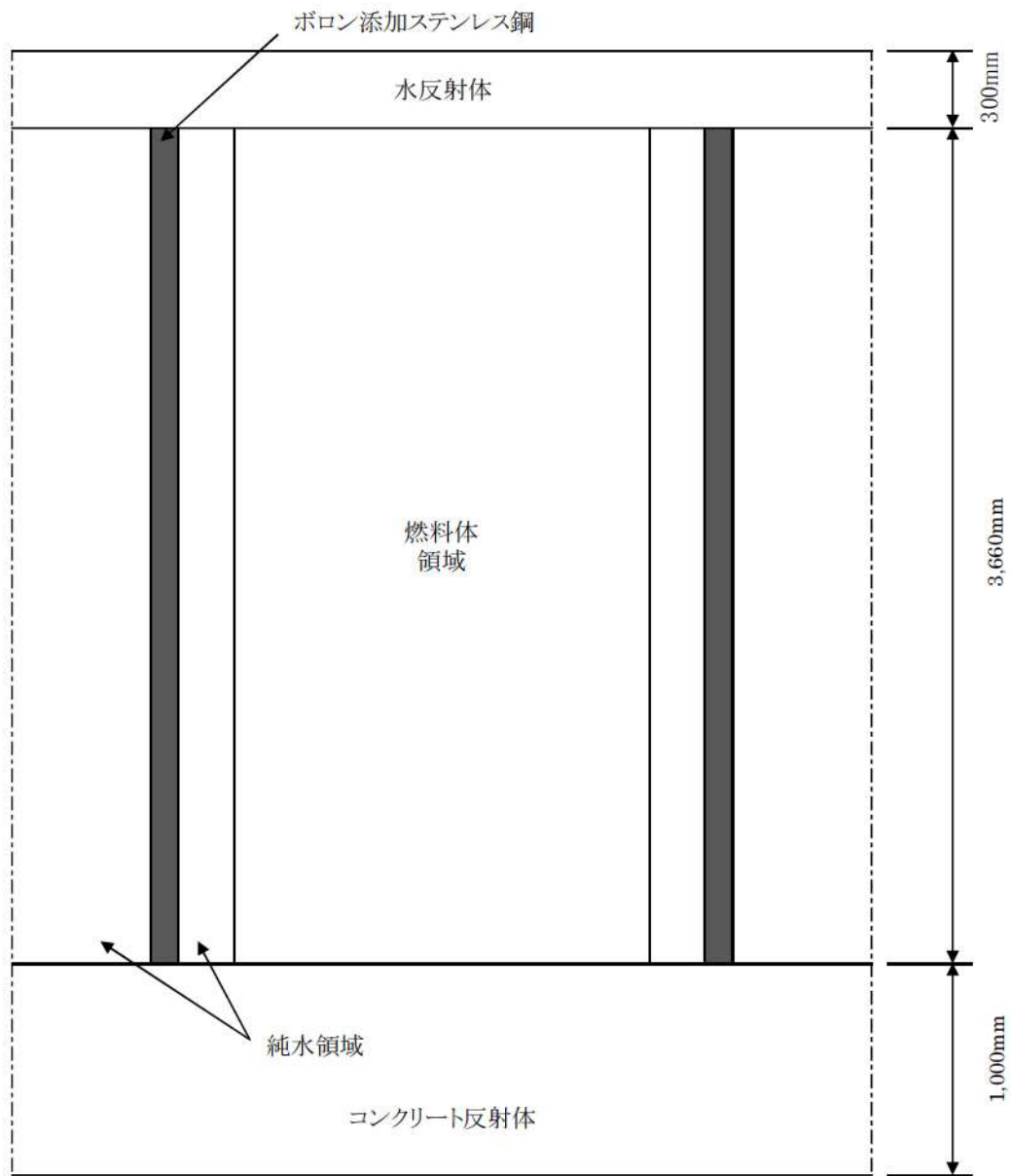
第2図 B-使用済燃料ピットに実運用を考慮した体数のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した場合の計算体系(水平方向, B-使用済燃料ピット全体)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第3図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系
(水平方向, 燃料体部拡大図)

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第4図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系
(垂直方向)

第1表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算条件

	項目	仕様	
燃料仕様	燃料種類	17×17型 ウラン燃料	17×17型 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
	²³⁵ U濃縮度 またはPu含有率/Pu組成	□ wt%	13wt%/代表組成 第2表参照
	燃料材密度	理論密度の97%	理論密度の95%
	燃料要素中心間隔	12.6mm	同左
	燃料材直径	8.19mm	同左
	燃料被覆材内径	8.36mm	同左
	燃料被覆材外径	9.50mm	同左
	燃料有効長	3,660mm	同左
使用済燃料ラック Bピット 仕様	ラックタイプ	キャン型	
	ラックセルの中心間距離	□ mm × □ mm	
	材料	ボロン添加ステンレス鋼	
	ボロン添加量	0.95wt% (注1)	
	板厚	□ mm	
	内のり	□ mm	
	使用済燃料ピット内の水のほう素濃度	0ppm (注2)	
	使用済燃料ピット内の水密度	0.0~1.0g/cm ³	

(注1) ボロン添加量は1.0wt%であるが、未臨界性評価上のボロン添加量は公差下限値の0.95wt%とする。

(注2) 燃料は、約3,200ppmのほう酸水中に保管されるが、未臨界性評価には0ppmを使用する。

第2表 代表組成

Pu組成 (wt%)					
²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	²⁴¹ Am
1.9	57.5	23.3	10.0(11.9)	5.4	1.9(0.0)

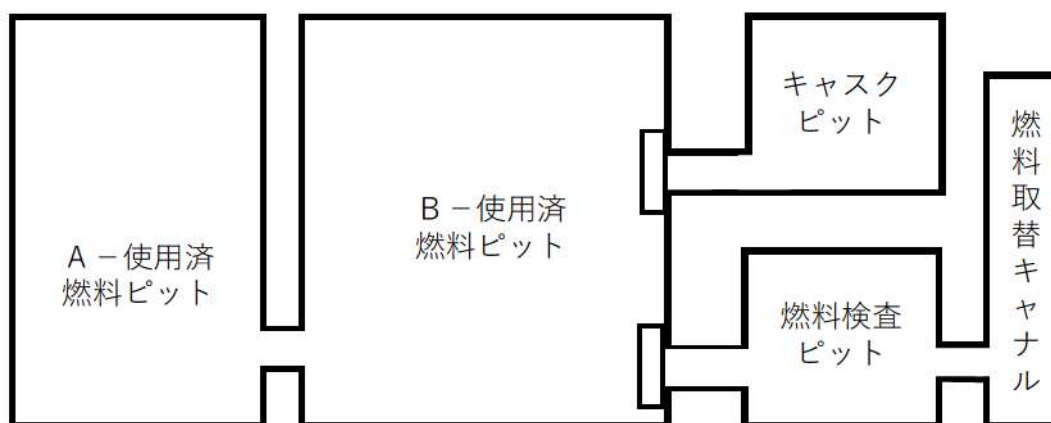
() 内は未臨界性評価に用いた値

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

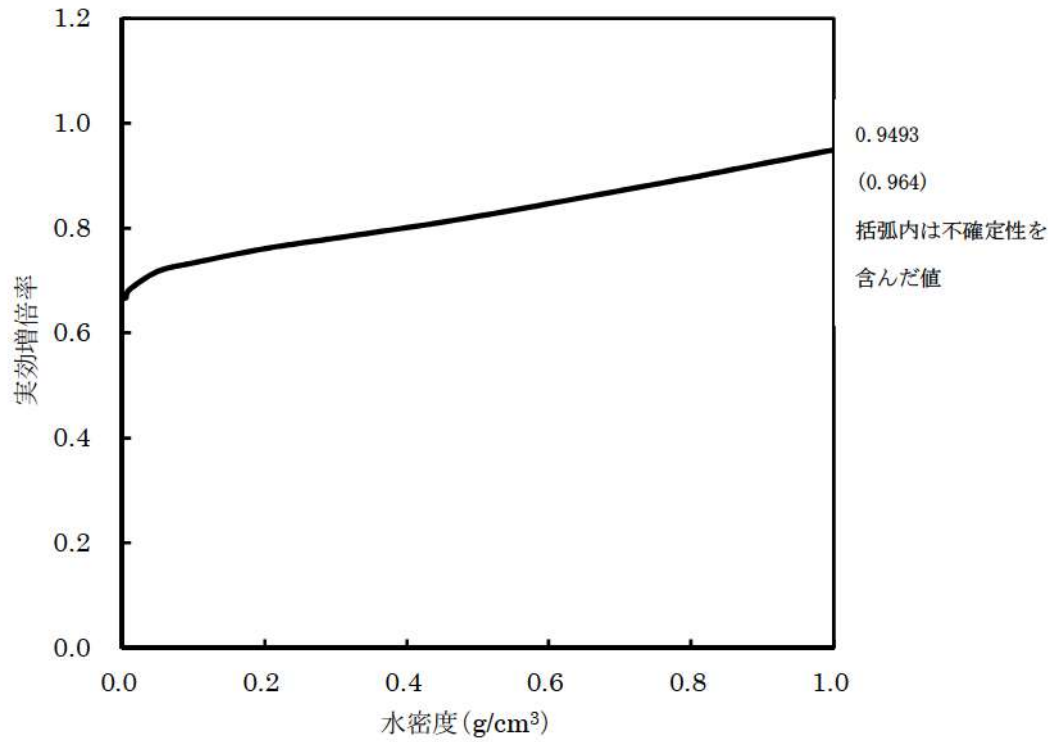
第3表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価結果

評価項目	実効増倍率 ^(注)		関連する 計算体系図
	評価結果	水密度条件	
ウラン新燃料	0.964 (0.9493)	1.0g/cm ³	第1図, 第3図, 第4図
ウラン新燃料+ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料	0.967 (0.9490)	1.0g/cm ³	第2図, 第3図, 第4図

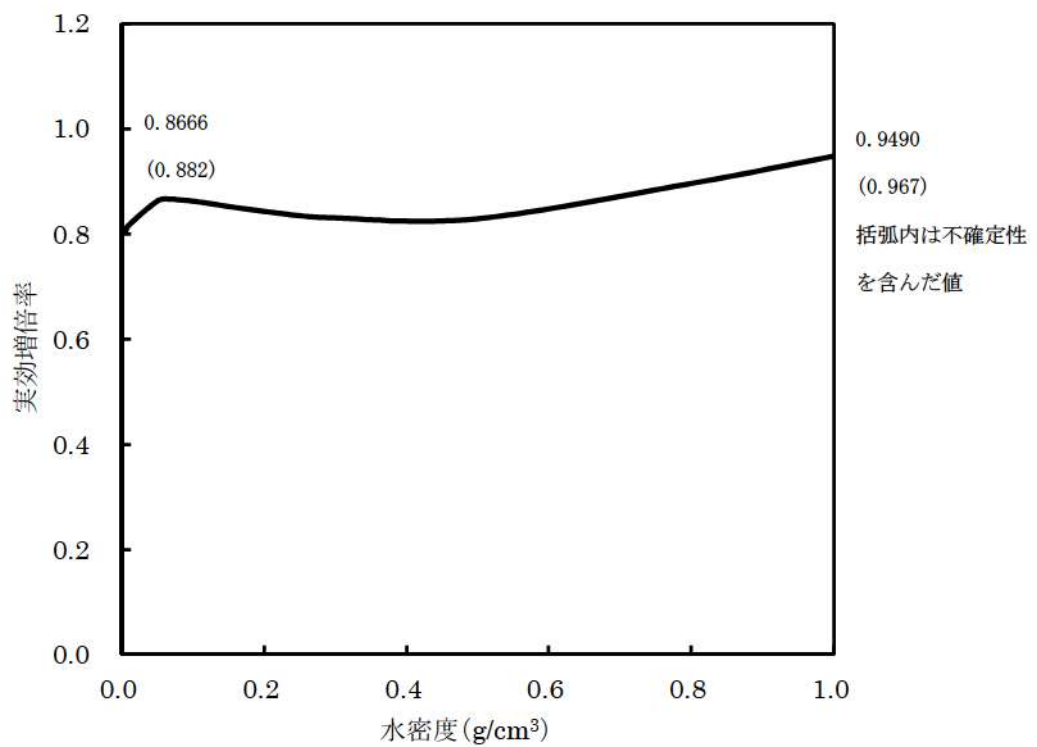
(注) 不確定性を含む。()内は不確定性を含まない値。



第5図 使用済燃料ピット配置図



第6図 実効増倍率と水密度の関係（ウラン新燃料のみを貯蔵した場合）



第7図 実効増倍率と水密度の関係（実運用を考慮した体数のウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した場合）

大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価の考え方

泊3号炉の使用済燃料ピットで、大規模漏えい時の未臨界性評価において考慮すべき不確定性として考えられるのは、以下のとおりである。

- ① 大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性
- ② 臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）
- ③ 製作公差に基づく不確定性（ラックセル内での燃料体等が偏る効果を含む）

上記のうち、「①大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性」として考える項目は、使用済燃料ピット内の水分雰囲気、ほう素濃度条件及び使用済燃料ピットの構造物条件が挙げられる。

使用済燃料ピット内の水分雰囲気については、スプレーや蒸気条件の想定として、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させ、使用済燃料ピット内の水は純水として評価し、残存しているほう素は考慮しない。

また、上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である300mmの水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mmのコンクリートとして評価する。以上より、①に係る不確定性については、すべて使用済燃料ピットで大規模漏えいを想定した際に現実的に生じうる状態を十分に包絡できる設定としている。

一方で、「②臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）」については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示されるとおり、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施し、臨界計算に考慮すべき平均誤差及び標準偏差を適切に評価し、不確定性として考慮する。

また「③製作公差に基づく不確定性（ラックセル内での燃料体等が偏る効果を含む）」については、燃料体等及びラックが健全であるという前提では、低水密度状態においても、平成17年12月22日付け平成17・09・16資第4号にて認可された建設工認(第7回)資料10「燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書」において考慮している項目を同様に考慮することで網羅的に評価される。

上記より、泊3号炉の使用済燃料ピットで、大規模漏えい時に考慮すべき不確定性は②、③に係る不確定性であり、これら进行评估した結果、不確定性の合計は第1-1表及び第1-2表に示すとおりウラン新燃料を貯蔵した場合においては0.0145、ウラン新燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を貯蔵した場合においては0.0176となる。

第1-1表 泊3号炉 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価結果
(B-使用済燃料ピット, ウラン新燃料, 水密度 1.0g/cm³)

臨界計算上の不確定性評価項目			評価結果		
計算コード	平均誤差	δk	0.0007 ^(注1)		
の不確定性	95%信頼度×95%確率	ϵ_c	0.0065 ^(注2)		
			不確定性	入力値 ^(注3)	
製作公差に基づく不確定性	[]	ラックセルの内のり公差	ϵ_w	0.0072	[]
	[] (計算	燃料製作公差	ϵ_r	0.0064	—
	体系を第1-1	-燃料材直径	ϵ_d	(0.0015)	[]
	図に示す)	-燃料材密度	ϵ_l	(0.0035)	[]
		-燃料被覆材内径	ϵ_{cr}	(0.0018)	[]
		-燃料被覆材外径	ϵ_{cd}	(0.0038)	[]
		-燃料体外寸	ϵ_a	(0.0030)	[]
		[]	ラックセルの中心間距離	ϵ_p	0.0067 ^(注4)
	[] (計算	公差			
	体系を第1-2	ラックセル内燃料偏心	ϵ_f	0.0029 ^(注5)	—
	図に示す)				
統計誤差		σ	0.0005		
不確定性合計 ^(注6)		ϵ	0.0145		

(注1) 国際的に臨界実験データを評価収集しているOECD/NEAによるINTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTSに登録されているウラン燃料に係る臨界実験を対象にSCALE6.0システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

(注2) 上記の臨界実験を対象にSCALE6.0システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ(95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

(注3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

(注4) [] ラックセルの中心間距離公差評価モデル(第1-4図, 第1-5図, 第1-6図) [] []での評価結果。なお, 評価結果は下表のとおり。

ラックセルの中心間距離公差による不確定性評価結果

解析モデル	不確定性評価結果
[]	[]
[]	[]
[]	[]

[] の内容は機密情報に属しますので公開できません。

(注5) [redacted] ラックセル内での燃料体の偏心モデル (第1-7図, 第1-8図, 第1-9図) [redacted]

[redacted] での評価結果。なお, 評価結果は下表のとおり。

ラックセル内での燃料体偏心による不確定性評価結果

解析モデル		不確定性評価結果	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

(注6)

[redacted]

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1-2表 泊3号炉 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価結果
 (B-使用済燃料ピット, ウラン新燃料+ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料,
 水密度 1.0g/cm³)

臨界計算上の不確定性評価項目				評価結果	
計算コード	平均誤差		δk	0.0013 ^(注1)	
の不確定性	95%信頼度×95%確率		ϵ_c	0.0104 ^(注2)	
				不確定性	入力値 ^(注3)
製作公差に基づく不確定性	[]	ラックセルの内のり公差	ϵ_w	0.0072	[]
	[] (計算	燃料製作公差	ϵ_r	0.0064	—
	体系を第1-1	-燃料材直径	ϵ_d	(0.0015)	[]
	図に示す) []	-燃料材密度	ϵ_l	(0.0035)	[]
	[]	-燃料被覆材内径	ϵ_{cr}	(0.0018)	[]
	[]	-燃料被覆材外径	ϵ_{cd}	(0.0038)	[]
	[]	-燃料体外寸	ϵ_a	(0.0030)	[]
	[]	ラックセルの中心間距離	ϵ_p	0.0073 ^(注4)	[]
	[] (計算	公差			
	体系を第1-3	ラックセル内燃料偏心	ϵ_f	0.0027 ^(注5)	—
[]	図に示す)				
統計誤差			σ	0.0005	
不確定性合計 ^(注6)			ϵ	0.0176	

(注1) 国際的に臨界実験データを評価収集しているOECD/NEAによるINTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTSに登録されているウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に係る臨界実験を対象にSCALE6.0システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

(注2) 上記の臨界実験を対象にSCALE6.0システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ(95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

(注3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

(注4) [] ラックセルの中心間距離公差評価モデル(第1-4図, 第1-5図, 第1-6図) [] での評価結果。なお, 評価結果は下表のとおり。

ラックセルの中心間距離公差による不確定性評価結果

解析モデル	不確定性評価結果
[]	[]
[]	[]
[]	[]

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(注5) [redacted] ラックセル内での燃料体の偏心モデル (第1-7図, 第1-8図, 第1-9図) [redacted] での評価結果。なお, 評価結果は下表のとおり。

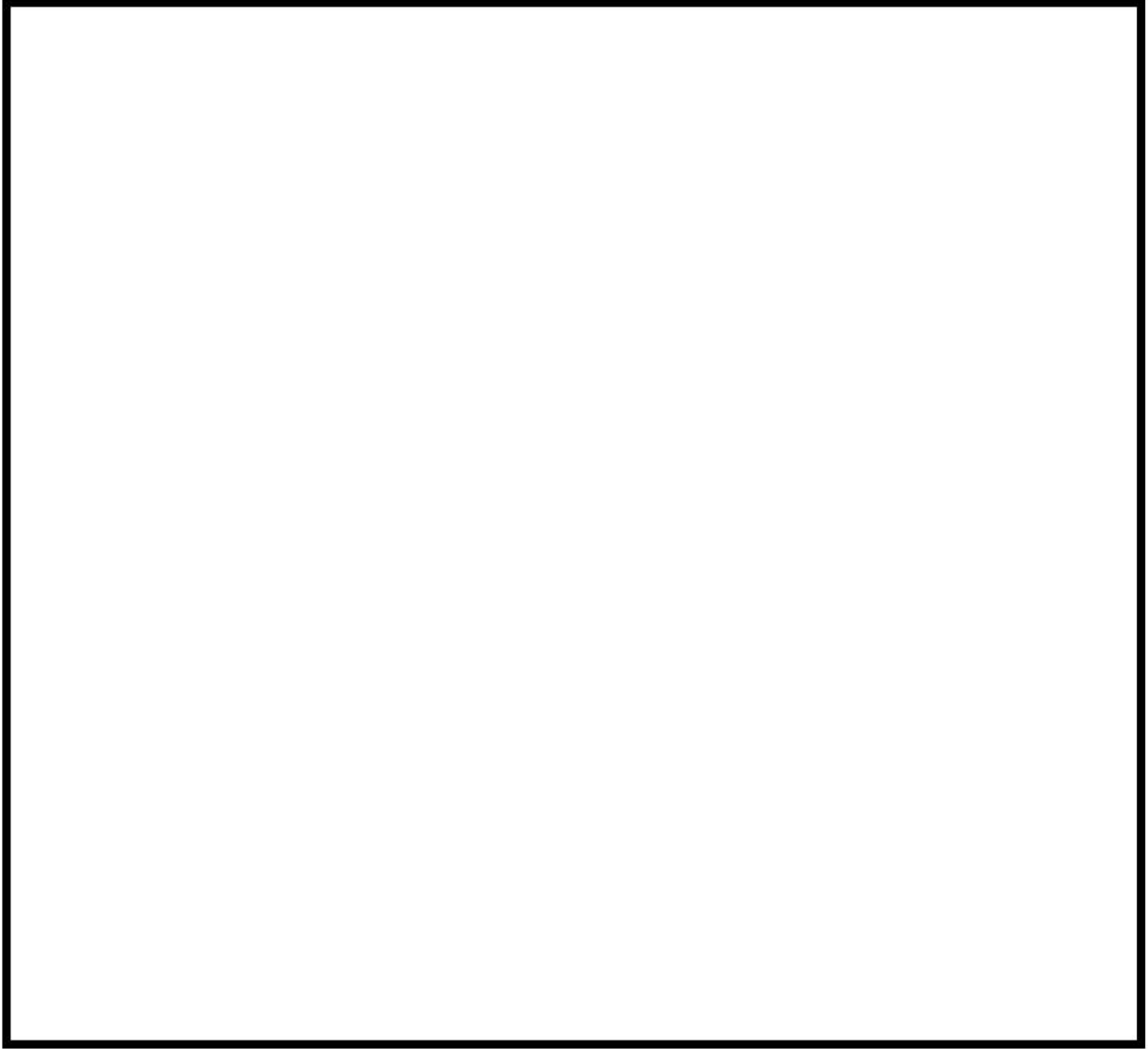
ラックセル内での燃料体偏心による不確定性評価結果

解析モデル		不確定性評価結果	
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

(注6)

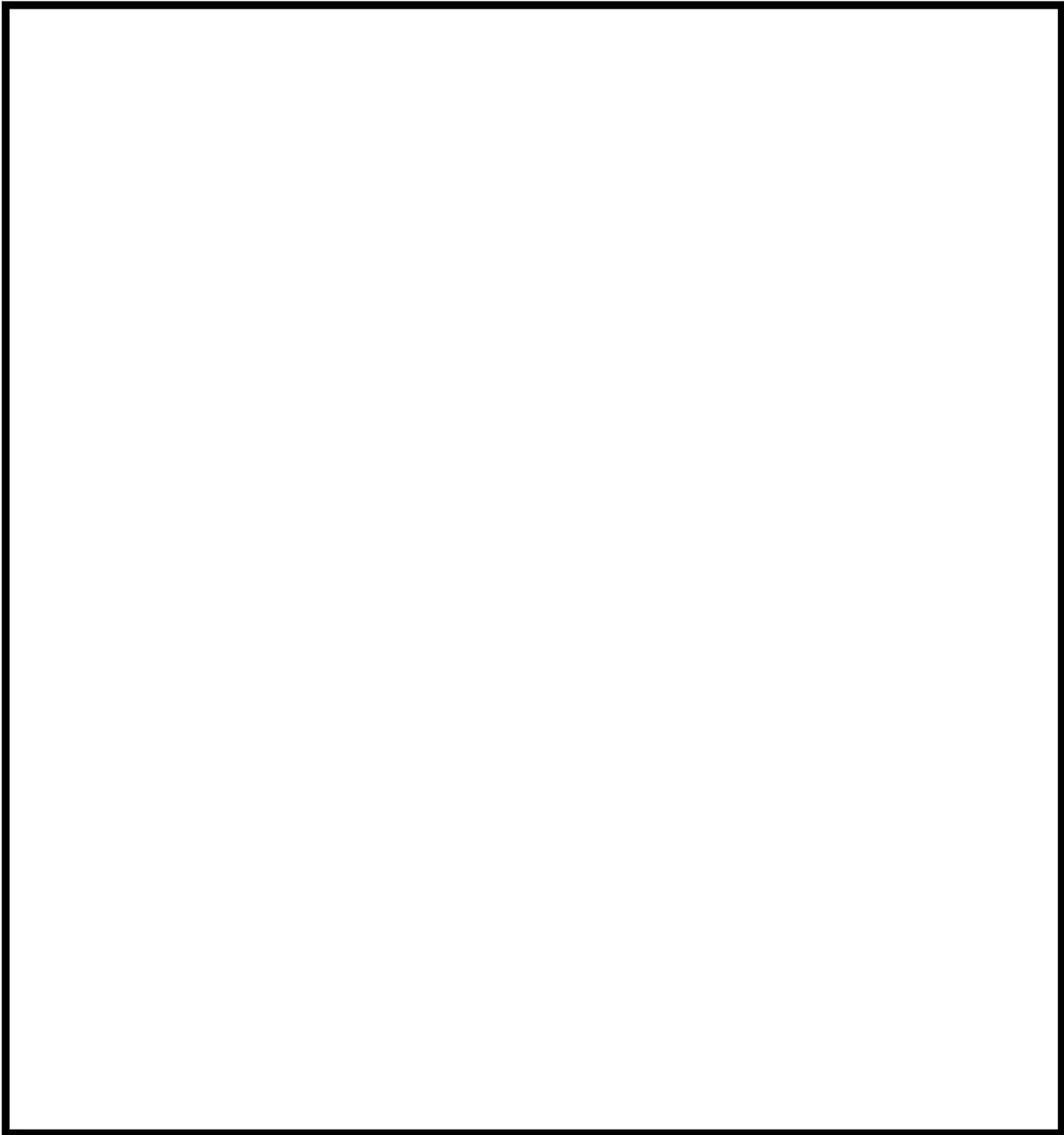
[redacted]

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




第1-1図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

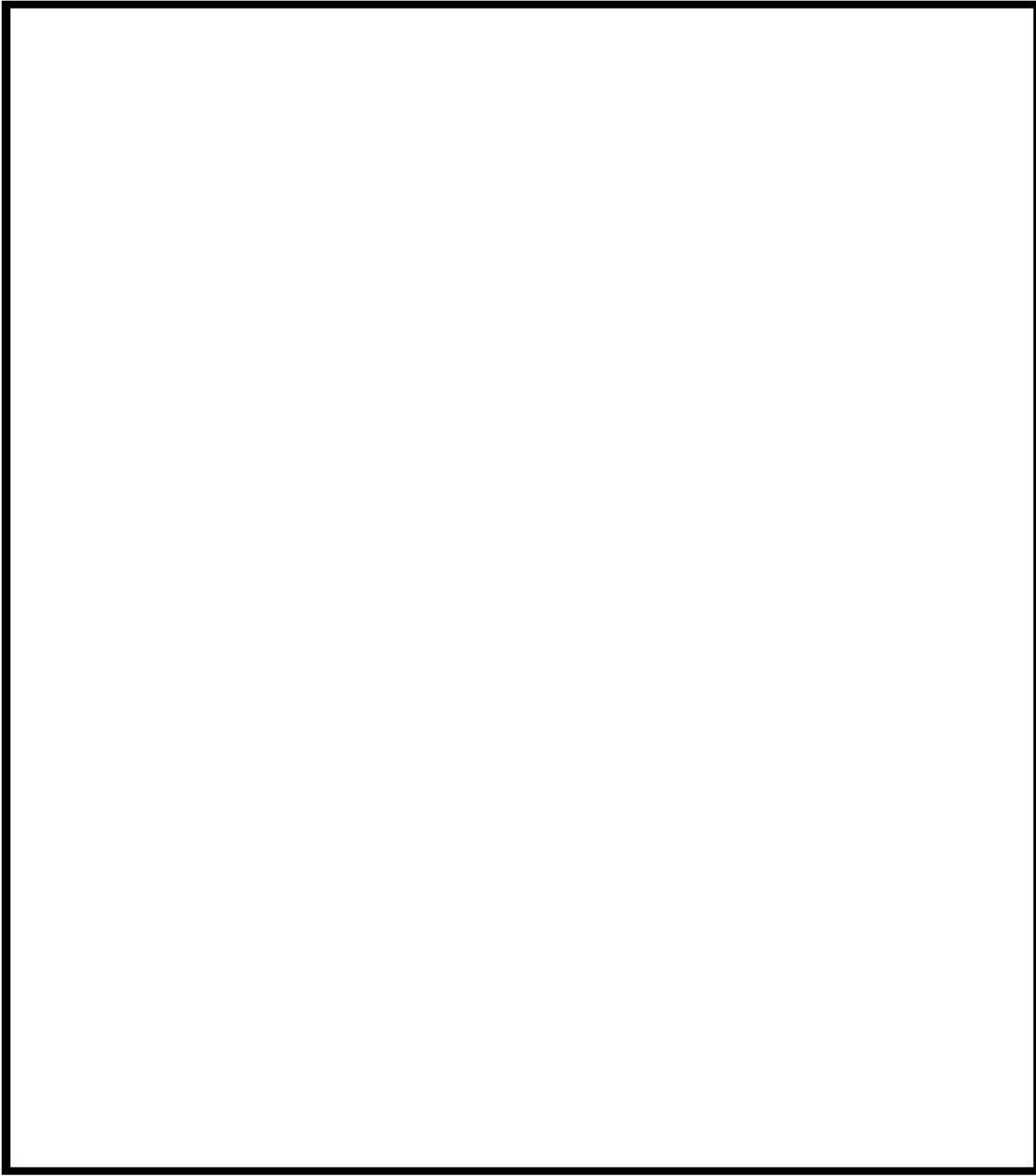
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1 - 2 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系



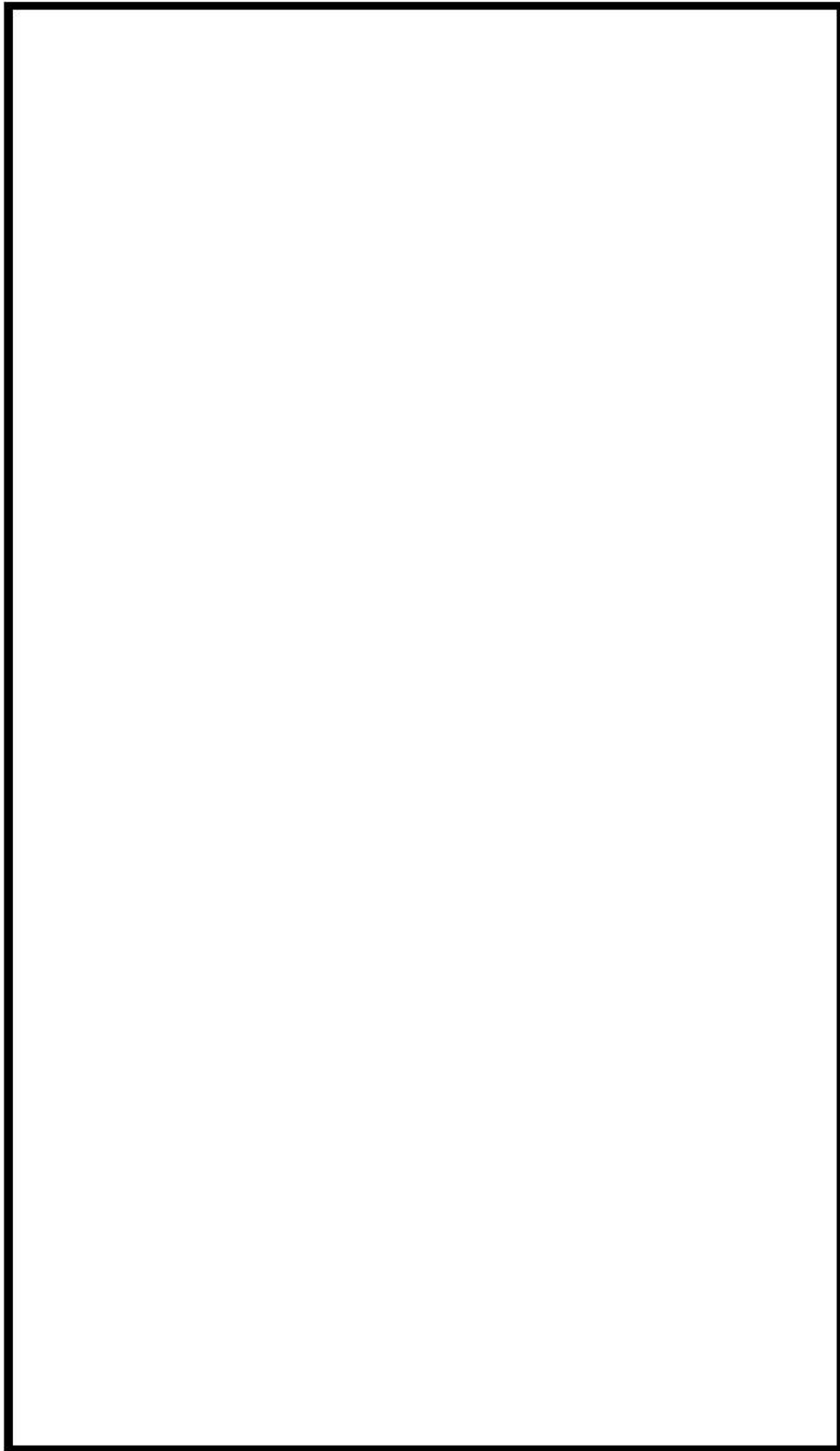
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1-3図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

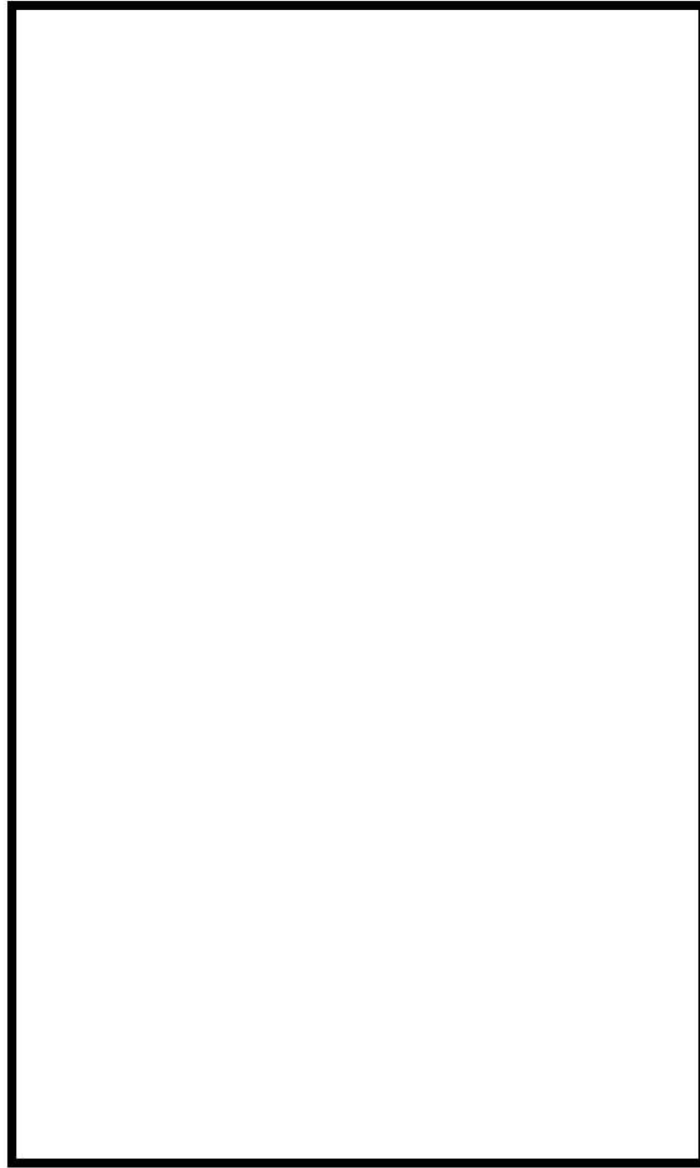


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。枠囲み



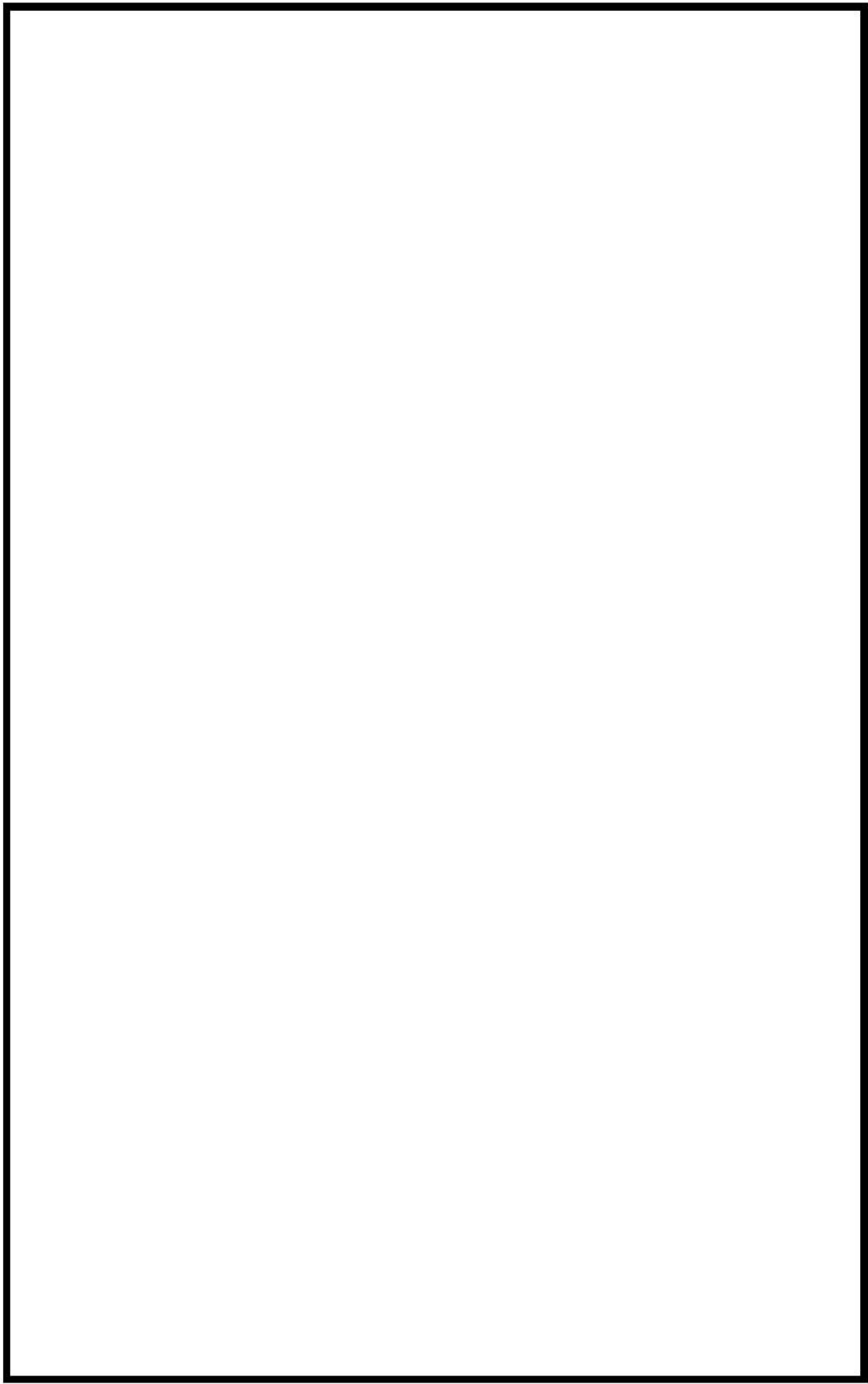
第1-4図 ラックセルの中心間距離公差モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



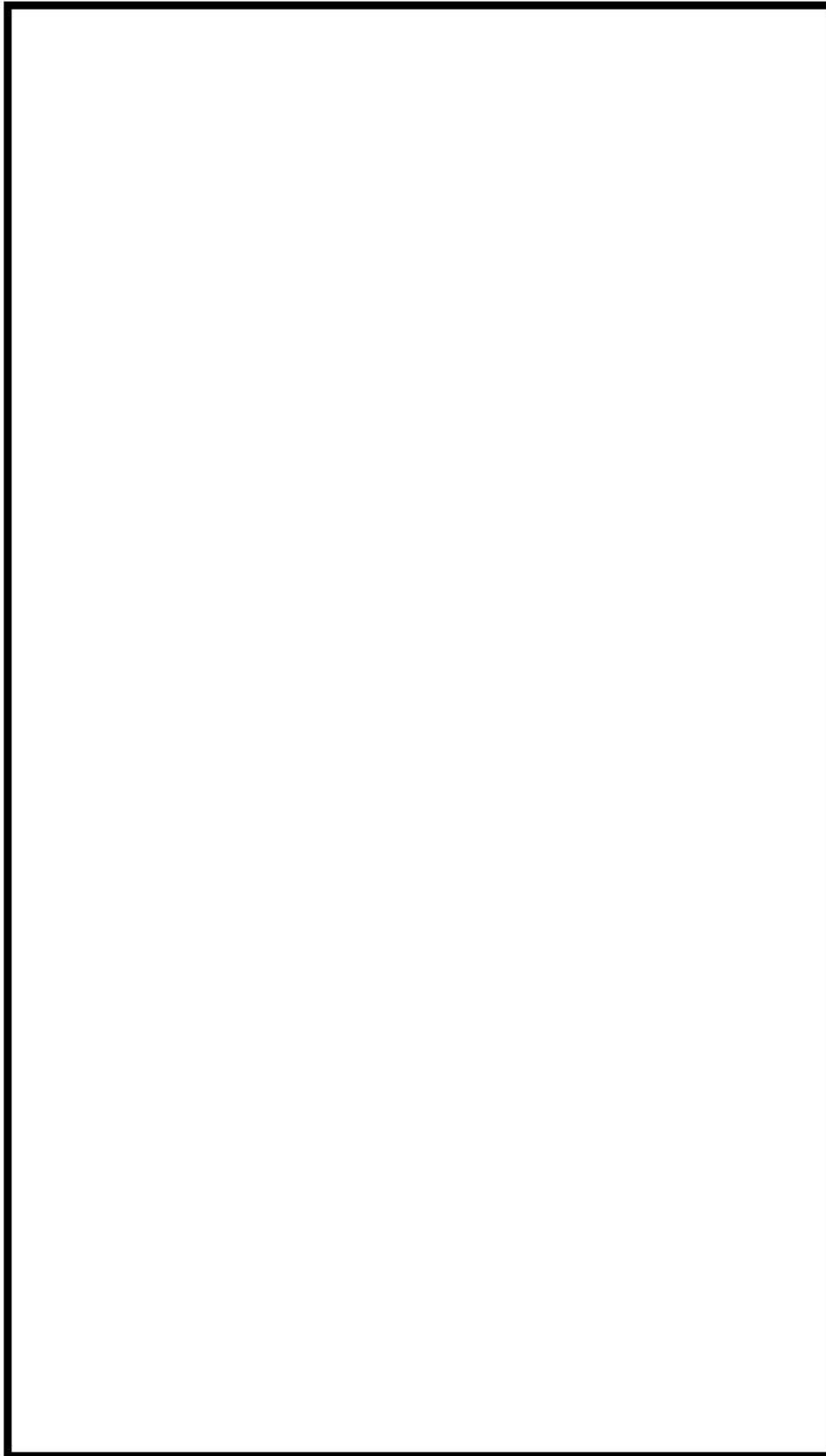
第1-5図 ラックセルの中心間距離公差モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



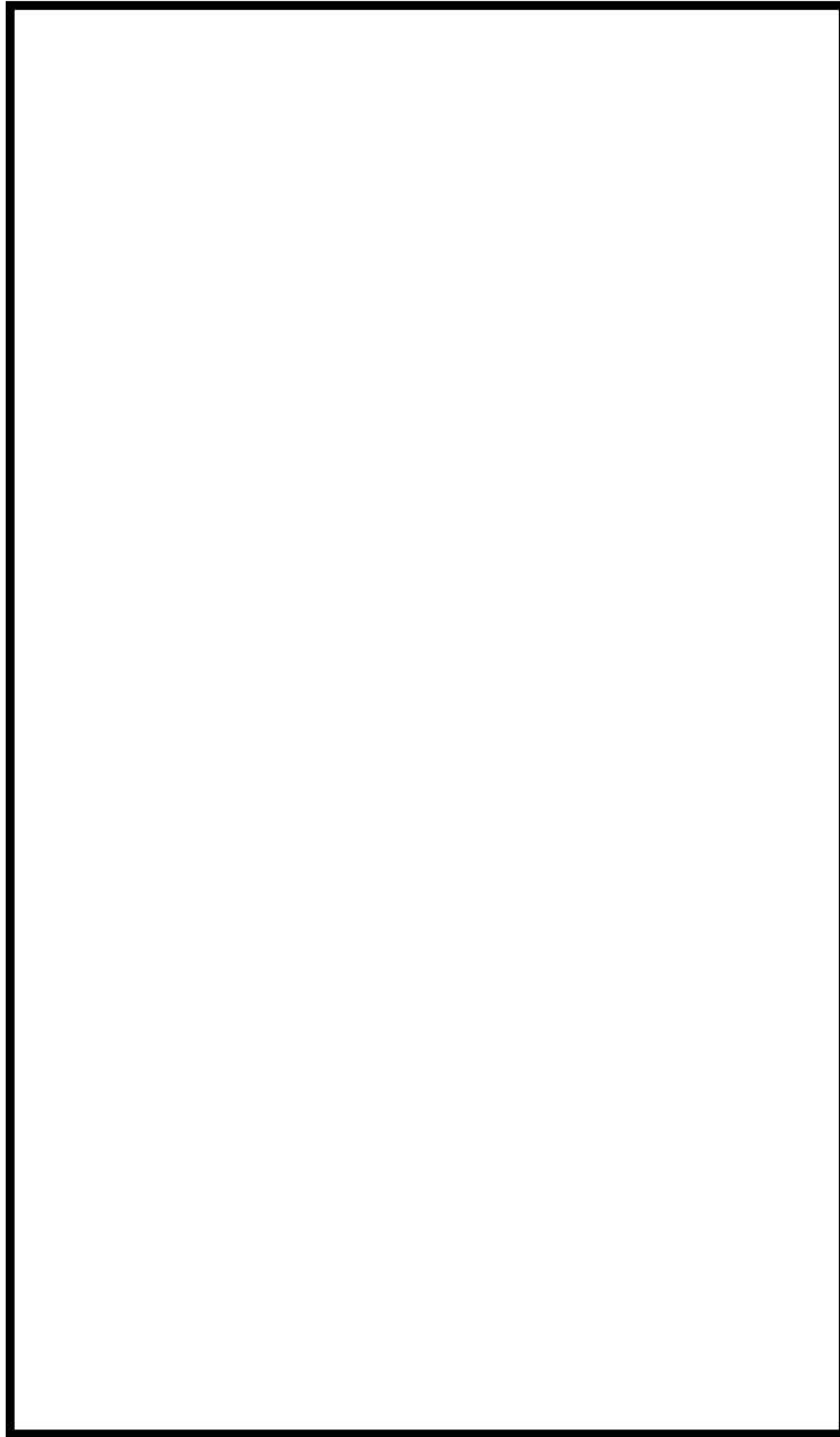
第1-6図 ラックセルの中心間距離公差モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



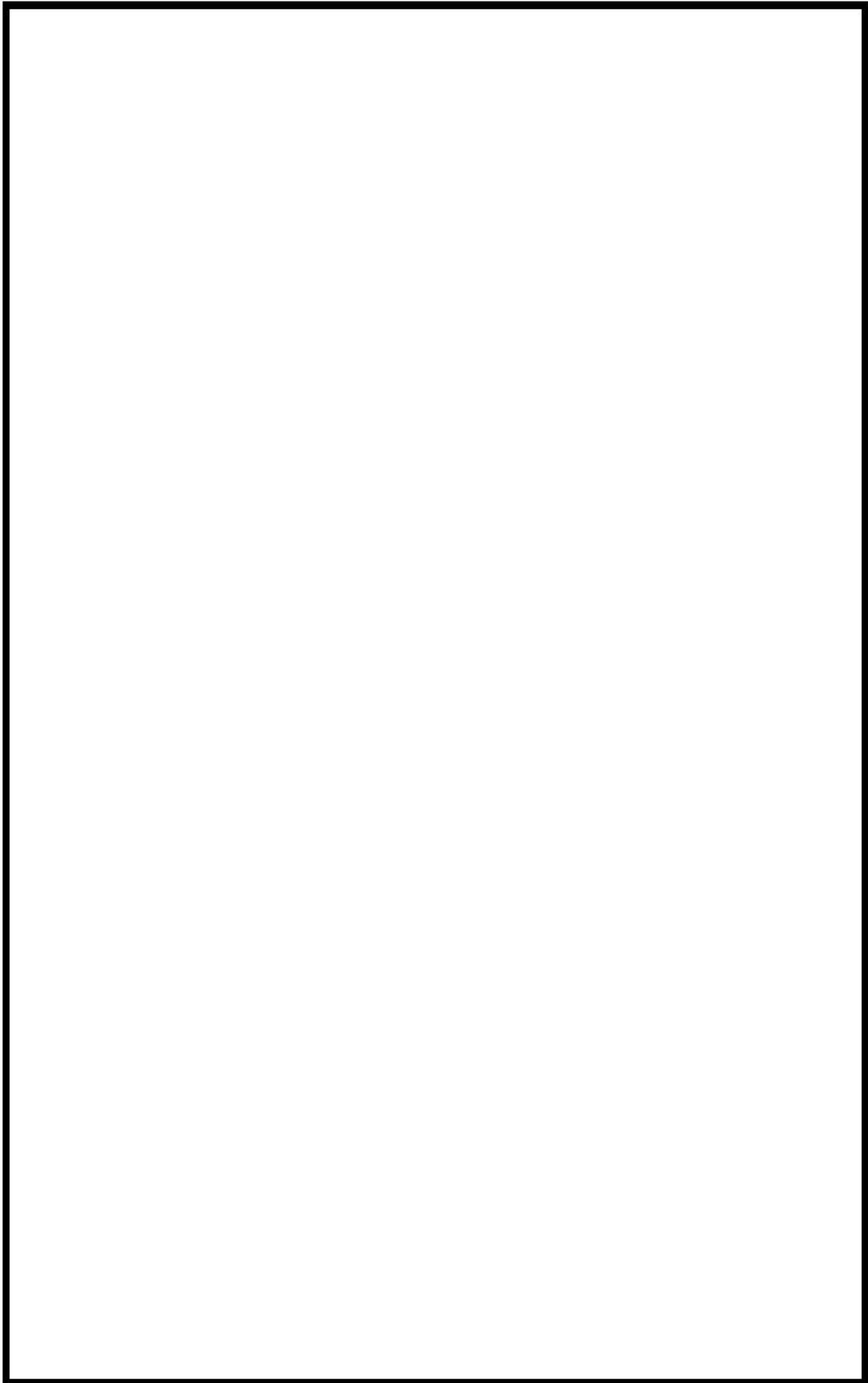
第1-7図 ラックセル内での燃料体偏心モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1-8図 ラックセル内での燃料体偏心モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1-9図 ラックセル内での燃料体偏心モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目次

	頁
1. はじめに	別紙 1-1
2. 解析コードの概要	別紙 1-2
2.1 SCALE 6.0	別紙 1-2

1. はじめに

本資料は、「54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界評価」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 SCALE 6.0

対象：使用済燃料貯蔵設備

項目 \ コード名	SCALE
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	2009 年
使用したバージョン	6.0
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
コード概要	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算の CSAS6 モジュールを用い、モンテカルロコードとして KENO-VI、断面積ライブラリは ENDF/B-VII ベースの 238 群ライブラリを使用している。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>SCALE 6.0 は、モンテカルロコードによる使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ OECD/NEA によりまとめられた臨界実験のベンチマーク集 (INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS September 2010 Edition (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、国内 PWR の燃料貯蔵設備仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した 147 ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率の差は、ほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もない。

	<ul style="list-style-type: none">• ベンチマーク解析において、軽水減速体系の臨界実験データ及びボロン添加ステンレス板を含む体系の臨界実験データ、さらにウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を用いた臨界実験データを使用した解析結果から、臨界計算に考慮すべき平均誤差及びその不確かさを適切に評価している。• 本設置許可における燃料貯蔵設備仕様及び燃料仕様を対象とした未臨界性評価に対し、使用用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。
--	--

2.1.2 SCALE 6.0 の解析手法について

(1) 一般事項

SCALE は、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算の CSAS6 モジュールを用い、モンテカルロ法に基づく 3次元輸送計算コードとして KENO-VI, 断面積ライブラリは, ENDF/B-VIIベースの 238 群ライブラリを使用している。

(2) 解析コードの特徴

- ・米国 NRC により認証された標準解析コードであり、国内外の臨界解析の分野で幅広く使用されている。
- ・燃料及び構造材の材質組成と幾何形状を与えることにより、断面積作成から実効増倍率評価まで一連の解析を実行できる。
- ・3次元輸送計算コードであり、複雑な幾何形状における臨界計算が可能である。

また、今回の解析における本解析コードの使用バージョン及び件名を第1表に示す。

第1表 使用件名

解析 No.	使用バージョン	件名
1	6.0	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価

(3) 解析手法

本解析で用いた臨界計算の CSAS6 モジュールについて、以下に示す。

a. BONAMI

BONAMI コードは、バックグラウンド断面積と領域の温度から自己遮蔽因子を内挿し、多群実効断面積を作成する。BONAMI コードは、非分離共鳴エネルギー領域に適用する。作成された多群実効断面積は、CENTRM コードにおける中性子スペクトル計算に使用される。

b. CENTRM

CENTRM コードは、セル形状をモデル化して、連続エネルギーの中性子スペクトルを求める。CENTRM コードは分離共鳴エネルギー領域に適用する。

c. PMC

PMC コードは、CENTRM コードにより作成された連続エネルギーの中性子スペクトルを用いて、連続エネルギーの断面積を多群に縮約し、分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積を作成し、BONAMI で評価された非分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積と組み合わせる。

d. KENO-VI

KENO-VIは、ORNL で開発された多群モンテカルロ臨界計算コードであり、複雑な体系の中性子増倍率の計算を行うことができる。

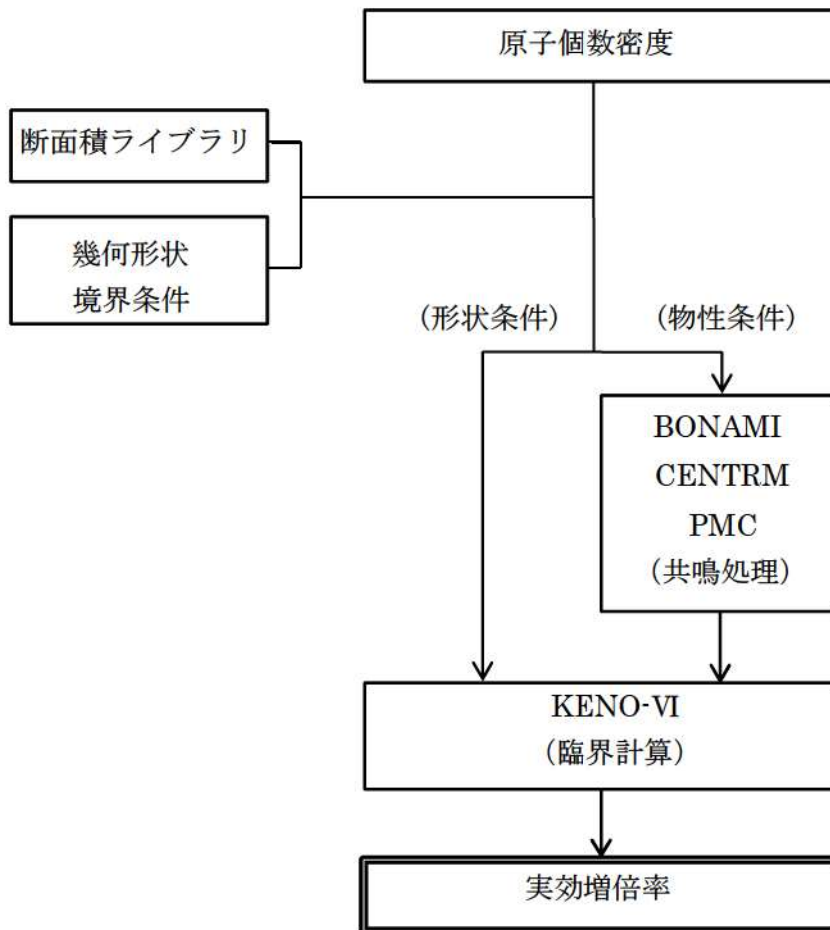
本コードでは、体系内の一つ一つの中性子の振舞いを追跡し、核分裂によって発生する中性子数F, 吸収されて消滅する中性子数A, 体系から漏えいする中性子数Lを評価し、次式により実効増倍率 k_{eff} を算出する。

$$k_{eff} = \frac{F}{A + L}$$

(4) 解析フローチャート

本解析コードの解析フローチャートを第1図に示す。

なお、今回の解析で使用する SCALE の機能は、臨界計算であるため、第1図の解析フローチャートは、臨界計算の CSAS6 モジュールについて記載している。



第1図 解析フローチャート

(5) 検証 (Verification) 及び妥当性確認 (Validation)

OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集とのベンチマーク解析により SCALE コードの適用検証及び妥当性確認を実施し、本解析コードを使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価へ適用することについて評価を行った。

a. 検証 (Verification)

コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認した。また、本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認した。

b. 妥当性確認 (Validation)

OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集（「INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS」September 2010 Edition(OECD/NEA)）に登録されている臨界実験から選定した 147 ケースのベンチマーク解析（以下「ベンチマーク解析」という）を実施した。

ベンチマーク解析を行うにあたっては、国内 PWR の燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲を包含する範囲を整理し、臨界実験を選定した。選定した結果を第 2 表に示す。

ベンチマーク解析の結果得られた実効増倍率及び標準偏差並びに各実験の実効増倍率測定値及び実験誤差を用いて、ラック体系の未臨界性評価に用いる SCALE6.0 システムの平均誤差($1-k_0$)及び不確かさ(Δk_0)を、ウラン燃料を対象とした場合と、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を対象とした場合のそれぞれについて導出した結果を第 3 表に示す。

表に示すとおり、ウラン燃料を対象とした場合の SCALE 6.0 システムの平均誤差は 0.0007、不確かさは 0.0065 であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を対象とした場合の SCALE6.0 システムの平均誤差は 0.0013、不確かさは 0.0104 となった。

c. 評価結果

ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析結果の実効増倍率が、特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もないため、本解析コードを使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に使用することは妥当である。

第2表 選定したパラメータ範囲（製作公差を含まない）

項目	単位	国内PWRの燃料貯蔵設備 及び燃料仕様のパラメータ範囲		選定した臨界実験のパラメータ範囲		
		MIN	MAX	MIN	MAX	
燃料	ウラン燃料 ²³⁵ U濃縮度	wt%	1.60	4.80	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 Pu含有率	wt%	5.5	10.9	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	ペレット径	mm	8.19	9.29	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	燃料棒径	mm	9.5	10.72	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	被覆管材質	-	ジルコニウム合金		<input type="checkbox"/>	
	燃料棒ピッチ	mm	12.6	14.3	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	燃料集合体内の 減速材体積 /燃料体積	-	1.88	2.00	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	燃料棒配列条件	-	正方配列		<input type="checkbox"/>	
	体系条件	-	燃料集合体配列体系		<input type="checkbox"/>	
減速材	減速材	-	無/軽水		<input type="checkbox"/>	
	減速材密度	g/cm ³	0	約1.0	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0	4400以上	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
ラックセル	ラックセル材質	-	無/SUS/B-SUS		<input type="checkbox"/>	
	SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%	0	1.05	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
反射体	反射体材質	-	軽水/コンクリート		<input type="checkbox"/>	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第3表 SCALE6.0 システムの平均誤差及び不確かさ

条件	計算コード	SCALE6.0 システム (KENO-VI)	
	断面積ライブラリ	ENDF/B-VII 238 群	
	対象燃料	ウラン燃料	ウラン・プルト ニウム混合酸 化物燃料
	ベンチマークケース数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
評価 結果	平均誤差 ($1-k_c$)	0.0007	0.0013
	加重平均実効増倍率 ($\overline{k_{eff}}$)	0.9993	0.9987
	不確かさ ($\Delta k_c = U \times S_p$)	0.0065	0.0104
	信頼係数 (U) 注1	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	$\overline{k_{eff}}$ の不確かさ (S_p)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(注1) ベンチマーク解析ケース数に対する 95%信頼度×95%確率での信頼係数。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

「54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界性評価」にかかる補足説明資料

補足説明資料目次

頁

1. 大規模漏えい時の未臨界性評価における
燃料体等上下部の計算体系設定の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・別紙2-1

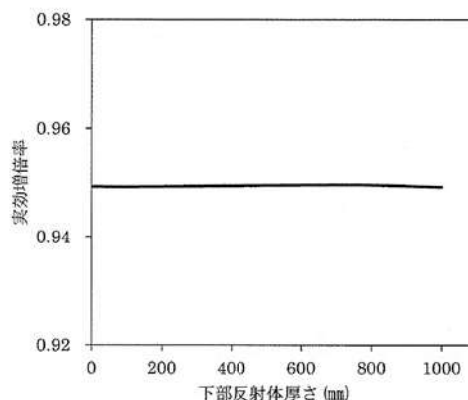
1. 大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系は、有限の体系とし、以下のとおり設定している。

大規模漏えい時の燃料有効長上下部付近は低水密度状態となっていることが推測されるが、低水密度状態においても十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子の反射効果が飽和する厚さ）となる反射体を仮定して解析を実施している。

具体的には、燃料体等の上下部構造物、ラックの支持脚等及び使用済燃料ピット下部コンクリートのライニングはSUS材で構成されており、上記で考慮した反射体と比較して反射効果は小さく、中性子吸収材として働くため計算体系上は無視している。

その上で、上部については、臨界安全ハンドブック第2版（JAERI-1340日本原子力研究所1999.3）において、200mm以上の厚さがあれば十分な反射体厚さ（その厚さの反射体を考慮した場合の実効増倍率と厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率がほぼ同等となる場合の反射体厚さ（実効増倍率が同等となる場合とは、両者の実効増倍率の差が厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率に対して $10^{-3} \Delta k/k$ 以下となる厚さ））であるとされており、これを包絡する値として厚さ300mmの水反射体としている。また、下部については、厚さ1,000mmのコンクリート反射体とした。厚さ1,000mmのコンクリート反射体の妥当性については、泊発電所3号炉の使用済燃料ピットにおける大規模漏えい時の未臨界性評価を実施した評価モデルに対する最適減速状態（水密度 $1.0g/cm^3$ ）での下部コンクリート厚さの感度評価結果（第1-1図）により、下部コンクリートは十分な厚さが設定されていることを確認している。



第1-1図 B-使用済燃料ピットにウラン新燃料のみを貯蔵した場合の

下部反射体厚感度解析結果

ウラン・プルトニウム混合酸化物照射燃料に係る未臨界性評価について

大規模漏えい時の泊 3 号炉使用済燃料ピットの未臨界性評価では、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料について実運用を考慮した配置にすることにより、いかなる水密度においても未臨界性を維持できることを確認している。

ウラン・プルトニウム混合酸化物照射燃料の影響を評価するにあたっては、燃焼による反応度の低下は考慮せず、より反応度の高いウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を想定して評価を実施した。

1. 評価条件

燃料仕様やラック寸法等の評価条件は「54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界性評価」の「2. 計算方法」第 1 表、第 2 表及び第 3 図、第 4 図と同じである。

評価モデルは、B-使用済燃料ピットに実運用を考慮したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料配置エリアを設定し、その他エリアについては、熱的影響を考慮し、また、より多くのウラン・プルトニウム混合酸化物照射燃料を貯蔵できるようウラン新燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をチェッカーボード状に配置した。計算体系を図 参 1-1 に示す。

2. 評価結果

評価結果を表 参 1-1 及び図 参 1-2 に示す。実効増倍率は最大で 0.952（水密度 1.0g/cm³：不確定性込み）となり、ウラン・プルトニウム混合酸化物照射燃料を隣接して配置しないことにより、いかなる水密度においても未臨界性を維持できることが確認できた。

以 上

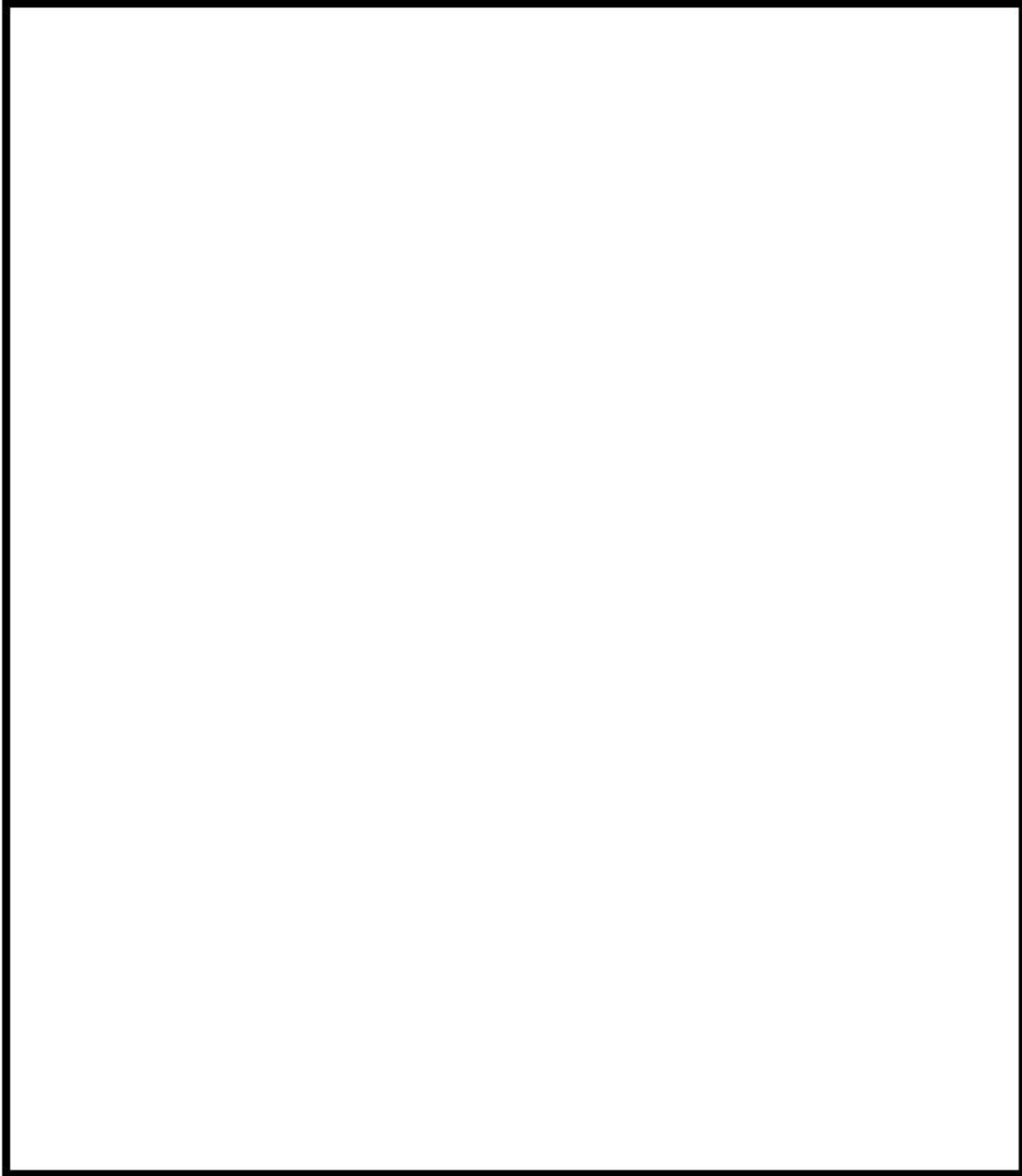


図 参 1-1 B-使用済燃料ピットに実運用を考慮したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料エリア及びウラン新燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をチェッカーボードに配置した場合の計算体系（水平方向，B-使用済燃料ピット全体）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 参1-1 泊3号炉B-使用済燃料ピット未臨界性評価結果

評価項目	実効増倍率 ^(注)	水密度
ウラン新燃料+ウラン・プルト ニウム混合酸化物新燃料	0.952 (0.9337)	1.0g/cm ³

(注)：不確定性含む。()内は不確定性を含まない値。

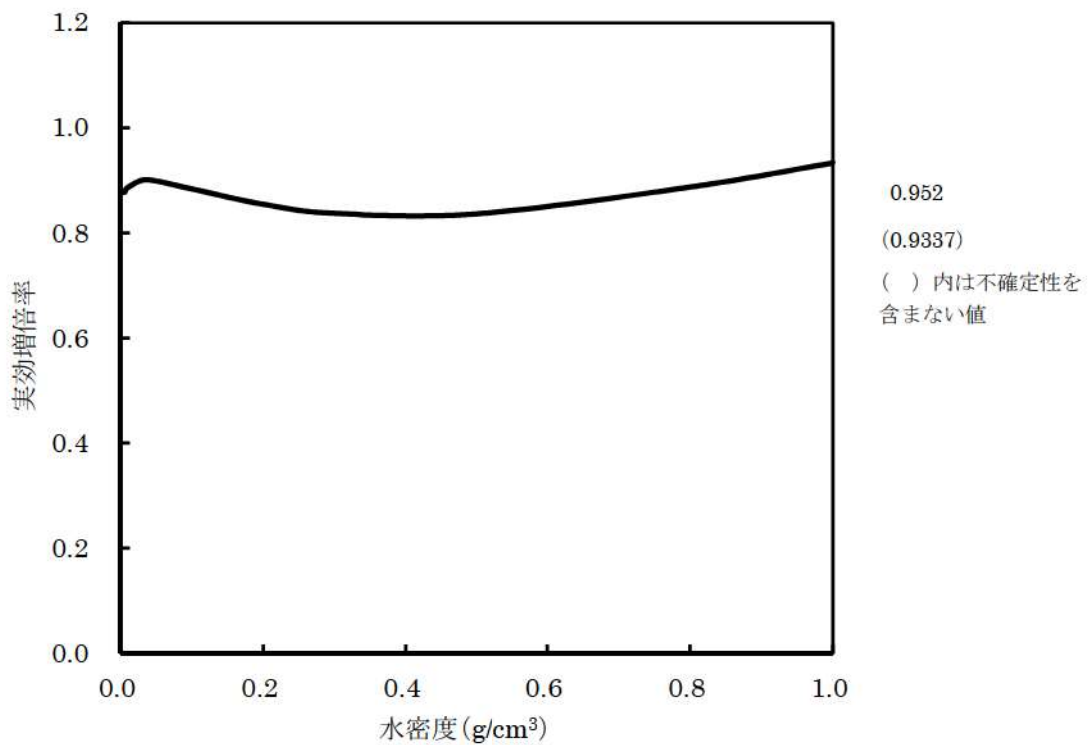


図 参1-2 B-使用済燃料ピットに実運用を考慮したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料エリア及びウラン新燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をチェッカーボードに配置した場合の実効増倍率と水密度の関係

未臨界性評価における温度条件について

未臨界性評価における温度条件は 20℃として評価を実施している。

温度条件の変動による影響を確認するにあたり、未臨界性評価の入力条件となる体系（燃料温度、減速材温度、構造材温度（被覆管、制御棒案内管、計装用案内管、ラックセル材）、反射体）の温度を 100℃に設定して解析を実施した。

1. 評価条件

燃料仕様やラック寸法等の評価条件は、「54-11 使用済燃料ピット水の大規模漏えい時の未臨界性評価」の「2. 計算方法」第 1 表、第 2 表及び第 3 図、第 4 図と同じである。

解析モデルは、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料体数が多い B-1 使用済燃料ピットに実運用を考慮したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料配置エリアを設定し、残りのエリアをウラン新燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料のチェッカーボート状に配置した体系で実施した。（図 参 1-1 参照）

2. 評価結果

評価結果を表 参 2-1 及び図 参 2-1 に示す。実効増倍率は最大で 0.9332（水密度 1.0g/cm³）となり、体系の温度 20℃の実効増倍率と同等であることを確認した。

表 参 2-1 泊 3 号炉 B-1 使用済燃料ピット未臨界性評価結果

評価項目	実効増倍率 ^(注)		水密度
	体系の温度 20℃	体系の温度 100℃	
ウラン新燃料+ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料	0.9337	0.9332	1.0g/cm ³

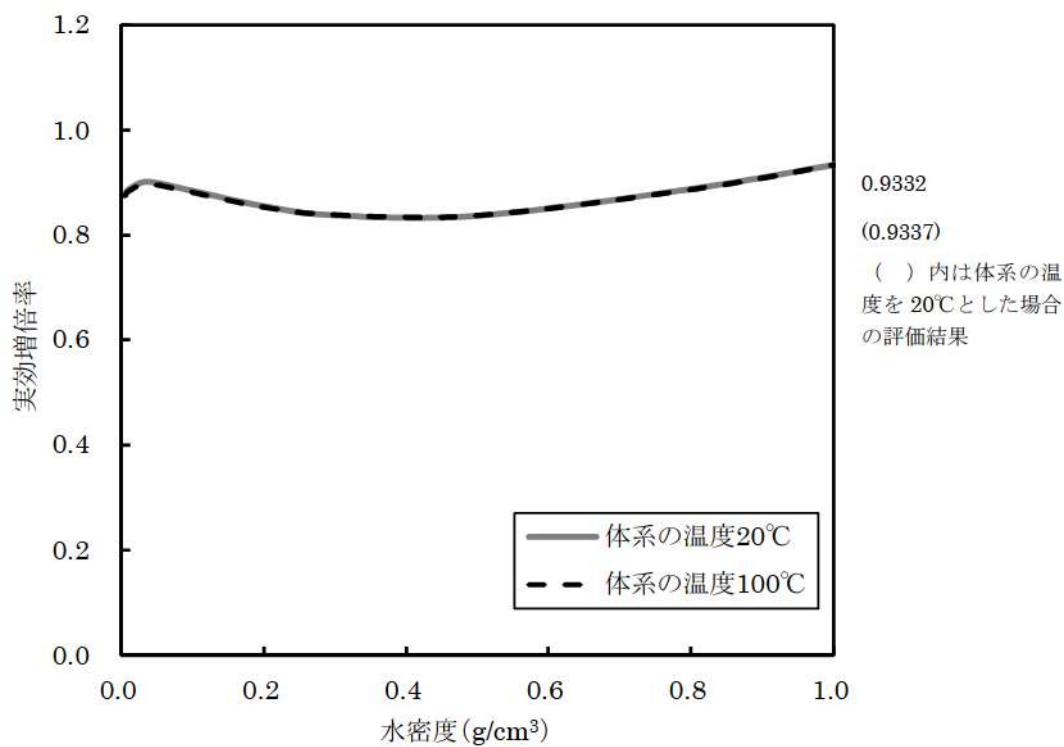


図 参2-1 B-使用済燃料ピットに実運用を考慮したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料エリア及びウラン新燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をチェッカーボードに配置した場合の実効増倍率と水密度の関係

54-12 使用済燃料ピットサイフォンブレーカの健全性について

○泊3号炉 使用済燃料ピットサイフォンブレーカの健全性について

泊3号炉使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されたサイフォンブレーカの設置場所及び写真を示す。当該サイフォンブレーカは、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置された管であり、以下に示すとおり耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレーカであることから、その効果を考慮できる。

1. 地震による影響

サイフォンブレーカが取り付けられている使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管は十分な耐震性を有しており、地震による影響はない。

泊3号炉A, B-使用済燃料ピットのサイフォンブレーカの耐震性確認結果を以下に示す。

[配管仕様]

- ・外径21.7mm, 肉厚2.5mm (SUS304TP)
- ・配管長 (A, B-使用済燃料ピット) : 210mm
- ・質量 : $1.21\text{kg/m} \times 210 \times 10^{-3}\text{m} = 0.3\text{kg}$

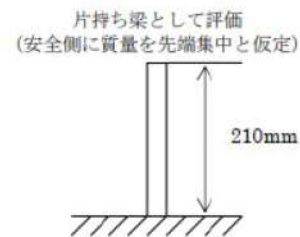


図1 配管長について

[付加質量]

水中での運動であるため、その運動に伴って周囲の水も移動することから付加質量を考慮する。

- ・付加質量 : $\pi \times \rho \times (d_2/2)^2 \times 210$ (機械工学便覧による)
- $= \pi \times 1 \times 10^{-6} \times (21.7/2)^2 \times 210 = 0.078\text{kg}$

(ρ : 水の密度)

- ・配管内の水質量 : $\rho \times (1 \times 10^{-6}\text{kg/mm}^3) \times \pi \times (16.7/2)^2 \times 210$
- $= 0.046\text{kg}$

(ρ : 水の密度)

- ・合計 : $0.078 + 0.046 = 0.114 \rightarrow 0.2\text{kg}$ を配管質量に付加する。

よって、配管質量を $0.3 + 0.2 = 0.5\text{kg}$ として評価する。

[加速度]

- ・Ss地震動のうち (Ss1, Ss3-1, Ss3-2, Ss3-3, Ss3-4) の最大床応答加速度 = 1.19G (T.P. 33.1m)

[自重+付加質量+Ss地震による発生応力]

- ・荷重(F) = $0.5\text{kg} \times 9.80665$ (重力加速度) $\times (1.0\text{G} + 1.19\text{G})$
- $= 10.8\text{N}$

- ・モーメント (M) = $10.8\text{N} \times 210\text{mm}$
- $= 2,268.0\text{N}\cdot\text{mm}$

- ・断面係数 (Z) = $\pi (d_2^4 - d_1^4) / 32d_2$
- $= \pi (21.7^4 - 16.7^4) / (32 \times 21.7)$

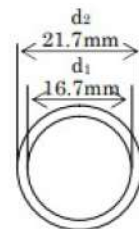


図2 配管断面図

$$=651.2\text{mm}^3$$

$$\cdot \text{発生応力}(\sigma) = M/Z = 2,268.0/651.2 = 3.5\text{MPa}$$

[許容引張応力]

$$\cdot 122\text{MPa} \text{ (設計・建設規格付録材料図表Part5表5, } 100^\circ\text{Cの値)}$$

サイフォンブレーカの許容引張応力が 122MPa であるのに対して、Ss 地震動による発生応力は 3.5MPa であるため、サイフォンブレーカは Ss 地震動に対して十分な余裕を持った耐震性を有する。

なお、現実的には水中では抵抗により加速度の減衰効果があるため、上記評価は安全側の評価となる。

2. 人的過誤、故障による影響

サイフォンブレーカの構成機器は管のみであり、弁類等は設置していないことから、人的過誤や故障によりその機能を喪失することはない。使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管のサイフォン現象による漏洩が発生した場合にも、運転員による操作は不要であり、使用済燃料ピットの水位がサイフォンブレーカ開口部高さまで低下すればその効果を発揮する。

3. 異物による閉塞

サイフォンブレーカには通常時には母管側から使用済燃料ピット側に向けて冷却水が常時流れていること、及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管吸込部にはサイフォンブレーカ内径 16.7mm より細かいメッシュ間隔約 4.7mm のストレーナが設置されていることから、異物により閉塞することはない。なお、使用済燃料ピットエリアについては、異物管理実施要領に基づき、異物の発生、混入を防止するための管理を適切に実施しているため、異物の混入はない。

4. 落下物による影響

サイフォンブレーカは大部分が使用済燃料ピットの躯体コンクリートに埋設され、外部に露出しているのは出口端部の使用済燃料ピット壁面から約 15cm のわずかな部分であり、落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。

仮に上部からの落下物により曲げ変形が生じた場合を想定しても、一定の剛性を有する鋼管に曲げ変形が生じる場合、断面は楕円形状を保持したまま変形するため、極端に座屈変形して流路が完全に閉塞することはないと考える。空気の通り道がわずかにでもあればサイフォンブレーカは機能する。

なお、周辺設備は自らの損傷、転倒、落下等により使用済燃料ピットの安全機能が損なわれないよう隔離をとり配置されている。そのような配置が困難である場合は、S クラス相当の構造強度を持たせる等の方策により、波及的影響の発生を防止していることから、落下物による影響は考えられない。

5. 通水状況の確認

上記のとおりサイフォンブレーカは閉塞することはないと考えられるが、念のため、通常運転時においても定期的に（1週間に1回）閉塞していないことを確認することとする。使用済燃料ピットは常時冷却されており、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管から使用済燃料ピットに水が流入するのと同時にサイフォンブレーカからも使用済燃料ピットに水が流入する。サイフォンブレーカから水が出ていることは、目視による確認によりサイフォンブレーカの閉塞が疑われる場合、図4に示すとおり器具を用いて閉塞していないことを確認する。

サイフォンブレーカの応力評価における気中と水中での減衰定数の違いについて

「〇泊3号炉 使用済燃料ピットサイフォンブレーカの健全性について」において、サイフォンブレーカ（配管）のSs地震動に対する耐震強度を評価し、許容応力以内であることを確認している。

この評価では、片持ち梁モデルの先端に集中質量を仮定し、Ss地震動での最大床応答加速度1.19G（T.P.33.1m）が加わった場合の配管固定部のモーメントによる最大発生応力を評価しており、評価質量については、水中であることを考慮して、配管自身の質量に内包する水の質量と水中での振動時に考慮する付加質量分を加えたものとしている。

ここで、地震時の水中での振動挙動においては、水の抵抗に係る流体減衰の効果が考えられるが、本評価では、保守的にこれを考慮していない。

静止流体中の物体の流体減衰評価における減衰効果付与分については、以下のとおりとなる。

サイフォンブレーカを水中における円柱構造物と仮定し、一般的に静止流体中で物体が振動するときを仮定する（図3）。このとき、物体は流体から力を受けるため、運動方程式は式（1）で示すことができる。

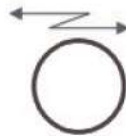


図3 水中での円柱構造物の振動イメージ
（上から見た図）

$$m\ddot{y} + c\dot{y} + ky = F \dots \dots \dots (1)$$

- ここで、m：構造物の質量
- c：構造物の減衰定数
- k：構造物の剛性
- F：構造物が流体から受ける力

一方、Fは円柱の場合式（2）のように表される。

$$F = \frac{1}{2} \rho C_D D (-\dot{y}) |-\dot{y}| + \rho C_m S (-\ddot{y}) \dots \dots \dots (2)$$

- ここで、C_D：抗力係数
- D：円柱直径
- C_m：付加質量係数
- S：円柱断面積

ここで、 $(-\rho C_m S \ddot{y})$ を $(-m' \ddot{y})$ と書き表すと、 m' は円柱の付加質量となる。 $m' = \rho C_m S$ とおくと、式 (1)、式 (2) より、

$$(m+m') \ddot{y} + (c + \frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}|) \dot{y} + ky = 0 \dots \dots \dots (3)$$

となる。気中における振動に比較し、水中での振動では、“ $\frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}|$ ” 分の減衰効果が付与されることになる。(JSME S012 配管内円柱状構造物の流体力学評価指針)

(流体減衰効果の概略評価)

サイフォンブレイカの流体減衰のおよその効果の程度を以下のとおり概略評価した。

サイフォンブレイカの配管質量を先端に集中させた片持ち梁と仮定すると、構造物の減衰定数を次のとおり算出することができる。

構造物の減衰定数： $c = 2\sqrt{m \cdot k} \cdot h = 9.33 \text{Ns/m}$

質量 m : 0.5kg

剛性 (片持ち梁剛性) $k = \frac{3EI}{l^3}$: 435,147N/m

ヤング率 E : $1.90 \times 10^{11} \text{N/m}^2$

断面二次モーメント I : $7.07 \times 10^{-9} \text{m}^4$

梁の長さ : 0.210m

減衰比 h : 0.01 (1%と仮定)

一方、振動速度を仮定して、流体による減衰定数を評価すると次のとおり算出される。

流体による減衰定数： $c_w = \frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}| = 0.67 \text{Ns/m}$

水の密度 ρ : 1000kg/m^3

抗力係数 C_D : 1.0 (機械工学便覧による)

配管外径 D : 0.0217m

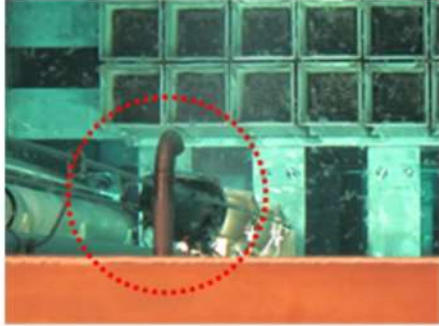
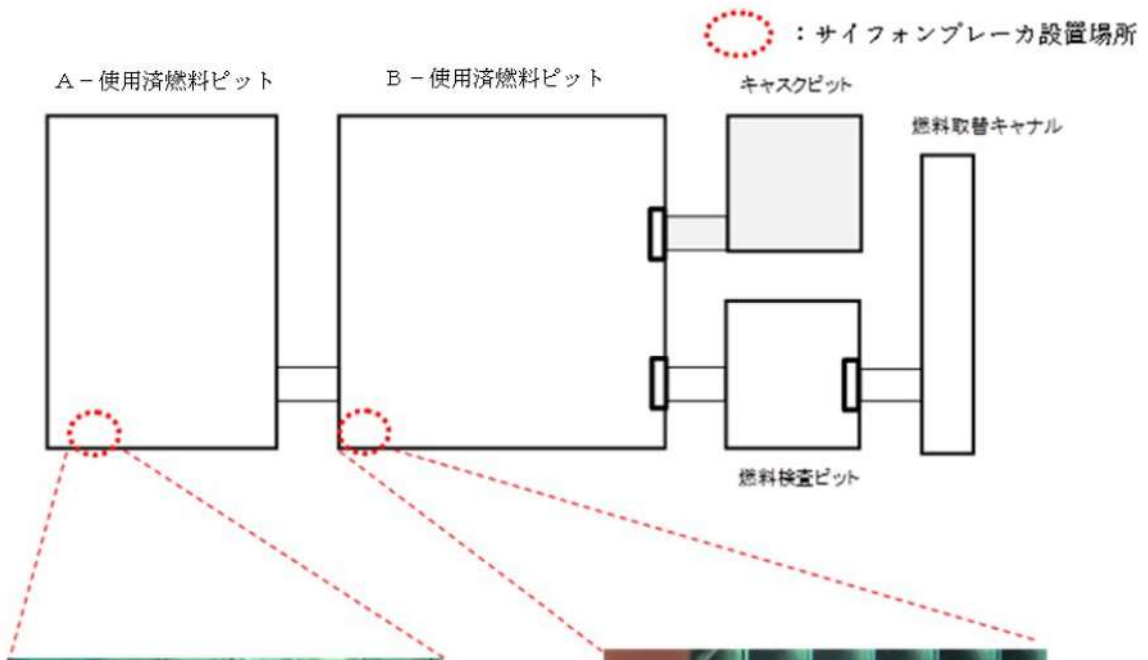
振動速度 $|\dot{y}|$: 振動数 30Hz で梁の先端が最大加振加速度 1.19G で振動すると仮定すると、

$$v = 1.19 \times 9.80665 / \sqrt{(2\pi \times 30)} = 0.062 \text{m/s}$$

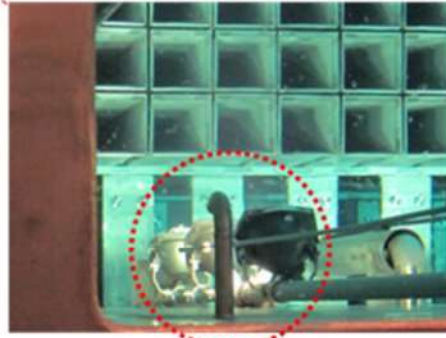
流体による抵抗力 F_w は、上記の最大振動速度のときとすると次のとおり算出できる。

$$F_w = c_w v = 0.042 \text{N}$$

以上のことから、構造減衰に対して流体減衰の影響が有意 ($c_w/c \times 100 = 7.2\%$) であることが確認できる。



A-使用済燃料ピット



B-使用済燃料ピット

サイフォンブレーカ仕様
 配管材質：SUS304TP
 サイズ：外径φ21.7mm、内径φ16.7mm、厚さ2.5mm



水流確認器具



水流の確認

図4 泊3号炉 使用済燃料ピット概略図

以上

54-14 可搬型大型送水ポンプ車の構造について

可搬型大型送水ポンプ車の構造について

可搬型大型送水ポンプ車は、図 54-14-1 に示すとおり送水ポンプ 1 台、付属水中ポンプ 1 台、車両のディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

可搬型大型送水ポンプ車は、送水ポンプ及び付属水中ポンプを車両のディーゼルエンジンにて駆動する設計であり、外部電源が不要な設計である。

可搬型大型送水ポンプ車は、淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後、可搬型ホースを介して送水ポンプへと送水し、加圧した水を各注水先へ送水する。

なお、付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計としている。

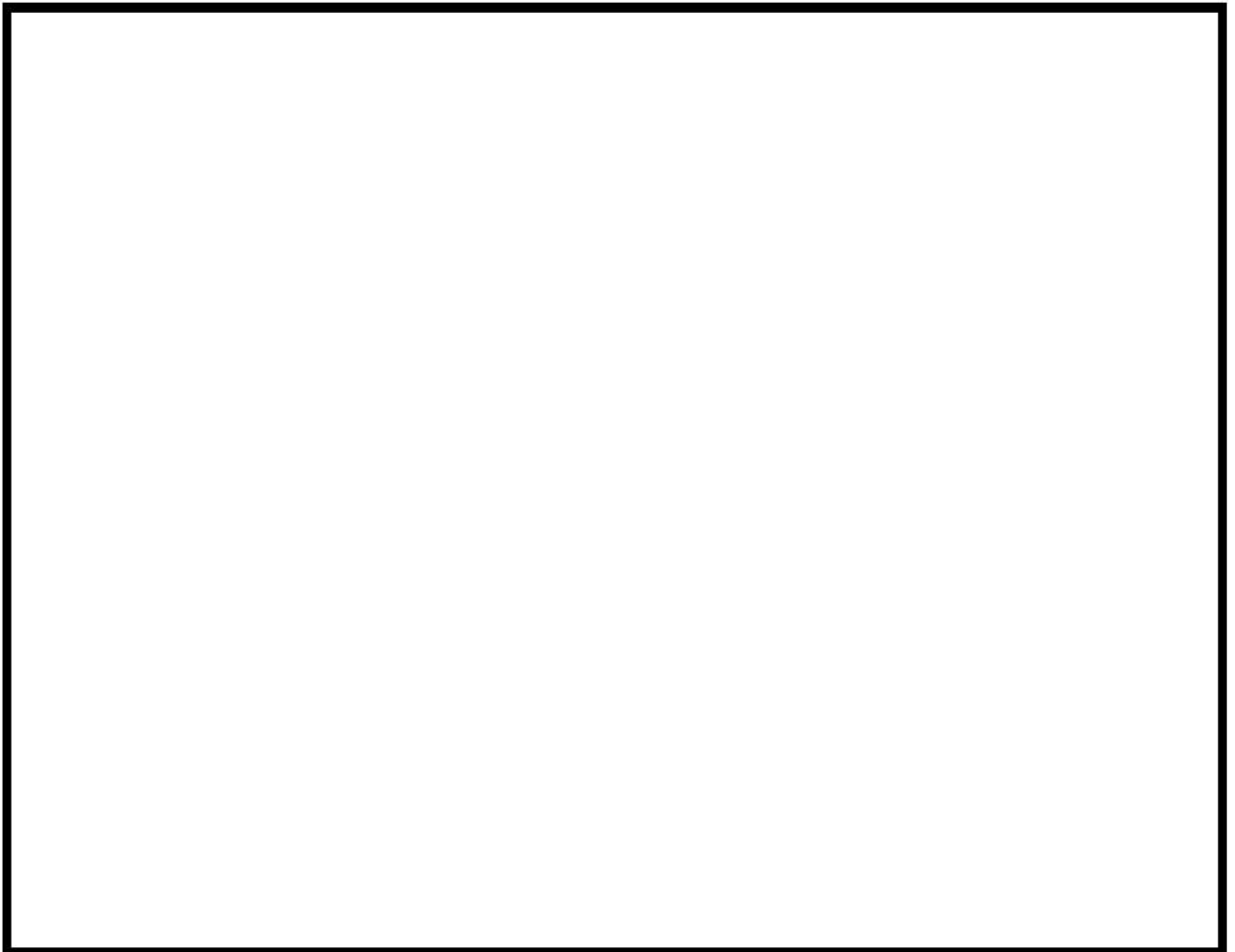



図 54-14-1 可搬型大型送水ポンプ車の構造概要図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

54-15 可搬型大容量海水送水ポンプ車の構造について

可搬型大容量海水送水ポンプ車の構造について

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、図 54-15-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台、付属水中ポンプ 2 台、ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、増圧ポンプ及び付属水中ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり、外部電源が不要な設計である。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、海水を付属水中ポンプにて取水した後、可搬型ホースを介して増圧ポンプへと送水し、加圧した水を送水する。

なお、付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計としている。

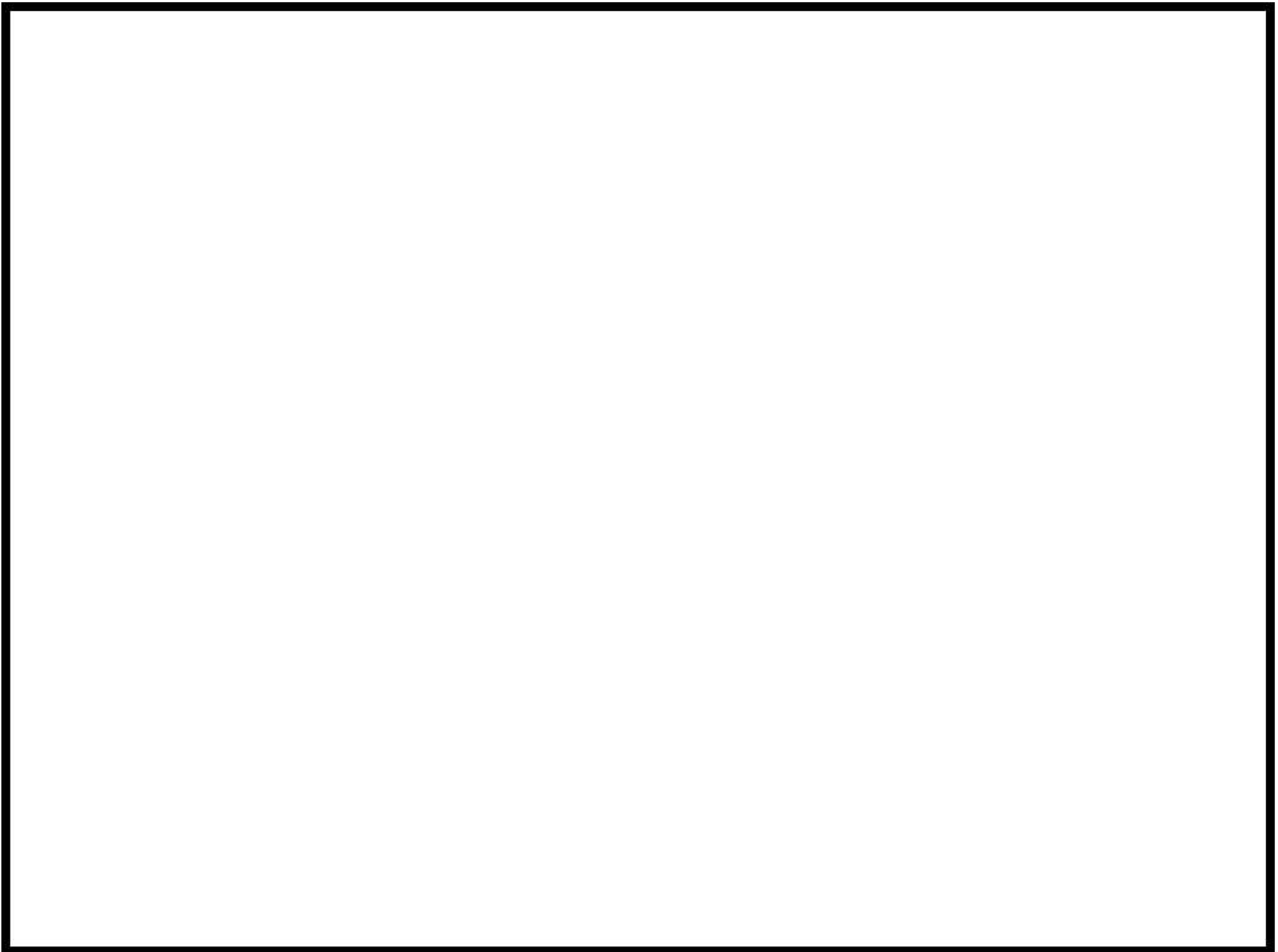



図 54-15-1 可搬型大容量海水送水ポンプ車の構造概要図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

54-16

その他設備

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

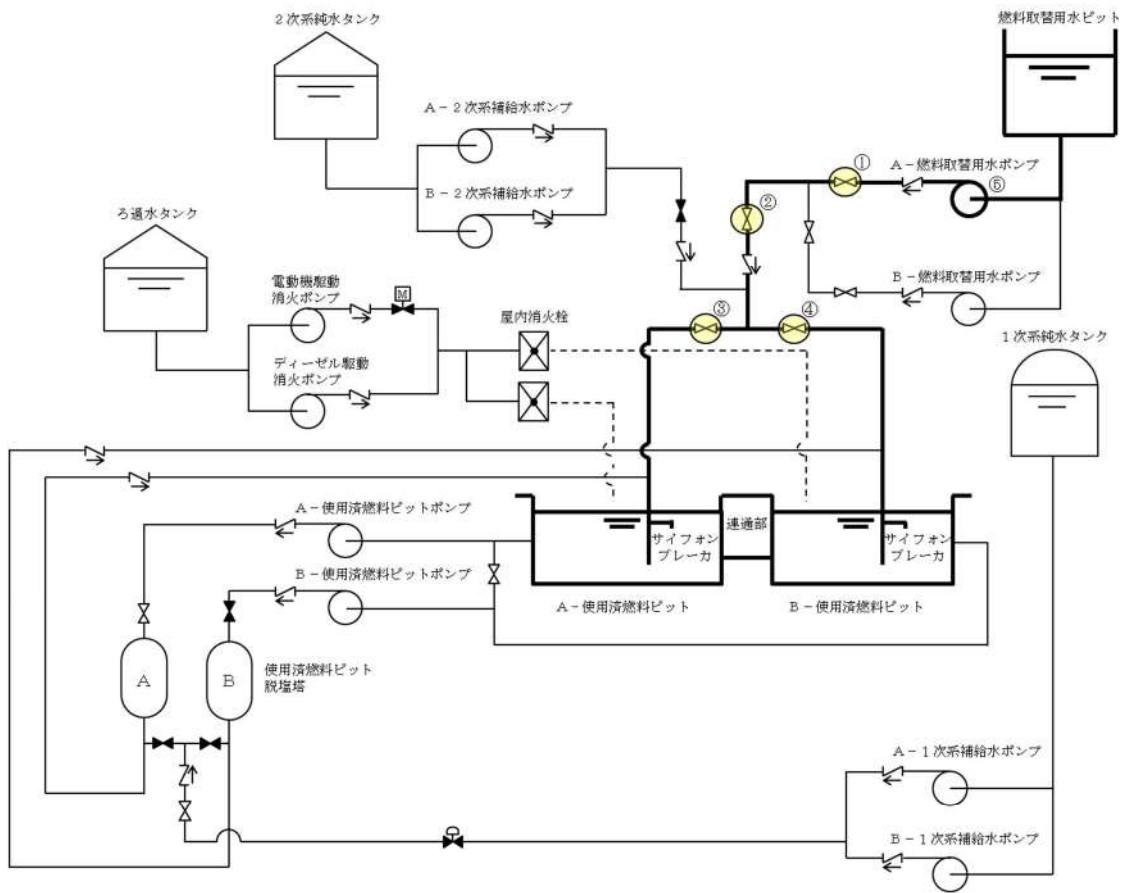
1. 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

燃料取替用水ピットは、事故時に原子炉容器等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期事業者検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水するためには有効であるため、燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段を自主対策設備として整備している。

燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段は、燃料取替用水ピットを水源とし、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水ピットの水を非常用炉心冷却設備、燃料取扱設備及び貯蔵設備（使用済燃料ピット水浄化冷却設備）の配管及び弁を経由して使用済燃料ピットへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	A－燃料取替用水ポンプ出口弁	全開→全閉 →調整開	手動操作	現場	
②	使用済燃料ピット燃料取替用水ピット水補給弁	全閉→全開	手動操作	現場	
③	A－使用済燃料ピット補給弁※	全閉→全開	手動操作	現場	
④	B－使用済燃料ピット補給弁※	全閉→全開	手動操作	現場	
⑤	A－燃料取替用水ポンプ	停止→起動	操作器操作	中央制御室	

※：どちらかの弁を全開とする。



凡例

	手動弁
	空気作動弁
	電動弁
	逆止弁
	消防ホース
	重大事故等時に操作する弁

図 54-16-1 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の概要図

2. 2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

耐震性がないものの、健全であれば使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効であるため、2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段を自主対策設備として整備している。

2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段は、2次系純水タンクを水源とし、2次系補給水ポンプにより2次系純水タンクの水を給水処理設備、燃料取扱設備及び貯蔵設備（使用済燃料ピット浄化冷却設備）の配管及び弁を經由して使用済燃料ピットへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	A－使用済燃料ピット補給弁 ※	全閉→全開	手動操作	現場	
②	B－使用済燃料ピット補給弁 ※	全閉→全開	手動操作	現場	
③	使用済燃料ピット脱塩水補給弁	全閉→調整開	手動操作	現場	
④	A－2次系補給水ポンプ	起動確認	操作器操作	中央制御室	

※：どちらかの弁を全開とする。

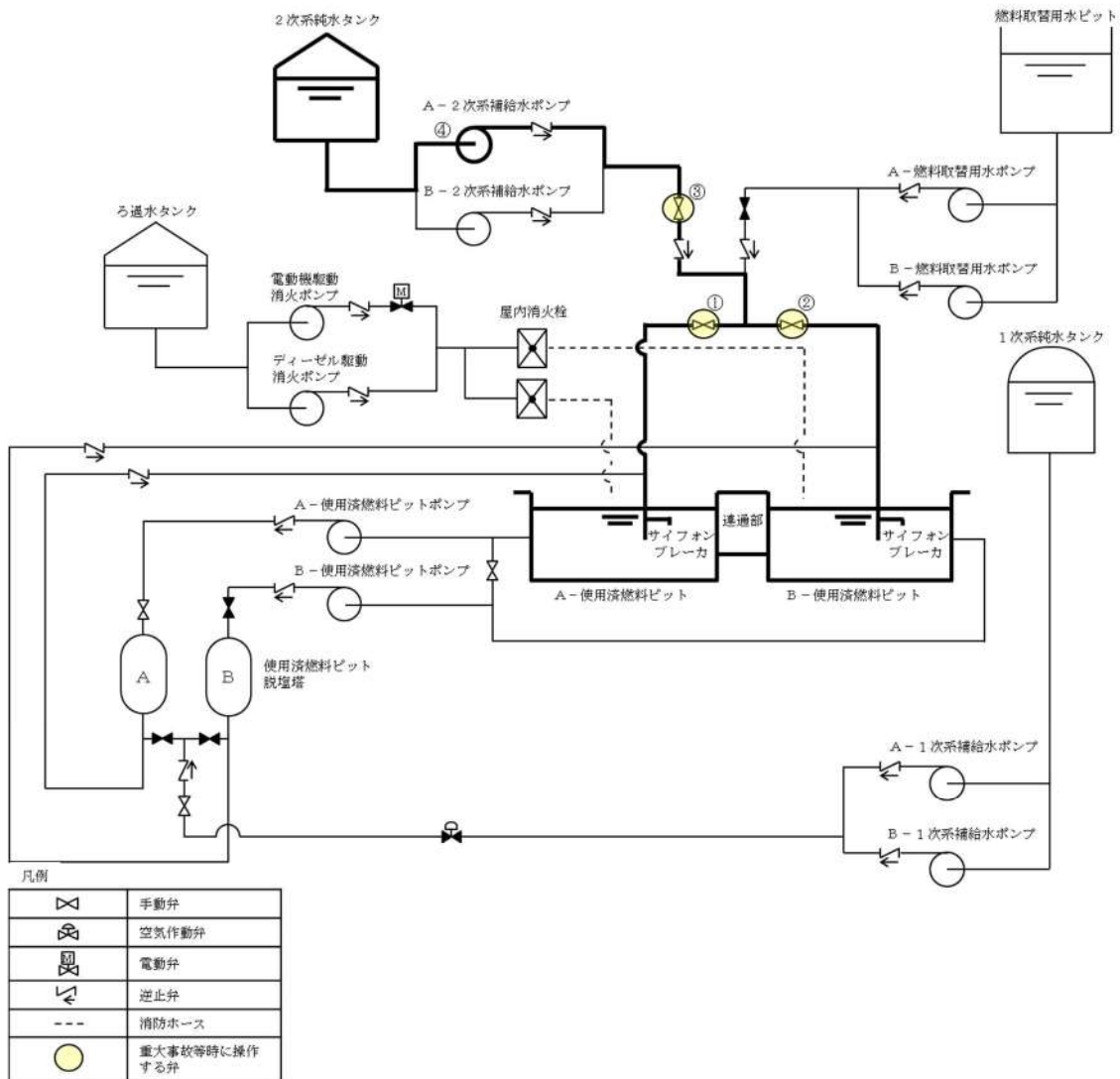


図 54-16-2 2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の概要図

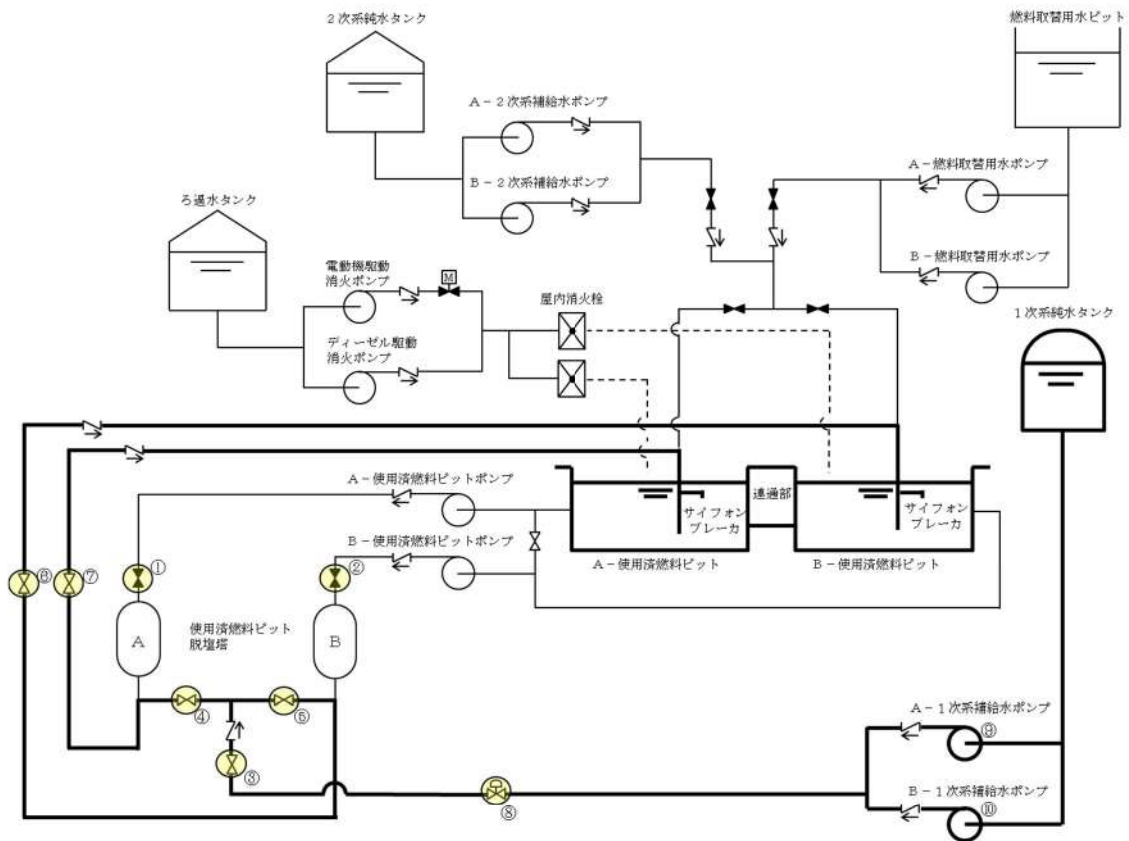
3. 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

耐震性がないものの、健全であれば使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効であるため、1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段を自主対策設備として整備している。

1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段は、1次系純水タンクを水源とし、1次系補給水ポンプにより、1次系純水タンクの水を給水処理設備、化学体積制御設備、燃料取扱設備及び貯蔵設備（使用済燃料ピット浄化冷却設備）の配管および弁を経由して使用済燃料ピットへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	A－使用済燃料ピット脱塩塔入口弁	全開→全閉	手動操作	現場	
②	B－使用済燃料ピット脱塩塔入口弁	全開→全閉	手動操作	現場	
③	使用済燃料ピット脱塩塔逆洗水絞り弁	調整開確認	手動操作	現場	
④	A－使用済燃料ピット脱塩塔逆洗弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑤	B－使用済燃料ピット脱塩塔逆洗弁	全閉→全開	手動操作	現場	
⑥	A－使用済燃料ピットフィルタ出口絞り弁	調整開確認	手動操作	現場	
⑦	B－使用済燃料ピットフィルタ出口絞り弁	調整開確認	手動操作	現場	
⑧	脱塩塔補給水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	現場	
⑨	A－1次系補給水ポンプ※	起動確認	操作器操作	中央制御室	
⑩	B－1次系補給水ポンプ※	起動確認	操作器操作	中央制御室	

※：どちらか1台の起動確認をする。



凡例

	手動弁
	空気作動弁
	電動弁
	逆止弁
	消防ホース
	重大事故等時に操作する弁

図 54-16-3 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の概要図

4. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプは、消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効であるため、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段を自主対策設備として整備している。

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段は、ろ過水タンクを水源とし、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンクの水を火災防護設備（消火栓設備）及び給水処理設備の配管及び弁を経由して送水し、消火栓から消防ホースを用いて使用済燃料ピットへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	消防ホース	ホース接続	手動操作	現場	
②	電動機駆動消火ポンプ※	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
③	ディーゼル駆動消火ポンプ※	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	

※：どちらか1台を起動する。

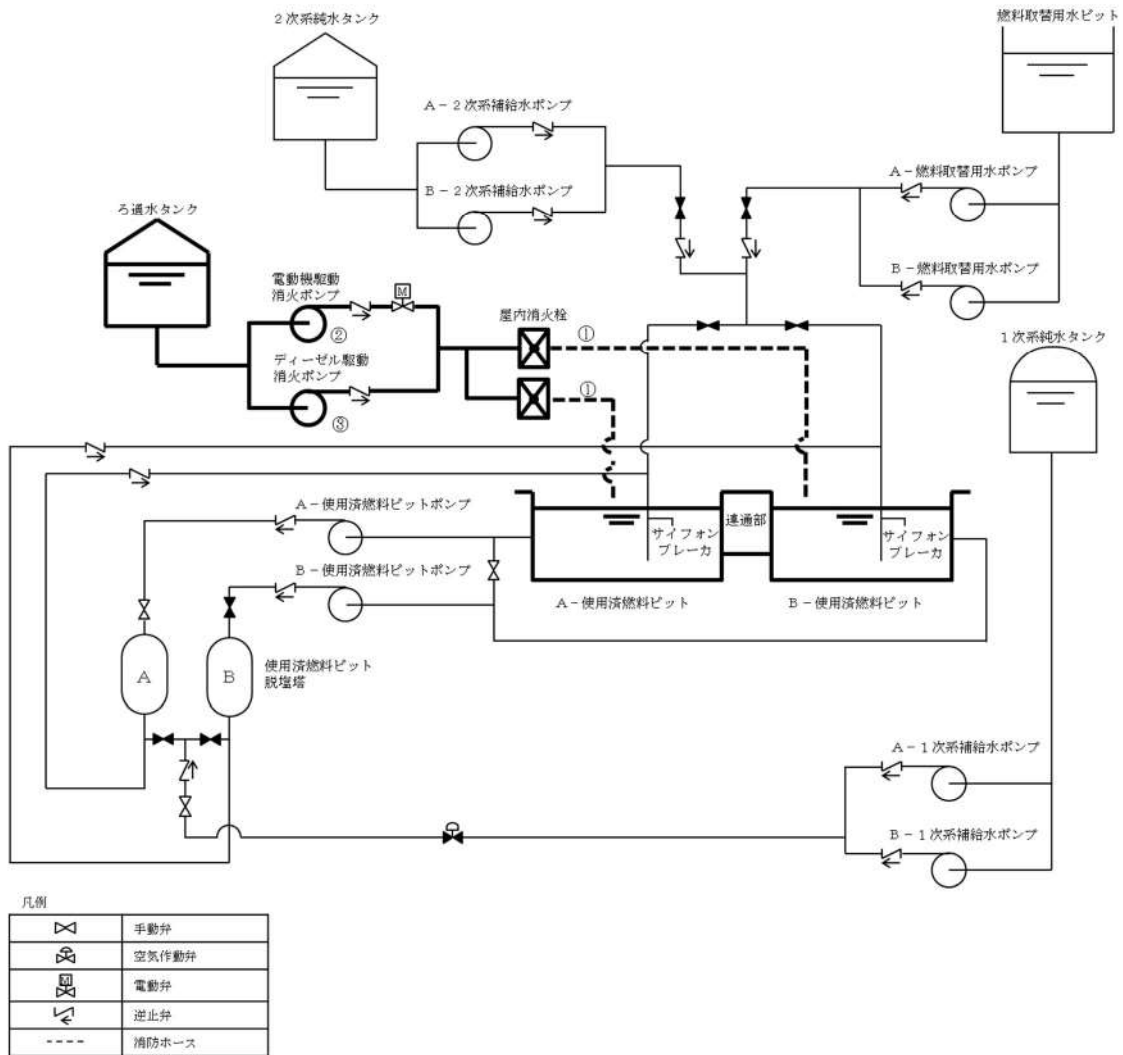


図 54-16-4 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の概要図

5. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

代替給水ピットは耐震性がないものの、健全であれば可搬型大型送水ポンプ車を使用して、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効であるため、代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を自主対策設備として整備している。

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段は、代替給水ピットを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により可搬型ホースを通じて代替給水ピットの水を使用済燃料ピットへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	可搬型ホース	ホース接続	手動操作	現場	
②	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	スイッチ操作	現場	

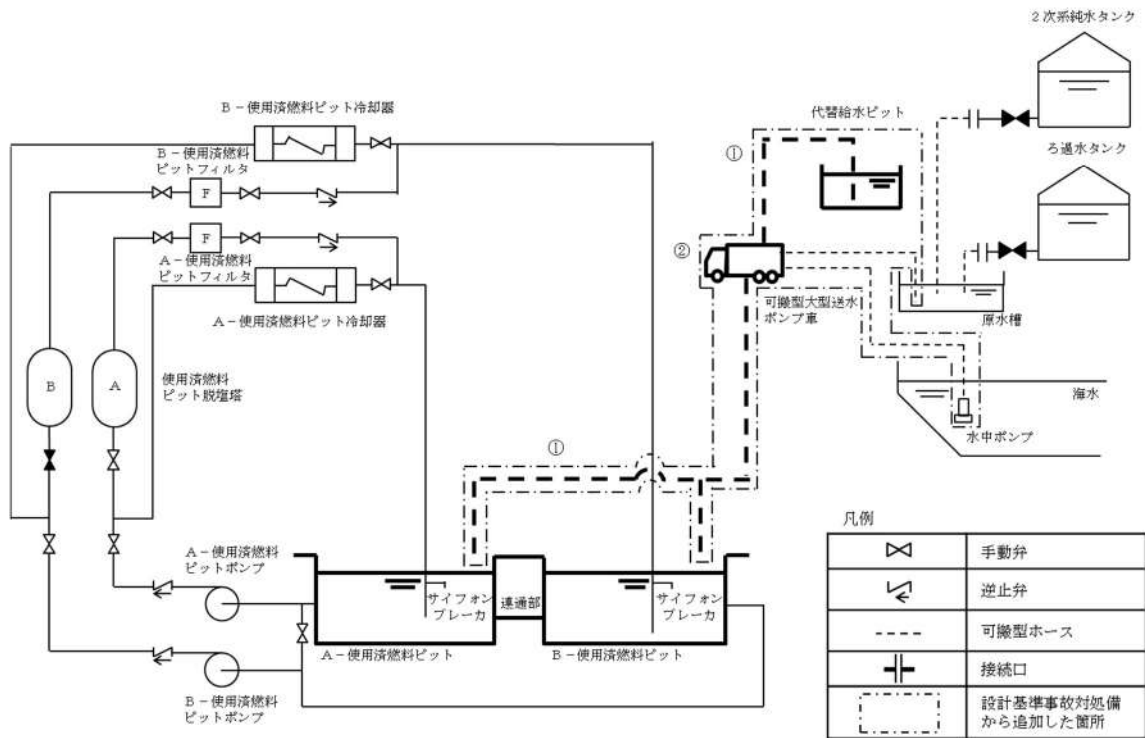


図 54-16-5 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の概要図

6. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

原水槽は耐震性がないものの、健全であれば可搬型大型送水ポンプ車を使用して、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効であるため、原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を自主対策設備として整備している。

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段は、ろ過水タンク及び2次系純水タンクからの補給が可能である原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により可搬型ホースを通じて原水槽の水を使用済燃料ピットへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	可搬型ホース	ホース接続	手動操作	現場	
②	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	スイッチ操作	現場	

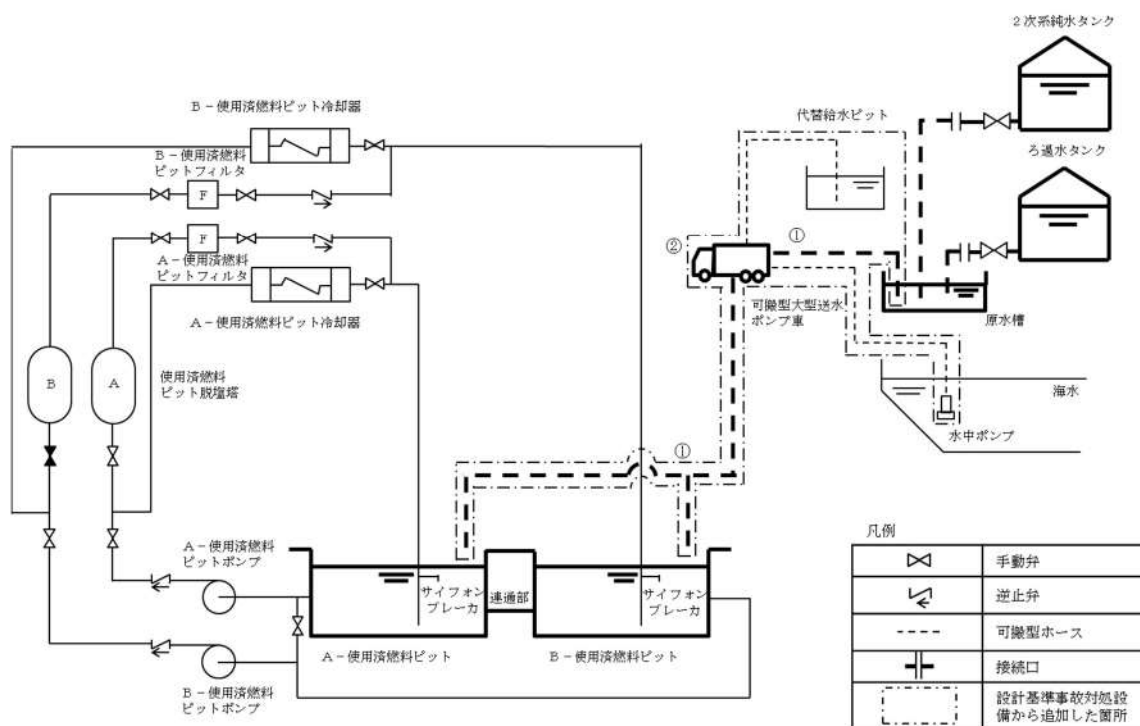


図 54-16-6 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の概要図

7. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

代替給水ピットは耐震性がないものの、健全であれば使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する手段として有効であるため、代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手段を自主対策設備として整備している。

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手段は、代替給水ピットを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により可搬型ホースを通じて代替給水ピットの水を送水し可搬型スプレイノズルを用いて、使用済燃料ピットへスプレイする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	可搬型ホース	ホース接続	手動操作	現場	
②	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	スイッチ操作	現場	

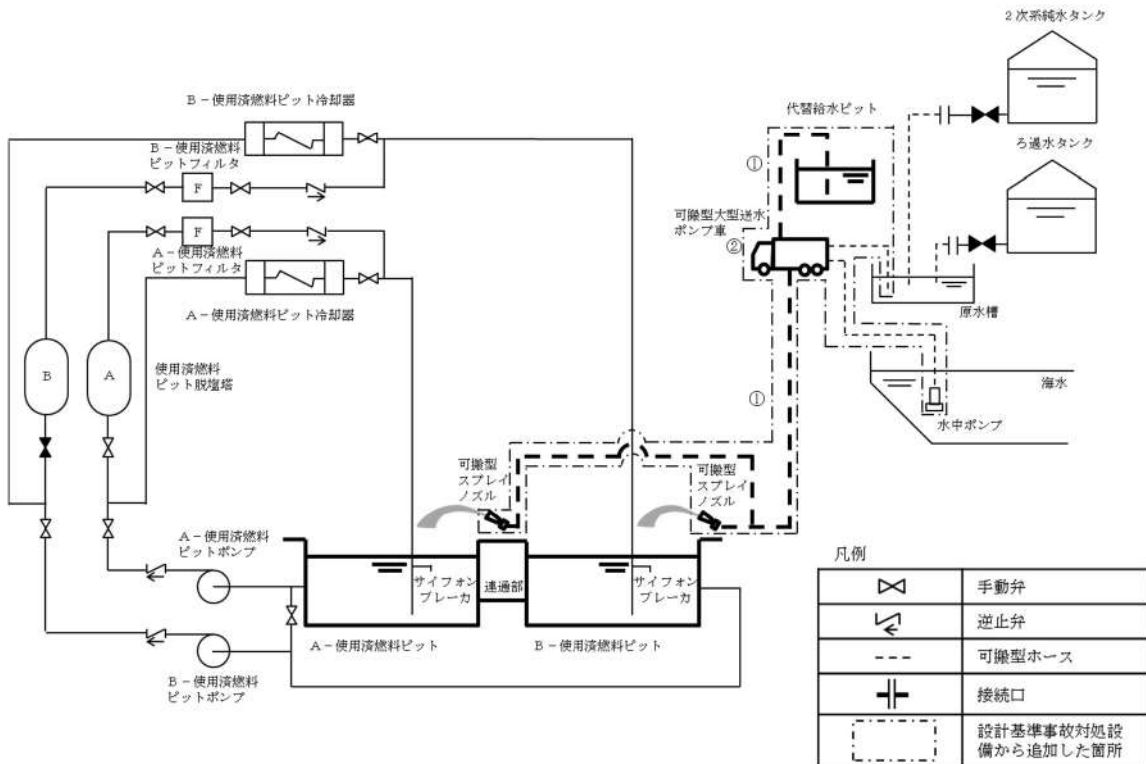


図 54-16-7 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイの概要図

8. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

原水槽は耐震性がないものの、健全であれば使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する手段として有効であるため、原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手段を自主対策設備として整備している。

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ手段は、ろ過水タンク及び2次系純水タンクからの補給が可能である原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により可搬型ホースを通じて原水槽の水を送水し可搬型スプレイノズルを用いて使用済燃料ピットへスプレイする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	可搬型ホース	ホース接続	手動操作	現場	
②	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	スイッチ操作	現場	

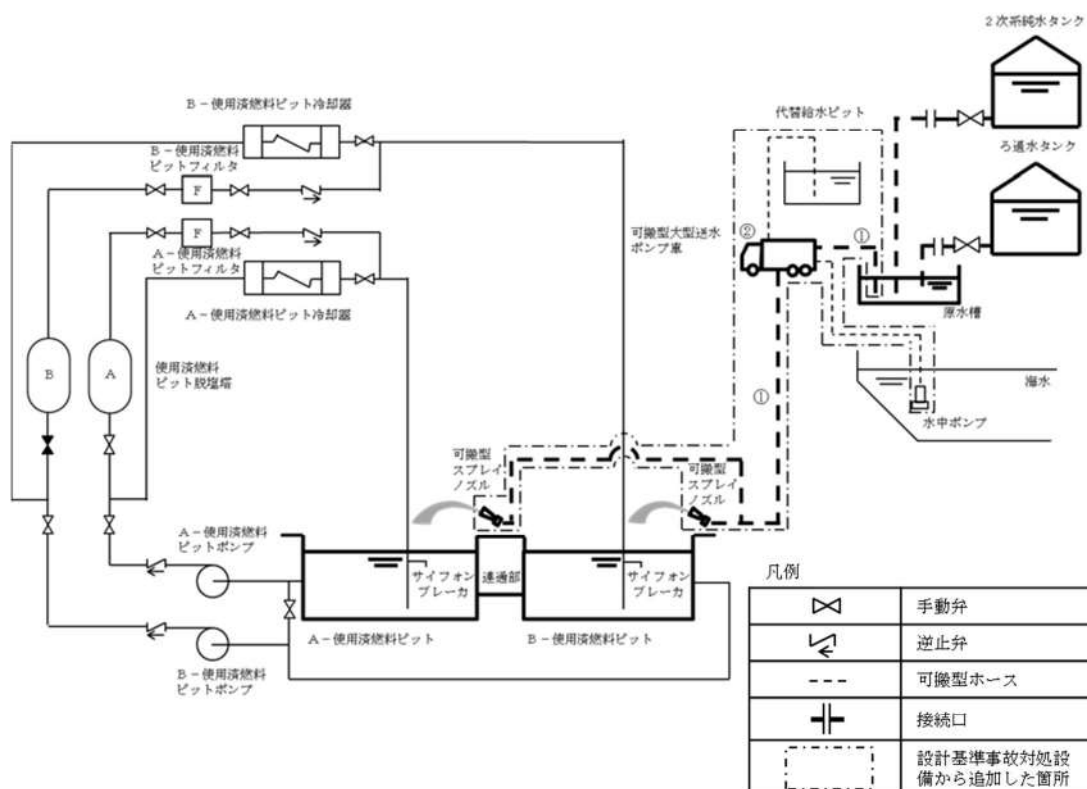


図 54-16-8 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイの概要図

9. 使用済燃料ピット漏えい緩和

この手段では、漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていくが、使用済燃料ピット漏えい緩和手段を自主対策設備として整備している。

使用済燃料ピット内側から漏えいしている場合に、ガスケット材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料ピット開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするピット水の流れやピットによる水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する。

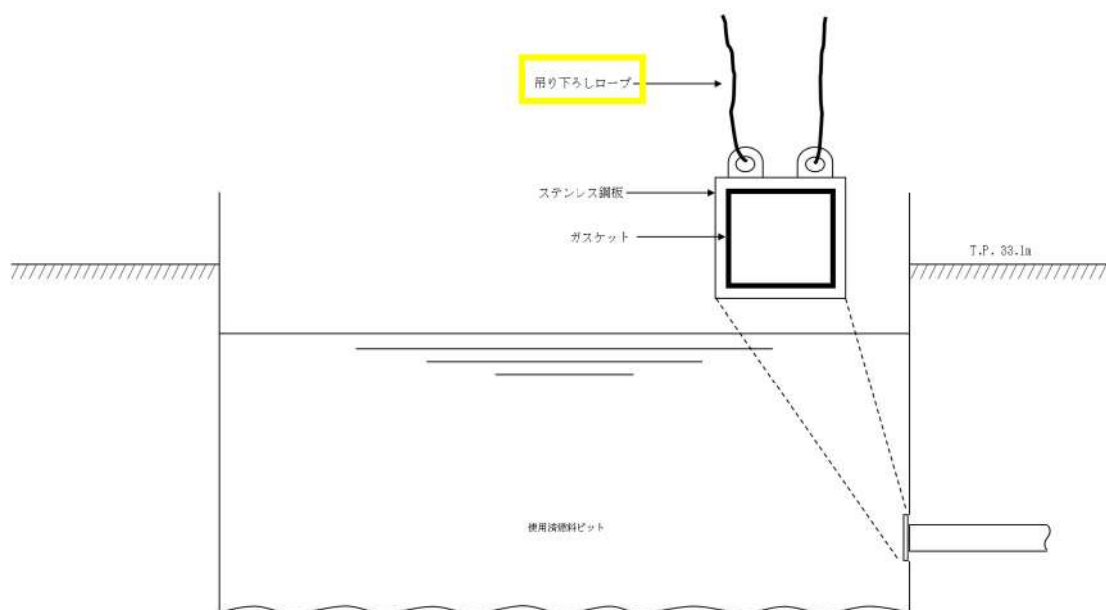


図 54-16-9 使用済燃料ピット漏えい緩和の概要図

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA55H r.9.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

55条

令和5年12月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

55 条

55-1 SA 設備基準適合性一覧表

55-2 配置図

55-3 試験・検査説明資料

55-4 系統図

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

55-10 可搬型大型送水ポンプ車の構造について

55-11 可搬型大容量海水送水ポンプ車の構造について

5 5 - 1 S A設備 基準適合性一覽表

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第55条 工場等外への放射性情質の拡散を抑制するための設備		可搬型大容量海水送水ポンプ車	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]55-7 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水通水 (使用時に海水を通水) (取水する際の異物の流入防止を考慮)	I	[補足説明資料]55-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]55-6 接続図
	第2号	操作性	【大気への拡散抑制, 泡消火】 現場操作 (運搬設置: 車両として移動可能, 車輪止めを搭載) (操作スイッチ操作: 付属の操作スイッチにより現場での操作が可能) (接続作業: 可搬型ホースを確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑩	[補足説明資料]55-6 接続図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能) (車両として運転状態及び外観の確認が可能)	A	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【大気への拡散抑制, 泡消火】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【大気への拡散抑制, 航空機燃料火災の泡消火】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]55-4 系統図
		配置設計	地震, 溢水, 火災, 外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]55-7 保管場所図
その他(飛散物)		高速回転機器 (今回配備)	B		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]55-6 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【大気への拡散抑制, 泡消火】 その他 (放水砲による棒状放水により原子炉格納容器の最高点である頂部又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水できる容量) (保有数は1セット1台, 故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計2台)	C	[補足説明資料]55-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]55-6 接続図
	第5号	保管場所	【大気への拡散抑制, 航空機燃料火災の泡消火】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	B a	[補足説明資料]55-7 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]55-8 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【大気への拡散抑制, 航空機燃料火災の泡消火】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		放水砲	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]55-7 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水通水 (使用時に海水を通水)	I	[補足説明資料]55-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]55-6 接続図
	第2号	操作性	【大気への拡散抑制, 泡消火】 現場操作 (運搬設置: 車両により運搬可能, 車輪止めにより固定) (接続作業: 可搬型ホースを確実に接続できる)	A① A②	[補足説明資料]55-6 接続図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (外観の確認が可能)	N	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【大気への拡散抑制, 泡消火】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【大気への拡散抑制, 航空機燃料火災の泡消火】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]55-4 系統図
		配置設計	地震, 溢水, 火災, 外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]55-7 保管場所図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]55-6 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【大気への拡散抑制, 泡消火】 その他 (放水砲による棒状放水により原子炉格納容器の最高点である頂部又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟に放水できる容量) (保有数は1セット1台, 故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計2台)	C	[補足説明資料]55-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]55-6 接続図
	第5号	保管場所	【大気への拡散抑制, 航空機燃料火災の泡消火】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	B a	[補足説明資料]55-7 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]55-8 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【大気への拡散抑制, 航空機燃料火災の泡消火】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		集水幹シルトフェンス	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]55-7 保管場所図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水通水 (使用時に海水を通水)	I	[補足説明資料]55-4 系統図
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]55-6 接続図	
	第2号	操作性	【海洋への拡散抑制】 現場操作 (運搬設置：車両により運搬可能な設計)	A⑥	[補足説明資料]55-6 接続図 [補足説明資料]55-4 系統図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 (外観の確認が可能)	N	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	【海洋への拡散抑制】 DBとしての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【海洋への拡散抑制】 他の設備から独立 (他の設備から独立して単独で使用可能)	A c	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]55-4 系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]55-7 保管場所図
その他(飛散物)			対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]55-6 接続図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	【海洋への拡散抑制】 その他 (海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、3箇所の集水幹に合わせた高さ及び幅を有する容量) (保有数は各設置場所に各2組、計6組、故障時および保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1組、合計9組)	C	[補足説明資料]55-5 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (接続なし)	/	-	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]55-6 接続図	
	第5号	保管場所	【海洋への拡散抑制】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	B a	[補足説明資料]55-7 保管場所図	
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]55-8 アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【海洋への拡散抑制】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		可搬型大型送水ポンプ車	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]55-7 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水又は淡水 (海水を通水する可能性あり) (取水する際の異物の流入防止を考慮)	II	[補足説明資料]55-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]55-6 接続図
	第2号	操作性	【大気への拡散抑制】 現場操作 (運搬設置：車両として移動可能、車輪止めを搭載) (操作スイッチ操作：付属の操作器等により現場での操作が可能) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑧	[補足説明資料]55-6 接続図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能) (車両として運転状態及び外観の確認が可能)	A	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【大気への拡散抑制】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【大気への拡散抑制】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]55-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]55-7 保管場所図
その他(飛散物)		高速回転機器 (今回配備)	B		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]55-6 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【大気への拡散抑制】 その他 (SFP全面にスプレッドすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量) (保有数は1セット1台、故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計2台)	C	[補足説明資料]55-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外(可搬型設備への接続)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]55-6 接続図
	第5号	保管場所	【大気への拡散抑制】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	B a	[補足説明資料]55-7 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]55-8 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【大気への拡散抑制】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		可搬型スプレイノズル	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/N以外の屋内-SFP事故時に使用(燃料取扱棟) 屋外	B b C	[補足説明資料]55-7 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水又は淡水(海水を通水する可能性あり)	II	[補足説明資料]55-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]55-6 接続図
	第2号	操作性	【大気への拡散抑制】 現場操作 (運搬設置：人力により運搬、所定の場所に配置及び固定) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A① A②	[補足説明資料]55-6 接続図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (SFP全面に噴霧できることの確認が可能) (外観の確認が可能)	N	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【大気への拡散抑制】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【大気への拡散抑制】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]55-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]55-7 保管場所図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]55-6 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【大気への拡散抑制】 その他 (SFP全面にスプレイすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができる容量) (保有数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	C	[補足説明資料]55-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]55-6 接続図
	第5号	保管場所	【大気への拡散抑制】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	B a	[補足説明資料]55-7 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート 屋外アクセスルート	A B	[補足説明資料]55-8 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【大気への拡散抑制】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	

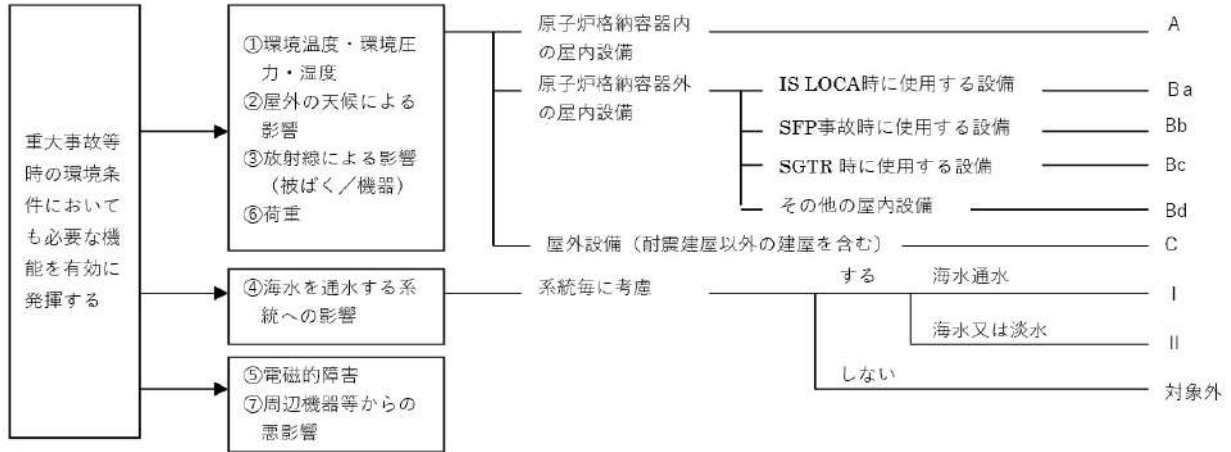
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

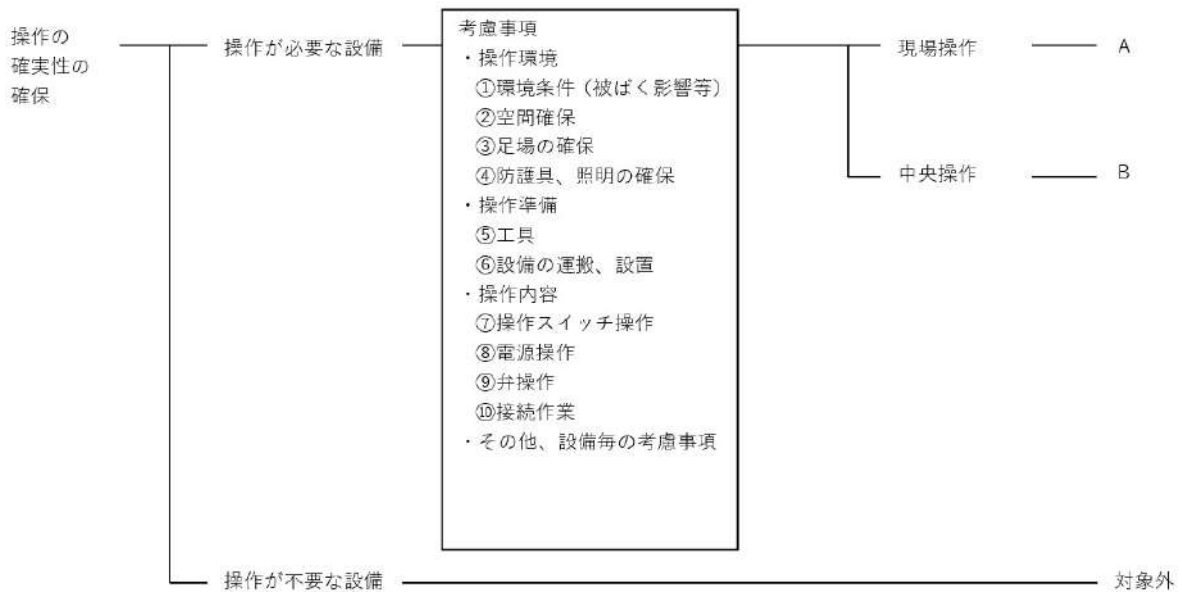
第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		泡混合設備	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]55-7 保管場所図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	海水通水 (使用時に海水を通水)	I	[補足説明資料]55-4 系統図
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	[補足説明資料]55-6 接続図
	第2号	操作性	【泡消火】 現場操作 (運搬設置：車両により運搬可能、固縛等により固定) (操作スイッチ操作：付属の操作スイッチにより現場での操作が可能) (接続作業：可搬型ホースを確実に接続できる)	A⑥ A⑦ A⑧	[補足説明資料]55-6 接続図 [補足説明資料]55-4 系統図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (外観の確認が可能)	N	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	【泡消火】 DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	B a 2	-
	第5号	系統設計	【航空機燃料火災の泡消火】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	[補足説明資料]55-3 試験・検査説明資料 [補足説明資料]55-4 系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	[補足説明資料]55-7 保管場所図
その他(飛散物)		対象外	/		
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[補足説明資料]55-6 接続図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	【泡消火】 その他 (放水砲による放水時、泡消火剤を1%濃度で注入できる容量) (保有数は1セット1台故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計2台)	C	[補足説明資料]55-5 容量設定根拠
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外 (常設との接続なし)	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[補足説明資料]55-6 接続図
	第5号	保管場所	【航空機燃料火災の泡消火】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	B a	[補足説明資料]55-7 保管場所図
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]55-8 アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【航空機燃料火災の泡消火】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因		対象外(サポート系なし)	/		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

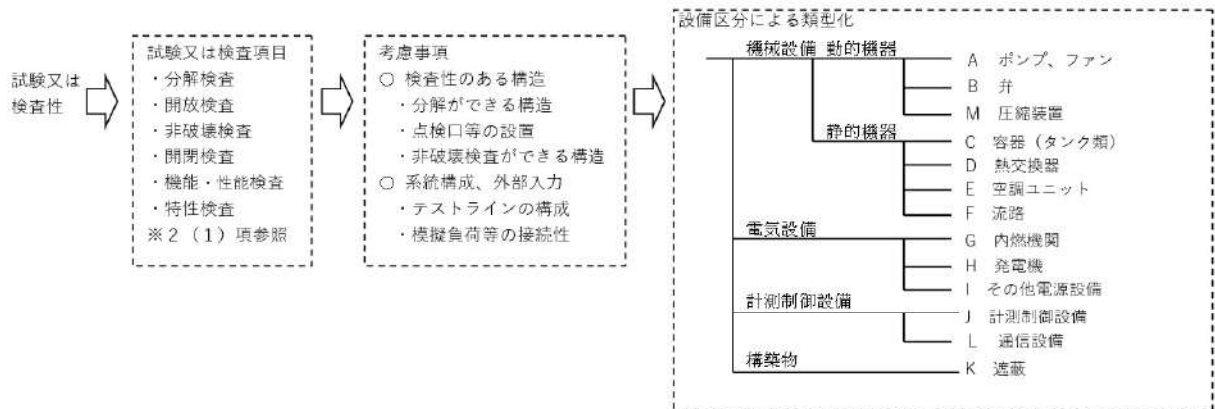
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



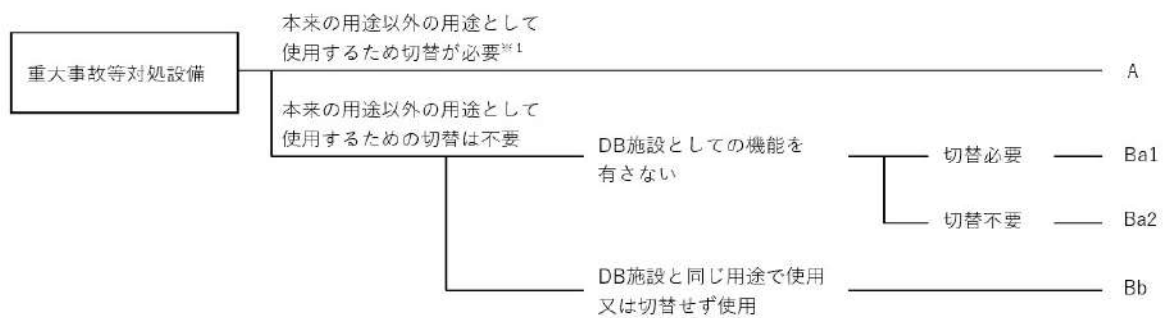
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



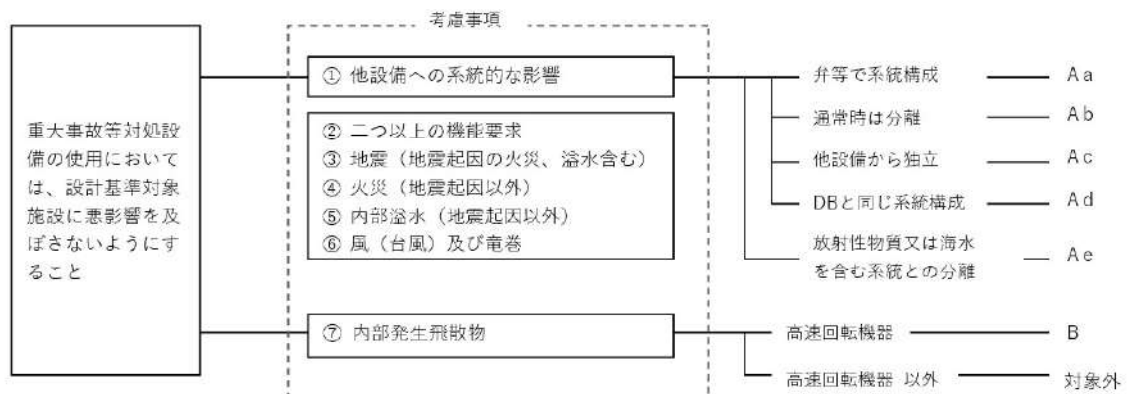
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



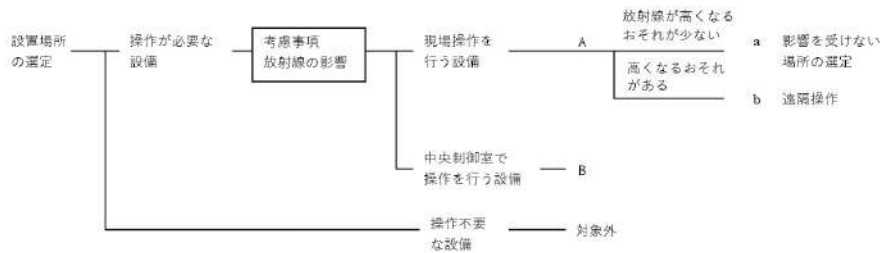
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



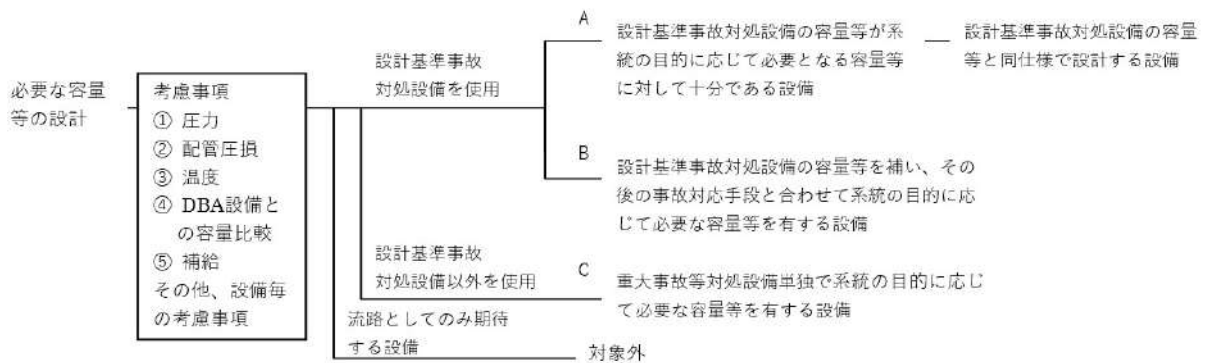
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
設置場所について



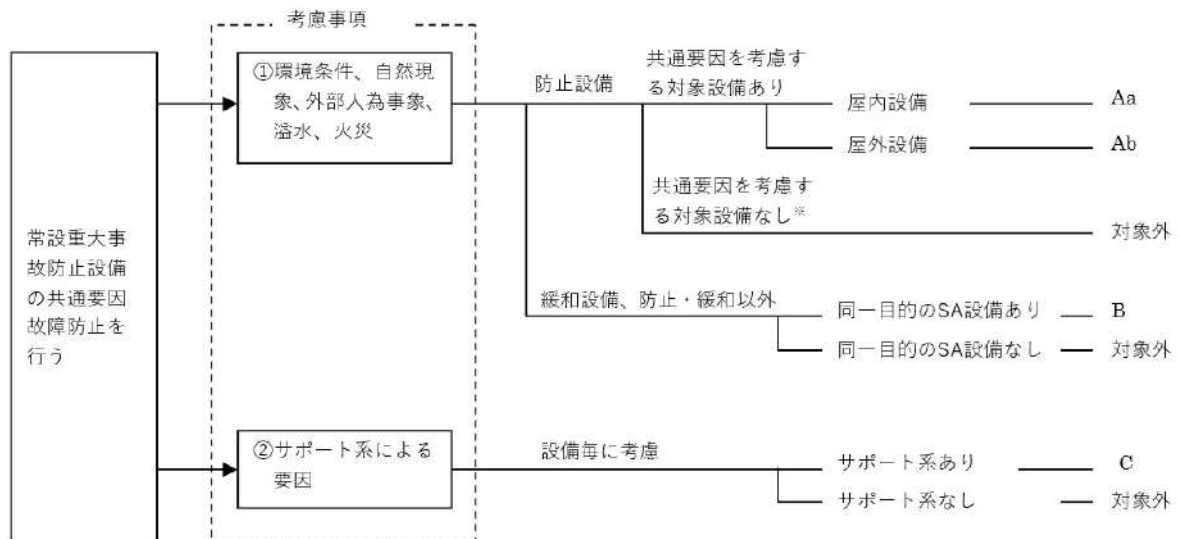
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



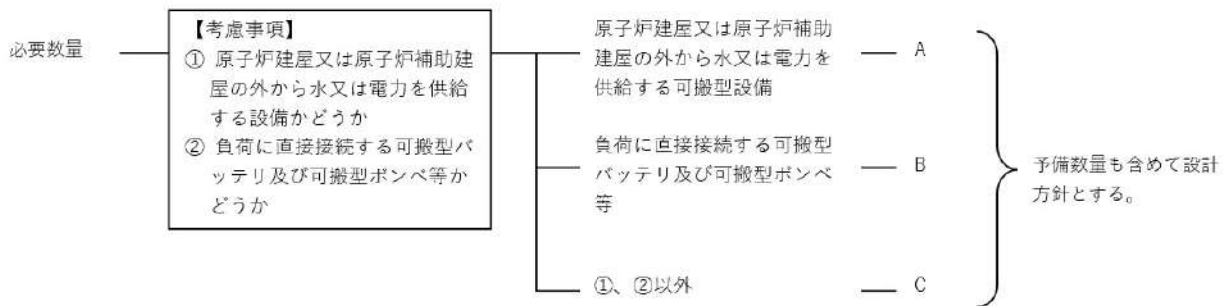
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

区分	設計方針	関連資料	備考
-	2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	-	

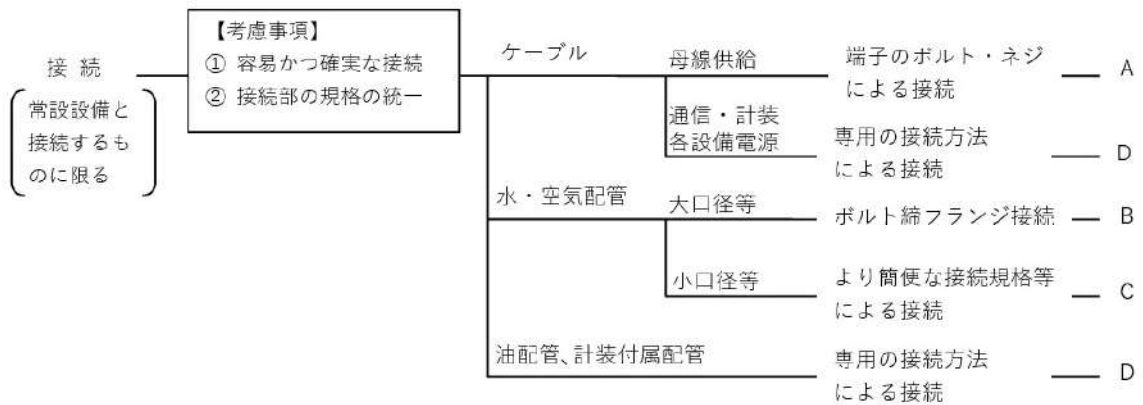
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



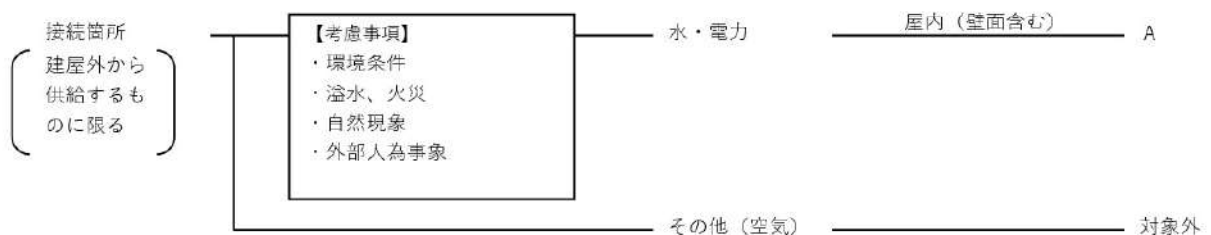
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



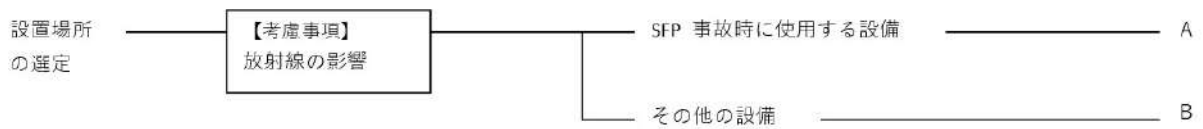
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



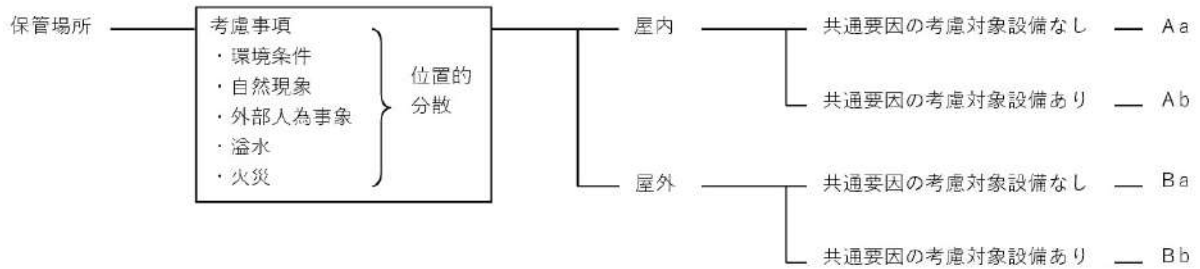
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



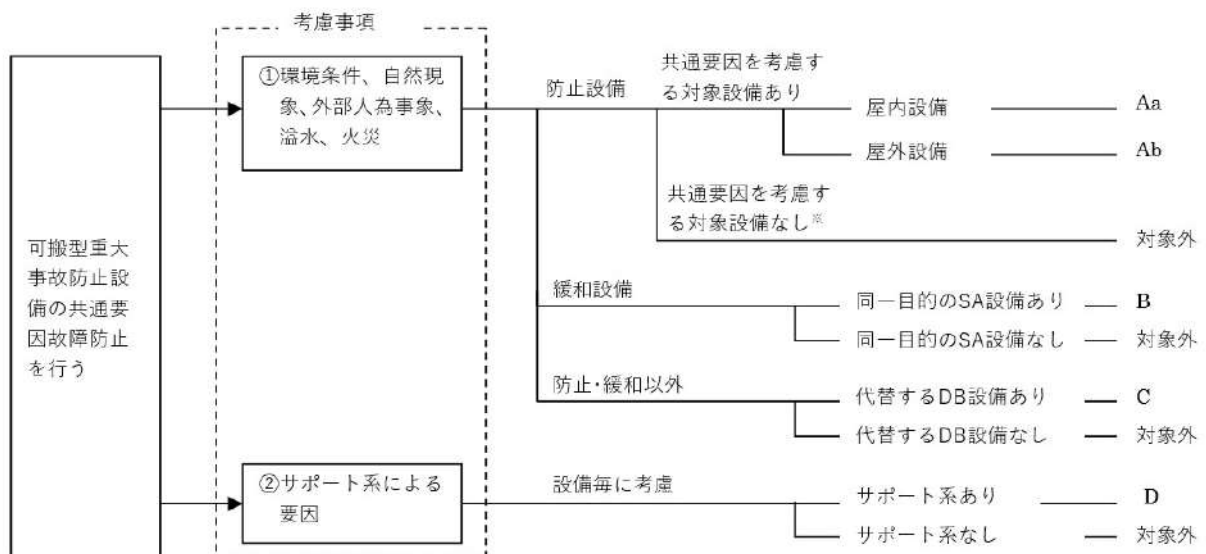
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて





■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について



5 5 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

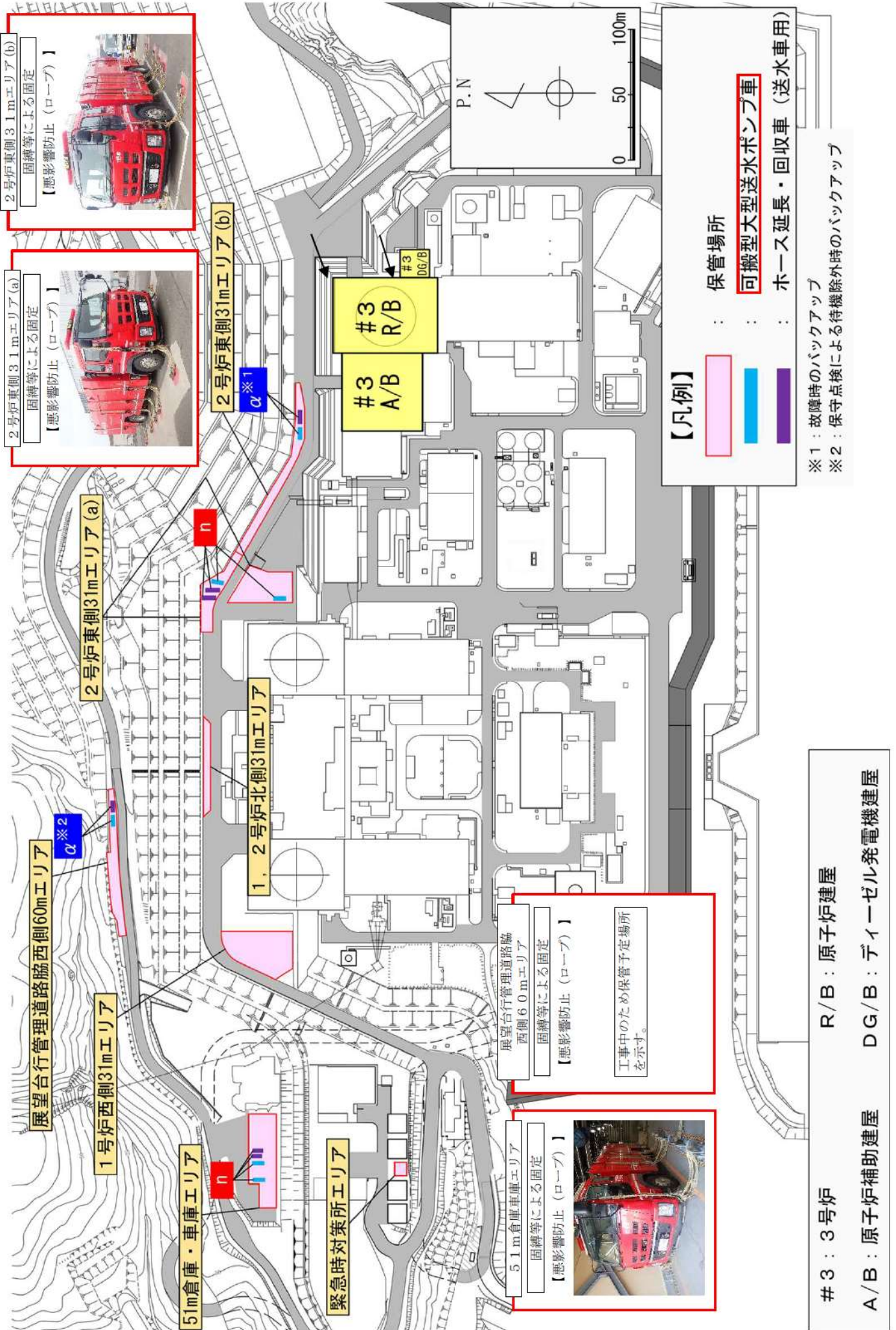


図55-2-1 屋外配置図(大気への拡散抑制)

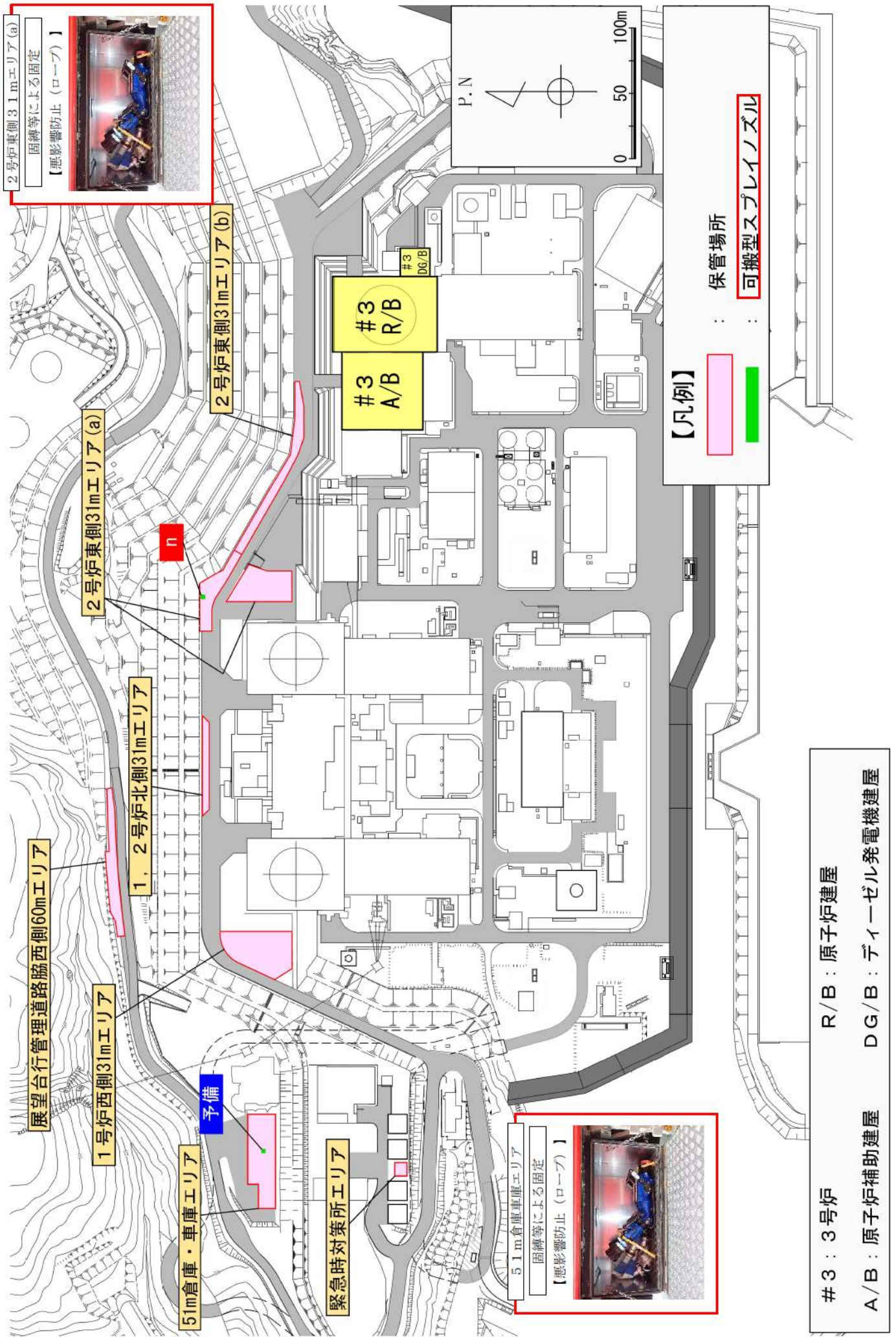


図55-2-1 屋外配置図(大気への拡散抑制)

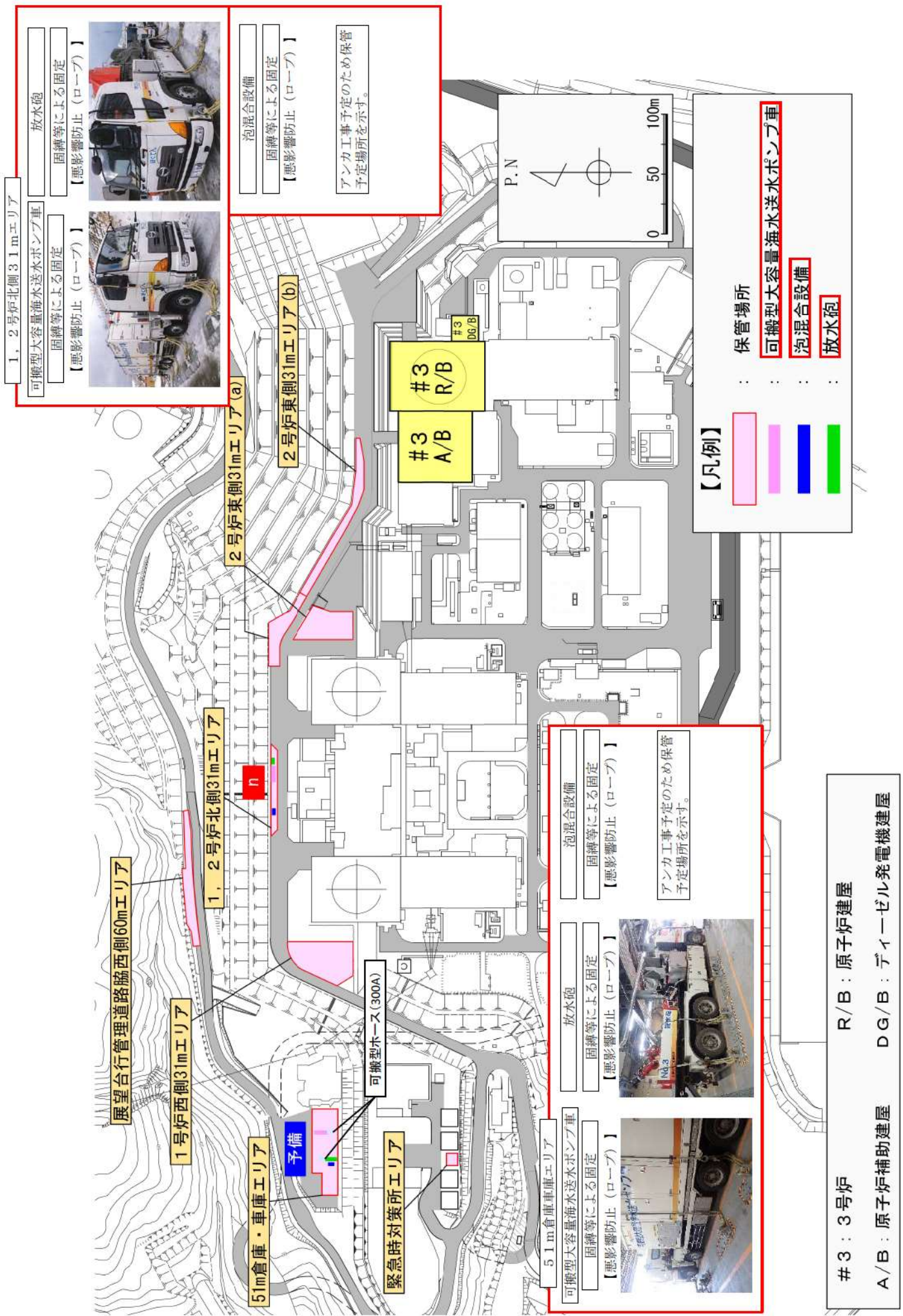


図55-2-1 屋外配置図(航空機燃料火災への泡消火)

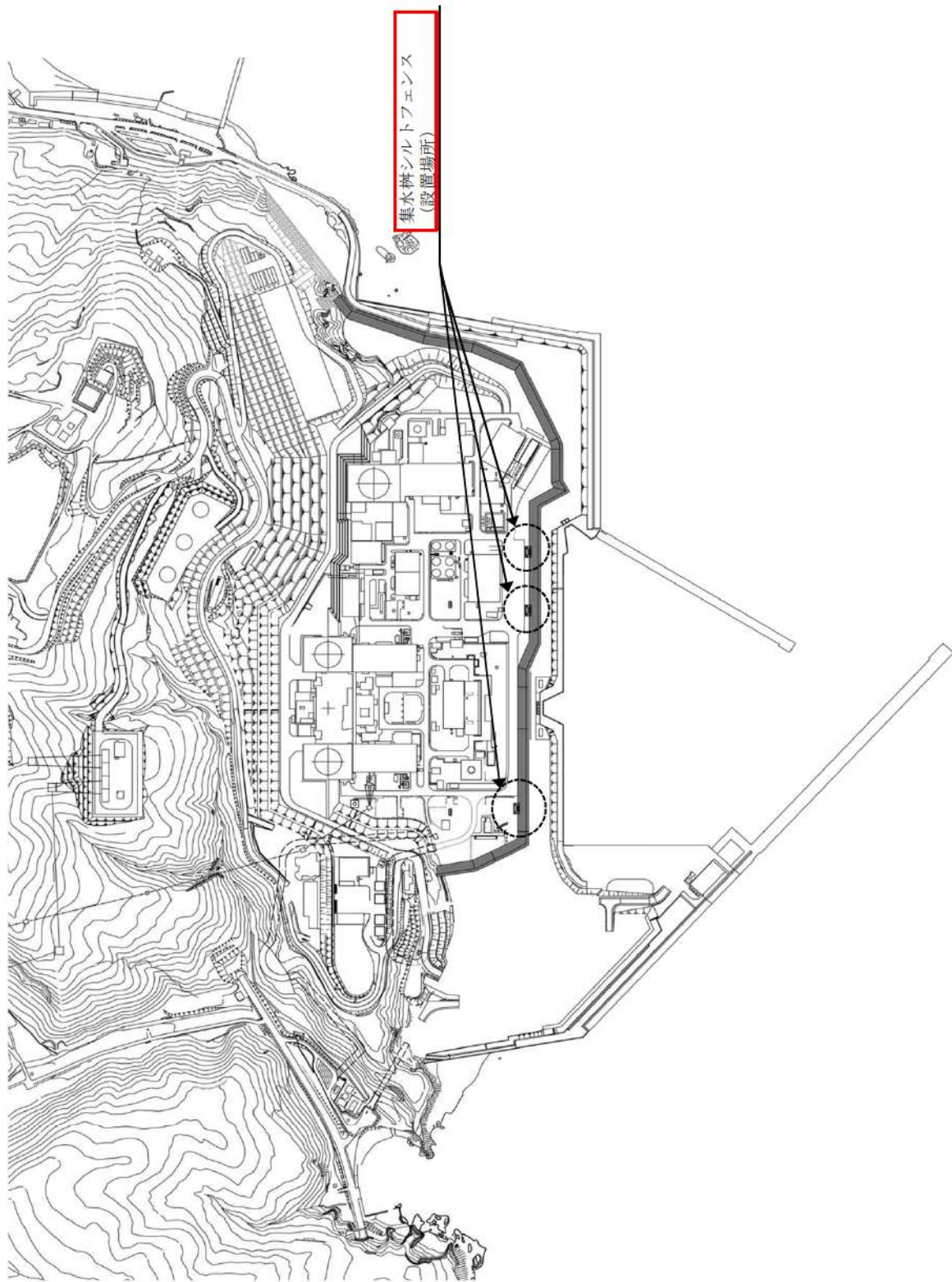


図55-2-1 屋外配置図(海洋への拡散抑制)

5 5 - 3 試験・検査説明資料



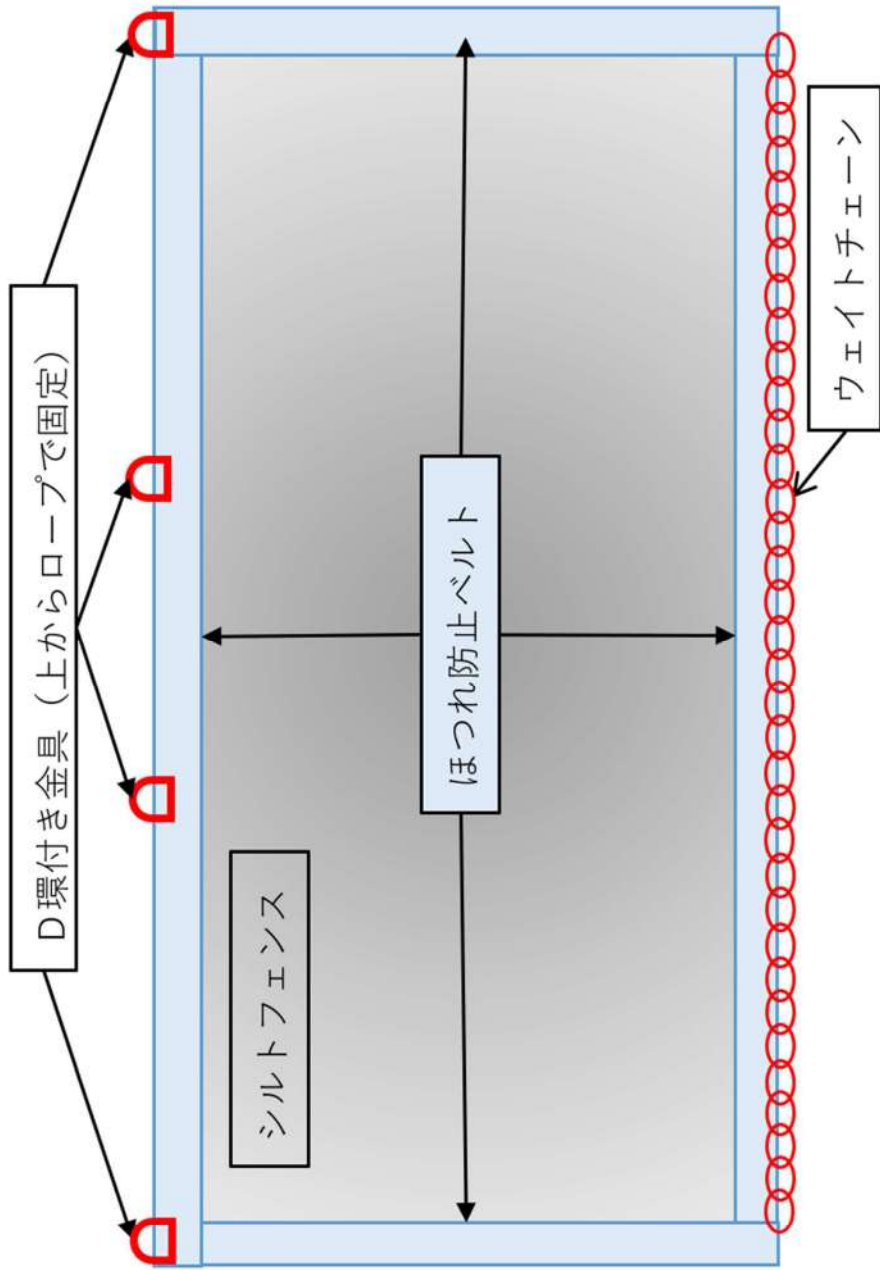
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



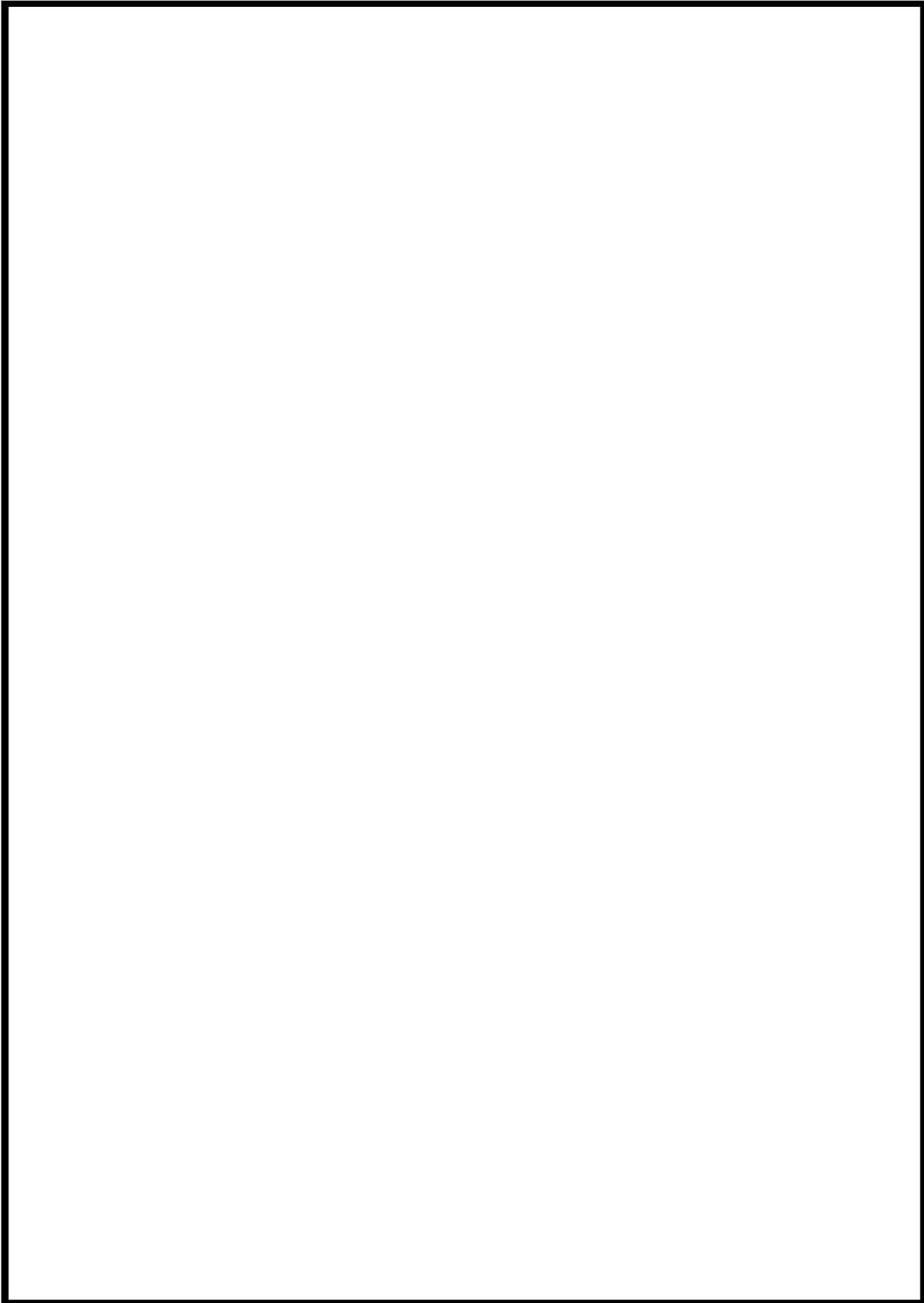
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

集水枿シルトフェンス

外観点検が可能である



本内容は、今後の検討状況に応じて変更が生じる。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5 5 - 4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	屋外	接続操作	—
②	可搬型大容量海水送水ポンプ車	停止→起動	屋外	スイッチ操作	—

凡例

----- ホース

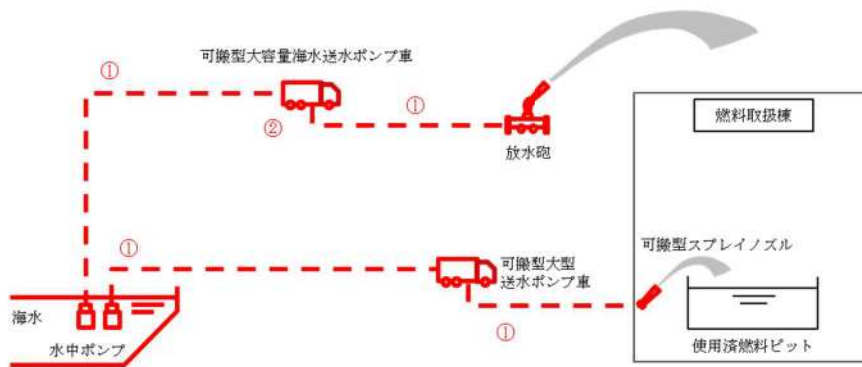
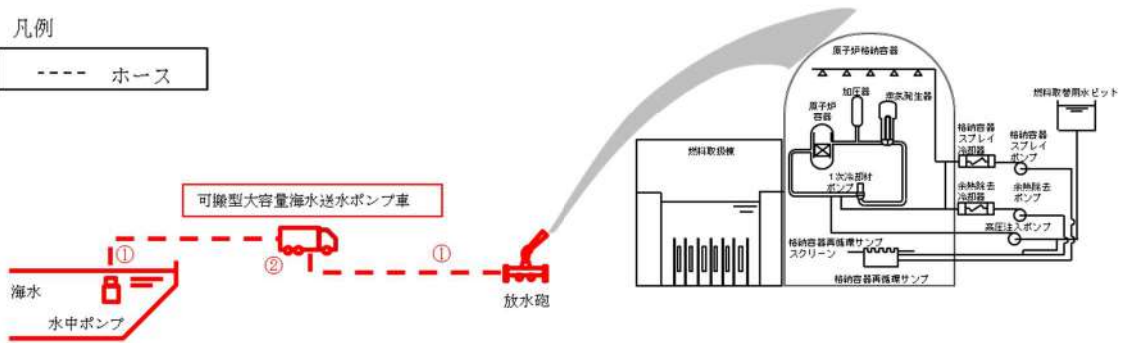


図 55-4-1 放水設備（大気への拡散抑制設備）及びスプレイ設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制

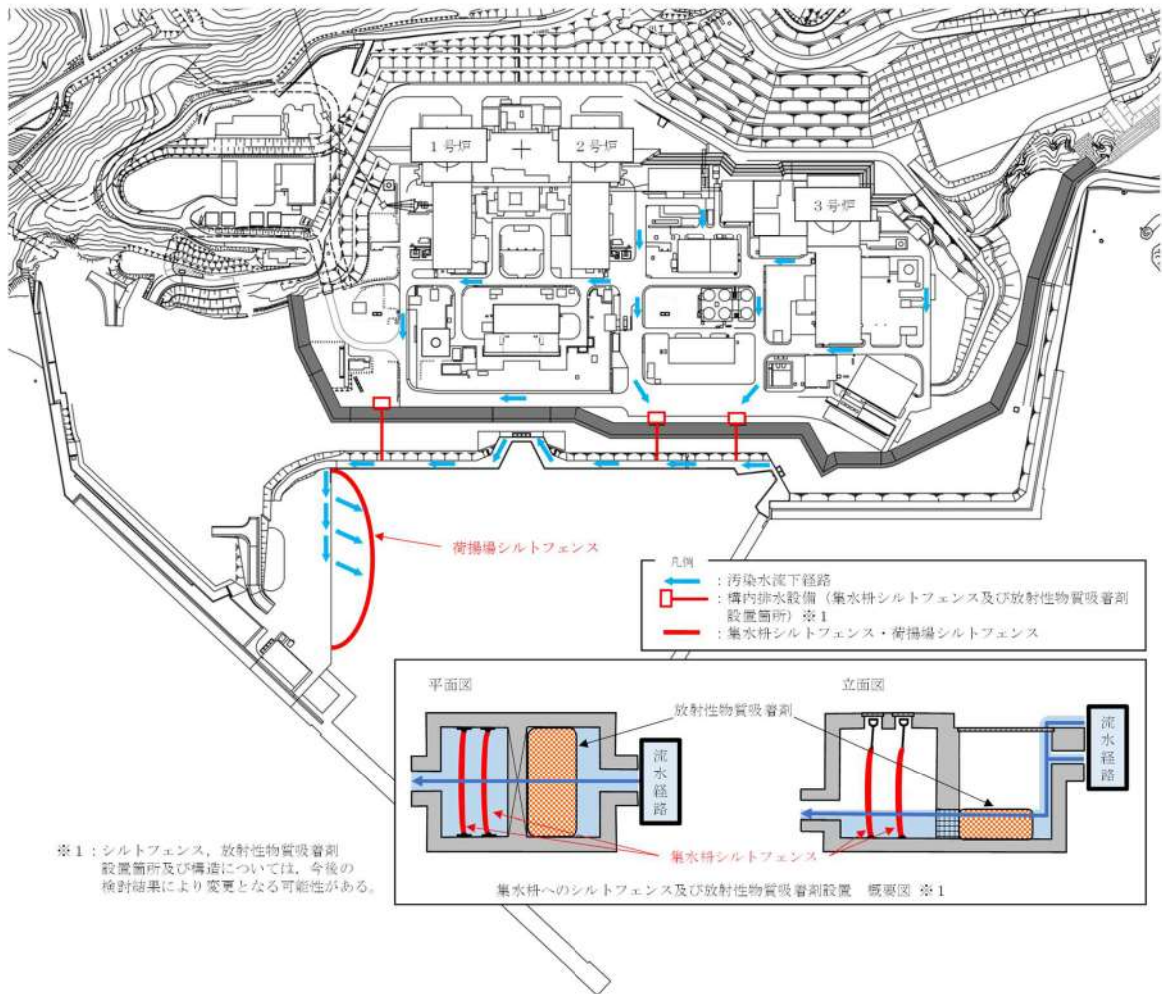


図 55-4-2 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）による海洋への拡散抑制

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ホース	ホース接続	屋外	接続操作	—
②	可搬型大容量海水送水ポンプ車	停止→起動	屋外	スイッチ操作	—

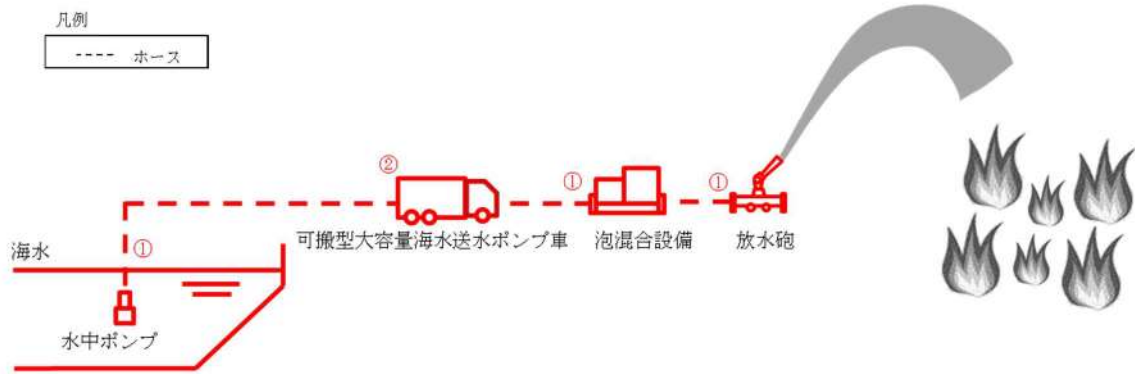


図 55-4-3 放水設備（泡消火設備）による航空機燃料火災への泡消火

5 5 - 5 容量設定根拠

本資料は、一部、詳細設計中のものも含まれているため、設計の進捗により変更する場合があります。

名 称		可搬型大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□
吐 出 圧 力	MPa	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□以上(□)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	40
個 数	台	4 (6 (予備2))
原 動 機 出 力	kW/個	272

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型注水設備（使用済燃料ピットへの注水）

系統構成は、可搬型注水設備としては海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、可搬型スプレイ設備としては、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制す

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

るために設置する。

系統構成は、重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、海を水源として可搬型大型送水ポンプ車にて送水し、可搬型スプレインズルを介して燃料取扱建屋へ放水を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレインズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための代替格納容器スプレイポンプ等の水源となる燃料取替用水ピット若しくは原子炉へ直接海水等を注水するために設置する。

系統構成は、運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を接続することで、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ海水等を補給し、若しくは格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ直接注水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計

基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するため、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルからの通水により原子炉格納容器内に水を張ることで残存溶融デブリの冷却を行い、原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

これらの系統構成は、1次冷却材喪失事象において格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレインズルへ送水し、使用済燃料ピット全面へスプレイすることにより使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は原子炉補機冷却水設備への送水とそれ以外の設備への送水のために2台必要であることから、保有数は4台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を分散して保管する。

1. 容量

1.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の容量 \square m³/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピット水の小規模の漏えいによる水位低下について、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合には、サイフォンブレイカの効果によりサイフォンブレイカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合には、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸発量 \square m³/h) を上回る容量として、 \square m³/h/個以上とする。

1.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の容量 \square m³/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水を行っても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できることを添付資料21「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて確認しており、そのときの容量が \square m³/hであることから \square m³/h/個以上とする。

1.3 代替炉心注水を行う場合の容量 \square m³/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水

\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

時に海水等を原子炉へ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車は設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの代替設備であることから、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.4 燃料取替用水ピットへ補給を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に代替格納容器スプレイポンプの水源となる燃料取替用水ピットへ海水等を供給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である□ m^3/h /個以上とする。

1.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、原子炉補機冷却系統を介して高压注入ポンプ、PASS及び格納容器再循環ユニットへ海水等を送水し、各補機類の冷却及び格納容器内を自然対流冷却する設備であることから、高压注入ポンプ、PASSの冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を行うために必要な容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.6 補助給水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉冷却系統施設のうち蒸気タービンの附属設備として補助給水ピットへの補給を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、蒸気発生器2次側へ給水する補助給水ポンプの水源である補助給水ピットへ補給する設備であることから、補助給水ポンプの給水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

1.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の容量 □ m^3/h /個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイ時に燃料取替用水ピットへ海水等を補給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車が設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ補給する設備であることから、代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において有効性が確認されている格納容器への注水流量を確保できる容量である□ m^3/h /個以上とする。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

公称値については、本設備は使用済燃料ピットへの注水と燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水と補助給水ピットへの補給、若しくは代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却をそれぞれ1台の可搬型大型送水ポンプ車で同時に供給することがあるため、同時に供給する最大容量である代替補機冷却と格納容器自然対流冷却を行う場合の [] m³/hを上回る [] m³/hとする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料ピットへ注水する場合の吐出圧力 [] MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへ注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に、同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損	約	[] MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	[] MPa
合 計	約	[] MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 [] MPa以上とする。

2.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の吐出圧力 [] MPa以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへスプレイする場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.227MPa
機器圧損 (スプレイノズル)	約	[] MPa

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.3 代替炉心注水を行う場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.700MPa
静水頭	約	0.124MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

2.4 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 □ MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備とし

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

て燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉補機冷却水系統に送水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.275MPa
静水頭	約	0.323MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.6 補助給水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を補助給水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.190MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮し設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力MPaを上回るMPaのポンプとする。

3. 最高使用圧力 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、ポンプ吐出圧力を電氣的に1.6MPaに制限していることから、その制限値である1.6MPaとする。

4. 最高使用温度 ^(注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、水源である海水の温度 ^(注2)が40℃を下回るため40℃とする。

5. 原動機出力

可搬型大型送水ポンプ車の原動機出力は、流量m³/h時の軸動力を基に設定する。

可搬型大型送水ポンプ車の流量がm³/h、吐出圧力がMPa、そのときの同ポンプの必要軸動力は、メーカー設定値よりkW/個とする。

(注1) 重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合は、圧力及び温度を記載する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

以降の重大事故等時の最高使用圧力及び最高使用温度についても同様の記載とする。

(注2) 海水の温度は、外気の温度である原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す泊発電所における最高の月平均気温である8月の約25.6℃（寿都特別地域気象観測所24.5℃、小樽特別地域気象観測所25.6℃）を下回る。

参考 可搬型大型送水ポンプ車付属水中ポンプの揚程について

可搬型大型送水ポンプ車は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の送水ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している吐出圧力は、送水ポンプ（送水側）によるものであることから、ここでは、可搬型大型送水ポンプ車付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、送水ポンプに送水できることを示す。

可搬型大型送水ポンプ車は、動力消防ポンプ車の技術上の規格を定める省令（自治省令 24 号）に準拠して製造されており、水中ポンプを用いず吸水（大気圧のみで水を吸い上げる）することが可能である。可搬型大型送水ポンプ車は、同省令第 21 条（ポンプの放水性能試験）で定める放水性能試験にて、吸水高さ 3m の状態において定格容量を満足することを確認している。

注水設備及び除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、取水水面と送水ポンプ吸込み口の高低差が最大となる 3 号炉取水ピットスクリーン室から送水ポンプへ取水する時でも、付属の水中ポンプを用いることにより最大取水量を満足する設計としている。

放水性能試験時及び水中ポンプを用いた 3 号炉取水ピットスクリーン室からの最大取水時の有効吸込み水頭を第 1 表に示す。

第 1 表に示すとおり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭 に対し、水中ポンプの定格揚程、最大取水時における取水ラインホースの圧力損失、取水水面と送水ポンプ吸込み口の高低差等を考慮した場合の有効吸込み水頭は であり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭を上回っていることから、水中ポンプから送水ポンプへの送水が可能である。

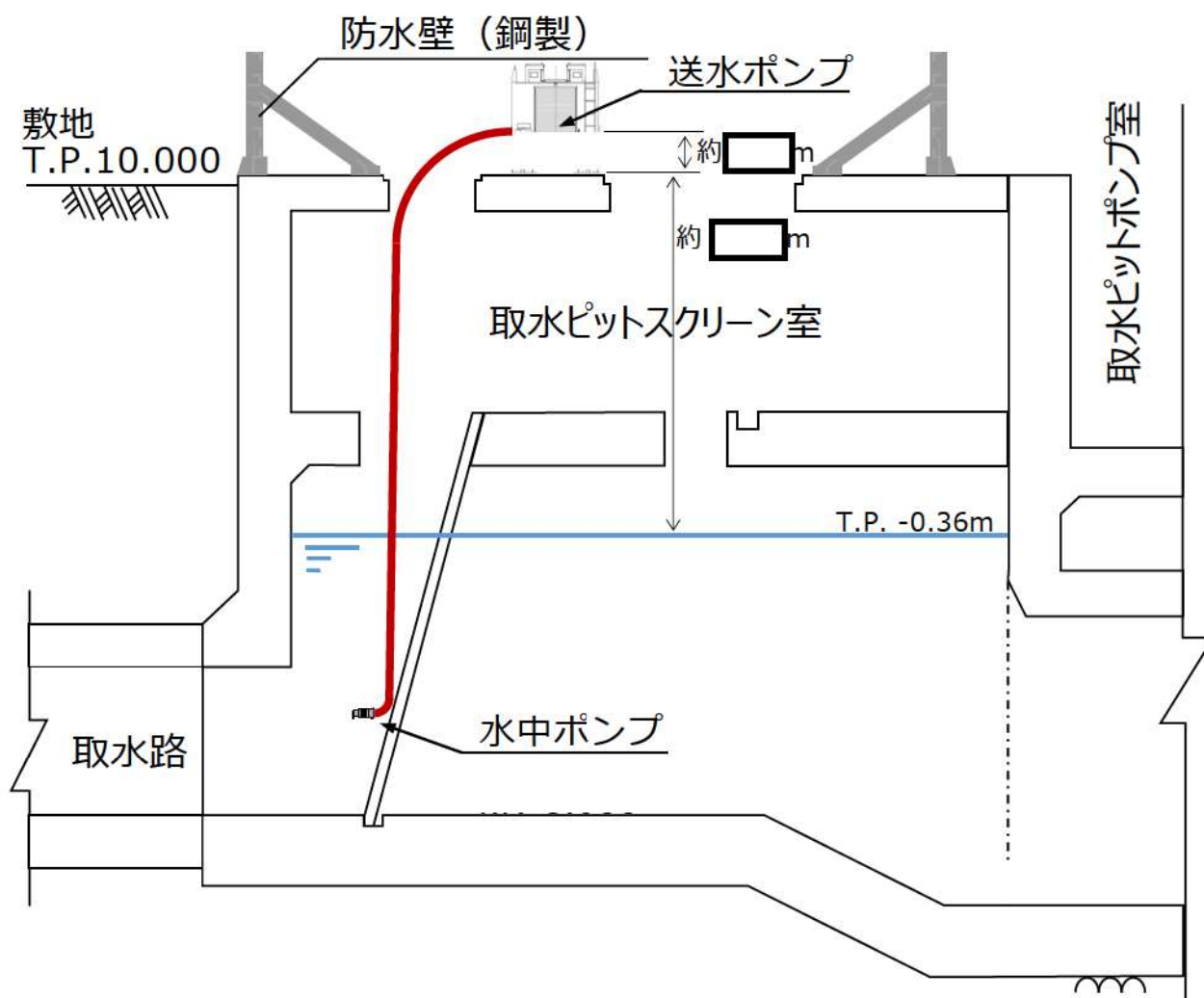
なお、水中ポンプは、水面下約 5m に吊り下げられることから引き津波を考慮しても運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、送水ポンプへ送水可能である。

第1表 取水場所で供給可能な吸込み水頭

取水方法	取水場所	取水量 [m ³ /h]	取水水面と送水 ポンプ吸込み 口の高低差 [m]	ホースの 圧力損失 [m]	水中ポンプの 定格揚程 [m]	大気圧 [m]	飽和蒸気圧力* [m]	有効吸込み水頭 [m]
吸水	-	300	3	<input type="text"/>	-	10.3	0.08 (水温5℃の値)	<input type="text"/>
付属水中 ポンプ	3号炉取水ピット スクリーン室	187.5	<input type="text"/>	<input type="text"/>	10	10.3	0.76 (水温40℃の値)	<input type="text"/>

*放水性能試験における水温の規定はないため、安全側に飽和蒸気圧力を設定している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1図 可搬型大型送水ポンプ車の3号炉取水ピットスクリーン室上部配置図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		可搬型スプレインズル
最 高 使 用 圧 力	MPa	□
最 高 使 用 温 度	℃	□
個 数	個	□
外 径	mm	□

【設 定 根 拠】

(概 要)

本配管は、使用済燃料ピットスプレイラインホースと接続する可搬型配管であり、重大事故等対処設備として可搬型大型送水ポンプ車により海水を使用済燃料ピットへスプレイするために設置する。

本配管の保有数は、A、B-使用済燃料ピットへスプレイするため、□
 □保管する。

1. 最高使用圧力

本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、□
 □とする。

2. 最高使用温度

本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、□
 □とする。

3. 外径

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、使用済燃料ピット全面にスプレイでき、定格流量である□^m³/hを送水する際に可搬型大型送水ポンプ車にて十分に送水可能な圧力損失であり、完成品として選定可能な外径（呼称）として□mmとする。

□

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		可搬型大容量海水送水ポンプ車	
		HS900N	HS1200
容 量	m ³ /h/個	[] 以上 []	[] 以上 []
吐 出 圧 力	MPa	[] 以上	[]
最高使用圧力	MPa	[]	
最高使用温度	℃	[]	
個 数	台	[]	
原 動 機 出 力	kW/個	[]	[]

【設 定 根 拠】

(概 要)

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型大容量海水送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において、ピット内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和及び放射性物質の放出を低減するために設置する。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型大型送水ポンプ車においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するため設置する。

これらの系統構成は、可搬型ホースを介し、海を水源とする可搬型大容量海水送水ポンプ車と放水砲を接続することにより、燃料取扱建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、可搬型ホースを介し、海を水源とする可搬型大容量海水送水ポンプ車と放水砲を接続することにより、燃料取扱建屋へ放水できる設計とする。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所内を移動等することにより、複数の方向から燃料取扱建屋に向けて放水できる設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

系統構成は、可搬型ホースを介し、海を水源とする可搬型大容量海水送水ポンプ車と放水砲を接続することにより、泡消火剤と混合しながら、原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する可搬型大容量海水送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大容量海水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、可搬型ホースを介し、海を水源とする可搬型大容量海水送水ポンプ車と放水砲を接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水できる設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所内を移動等することにより複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部に向けて放水できる設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために設置する。

系統構成は、可搬型ホースを介し、海を水源とする可搬型大容量海水送水ポンプ車と放水砲を接続することにより、泡消火剤と混合しながら、原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、

[]

[]

保管する。

1. 容量

可搬型大容量海水送水ポンプ車の容量は原子炉格納容器又は燃料取扱建屋等に放水する場合の容量を基に設定する。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲を用いて [] m³/hで放水（棒状放水）することで、原子炉格納容器の最高点である頂部に放水が可能である。したがって、可搬型大容量海水送水ポンプ車の容量は1台で原子炉格納容器に放水する場合の容量である [] m³/h以上とする。また、燃料取扱建屋等に放水する場合は、霧状放水とすることでより広範囲において放水が可能である。

なお、泡消火時に必要な容量は、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアルに規定されている容量である []

公称値については、要求される最大容量 []³/h/個を上回る []

[]

2. 吐出圧力

可搬型大容量海水送水ポンプ車の吐出圧力は、移送先圧力、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。



以上より、可搬型大容量海水送水ポンプ車の吐出圧力は [] MPa以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力 [] MPaとする。

3. 最高使用圧力

可搬型大容量海水送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、ポンプ吐出圧力を電氣的に [] 制限していることから、その制限値である [] MPaとする。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. 最高使用温度

可搬型大容量海水送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、

とする。

5. 原動機出力

可搬型大容量海水送水ポンプ車の原動機出力は、定格流量点

での軸動力を考慮し、とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		放水砲		
最高使用圧力	MPa	□		
最高使用温度	℃	□		
個 数	台	□		
外 径	mm	□	□	□
【設 定 根 拠】				
(概 要)				
<p>本配管は、可搬型大容量海水送水ポンプ車と放水砲用□ホースを介して接続される配管であり、重大事故等対処設備として可搬型大容量海水送水ポンプ車により原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱建屋へ海水を放水するために設置する。</p> <p>本配管の保有数は、□</p> <p>□</p>				
1. 最高使用圧力				
<p>本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は、□</p> <p>□</p>				
2. 最高使用温度				
<p>本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は、□</p> <p>□</p>				
3. 外径				
<p>本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、先行PWRプラント実績を参考に圧力損失上許容でき、かつ取り合うホースの呼び径に合わせ、完成品として選定可能な外径を選定する。取り合うホースの外径は□であることから、本配管の取り合い部の外径は□とし、原子炉格納容器の最高点である頂部に放水するために圧力損失上許容可能な外径として□、及び□を選定する。</p>				

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称		泡混合設備
容 量	m ³	2
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概 要)</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として、泡混合設備は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型大容量海水送水ポンプ車に接続し、泡消火剤（2m³）と混合しながら、原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>泡混合設備の泡消火剤容量は、以下の通り、空港での防災業務について定めている国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下「空港業務マニュアル」という）を基に最大の容量を考慮して設定する。</p> <p>空港業務マニュアルに基づき、発泡のために必要な水の容量は32.3m³であり、泡消火剤が1%水成膜泡消火剤であるため、泡消火剤の必要量は以下の通り0.323m³となる。</p> $32.3 \times 1\% = 0.323\text{m}^3$ <p>また、空港業務マニュアルでは2倍の泡消火剤の容量$0.323\text{m}^3 \times 2 = 0.646\text{m}^3$を保有することが規定されている。</p> <p>以上より、泡混合設備の泡消火剤容量は、空港業務マニュアルより規定されている容量0.646m³を上回る2m³とする。</p>		