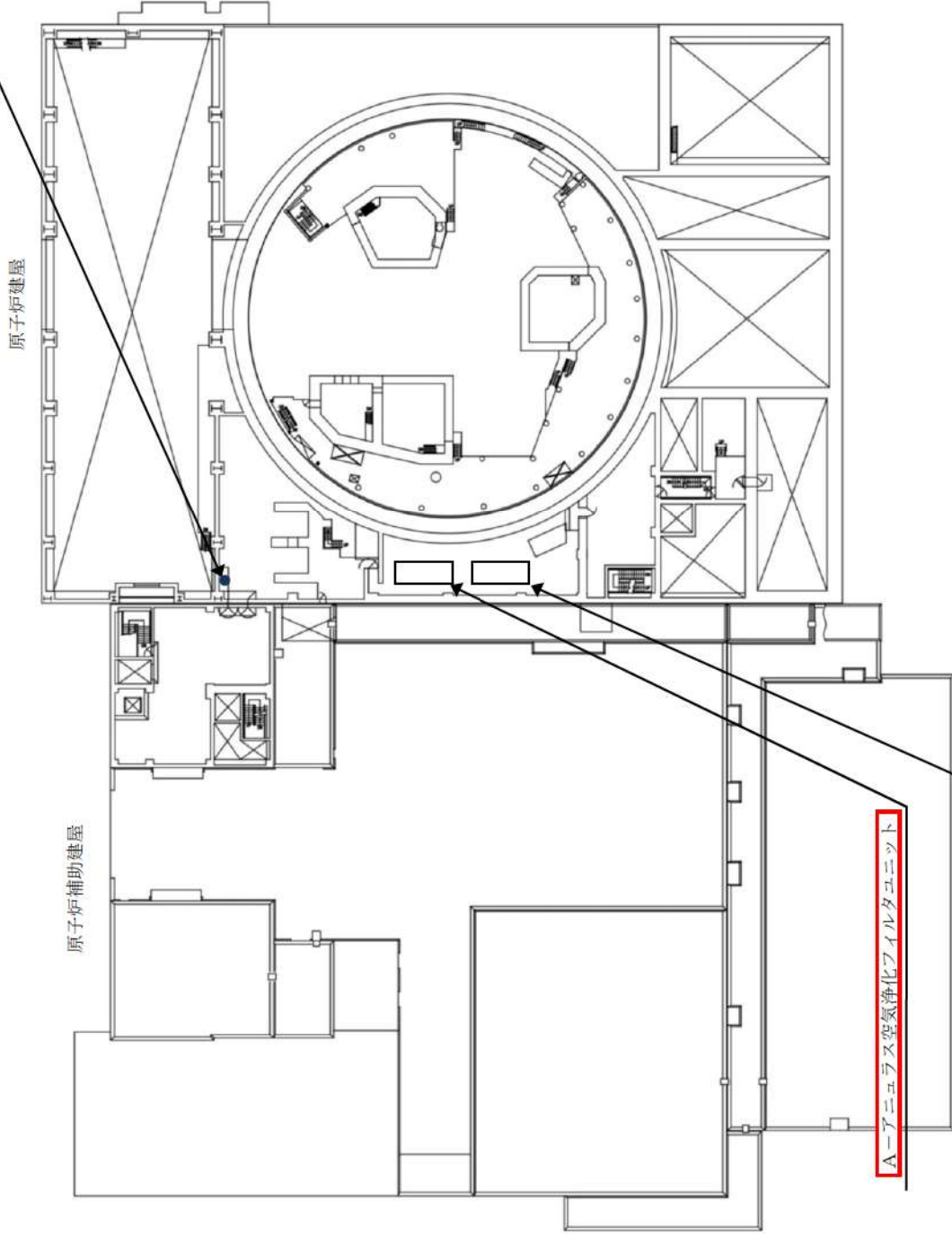


アニュラス全量排気弁等操作可能型窒素ガスポンベ
(保管場所・設置場所)

原子炉建屋

原子炉補助建屋



カップラ接続
【接続性(簡便な接続規格)】

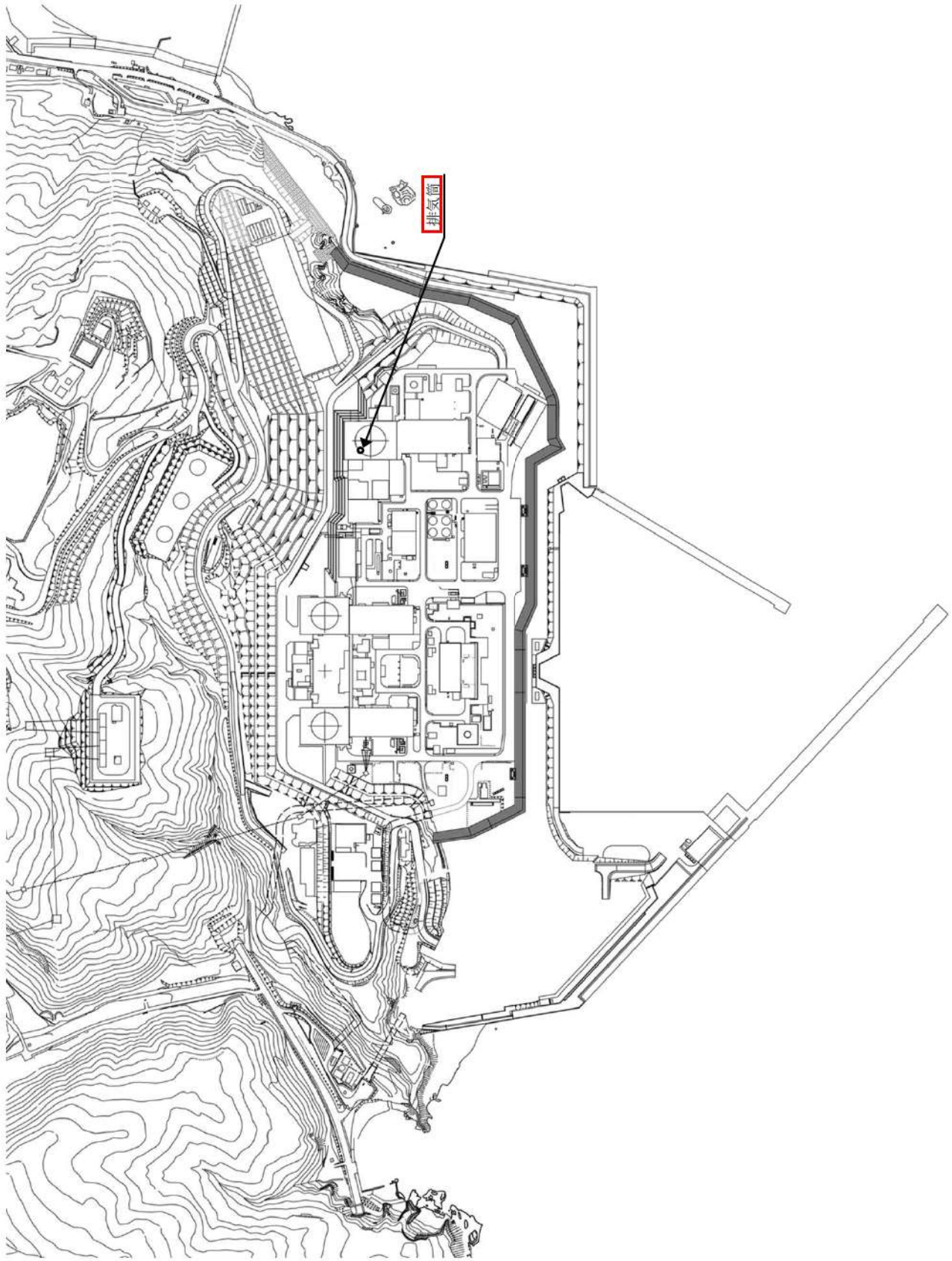


固縛等による固定
【悪影響防止(ボンベラック)】



電気建屋

T.P. 40.3m



5 3 - 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。

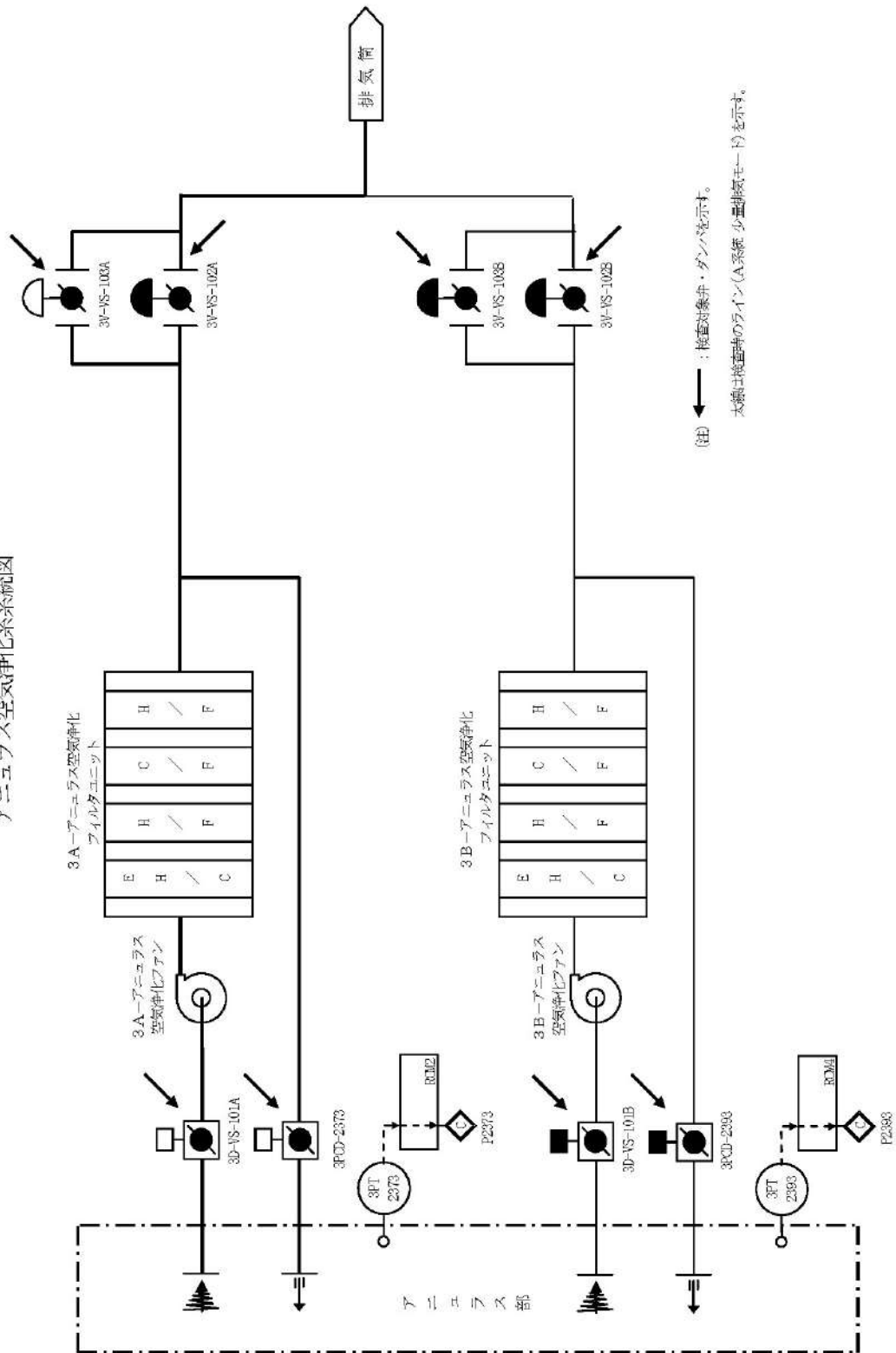
出発場所3号機 点検計画

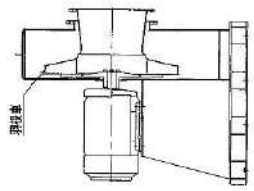
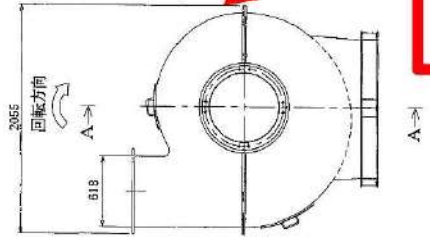
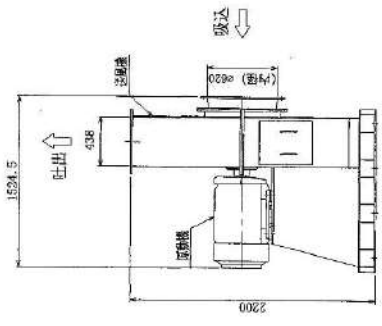
機器又は部品の名称	実装部（機器名）	保全の重要度	点検及び試験の項目	保全方式又は程度	検査名	備考 (0円は運用中と見做す所註明)
機器管理施設 【機室設備】	3RSP30M 3 B-格納容器再循環ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30C 3 C-格納容器再循環ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	3.9M 3.9M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30M 3 C-格納容器再循環ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30D 3 D-格納容器再循環ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	3.9M 3.9M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30M 3 D-格納容器再循環ファン用電動機	高	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	3.9M 1.3M 3.9M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30A 3 A-格納容器空冷化ファン	低	稼働・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30AM 3 A-格納容器空冷化ファン用電動機	低	稼働・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30B 3 B-格納容器空冷化ファン	低	稼働・性能試験 分解点検	5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30M 3 B-格納容器空冷化ファン用電動機	低	稼働・性能試験 潤滑油交換 分解点検	5.2M 5.2M 5.2M	77.1次系熱気空器取組検査	
	3RSP30A 3 A-エアニオラス空冷化ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	
	3RSP30AM 3 A-エアニオラス空冷化ファン用電動機	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(稼働試験: 3 M (定常稼働時))
	3RSP30B 3 B-エアニオラス空冷化ファン	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	38.アニオラス循環排気系機能検査	
	3RSP30M 3 B-エアニオラス空冷化ファン用電動機	高	稼働・性能試験 分解点検	1 C 5.2M	39.アニオラス循環排気系機能検査	(稼働試験: 3 M (定常稼働時))
	3RST10A 3 A-燃料循環機後フィルタユニット	高	潤滑点検	1.0.4M		先行点検または点検中止
	3RST10B 3 B-燃料循環機後フィルタユニット	高	稼働・性能試験 潤滑点検	1.0.4M 1.0.4M	77.1次系熱気空器取組検査	先行点検または点検中止
				1.0.4M		先行点検または点検中止
				1.0.4M		先行点検または点検中止

北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

設 備 名：放射線管理設備
検 査 名：アニュラス循環排気系機能検査
要領書番号：HT3-38

アニュラス空気浄化系統図





断面A-A

ケーシングをを外すことで、
分解点検が可能である。

主要目録	
送風機	1
風量	300以上
風速	1
原動機	三相誘導電動機
出力	37以上
機種	1

図面は3A-アニュラス空気浄化ファンであるが、
3B-アニュラス空気浄化ファンも同様の構造である。

第7回工事計画部申請	第 9-25-1 図
泊 桑 所 3 号機	
放射線管理設備の増設図	
(A-アニュラス空気浄化ファン)	
北海道電力株式会社	

機番又は系統名	実効数 (機器名)	保全の要程度	点検及び試験の項目	保全方式又は頻度	検査名	備 考 (()内は適用する設備の名称)
機番又は系統名 [機架記号]	3WS10A 3 A-格納箱排気フィルタユニット	低	運転点検 検閲・性能試験	10.4M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3WS10B 3 B-格納箱排気フィルタユニット	低	運転点検 検閲・性能試験	10.4M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3WS10Z 3-格納箱超絶汚化フィルタユニット	低	運転点検 (チャコープフィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検または定検停止中
	3WS17A 3 A-アニュラス空気浄化フィルタユニット	高	運転点検 (チャコープフィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	59.アニュラス排気排気フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3WS17B 3 B-アニュラス空気浄化フィルタユニット	高	運転点検 (チャコープフィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	39.アニュラス排気排気フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	3WS18 3-中央制御室非常用排気フィルタユニット	高	運転点検 (チャコープフィルタ交換) 検閲・性能試験	1.3M	41.中央制御室非常用排気フィルタ性能検査 77.1次系換気空調設備検査	
	30-WS-101A 3 A-アニュラス排気ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 11.7M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	30-WS-101B 3 B-アニュラス排気ダクト	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 11.7M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	30-WS-102A 3 A-アニュラス全量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 11.7M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	30-WS-102B 3 B-アニュラス全量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 11.7M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	30-WS-103A 3 A-アニュラス少量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 11.7M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	30-WS-103B 3 B-アニュラス少量排気弁	高	検閲・性能試験 分解点検	1.0 11.7M	38.アニュラス排気排気系漏れ検査	
	30-WS-651 3-幹線排気換気ユニット入口ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	11.7M	77.1次系換気空調設備検査	
	30-WS-652A 3 A-幹線排気換気ファン出口ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	11.7M	77.1次系換気空調設備検査	
	30-WS-652B 3 B-幹線排気換気ファン出口ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	11.7M	77.1次系換気空調設備検査	
	30-WS-653 3-幹線排気換気臓蔵ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	11.7M	77.1次系換気空調設備検査	
	30C0-0005 3-幹線排気換気臓蔵扉扉閉鎖ダンパ	高	検閲・性能試験 分解点検	7.8M 7.8M	77.1次系換気空調設備検査	実行定検 実行定検

北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

設 備 名 : 放射線管理設備

検 査 名 : アニユラス循環排気系フィルタ性能検査

要領書番号 : HT3-39



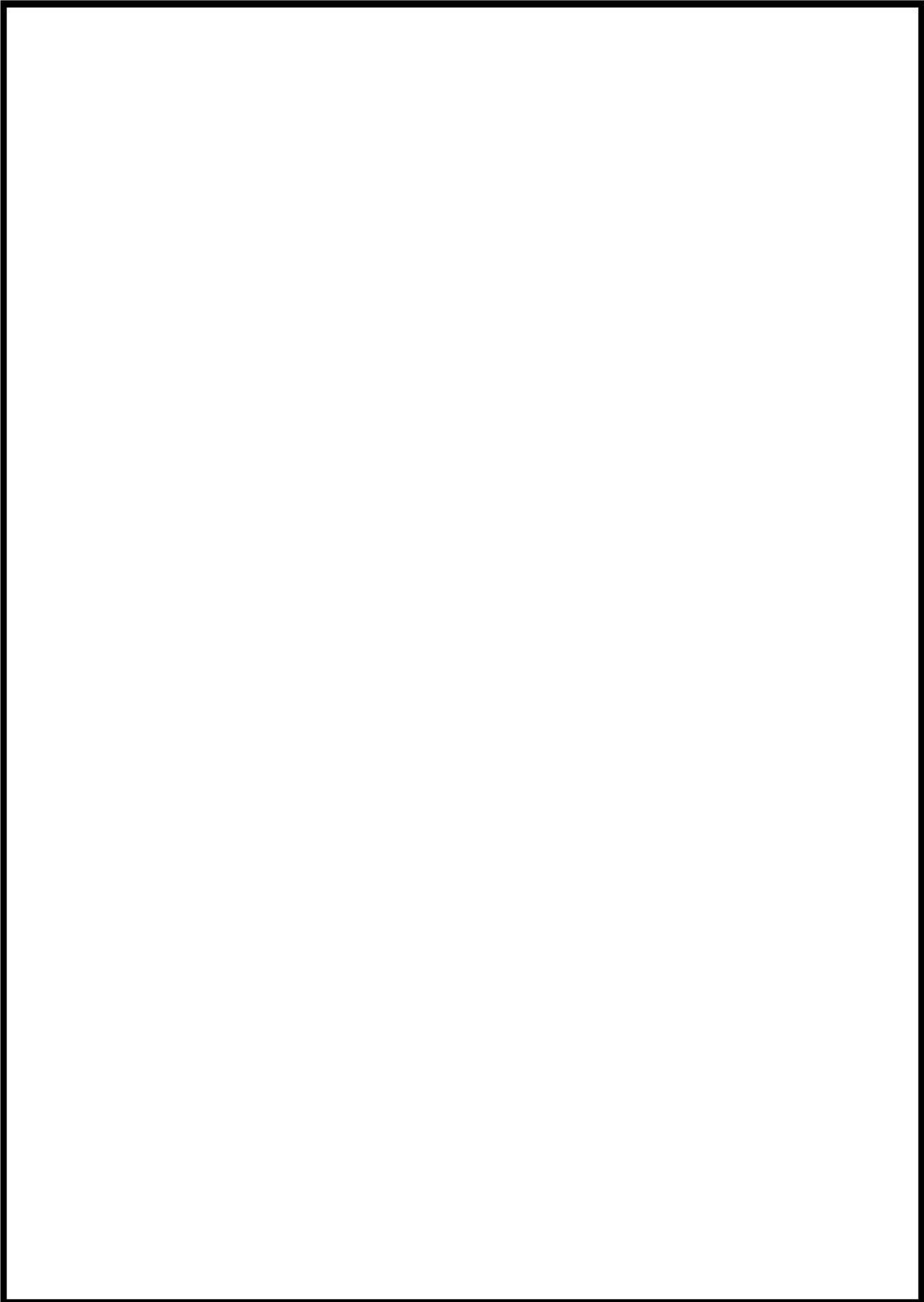
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

北海道電力株式会社 泊発電所
3号機 第2保全サイクル
定期事業者検査要領書

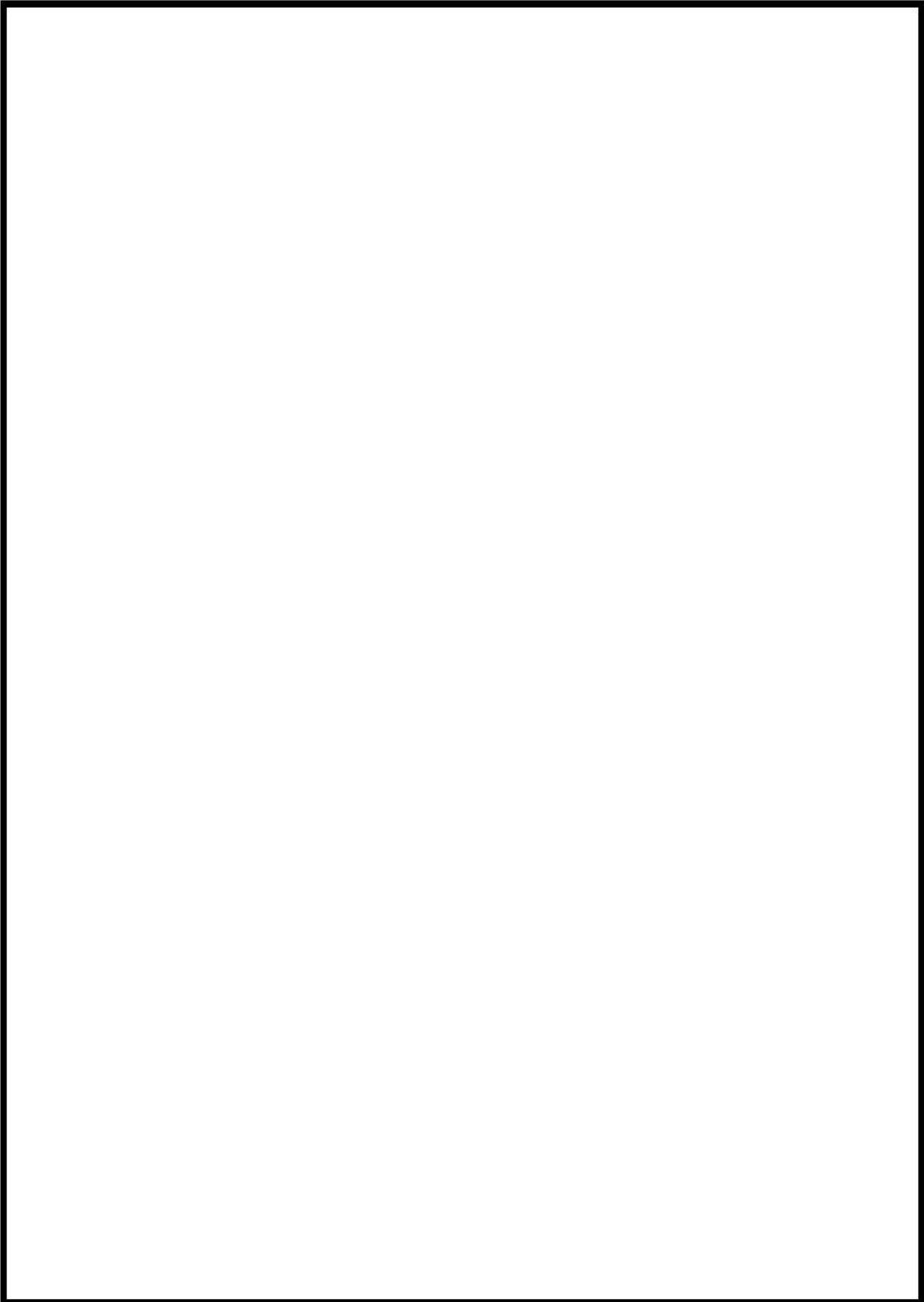
設備名：放射線管理設備
検査名：1次系換気空調設備検査
要領書番号：HT3-77



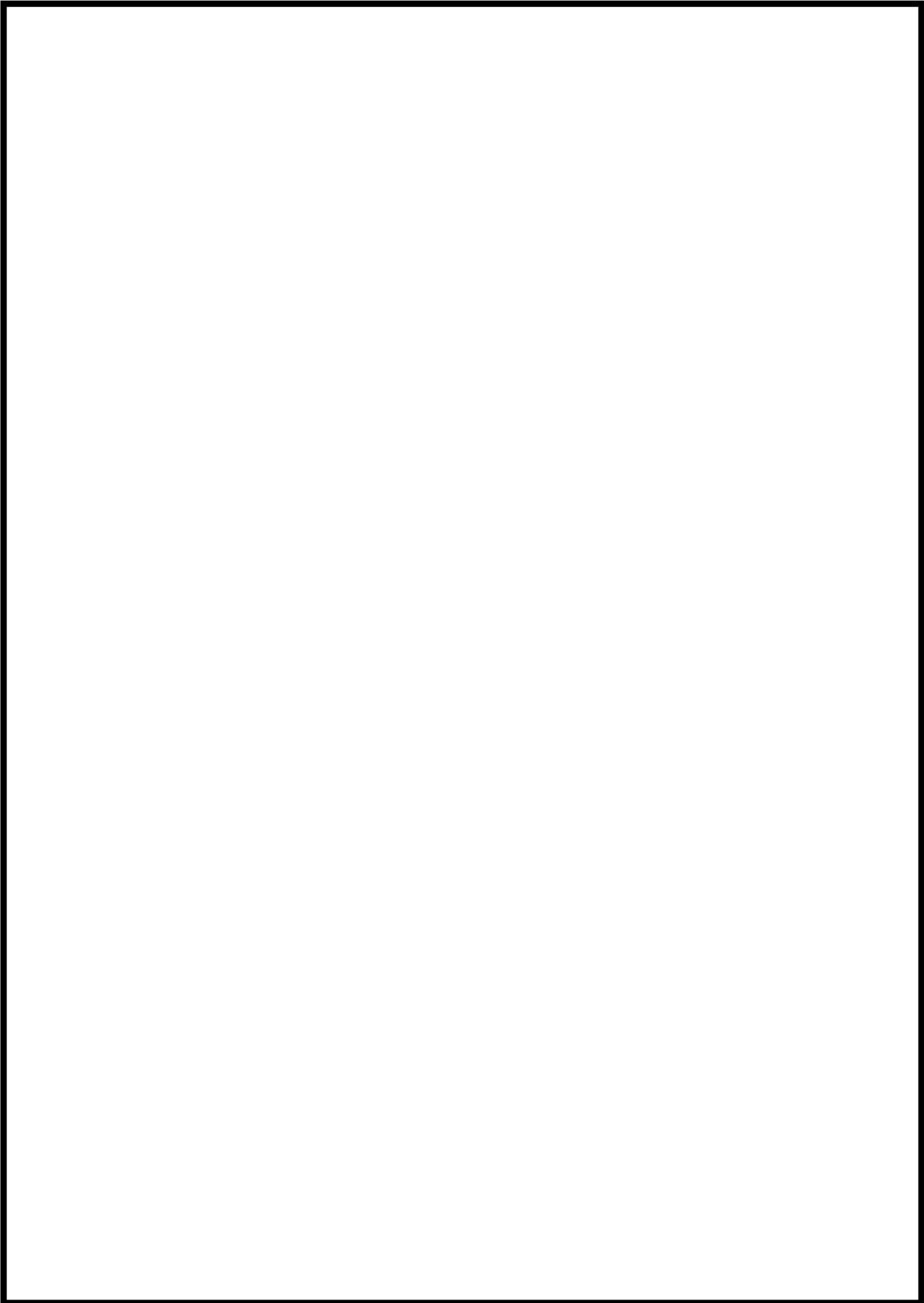
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



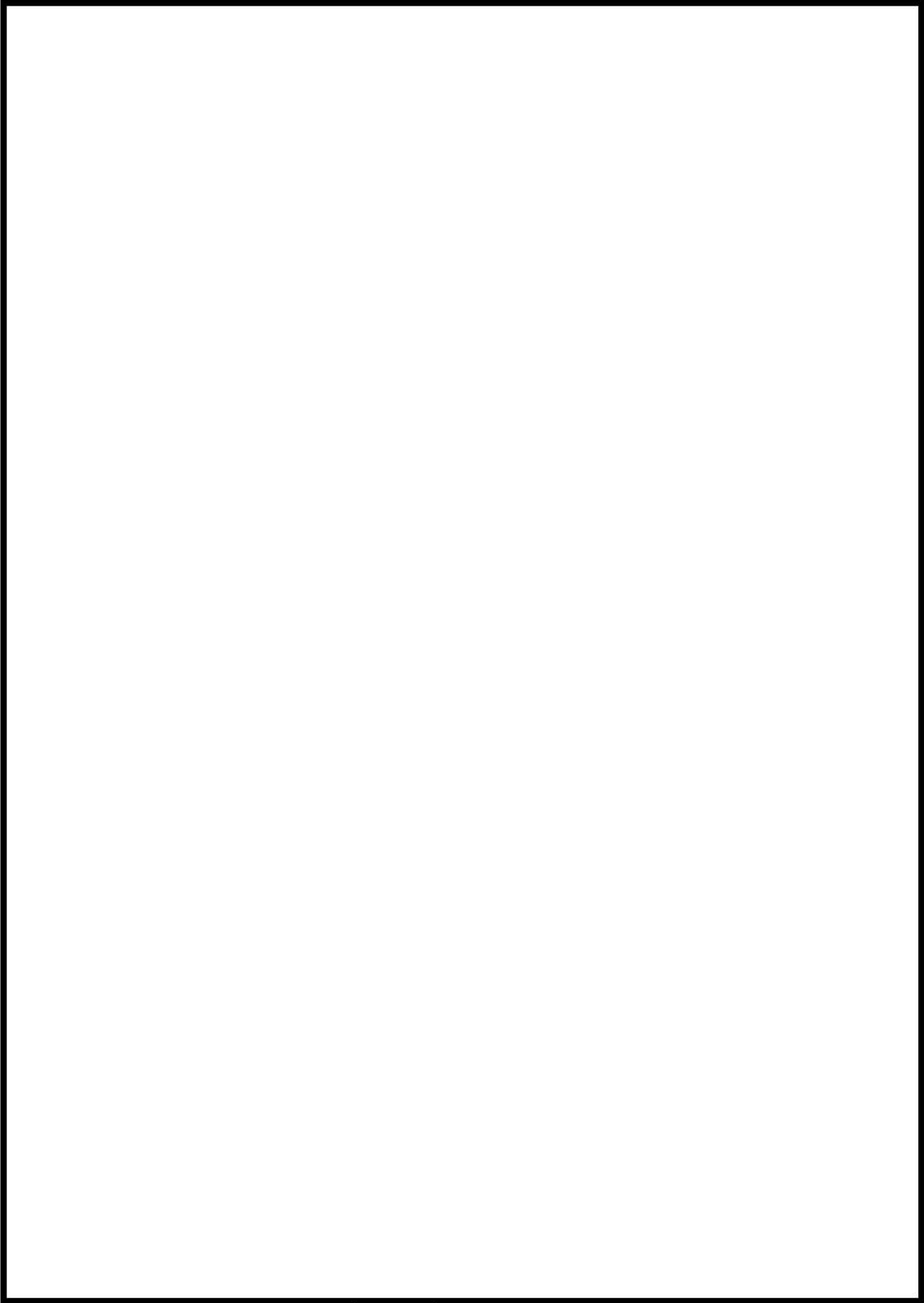
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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 3 - 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	A-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用 交流電源
②	B-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	
③	A-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
④	B-アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気
⑤	A-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
⑥	B-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気
⑦	A-アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	A系使用時 直流電源 制御用空気
⑧	B-アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	B系使用時 直流電源 制御用空気

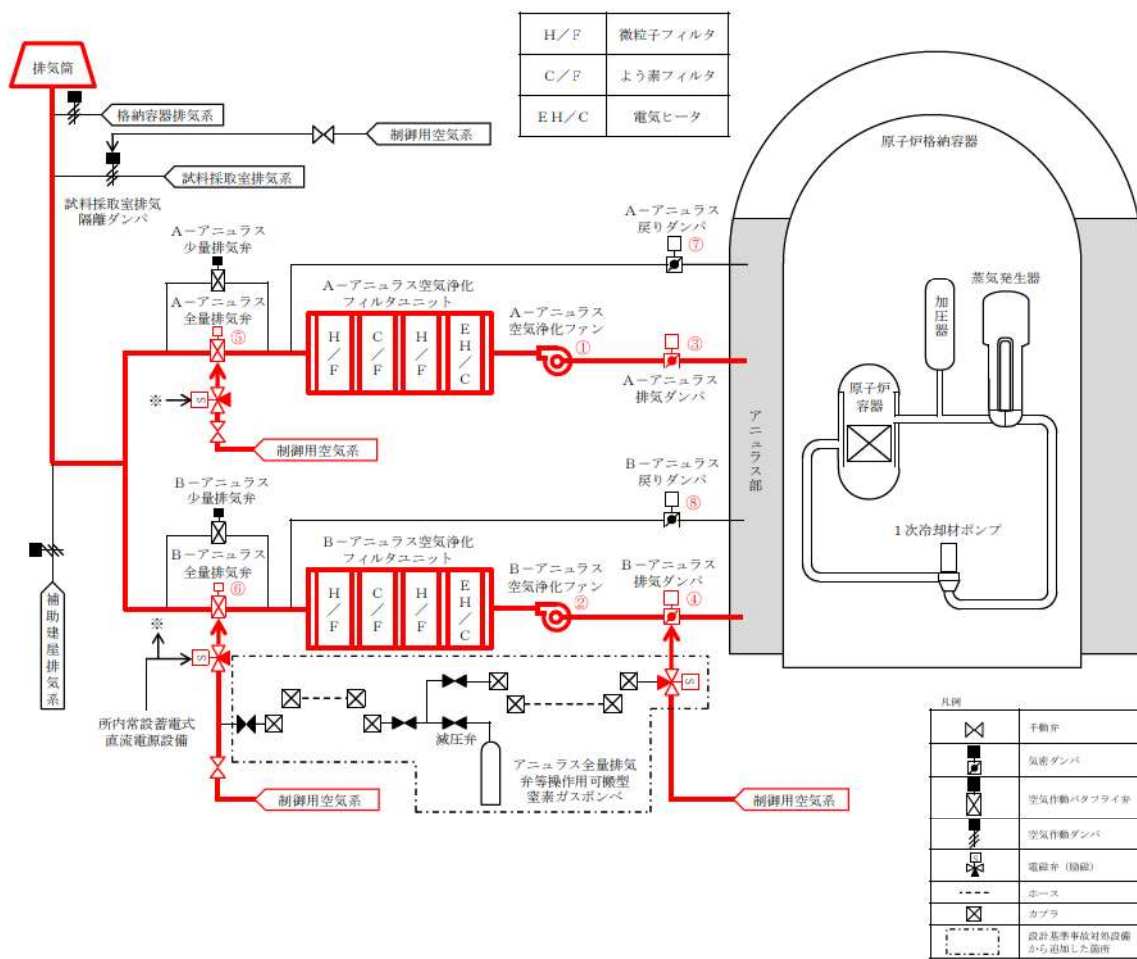


図 53-4-1 アニュラス空気浄化設備による水素排出
(交流動力電源及び直流電源が健全である場合)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	3D-VS-653制御用空気供給弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 40.3m	手動操作	—
②	試料採取室排気隔離ダンパ	全開→全閉	原子炉補助建屋 40.3m	手動操作	—
③	3V-VS-102B制御用空気供給弁	全開→全閉	原子炉建屋 40.3m	手動操作	—
④	ホース	ホース接続	原子炉建屋 40.3m	接続操作	—
⑤	ホース	ホース接続	原子炉建屋 40.3m	接続操作	—
⑥	アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁1*	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	1系使用時
⑦	アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁1*	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	
⑧	アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁2*	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	2系使用時
⑨	アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁2*	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	
⑩	アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁減圧弁*	全閉→調整開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	—
⑪	アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスボンベ口金弁出口弁*	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	—
⑫	新設弁名称*	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	—
⑬	3V-VS-102B窒素供給弁(SA対策)	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	—
⑭	B-アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑮	B-アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気

※操作対象機器名称については、今後の検討により変更の可能性がある。

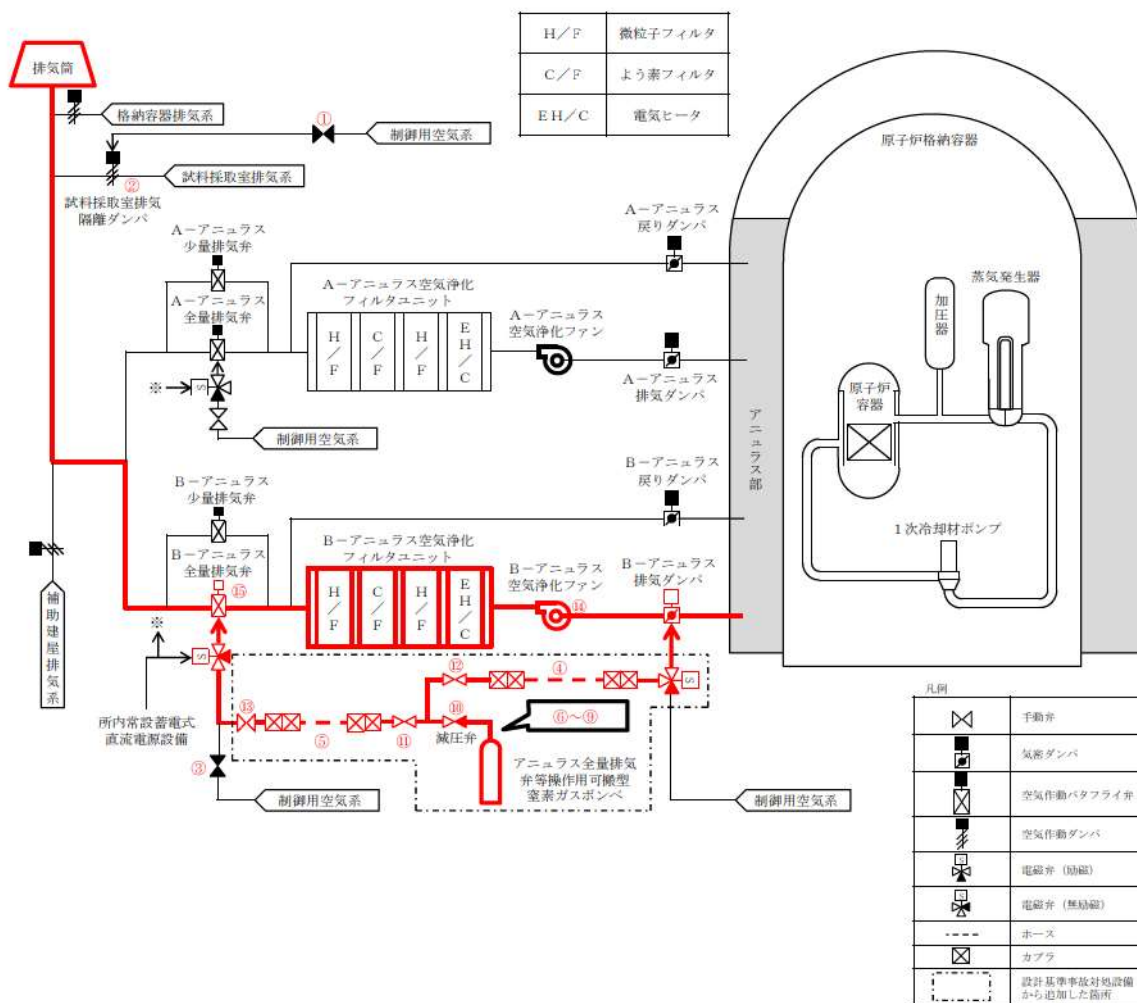


図 53-4-2 アネュラス空気浄化設備による水素排出
(全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合)

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	原子炉建屋 24.8m	接続操作	—
②	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット入口隔離弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉建屋 24.8m	手動操作	—
③	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット出口隔離弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉建屋 24.8m	手動操作	—
④	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	切→入	原子炉建屋 24.8m	スイッチ操作	交流電源

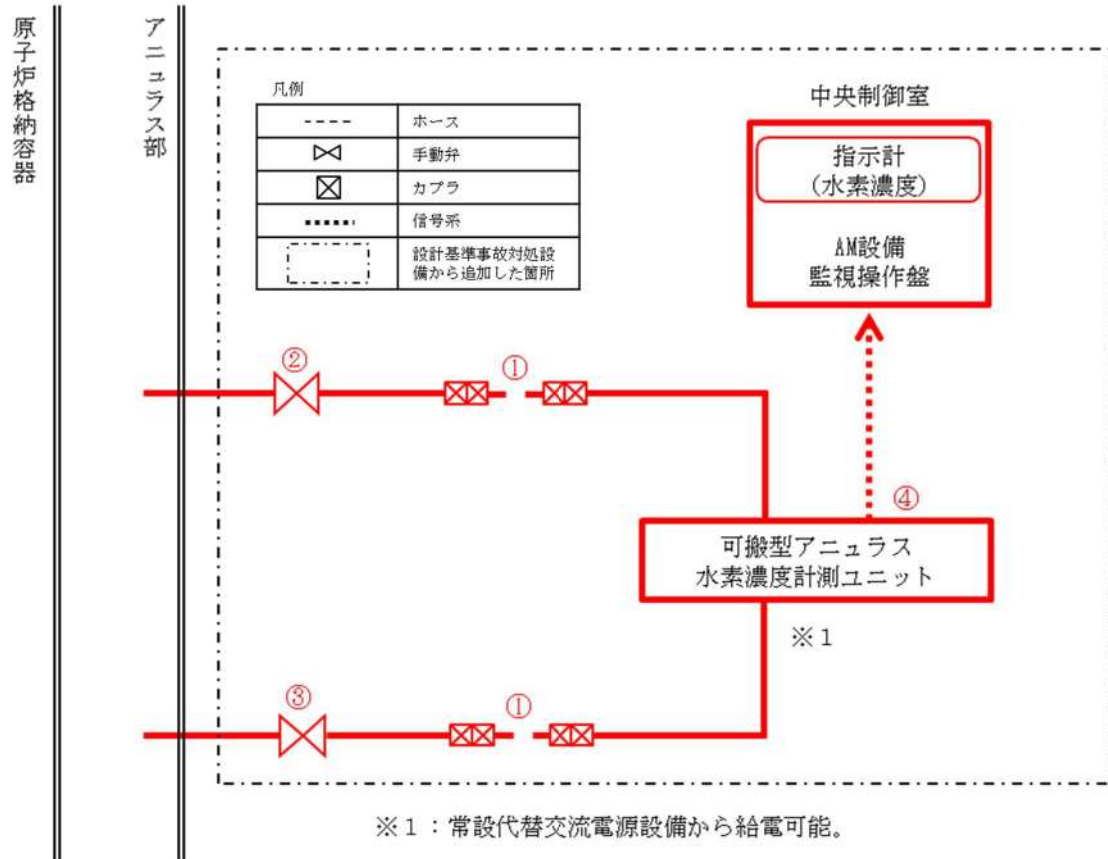


図 53-4-3 アニュラス部の水素濃度監視

5 3 - 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。

		変更前	変更後
名 称		-	アニュラス全量排気弁等操作用 可搬型窒素ガスポンベ
容 量	ℓ/個		46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa		14.7
最高使用温度	℃		40
個 数	-		1以上 (2 (予備1))

【設 定 根 拠】

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、以下の機能を有する。

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、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アニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。

系統構成は、アニュラスからの水素排出として、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベはB-アニュラス全量排気弁に窒素を供給し、代替電源設備によりアニュラス排気弁駆動用空気配管電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第68条系統図」による。

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために設置する。

系統構成は、放射性物質の濃度低減として、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベはB-アニュラス全量排気弁に窒素を供給し、代替電源設備によりアニュラス排気弁駆動用空気配管電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第74条系統図」による。

1. 容量

重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ガスポンベを使用する。このため、当該ポンベの容量は一般汎用型の窒素ガスポンベの標準容量46.7ℓ/個以上とする。

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベは、アニュラス全量排気弁の操作に必要な容量を満足する設計とする。

なお、アニュラス全量排気弁への空気供給ラインには、窒素がリークする箇所がないため連続加圧の必要はなく、1回の加圧作業でアニュラス全量排気弁は、「開」状態を維持する。

想定操作	開保持1回
消費量	<ul style="list-style-type: none"> ・連続消費量： <input type="text"/> Nm³/h 供給先にある機器の消費量を含む継続的に消費される量 ・バッチ消費量(アニュラス全量排気弁1台分)：約 <input type="text"/> Nm³/回 アニュラス全量排気弁を全開にするための消費量 ・配管加圧消費量：約 <input type="text"/> Nm³/回 窒素供給ラインを重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 窒素ガス消費総量： <input type="text"/>
ポンベ必要個数	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンベ充てん圧力：14.801MPa[abs] ・ポンベ容量：6.84Nm³/個^(注1) ・制御弁動作圧力：<input type="text"/> MPa[abs] 窒素供給時は、制御弁動作圧力範囲内を維持する必要があることから、ポンベ1個当たりの供給可能量は、 <input type="text"/> 必要個数： <input type="text"/>

以上より、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの必要個数は約 個となるため、設置個数は約 個を上回る1個とする。

公称値については、要求される容量と同じ46.7ℓ/個とする。

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. 最高使用圧力

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する
場合の圧力は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充てん圧力である
14.7MPaとする。

3. 最高使用温度

アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する
場合の温度は、高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

4. 個数

可搬型設備であるアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペは、重大事故等
対処設備としてB-アニュラス全量排気弁に窒素を供給し、B-アニュラス全量排気弁を開操
作するために必要な個数である、1セット1個及び本設備は保守点検中にも使用可能である
ため、保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに、故障時のバックアップ
用として予備1個を保管する。

(注1) アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペ内の窒素量

$$Q = P \times V_1 / 0.101 = 14.801 \times 46.7 \times 10^{-3} / 0.101 = 6.84 \text{Nm}^3$$

Q : 窒素ポンペ内の窒素量 (Nm³)

V₁ : ポンペの容量 (m³) = 46.7 × 10⁻³

P : ポンペの充てん圧力 (MPa[abs]) = 14.7 + 0.101 = 14.801

1. 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット

(1) 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを設ける。

(2) 設備概要

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、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水素濃度信号に変換した後、アニュラス水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。

(図5 3-5-1「可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの概略構成図」参照。)

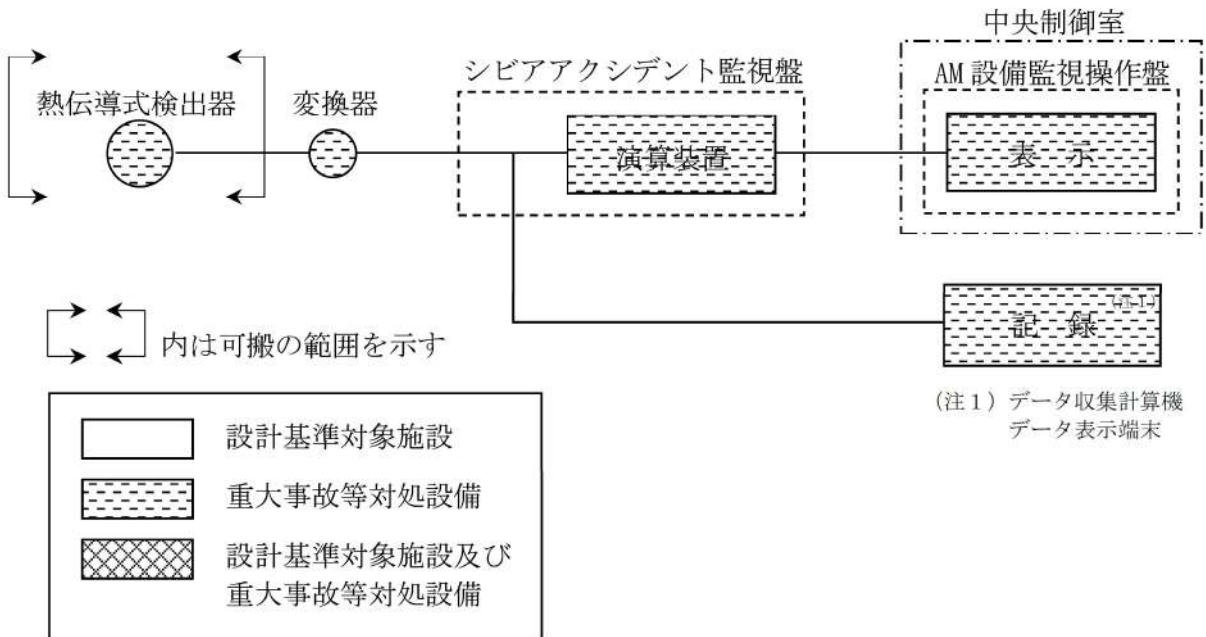


図5 3-5-1 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの概略構成図

(3) 計測範囲

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの仕様を表5 3-5-1に示す。

表5 3-5-1 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	0~20vol%	1	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋地上3階に保管)

5 3 - 6 単線結線図

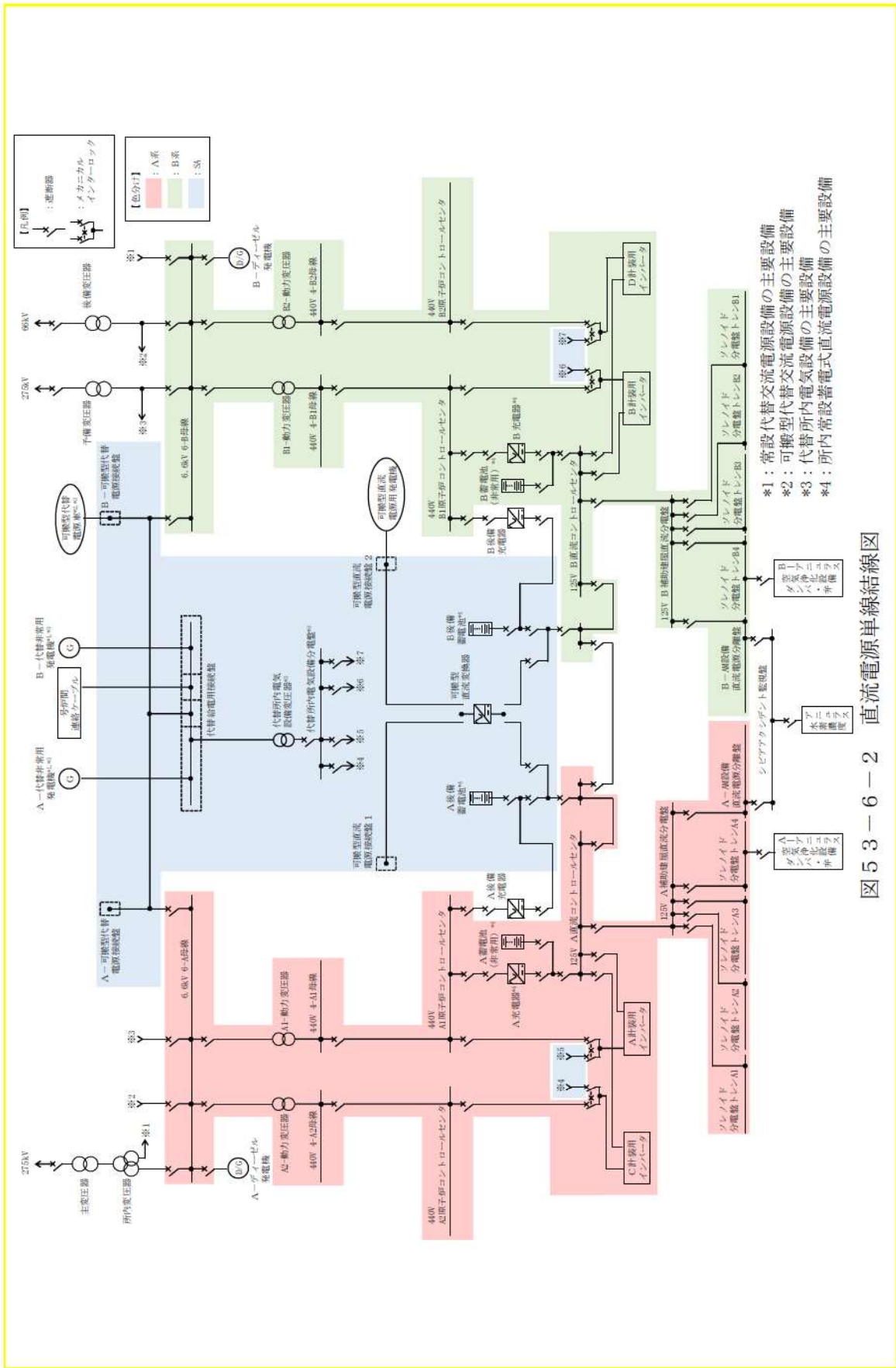


図 5 3 - 6 - 2 直流電源単線結線図

53-7

その他設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. アニュラス水素濃度による水素濃度測定

アニュラス水素濃度計はアニュラス内に設置するため、アニュラス部の環境悪化の影響により、耐環境性に制限があるものの、使用できなくなるまでは水素濃度測定が可能であり有効であるため、アニュラス水素濃度による水素濃度測定を自主対策設備として整備している。

アニュラス水素濃度による水素濃度測定は、常設のアニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を測定し、中央制御室に指示することで、アニュラス部の水素濃度を監視する。

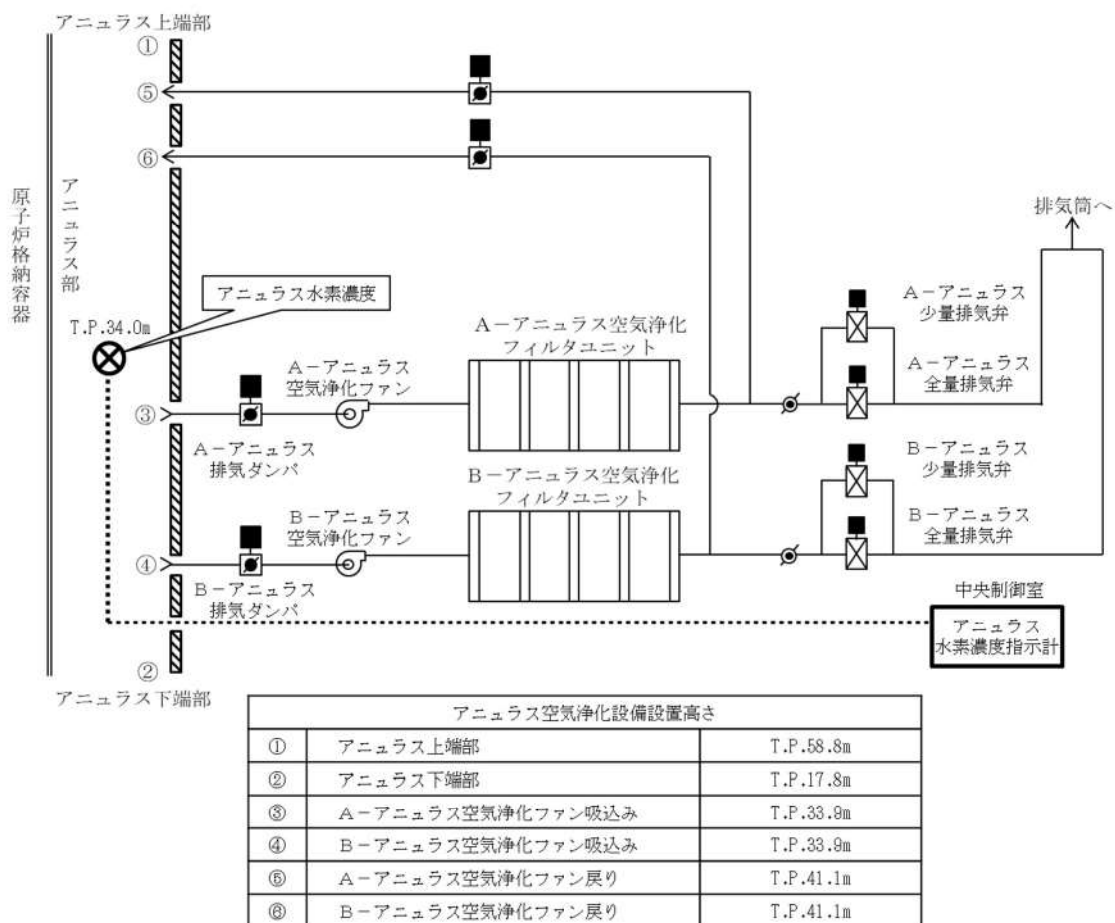


図 53-7-1 アニュラス水素濃度による水素濃度測定の概要図

53-8 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について

水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）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、水素濃度制御設備又は水素排出設備を設置することが要求されており、水素排出設備を設置する場合にあたっては、「動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること」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

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アニュラス部の水素爆発によるアニュラスの損傷を防止するために、水素排出設備としてアニュラス空気浄化設備を設置し、アニュラスへ漏えいする水素を含むガスを排気筒より排出する設計としている。

(2) 解釈

アニュラス空気浄化設備は以下の機能を有しており、水素排出設備を設置する場合の要求である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を有していると考えられる。

- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16%/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部の水素濃度は1.9%程度であり、可燃限界未満である。
- アニュラス空気浄化ファンは、少なくとも7日以内であれば可燃限界未満であることから水素爆発をすることなく健全に起動可能である。
- 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35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いる。
- アニュラス空気浄化ファンは、アニュラス部の水素を含むガスを排出し、アニュラス部の水素濃度を可燃限界未満とすることで、アニュラス部及びアニュラス排気ラインの水素爆発を防止する機能を有している。
- 原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい率を0.16%/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、アニュラス部の水素濃度を評価した結果、アニュラス部の水素濃度は0.2%程度であり、可燃限界未満である。
- アニュラス空気浄化システムは、フィルタユニット、ファン、ダクトから構成され、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通すことで、放射性物質を低減し、水素が滞留しないようアニュラス空気浄化ファンにより水素を含むガスを屋外へ排出する設計としている。

3. 結論

水素排出設備を設置する場合の要求である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」については、アニュラス空気浄化設備によりアニュラス部の水素を含むガスを排出し、アニュラス部の水素濃度を可燃限界未満とすることから、アニュラス部及びアニュラス排気ラインの水素爆発を防止する機能を有している。

4. 添付資料

- (1) アンユラス水素濃度（アンユラス排気に期待しない場合）
- (2) アンユラス水素濃度（アンユラス排気に期待する場合）
- (3) アンユラス部の自然対流について
- (4) アンユラス空気浄化系統及びアンユラス空気浄化ファンについて
- (5) よう素フィルタ除去効率の設定について

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		備考
格納容器漏えい率		有効性評価（被ばく評価）に用いた漏えい率 0.16%/day
原子炉格納容器内の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		期待しない
アニュラス排気		期待しない
長期的水素生成	放射線水分解	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	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	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

(2) 評価

アニュラス部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、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1.9%となる。

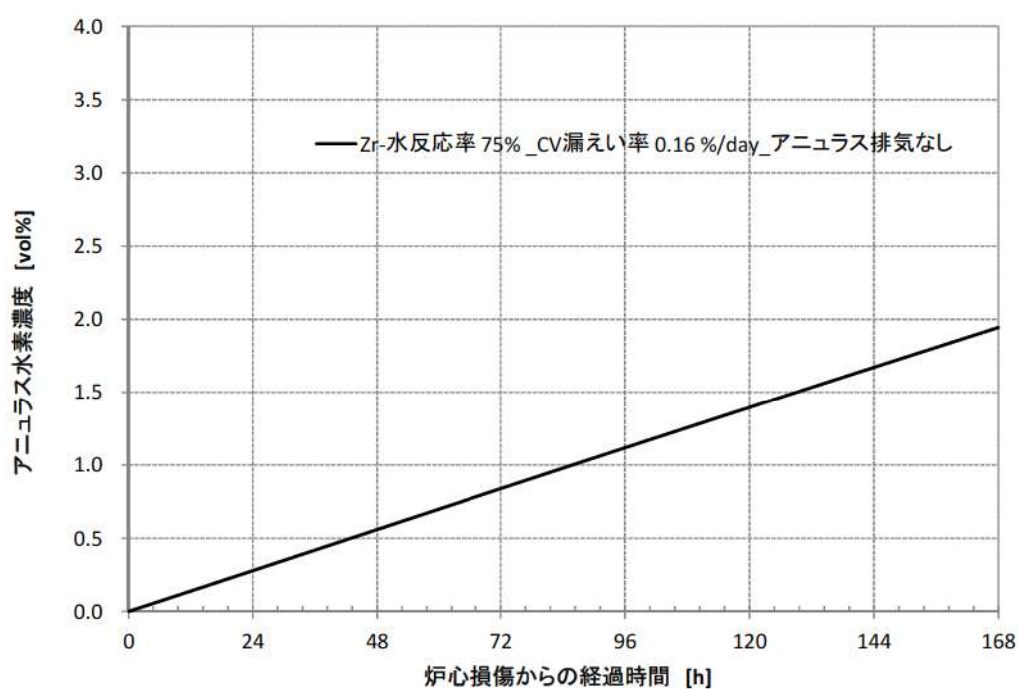


図1 アニュラス水素濃度（7日間）

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部への 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。

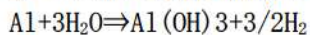
表 1 評価に使用した値の設定根拠

	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水素混合気の状態	ドライ水素濃度 (11.8 vol%)	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 75 vol%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 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	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	7,860m 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 ^{*1}	事象発生直後に全量腐食を仮定
	亜鉛金属腐食	約 □ kg/h ^{*2}	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

アルミと水の反応式は以下のとおりである。

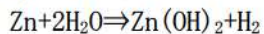


したがって CV 内のアルミ使用量全量を □ kg (保守的に大きい値) とすると、アルミの原子量は 27 であることから、アルミ全量腐食時の水素発生量は以下の式で求まる。

$$\square / 27 \times 2 \times 3/2 \simeq \square \text{ kg}$$

※ 2

亜鉛と水の反応式は以下のとおりである。



また亜鉛の原子量は 65.4 であることから、亜鉛の腐食による水素の発生率は次式で求まる。

$$H_{Zn}(t) = S_{Zn} \times R_{Zn}(t) \times 2 / (65.4 \times 1000)$$

- ・ $H_{Zn}(t)$: 亜鉛の腐食による水素発生率 (kg/h)
- ・ S_{Zn} : 亜鉛の表面積 (m²)
- ・ $R_{Zn}(t)$: 亜鉛の腐食率 (g/m²/h)

亜鉛の表面積及び腐食率をそれぞれ □ m² 及び 0.715g/m²/hr (保守的に大きい値) とすると、水素の発生率は以下のとおりとなる。

$$H_{Zn}(t) = \square \times 0.715 \times 2 / (65.4 \times 1000) \simeq \square \text{ kg/h}$$

□ : 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。

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

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

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

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

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。

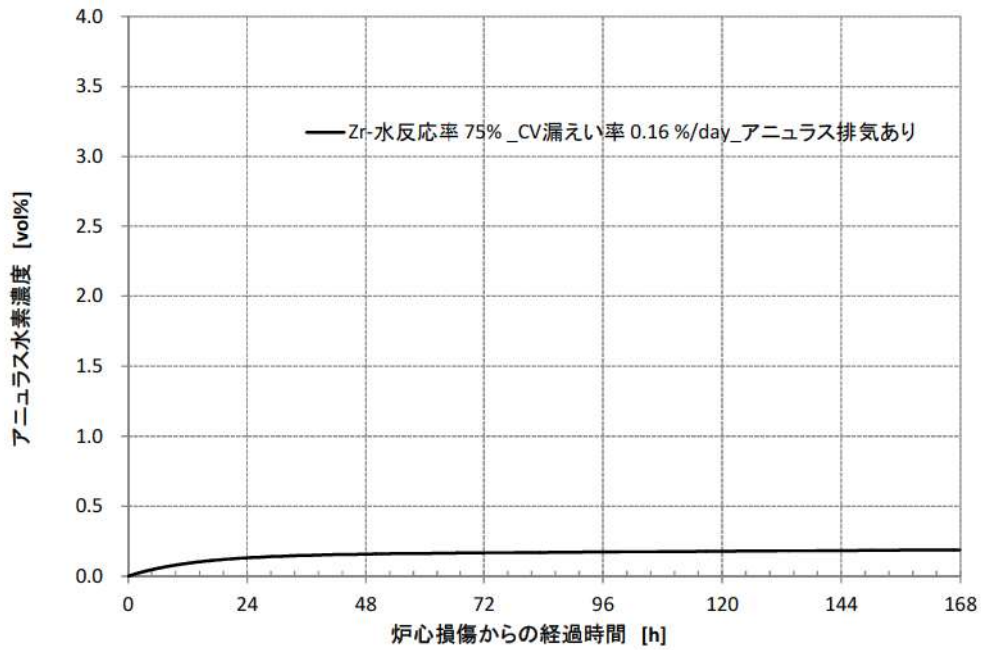


図1 アニュラス水素濃度

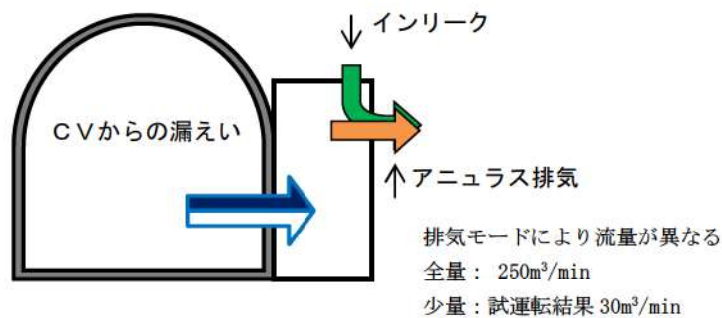
表2 評価結果

	①CV 漏えい率	②水素混合気の条件	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 (11.8 vol%)	10m ³ /min	ドライ水素濃度 0.2 vol %

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、アニュラス部へのインリーク量（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、アニュラス部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 $30\text{m}^3/\text{min}$ ）から、さらに保守的な流量として、 $10\text{m}^3/\text{min}$ を使用している。



	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: m^3/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 $75\text{m}^3/\text{min}$ （アニュラスから $35\text{m}^3/\text{min}$ 、安全補機室から $40\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回っていることから、アニュラスから約 $30\text{m}^3/\text{min}$ の排気量と評価している。

アニュラス内の自然対流について

1. 概要

事故時の泊3号炉において、アニュラス内の自然対流が起こることを2次元CFD解析により評価を行う。

鋼製原子炉格納容器を有する3ループPWRのアニュラスは、原子炉格納容器と外部遮へいに挟まれた狭隘な区画であり、径方向1~2m程度の幅に対して高さ方向に約40~50mを有する形状的な特徴がある。このため、シビアアクシデント時のアニュラスは、鉛直方向に片側の壁となる原子炉格納容器鋼板から熱を受けるとともに、反対側の壁となる鉄筋コンクリート製の外部遮へいを介して大気側に放熱される伝熱体系となる。

このとき、アニュラス部の原子炉格納容器鋼板近傍では加熱に伴う上昇流が発生し、外部遮へい側では冷却に伴う下降流が発生することにより、自然対流が発生し、アニュラス部の気相は混合されると考えられる。

2. 評価体系

FLUENTコードを用いてアニュラスを模擬した形状をモデル化し（図1）、評価した。

原子炉格納容器（炭素鋼）および外部遮へい（鉄筋コンクリート）の表面温度およびアニュラスの温度は、有効性評価における格納容器過温破損シナリオにおける7日後の温度に相当する温度に設定した。シビアアクシデント事故発生時の原子炉格納容器内雰囲気は、高温蒸気が原子炉格納容器内に噴出（生成）した後はアニュラス雰囲気との温度差がつくが、次第に原子炉格納容器鋼板を介した伝熱によりアニュラス温度が追従していく。鋼板と鉄筋コンクリートの温度差が小さい状態のほうが、アニュラス部で自然対流が生じにくい条件となるため、炉心損傷後、原子炉格納容器が格納容器再循環ユニットを用いた冷却に移行した後の準安定的な状態における温度を想定した。

また、原子炉格納容器からアニュラスへのガスの流入およびアニュラス空気浄化設備による排出は混合を促進することから、ここでは保守的に考慮せず、閉空間における対流を評価した。

3. 評価結果

アニュラス全体の流速ベクトルおよび温度分布を図2に、また、アニュラス上端部の拡大流速分布を図3に示す。原子炉格納容器側壁にて生じる上昇流がアニュラス頂部にて水平方向の流れとなり、外部遮へい壁側にて下降流となっていることが確認でき水素は対流に従って混合されると考えられることから、成層化する可能性は小さいと考えられる。

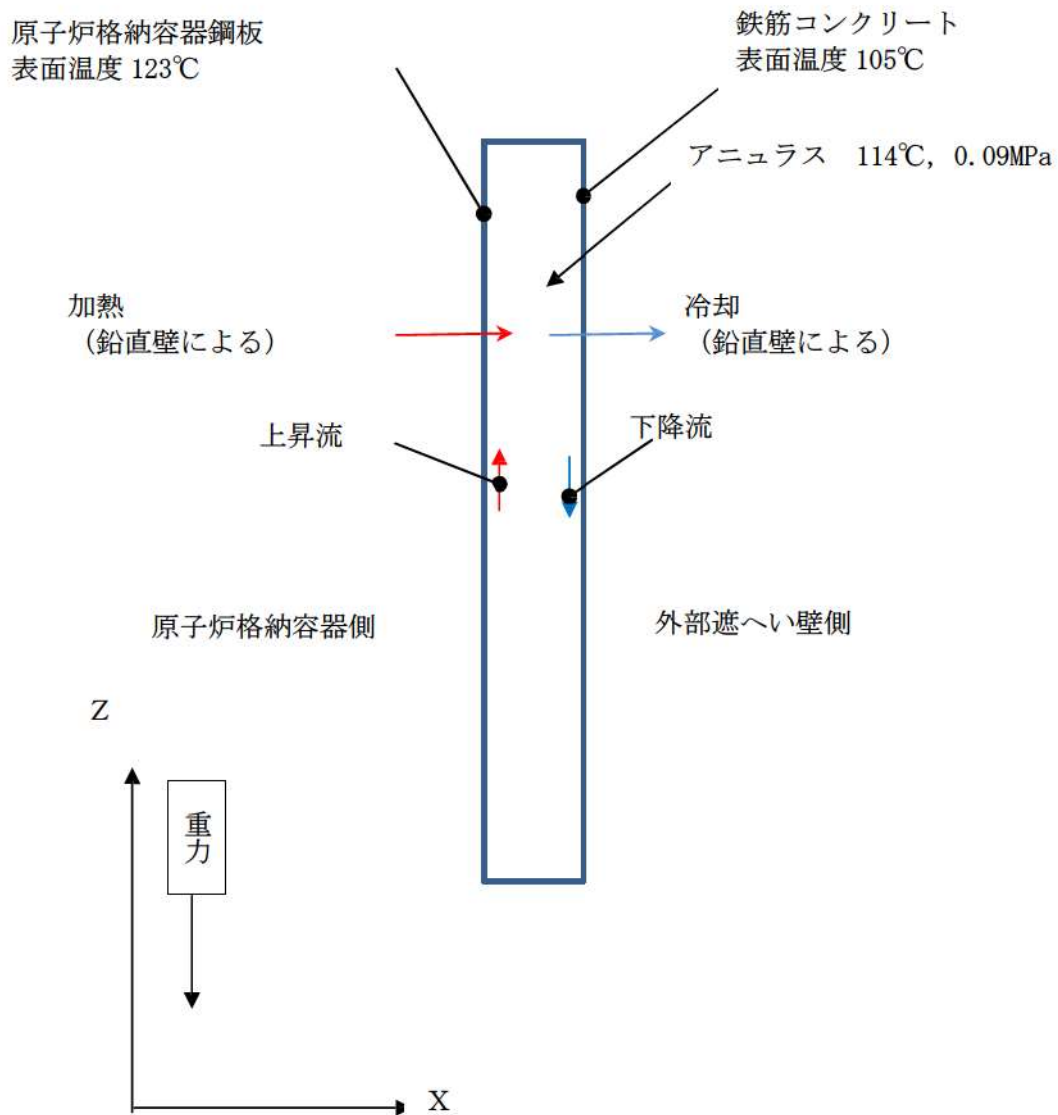


図1 アニュラス模擬モデル及び境界温度

表1 アニュラス部ガスの組成

非凝縮性ガス			凝縮性ガス
N ₂	O ₂	H ₂	H ₂ O
23%	6%	4%	67%

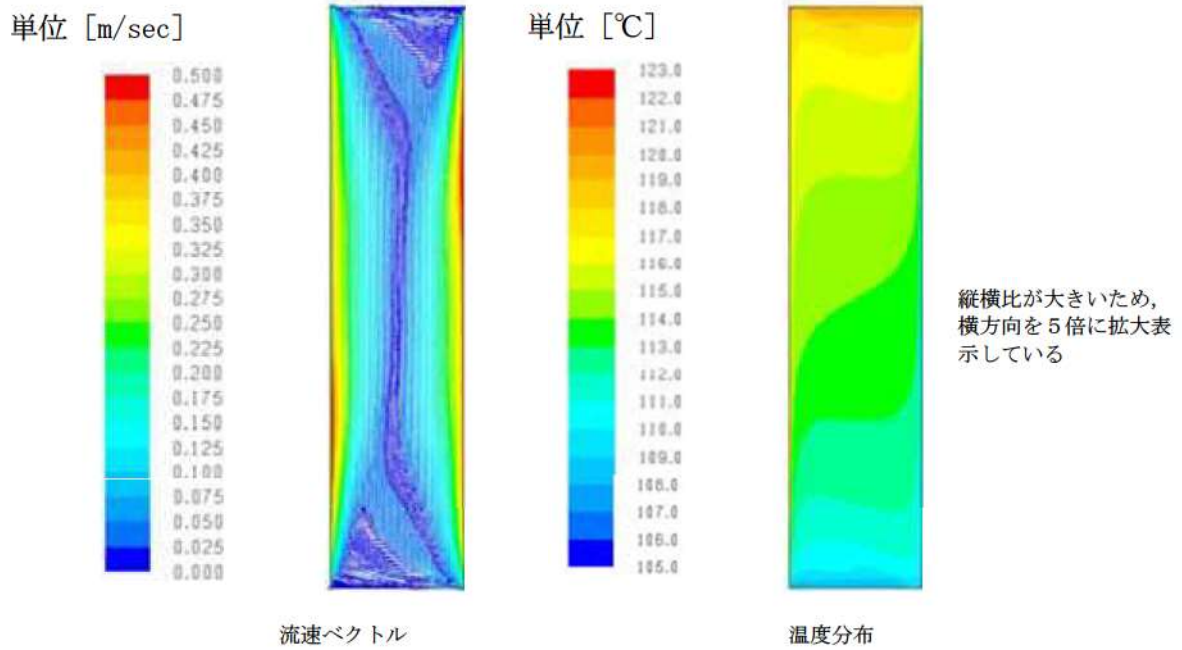


図2 アニュラス部流動解析結果(全体図)

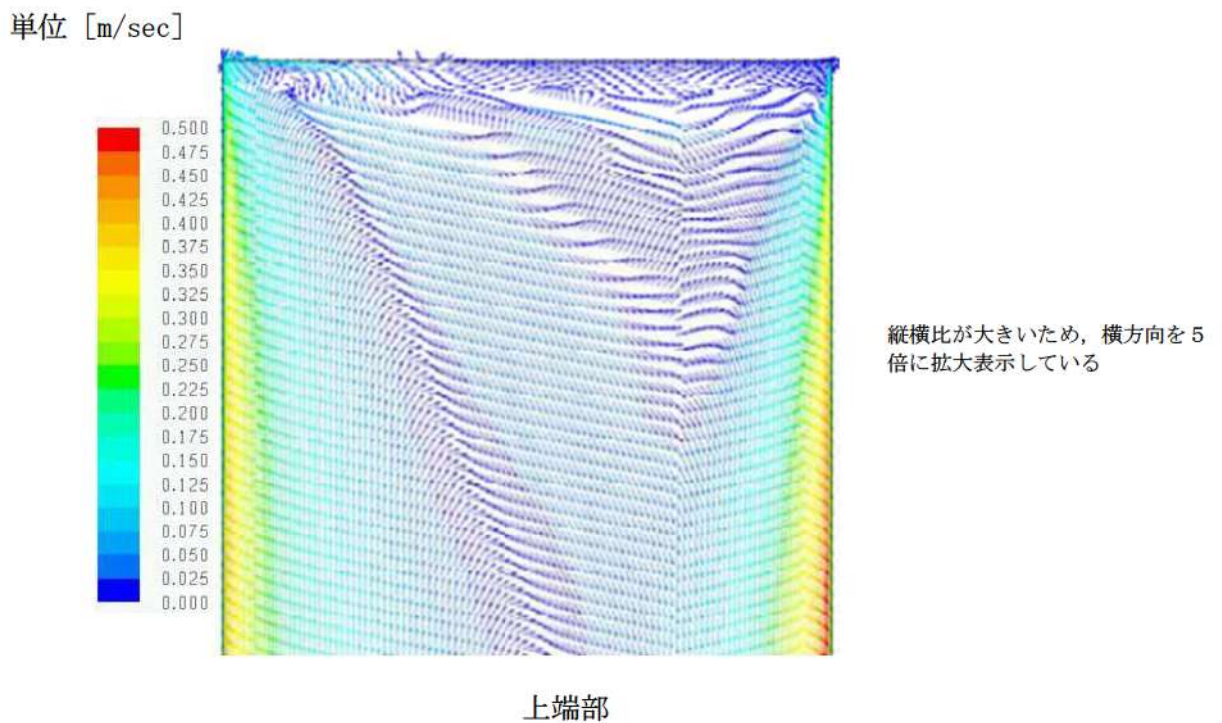


図3 アニュラス部流動解析結果(上部拡大図)

4. 実機との違いの考察

本評価では、原子炉格納容器側と外部遮へい側の壁の温度差が小さくなる条件を想定し、かつ閉空間における一様な気相の混合状態における流動を評価したが、実機では、原子炉格納容器側と外部遮へいの壁の温度差には過渡的な変化があり、また、格納容器からアニュラスへガスが流出することが想定される。

原子炉格納容器側と外部遮へい側の壁の温度差は、LOCA 事象等においては事故発生直後が大きく事象進展に伴ってアニュラス側に熱が伝わることにより差が縮まっていき、事故発生後7日後を想定した本評価条件に次第に近づくと想定される。壁の温度差が小さい保守的な条件にて対流が生じている評価結果を踏まえると、現実的にはより大きな対流が継続的に生じていると考えられる。

また、原子炉格納容器からのアニュラス部へのガスの流出は、圧力差に基づいてある程度の流速を伴うものであり、さらに SBO 時であっても事故発生後、代替電源復旧に伴って速やかにアニュラス空気浄化系が運転され排気ダクトを介して外部に排出される流れが形成されることを考慮すると、アニュラス内の雰囲気は本評価結果よりも混合されると考えられる。

以上

アニュラス空気浄化設備及びアニュラス空気浄化ファンについて

1. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備はアニュラス空気浄化フィルタユニットを通すことで、放射性物質を低減し、水素が滞留しないようアニュラス空気浄化ファンにより水素を含むガスを屋外へ排出する設計としている。なお、当該系統内のガスはアニュラス部（排気を期待しない場合で7日後に1.9%（ドライ換算）の水素濃度）のガスであり、凝縮によっても水素燃焼が生じる可能性はない。

また、アニュラス空気浄化設備はファン、フィルタユニット、ダンパ、弁及びダクトにより構成され、アニュラス空気浄化フィルタユニット及びアニュラス空気浄化ファンのようにケーシング内に格納した設備や、枝別れしたダクト部があるが、アニュラス空気浄化ファンの全量排気モードでの風量は250m³/minと十分大きく、水素を含む空気が偏って留まることはない。また、少量排気モードでは、全量排気よりも風量は少なくなるものの、少量排気モードに使用するアニュラスへの戻りラインはダクト及び弁で構成し、枝別れしたダクト部はないため、同様に水素を含む空気が偏って留まることはない。

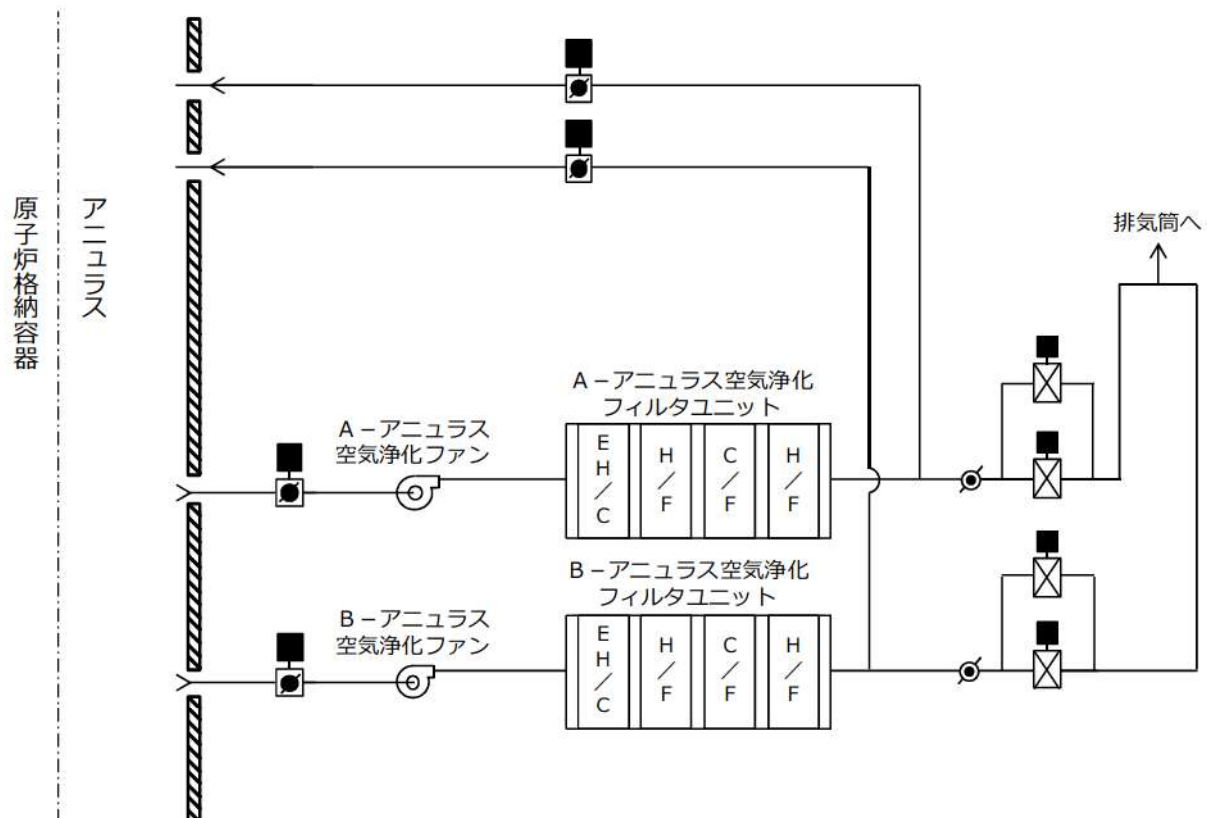


図1 アニュラス空気浄化設備

2. アニュラス空気浄化ファン

アニュラス空気浄化ファンは、アニュラス外の原子炉建屋に設置されており、アニュラス内に水素が偏って溜まった場合、水素爆発の原因になると予想されるアニュラス空気浄化ファンの電気設備（モータ等）については、ファンケーシング外にあり、アニュラス雰囲気と触れない構成となっている。

したがって、アニュラス雰囲気を排気するアニュラス空気浄化ファンを防爆仕様とする必要はない。

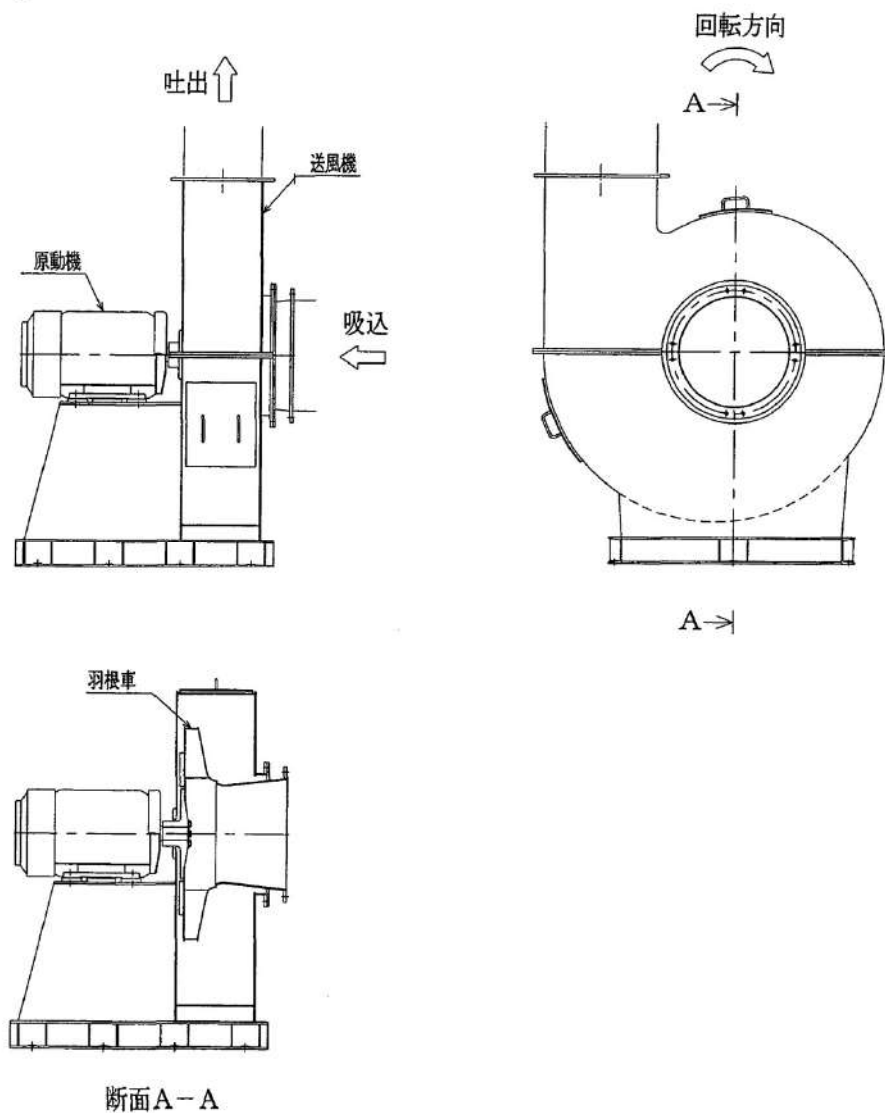


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化ファン

3. アニュラス空気浄化設備を構成する設備の機能維持

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器からアニュラス部に放射性物質を含んだ高温、高湿度のガスが漏えいし、アニュラス部とアニュラス空気浄化設備の環境が悪化することが考えられる。

この場合においても、アニュラス空気浄化設備が水素排出性能と、大気中への放射性物質放出低減性能を維持することを以下の通り確認した。(別紙1, 参照) また、高温雰囲気の影響が大きいと考えられる、ゴム製のアニュラスシールの健全性について確認を行った。(別紙2, 3参照)

(1) 温度の影響

設計基準事故時の温度(105℃)に比較して、重大事故時の温度(120℃)の差は軽微であり、アニュラス排気ファン、ダクト、アニュラスシール等に影響はない。

(2) 圧力の影響

設計基準事故時の圧力(0.01MPa)に比較して、重大事故時の圧力(0.02MPa)の差は軽微であり、圧力の影響を受けるダクト及びアニュラス排気弁の強度上影響はない。

(3) 湿度の影響

重大事故時の湿度(80%以下、アニュラス内温度40℃時)であり、湿度の影響を受けるアニュラス排気フィルタユニット内のよう素フィルタの性能試験の条件(30℃, 95%)と比較して低いため、機能に影響はない。

(4) 放射線の影響

放射線の影響を受ける設備はない。

アニュラス空気浄化設備の重大事故等対処時における性能について

炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故時）においては、設計基準事故時と比較してアニュラス部の温度、圧力、湿度、及び放射線等条件が変化する。この場合においてもアニュラス空気浄化設備が期待する水素排出性能を発揮し、また、設計基準事故対処設備として期待する大気中への放射性物質放出低減性能を発揮できることを以下の通り確認している。

1. アニュラス部環境条件について

設計基準事故時と重大事故時のアニュラス部環境条件は以下の通り。

	設計基準事故時	重大事故時※
温 度	105℃	120℃程度
圧 力	0.01MPa	0.02MPa
湿 度 (外気条件：30℃・湿度 95%)	—	<60% (アニュラス部温度 40℃時)

※有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内温度・圧力が高くなる「大 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」及び「全交流電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象」を想定

2. アニュラス空気浄化設備への影響について

アニュラス空気浄化設備のうち、アニュラス空気浄化ファン、ダクト、弁及びアニュラス空気浄化フィルタユニットケーシングについては、想定される重大事故等発生時のアニュラス内の温度、圧力、放射線、湿度を考慮しても、設計基準事故時の条件から大きく異なっておらず、その材質や構造から強度等への機能影響はなく、重大事故時の条件下において、その健全性を確保できる。

アニュラス空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ、よう素フィルタについては、想定される重大事故等時のアニュラス部の温度、圧力、放射線、湿度を考慮しても、その機能（フィルタによる放射性物質の除去効果）を有効に発揮できる。炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素を含むガスの排出がされた場合においても、微粒子フィルタ、よう素フィルタの設計仕様としての除去効率（下表）が確保できることを確認している。

	アニュラス空気浄化フィルタユニット	
フィルタの種類	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
総合除去効率	99%以上 (0.15 μm 粒子)	95%以上

(1) 温度の影響

温度上昇は軽微であり、重大事故時の温度であってもアニュラス空気浄化ファン、ダクト、弁及びアニュラス空気浄化フィルタユニットケーシングの機能に影響はない。

(2) 圧力の影響

圧力上昇の影響を受けるのはダクト（アニュラス出口～アニュラス全量排気弁・少量排気弁）及びアニュラス全量排気弁・少量排気弁であるが、設計基準事故時と重大事故時との圧力差は軽微であり、強度上影響はない。

(3) 湿度の影響

湿度の影響を受けるのはアニュラス空気浄化フィルタユニット内のよう素フィルタであるが、後述の通り重大事故時の湿度はよう素フィルタ性能試験に適用する条件（30℃，95%RH）と比較して低いため、機能に影響はない。

(4) 放射線の影響

放射線の影響を受ける機器はない。

3. アニュラス空気浄化設備の放射性物質低減機能について

アニュラス空気浄化設備には微粒子フィルタとよう素フィルタを備えたアニュラス空気浄化フィルタユニットを設置しており、アニュラスから水素を屋外へ排出する際には当該フィルタユニットにより放射性物質を低減した上で排出を行う。

重大事故時のアニュラス内環境を考慮した上でも、微粒子フィルタ、よう素フィルタの性能が確保されていることを以下の通り評価している。

(1) 微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

重大事故時のアニュラス部は原子炉格納容器からの温度伝播等により最高で120℃程度まで上昇するが、アニュラス空気浄化フィルタユニットに設置している微粒子フィルタは126℃での性能確認を実施しており、フィルタ性能が低下することはない。また、湿度については、結露による水封（目詰まり）が生じた場合には効率への影響があるが、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、重大事故時のアニュラス部環境条件では結露には至らず、フィルタの性能が低下することはない。したがって、重大事故時においても微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

b. 保持容量について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kgである。

重大事故発生後7日間で原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、重大事故時においても微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

表1 アニュラス空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ保持容量

フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg
保持容量	約8.9kg

(2) よう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

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、アニュラス部温度は発火温度約 330℃を十分下回る温度であるため、通気によるよう素フィルタへの影響はない。

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、前述のとおり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、よう素除去効率の評価条件として用いている湿度 95%には至らない。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く、重大事故時においてもよう素フィルタ除去効率として 95%は確保できる。

b. 吸着容量について

アニュラス空気浄化フィルタユニットのよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4kg（充てん量約 587kg（34 枚）、よう素吸着能力 2.5mg（活性炭 1g あたり）米国 R. G. 1.52 より）である。重大事故発生後 7 日間に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20g である。これは、(1) 微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。

ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があり、重大事故時においてもよう素フィルタ除去効率 95%は確保できる。

表2 アニュラス空気浄化フィルタユニットのよう素フィルタ吸着容量

フィルタに捕集されるよう素量	約 20g
保持容量	約 1.4kg

アニュラスシールの健全性について

1. はじめに

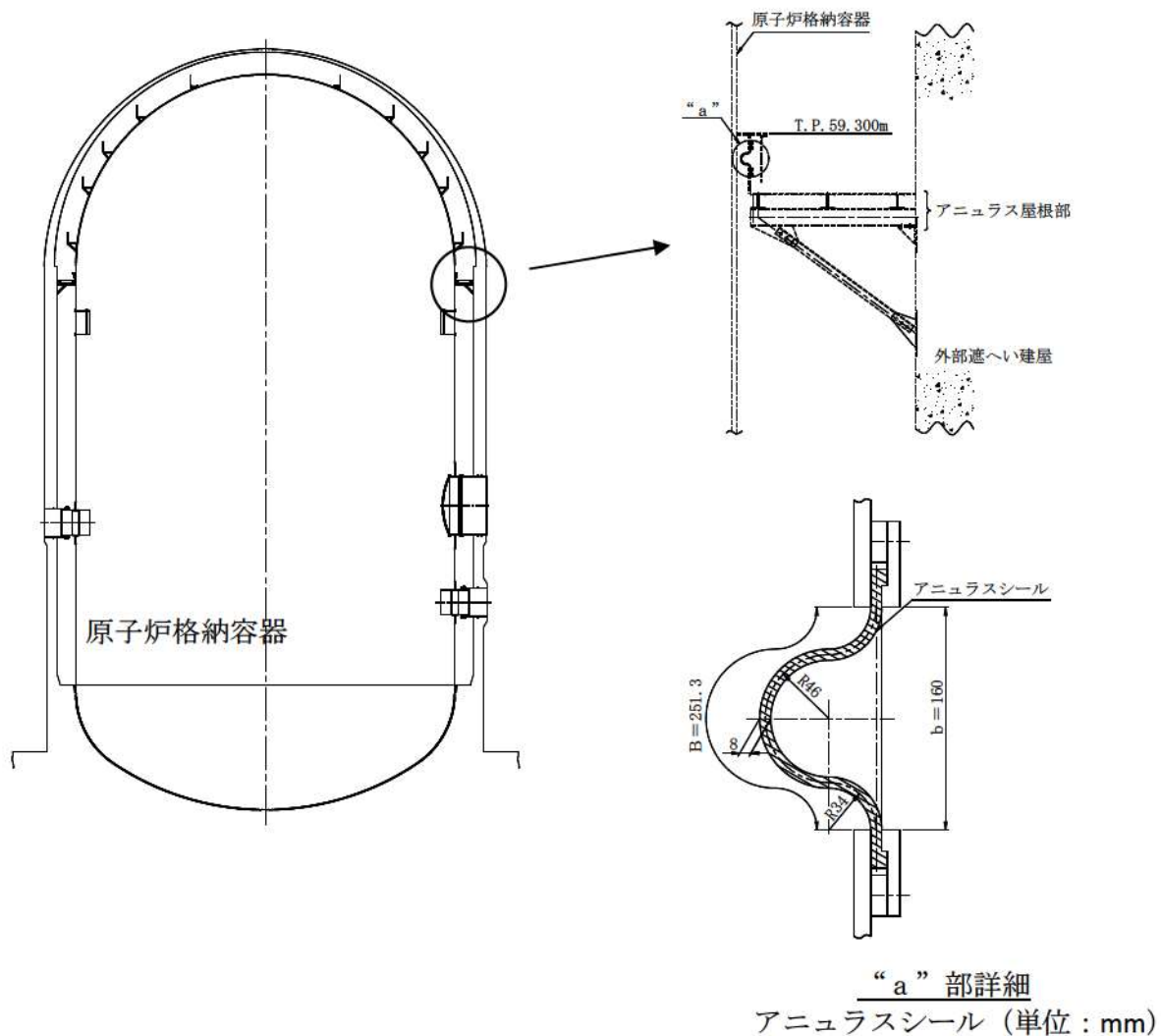
アニュラスシールは、アニュラス区画を構成するものであり、事故時にアニュラス区画の負圧を維持させるために、その破損を防止する必要がある。

そのため、アニュラスシールゴムは通常運転時や事故時において、アニュラス部環境条件に対して健全性及び原子炉格納容器と外部遮へい間の相対変位を吸収できる伸縮性能を確認することが必要であり、重大事等対策の有効性評価における CV 内雰囲気温度・圧力時に当該部に生じる変位に対し、健全性を有することを確認する。

2. 計算条件

2.1 基本形状

アニュラスシールの基本形状及び各部寸法は別図 1 のとおりである。



別図 1 アニュラスシール基本形状図

2.2 評価方針

- (1) 重大事故時におけるアニュラスシールの健全性評価は、アニュラスシールの許容伸び量が、原子炉格納容器とアニュラス屋根部との間に生じる相対変位を吸収しうることを確認する。
- (2) アニュラスシールの許容伸び量は、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量から求める。

2.3 評価条件

原子炉格納容器内圧力 0.360 MPa^(注) (格納容器過圧破損, 原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオ)

原子炉格納容器内温度 141 °C^(注) (格納容器過温破損シナリオ)

(注) 有効性評価における値を示す。

なお、原子炉格納容器バウンダリの限界温度・圧力評価の条件である 200°C・2Pd は、原子炉格納容器バウンダリ構成材の耐力を確認するための条件として設定しているものであり、有効性評価における原子炉格納容器内雰囲気温度・圧力が原子炉格納容器バウンダリ構成材の耐力である 200°C・2Pd よりも小さいことを確認している。アニュラスシールは、一次格納施設である原子炉格納容器バウンダリではなく、二次格納施設であることから、原子炉格納容器バウンダリの限界温度・圧力評価の対象とはしていない。

2.4 準拠する規格・規準

- 1) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)

3. 計算

3.1 相対変位

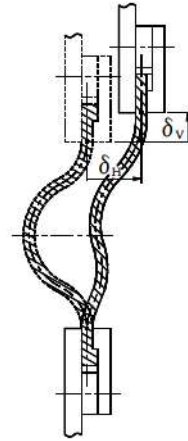
原子炉格納容器とアニュラス屋根部との間に生じる相対変位は以下のとおりである。相対変位は右図に示す方向を正とする。

水平方向変位

$$\delta_H = 41 \text{ mm}$$

鉛直方向変位

$$\delta_V = 64 \text{ mm}$$



3.2 許容伸び量

アニュラスシールの許容伸び量は、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量から求める。

許容伸び量

$$\begin{aligned} S_a &= B - b = 251.3 - 160 \\ &= 91.3 \text{ mm} \end{aligned}$$

ここに

B : アニュラスシールの曲線寸法

b : アニュラスシールの幅

3.3 伸び量の計算

相対変位によって生じるアニュラスシールの伸び量を、下図に示す形状変化から幾何学的に次式により求める。

伸び量

$$S = S' - b = 67.73 \text{ mm}$$

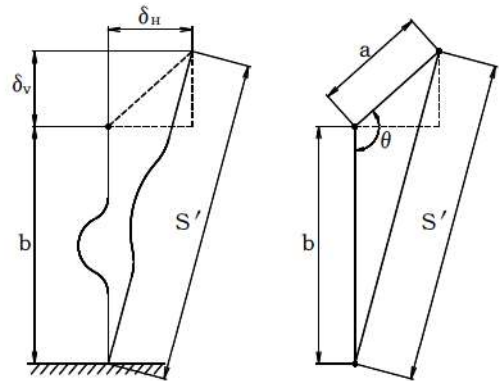
ここに

$$\begin{aligned} S' &= \sqrt{a^2 + b^2 - 2a \cdot b \cdot \cos \theta} \\ &= 227.726 \text{ mm} \end{aligned}$$

$$a = \sqrt{\delta_H^2 + \delta_V^2} = 76.007 \text{ mm}$$

$$\theta = \tan^{-1} \frac{\delta_V}{\delta_H} + \frac{\pi}{2}$$

$$= \tan^{-1} \frac{64}{41} + \frac{\pi}{2} = 2.572 \text{ rad}$$



4. 評価

計算により求めたアニュラスシールの伸び量及び許容伸び量を別表1に示す。

アニュラスシールに生じる伸び量は、別表1に示すように許容伸び量を下回っており、相対変位を吸収できる。

別表1 アニュラスシールの伸び量の評価

(単位：mm)

荷重の組合せ	伸び量 (S)	許容伸び量 (S _a)	裕度
重大事故時	67.8	91.3	1.34

アニュラスシールの耐熱性について

1. はじめに

泊3号炉の重大事故時におけるアニュラス部雰囲気温度約120℃に対してのアニュラスシールの健全性を、以下のとおり確認する。

2. アニュラスシール耐熱性について

2.1 概要

アニュラスシールは、原子炉格納容器とアニュラス屋根部の間に設置される為、事故時等に原子炉格納容器と外部遮へいの間に生じる相対変位に追従できることが必要となる。

アニュラスシールのゴム材質はクロロプレンゴムで、別図1に示す通り、2層のナイロン補強布がゴムで被覆されている。



別図1 アニュラスシールのシールゴム部詳細

2.2 重大事故時におけるアニュラスシールの物性変化

1) 建屋間相対変位によるシール伸び

重大事故時における原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇により、原子炉格納容器とアニュラス屋根部の間に水平 41mm、鉛直 64mm の相対変位が生じ、これに対してシールゴムは、ゴムの伸びに期待せずに、曲線形状から直線形状への形状変化による伸び量により追従可能である。

2) 熱によるシール物性の変化

重大事故時のアニュラス部雰囲気温度は、設計基準事故時の設計温度 115℃を若干上回るが、前述の通り、アニュラスシールは形状変化により建屋間相対変位に対して追従できることから、熱による物性の変化が生じた場合でも追従性への影響は無い。なお、同仕様材による耐熱性試験では、113℃が 26.8 時間継続した場合、破断伸びが-17~-19%低下している（試験材の初期破断伸びは 590%）。（添付）一方、引張り強さはほとんど変化しない。

□ 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。


高温下におけるアニュラスシールの物性変化について

1. クロロプレンゴムに対する温度時間の影響

泊3号炉のアニュラスシールと同仕様のクロロプレンゴム材の初期物性と耐熱物性を付表1に示す。本シールゴムは113℃に26.8時間曝露された時（2.8時間は115℃で加熱）、破断伸び変化率は約-17~-19%である。また同じ条件において、引張強さはほとんど低下していない。

付表1 アニュラスシールゴムの初期物性及び耐熱物性（メーカー資料）



 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。

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）

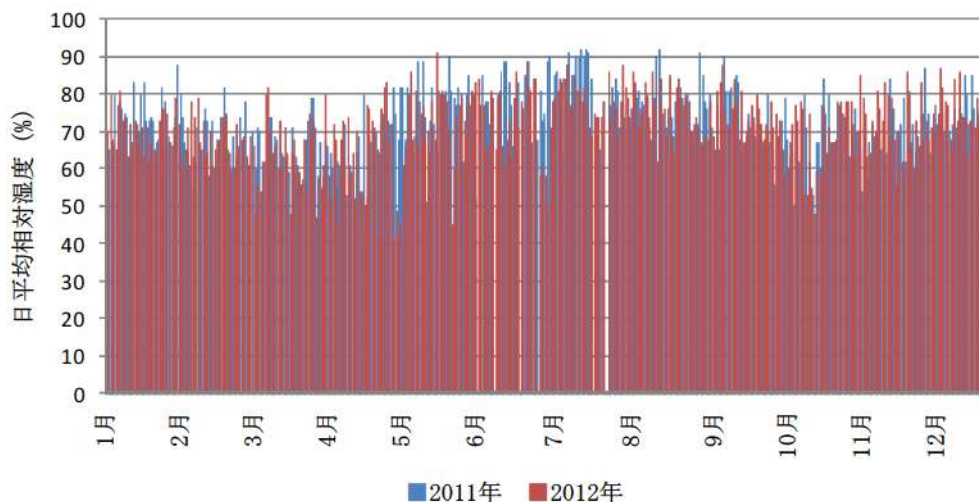


図 1 2011, 2012 年 1 月～12 月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アンユラス空気浄化設備

アンユラス空気浄化設備の系統構成を図 2 に示す。重大事故時のアンユラス部には、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、重大事故時のアンユ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。事故時のアンユラス部は、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、アンユラス内温度を 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。

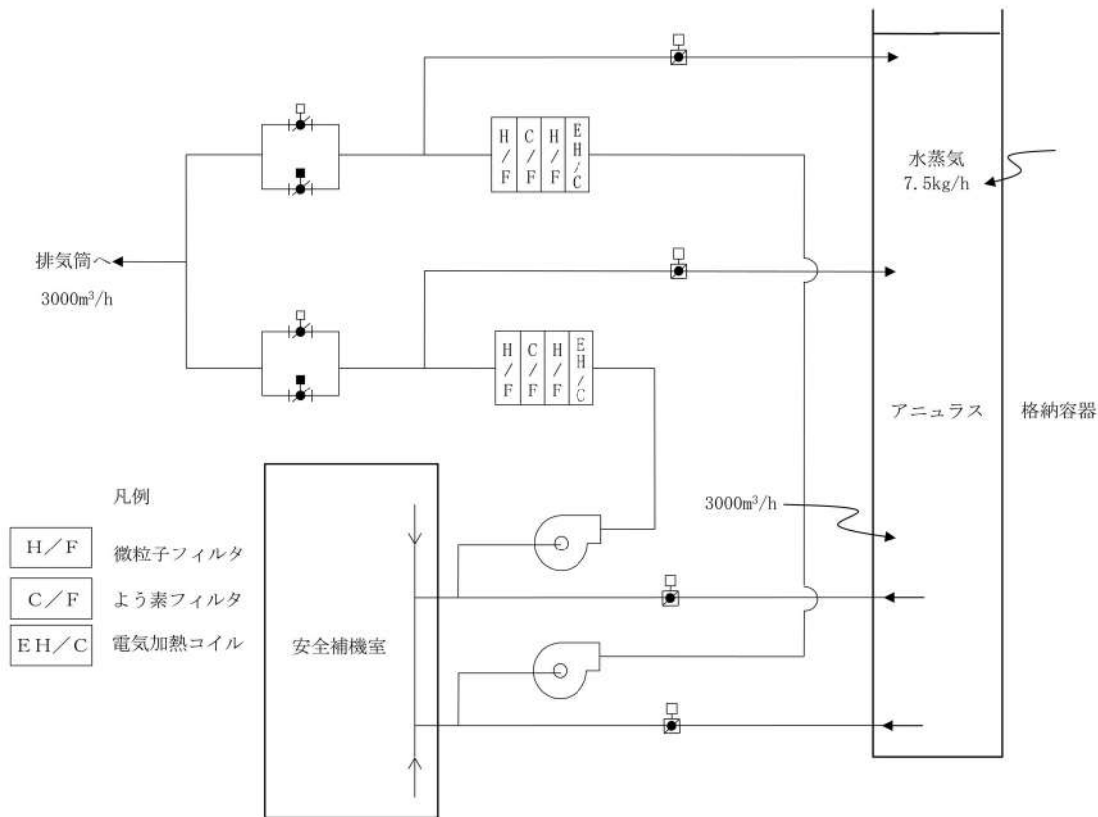


図 2 泊 3 号炉 アンユラス空気浄化設備系統構成

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。

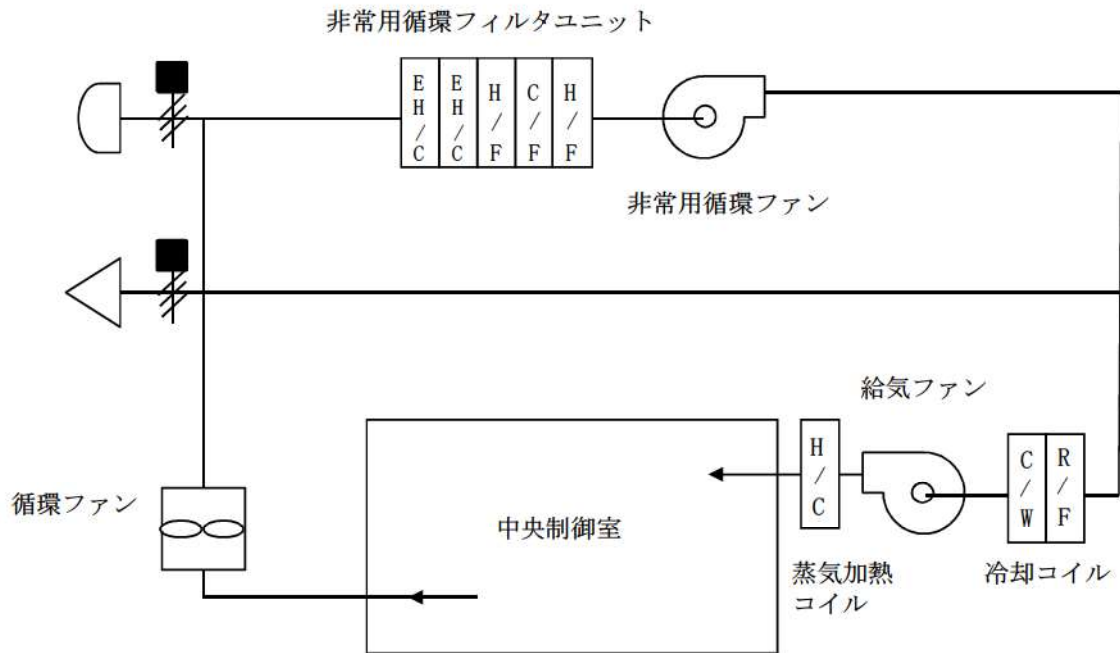


図 3 泊 3 号炉 中央制御室非常用循環系統 概略系統構成

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 を上回ることではなく、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。

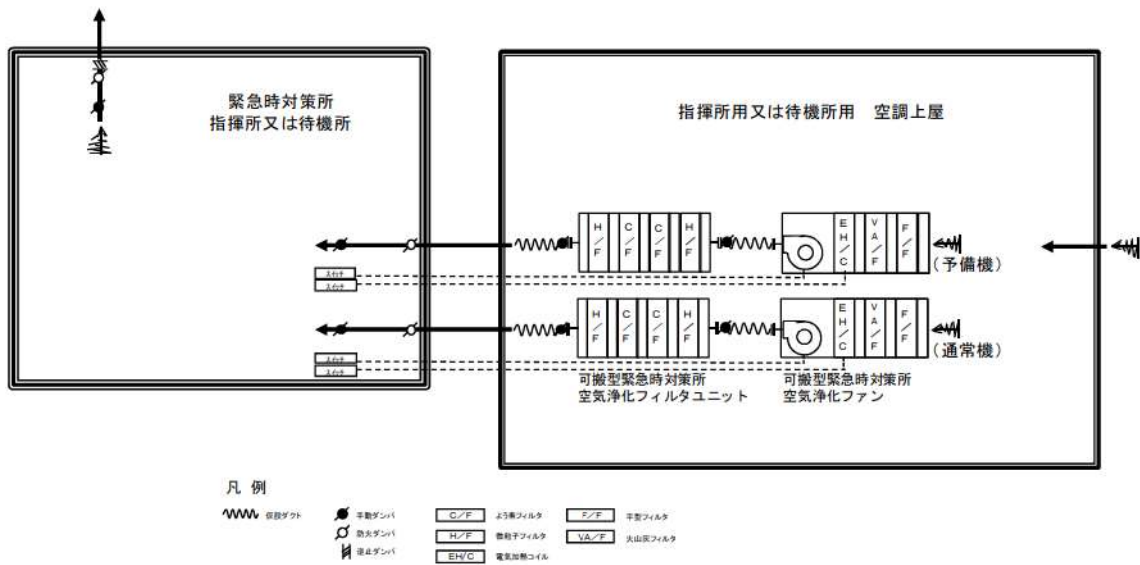


図4 緊急時対策所可搬型空気浄化装置 概略系統構成

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。

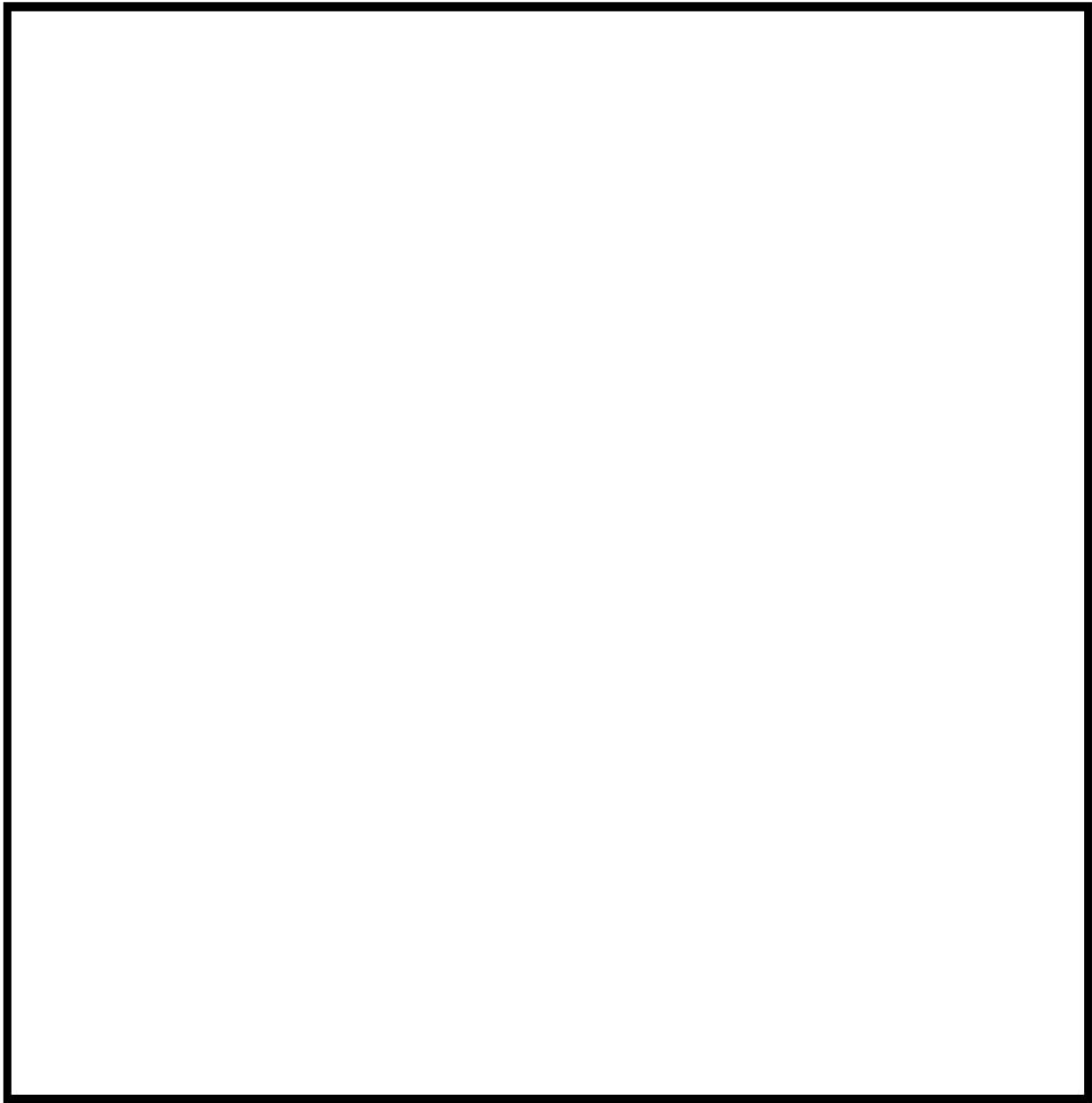
-6.1 °C, 95 %RH 時 : 0.35 kPa / 1.4 kPa × 100 = 25.0 %RH

(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。

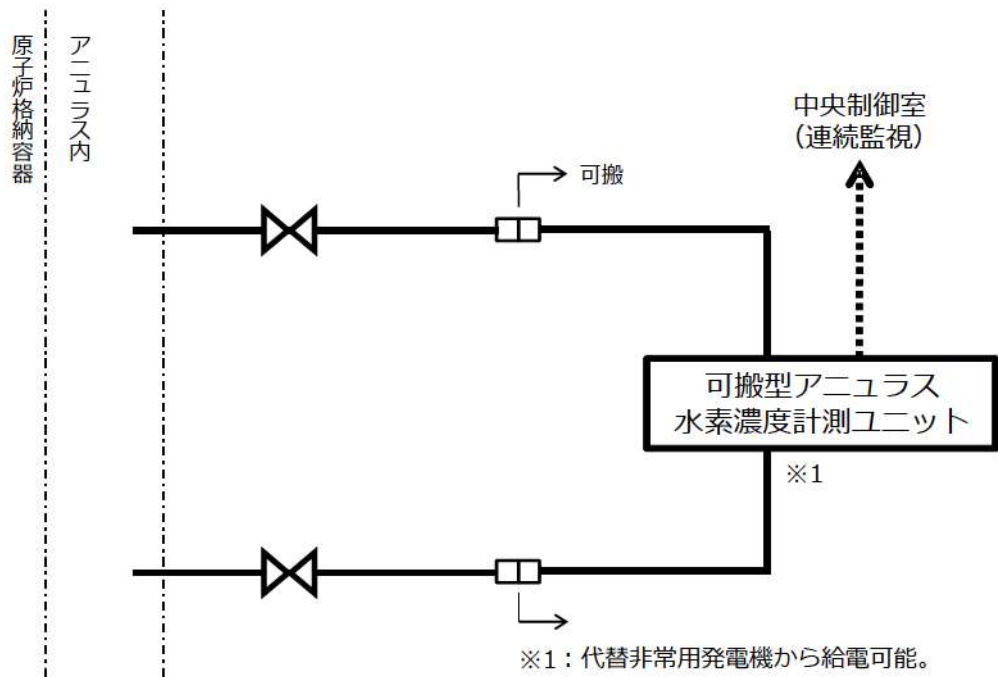


図-1 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットを使用したアンユラス水素濃度測定

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れ出す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れい率を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れい率を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。

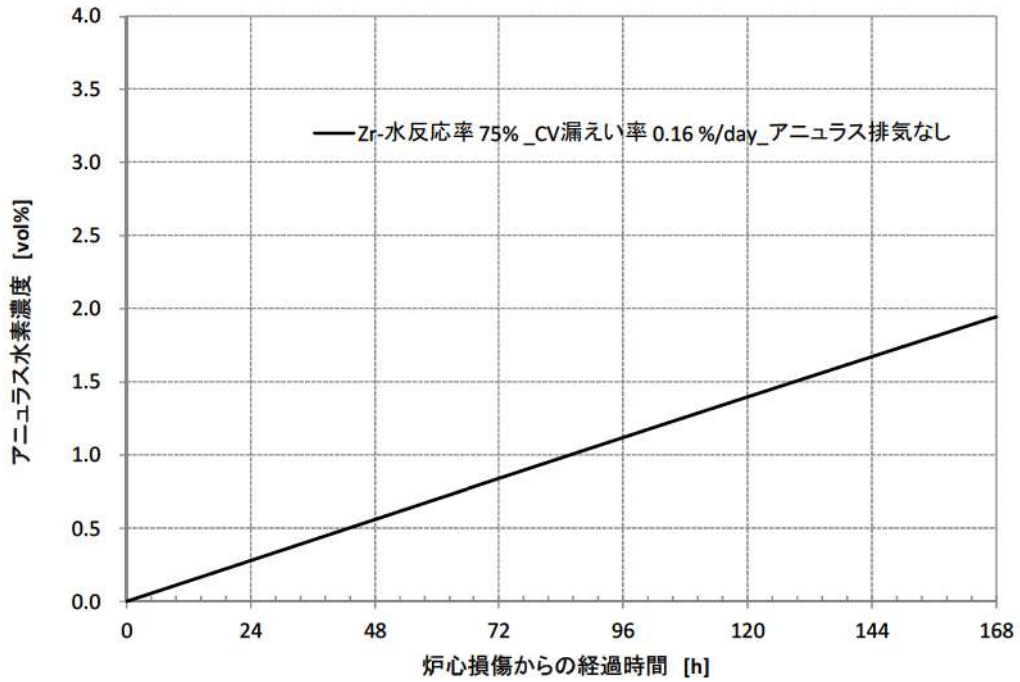


図 アニュラス水素濃度（7日間）

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。

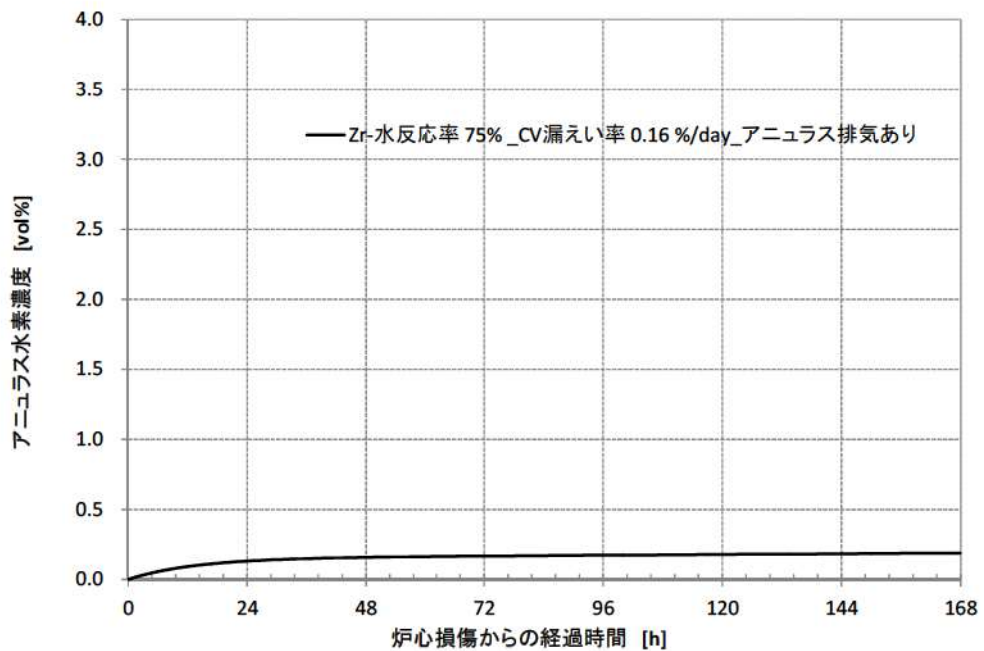


図1 アニュラス水素濃度

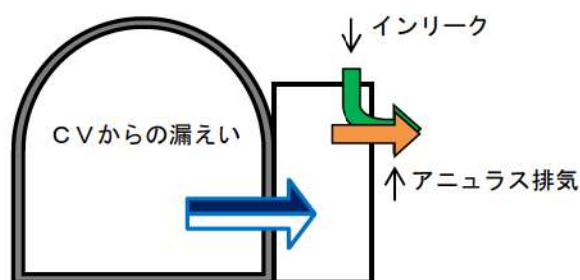
表2 評価結果

	①CV 漏えい率	②水素混合気の条件	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。)

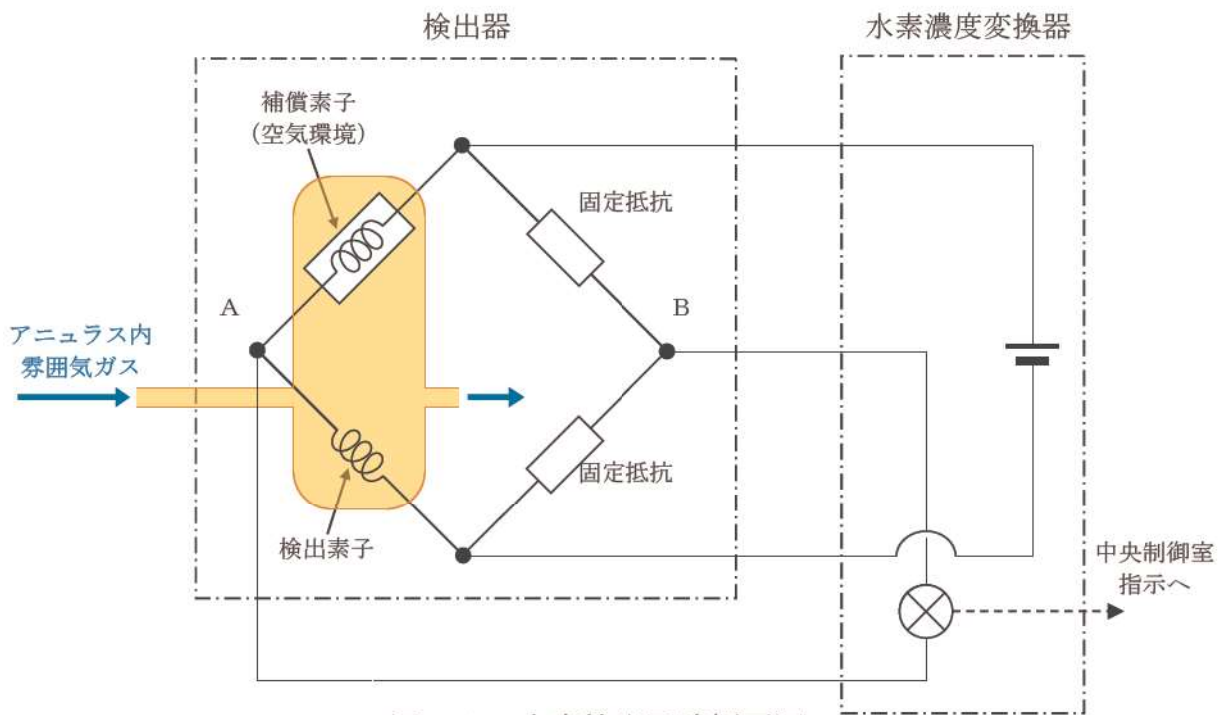


図-1 水素検出回路概要図

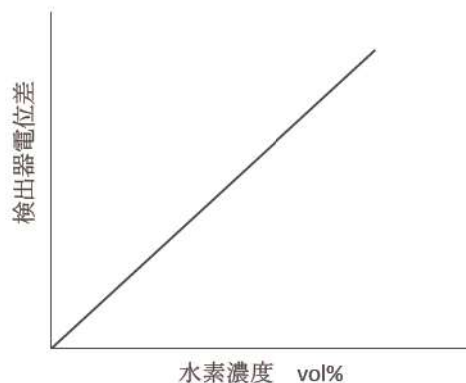


図-2 水素濃度と検出器電位差の関係

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が、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。

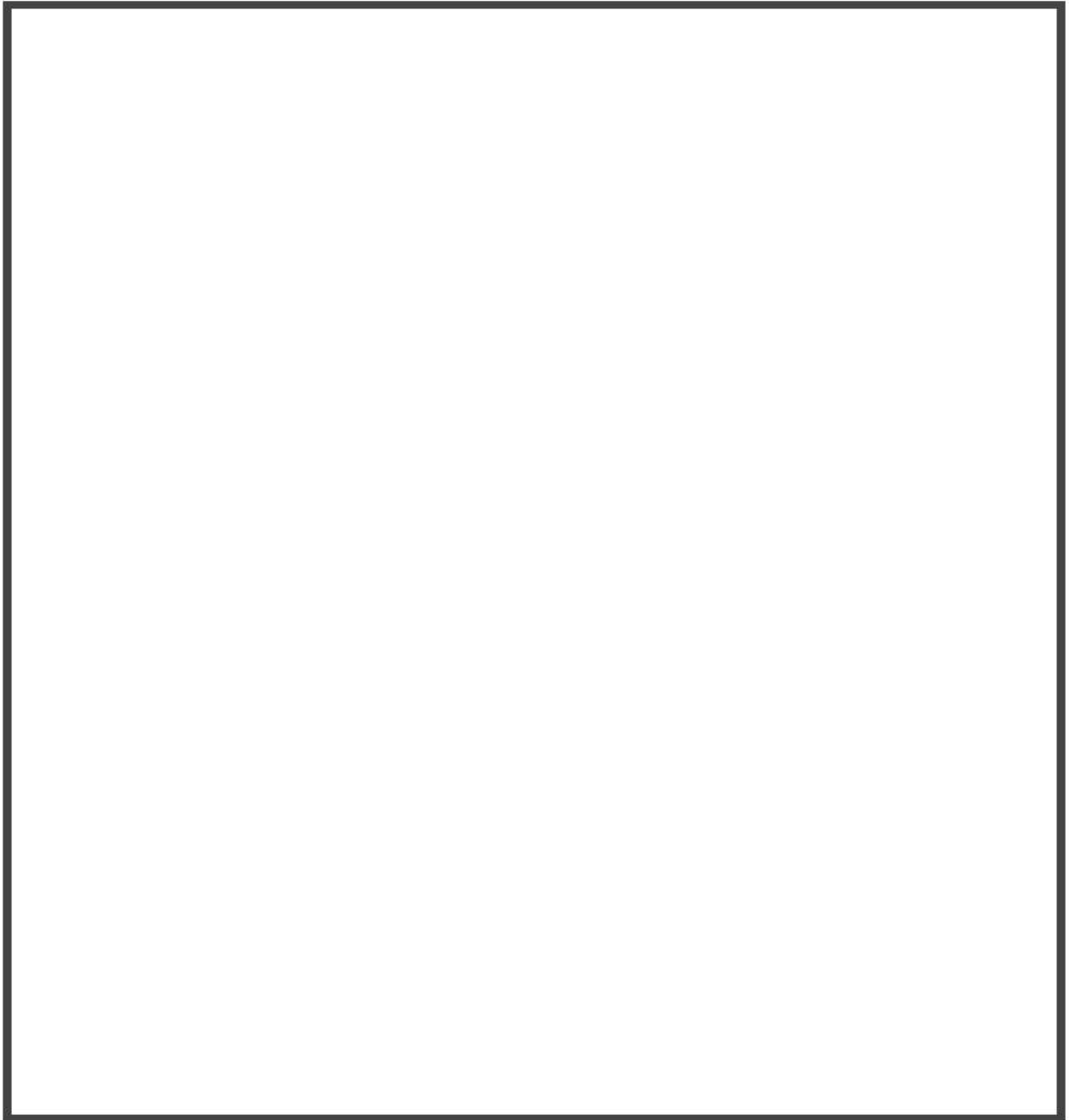


図-3 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット（基本構成図）

 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。

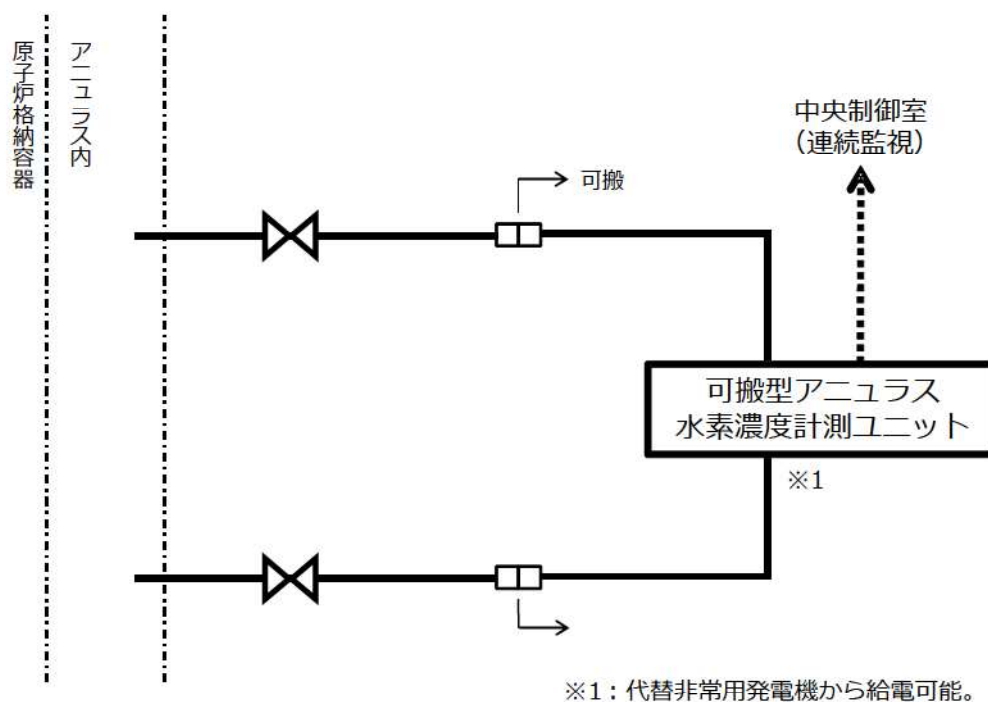


図-4 可搬型アンユラス水素濃度の計測設備

(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）

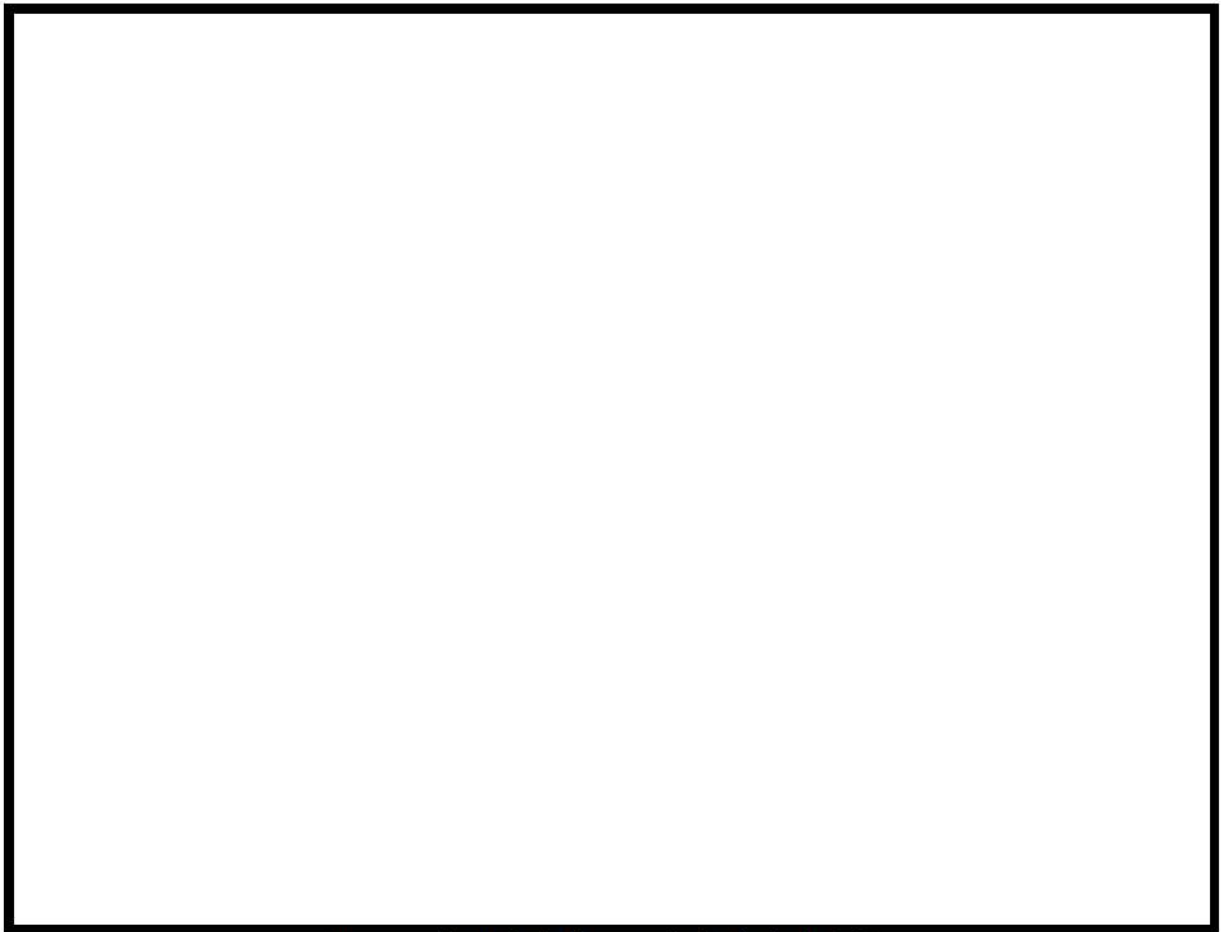


図-5 各温度条件での水素濃度出力値

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）

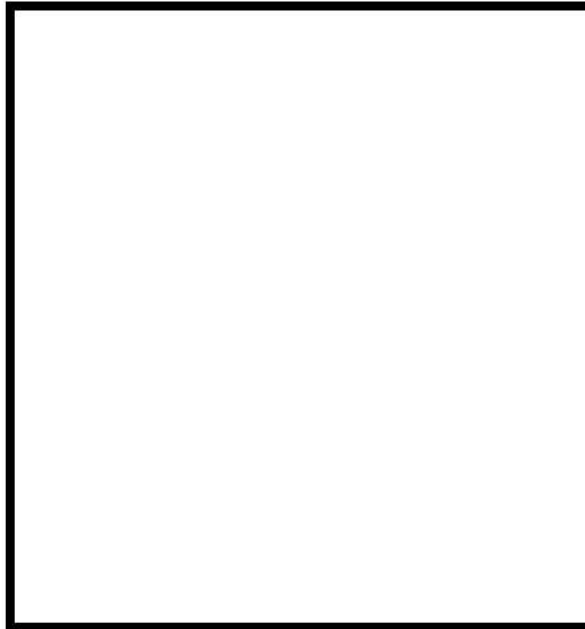


図-6 20℃における湿度依存性

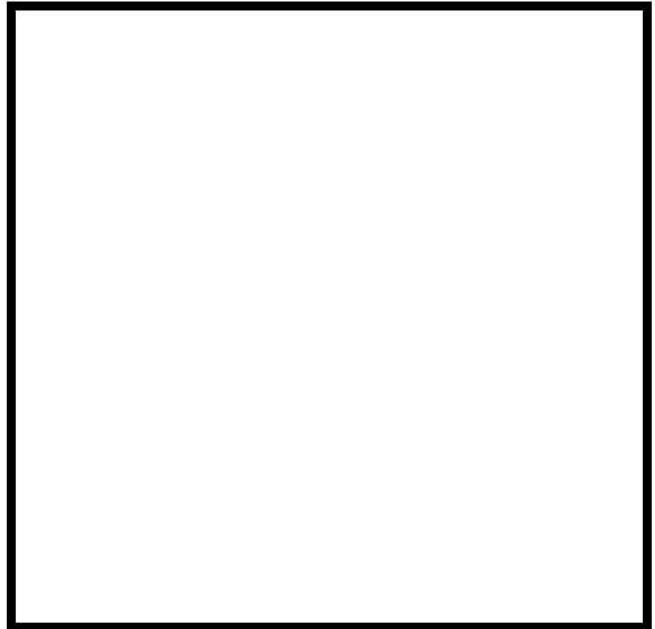


図-7 20℃における各湿度条件での感度特性

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）

ただし、概ね60時間以降では3vol%を超えて可燃限界濃度に漸近していく評価結果となっているため、このような状態となる前に、余裕を持ってアニュラス空気浄化ファンを起動することが望ましい。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2時間25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。

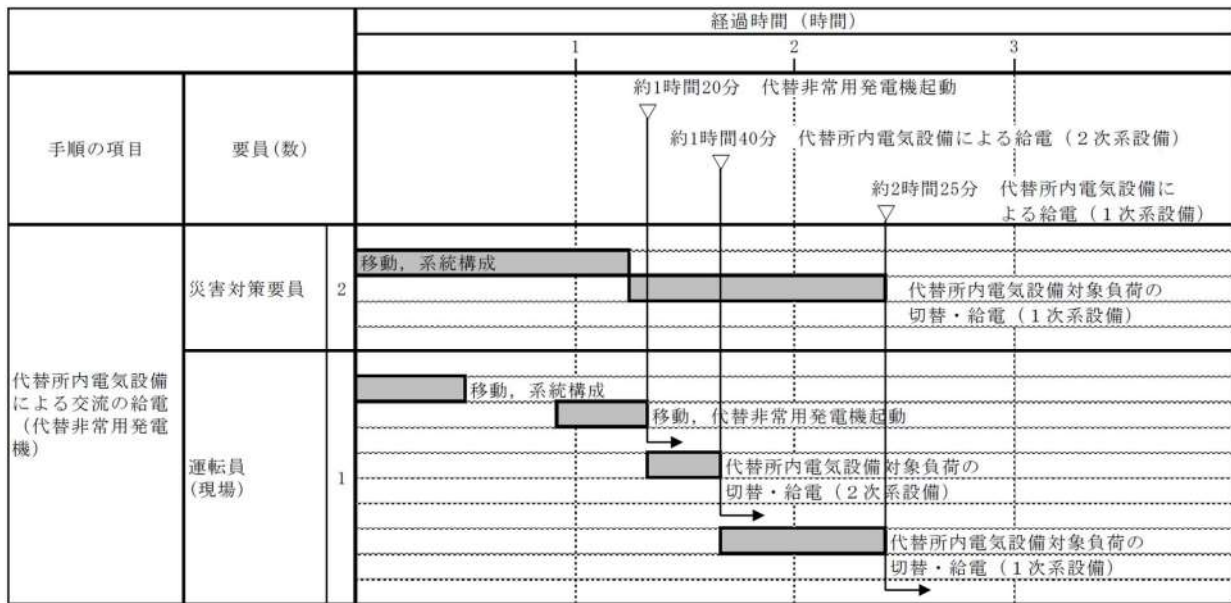


図2 代替所内電気設備による交流の給電 (代替非常用発電機) タイムチャート

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、溶融炉心・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ンユラス内への大規模な漏えいは、技術的能力 1.10 のまとめ資料にて、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、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 のアンユ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 のアンユラス部は、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、アンユ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ンユ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ンユ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ンユラスは、原子炉格納容器壁からの伝熱によりアンユラス内で自然対流循環・混合流れが形成されるため、アンユラスへの漏えい水素が局所的に滞留することはなく、漏えい箇所がアンユラス内（約 7,660m³）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。

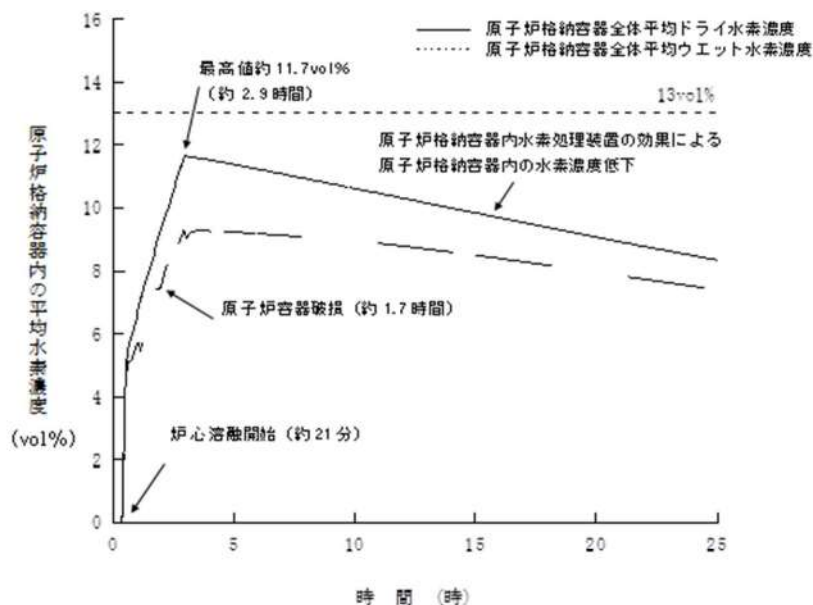


図 3 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)
(イグナイタの動作に期待しない場合)

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質量に関する基礎式

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

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

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

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

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

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

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

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

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

$M^N(t)$: 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)	<input type="text"/> 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)	<input type="text"/> 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

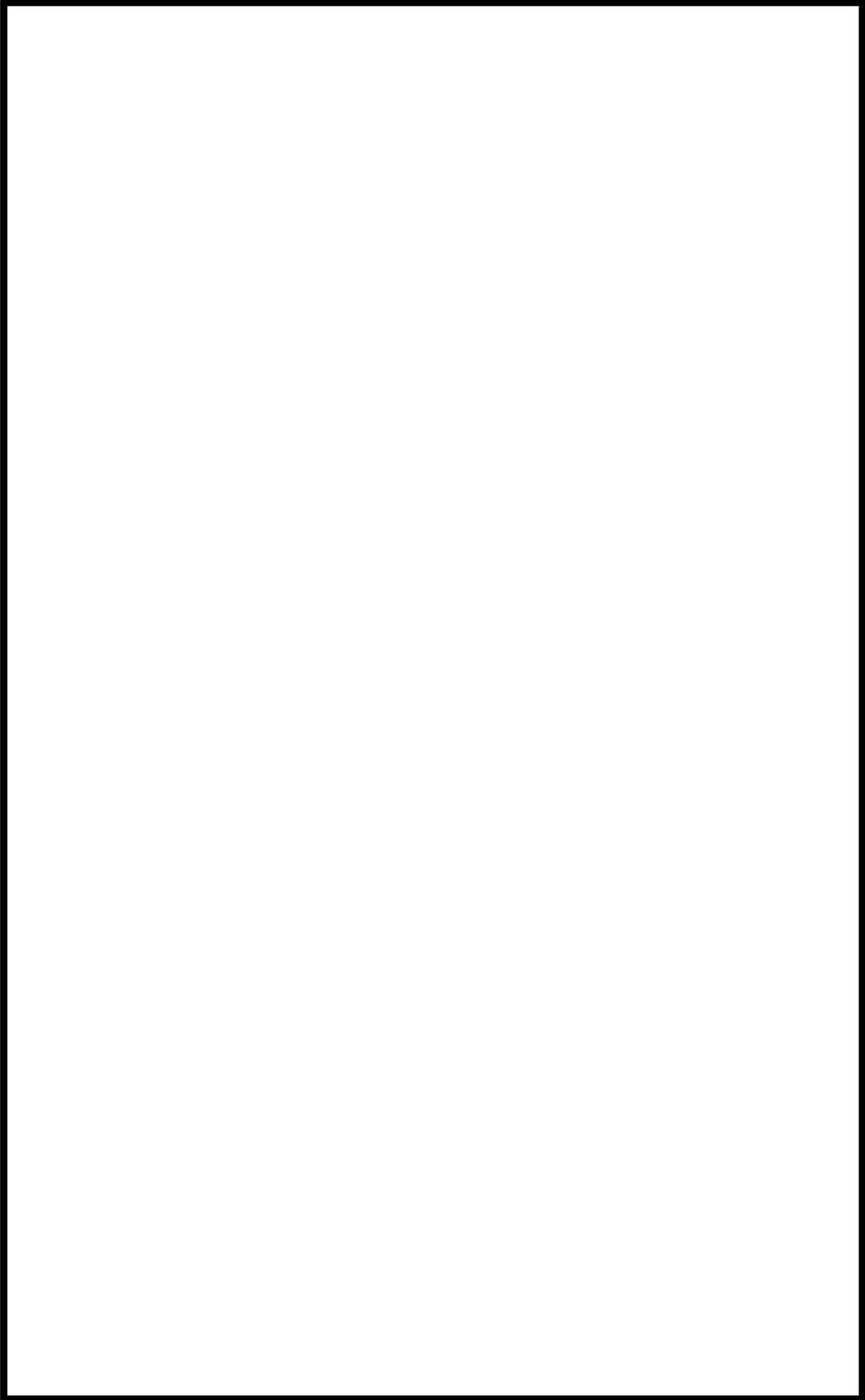
(注2) : 原子炉容器内及び原子炉格納容器内のFP割合と、炉心内蓄積FP量 (線源強度) の時間変化を考慮して線源強度 (eV) を算出する。得られた線源強度とG値 (分子/100eV) を用いて、水素発生率を評価している。

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。

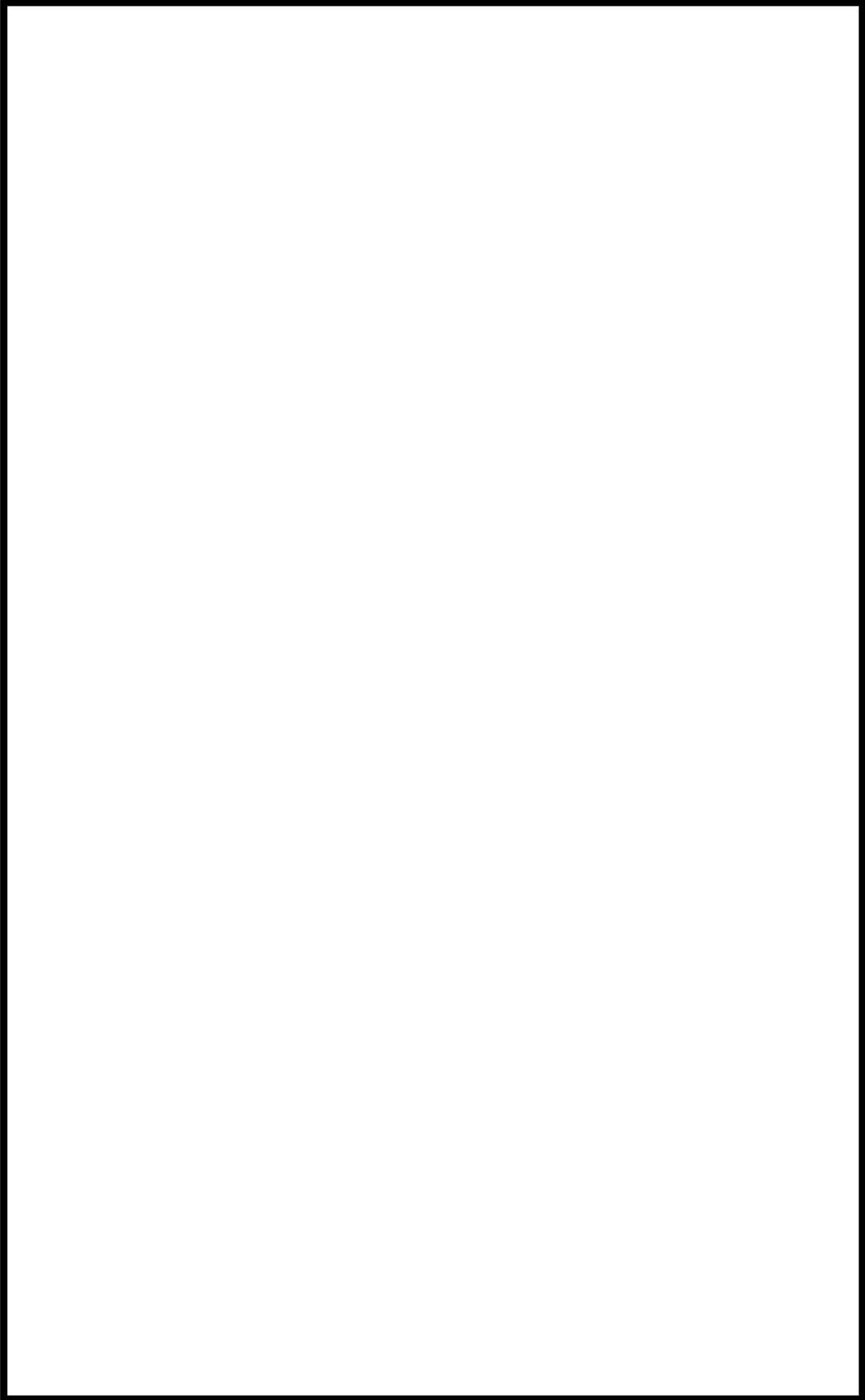
第1表 評価条件一覧 (2/2)

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。

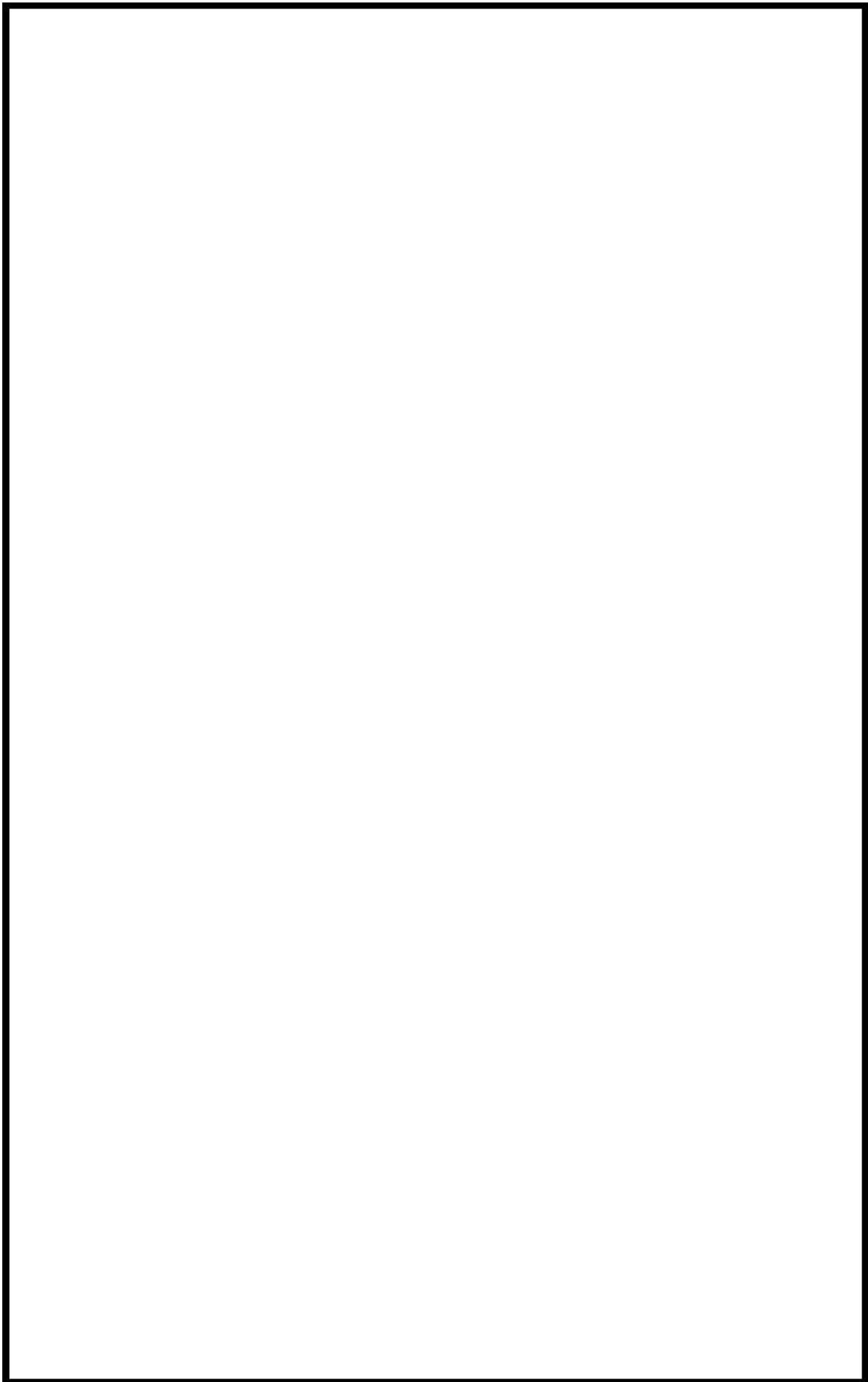
53-11 アクセスルート図



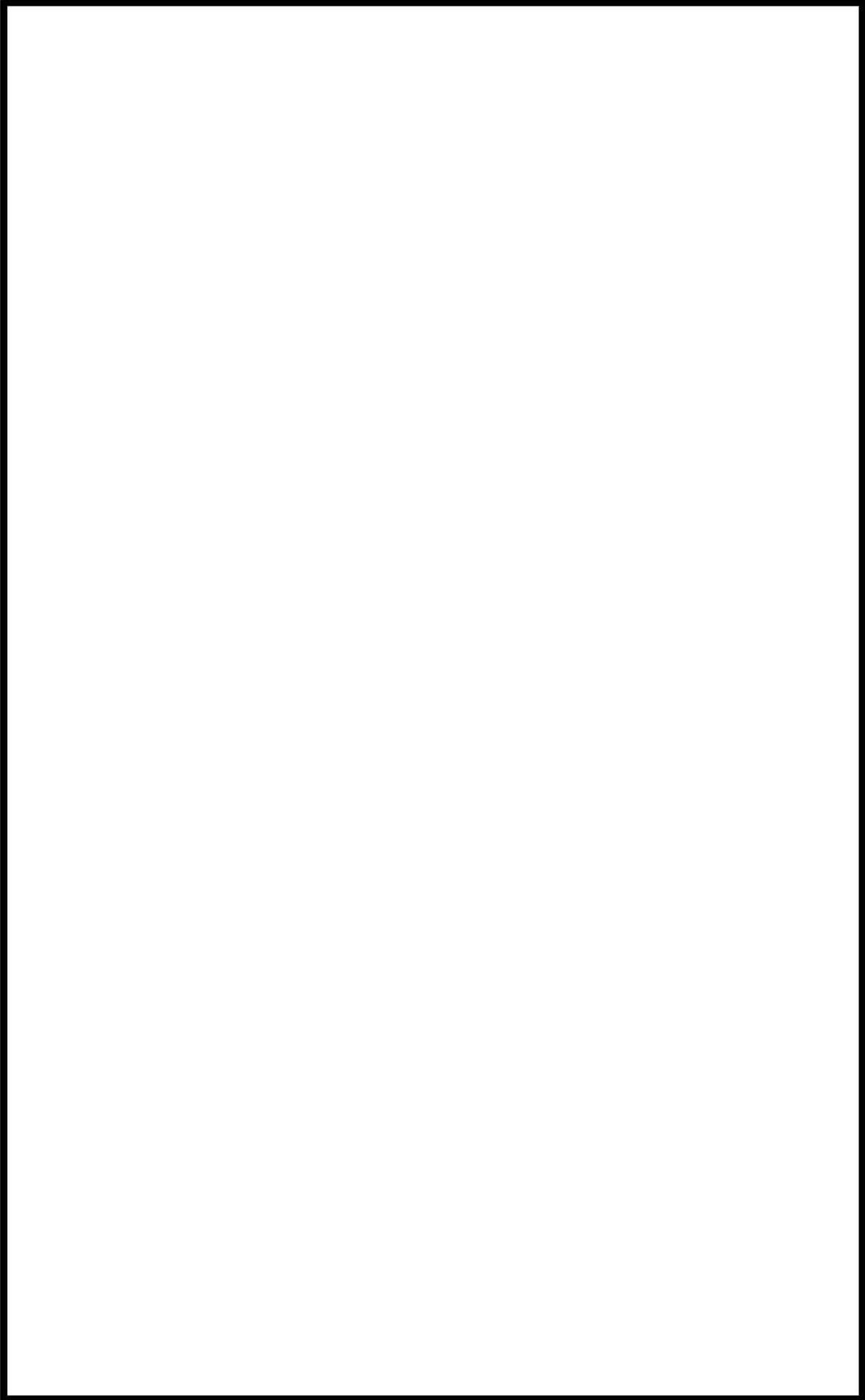
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



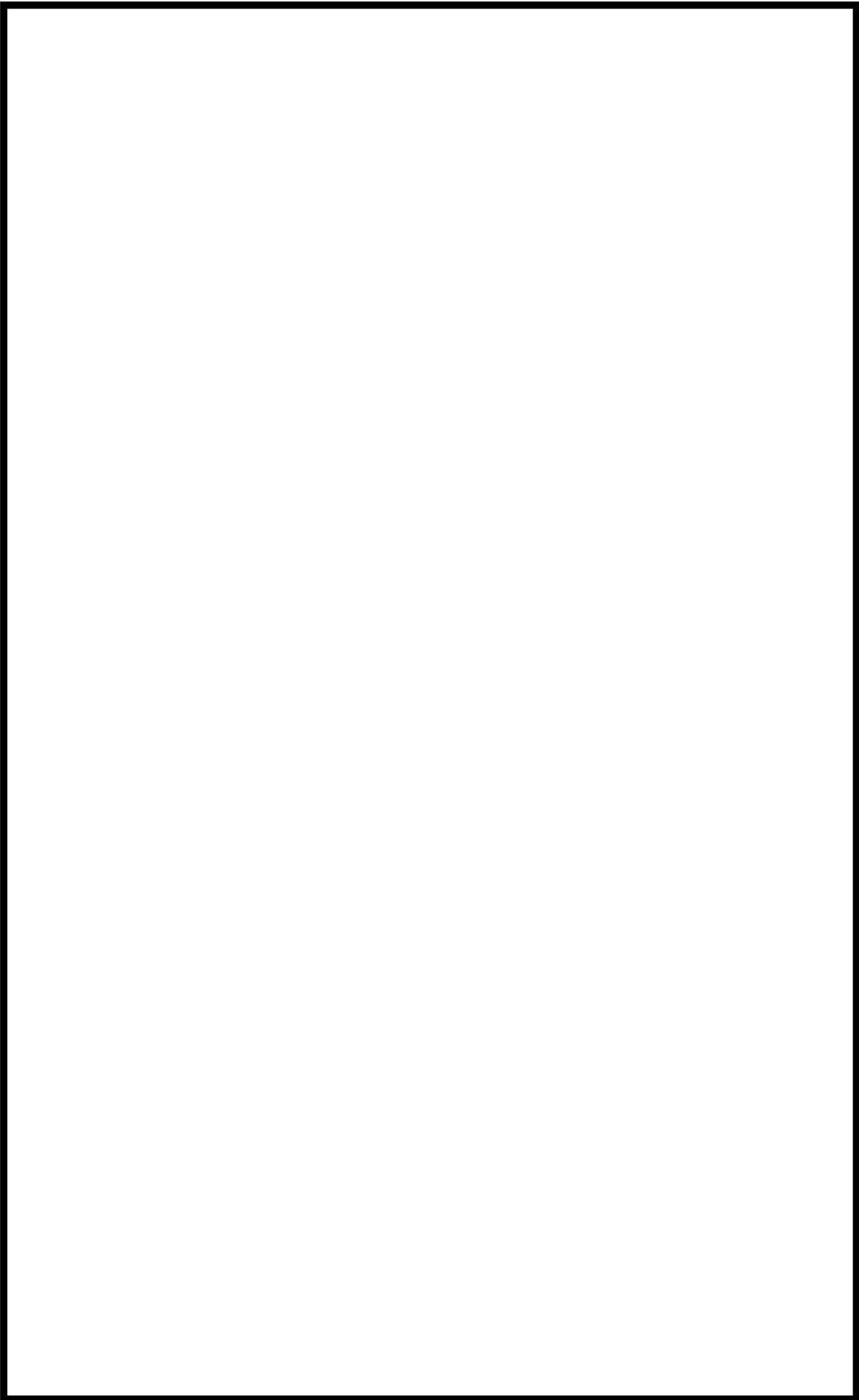
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



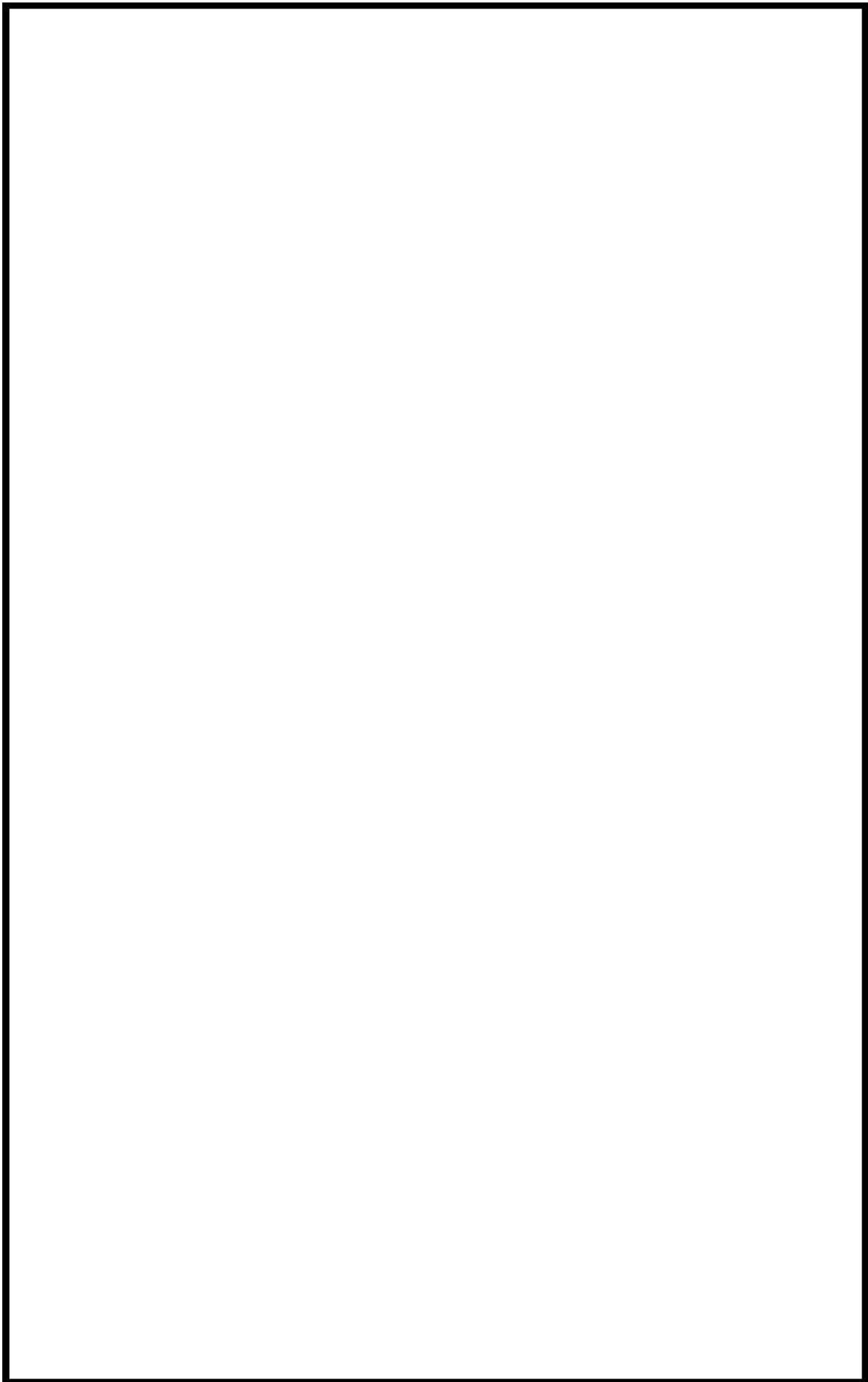
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



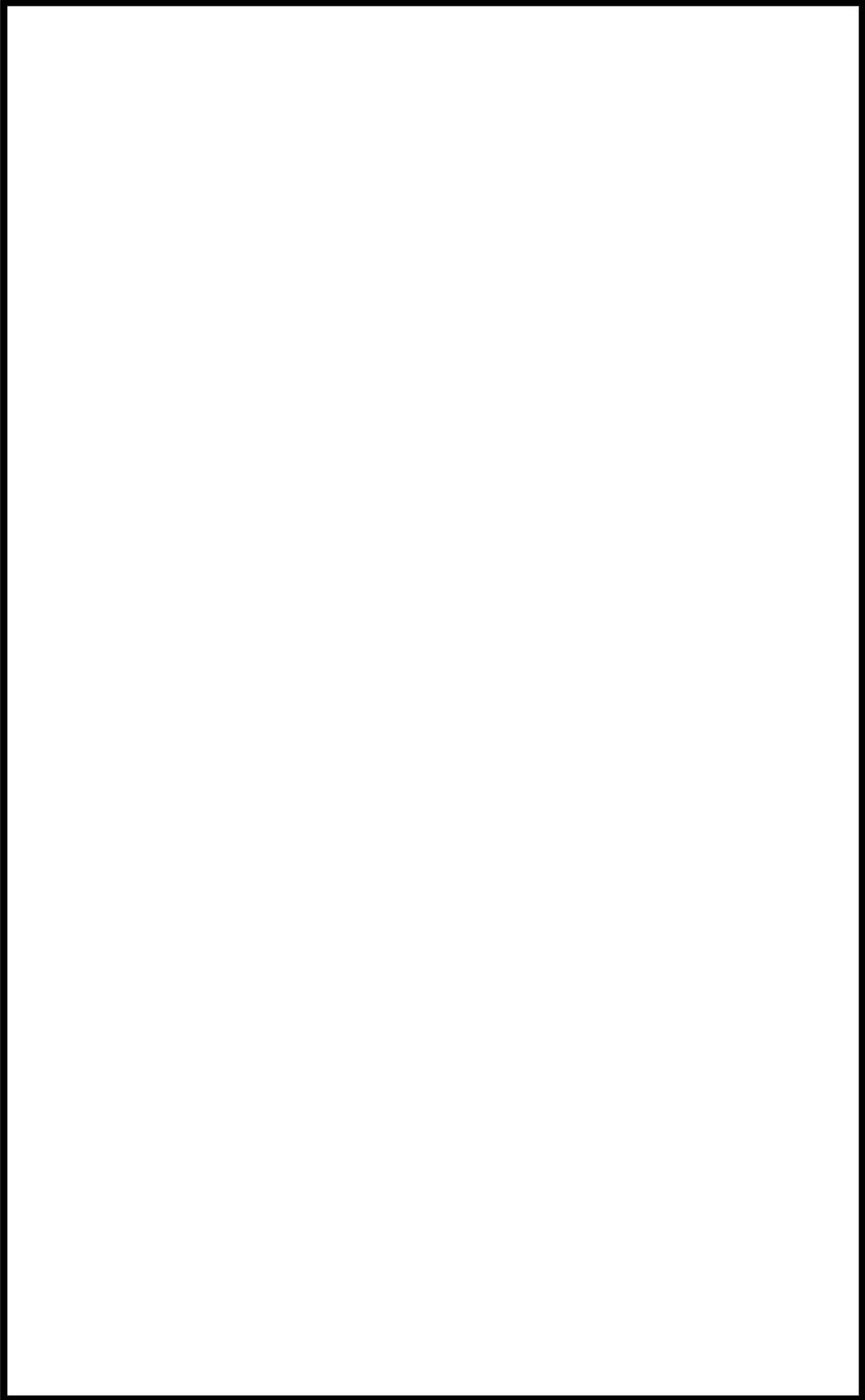
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



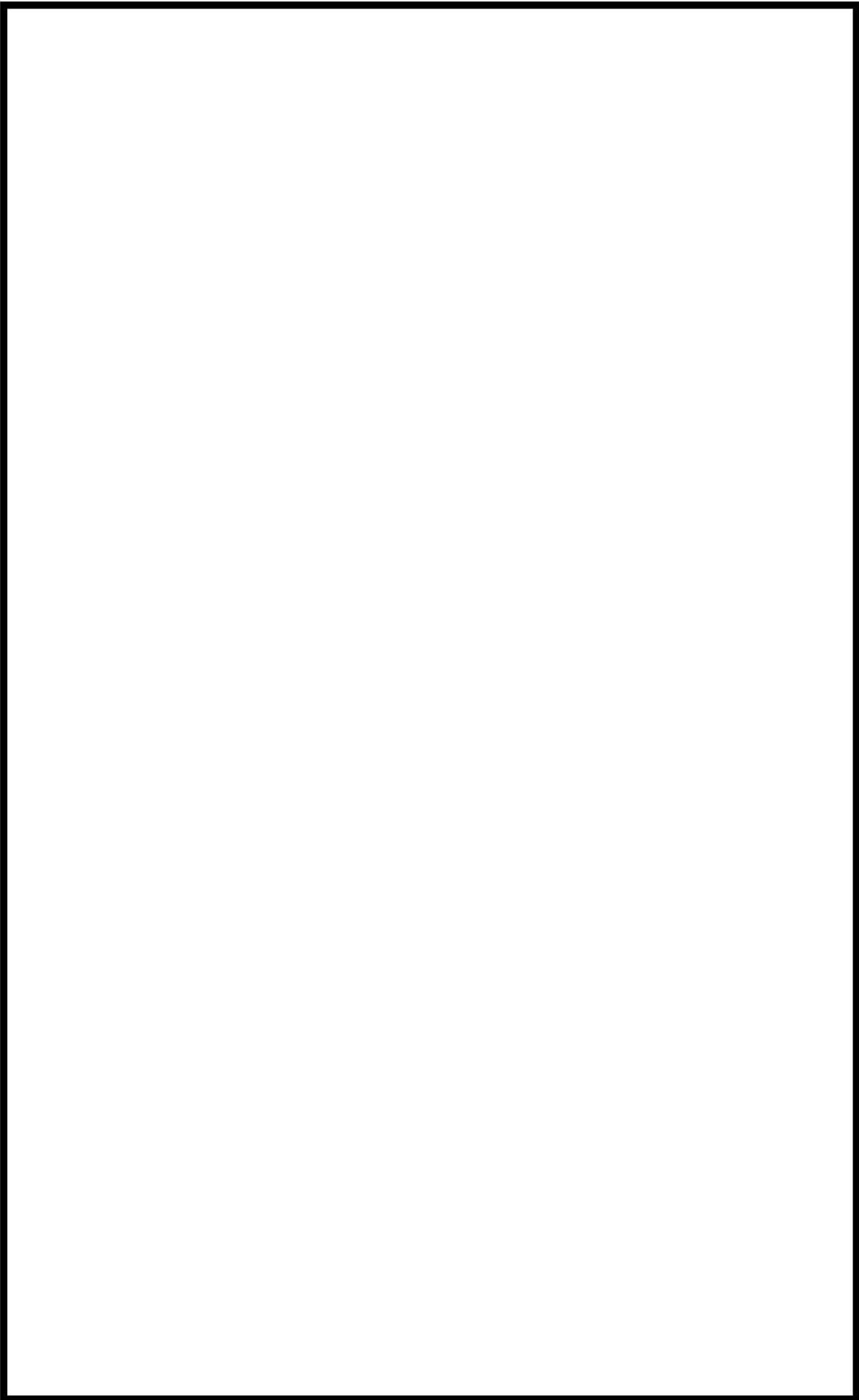
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 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.6.0
提出年月日	令和5年5月31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5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	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	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	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(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も可能)	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)	-	-
			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(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]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へのスプレイ】 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へのスプレイ】 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へのスプレイ】 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へのスプレイ】 その他 (SFP全面にスプレイすることで、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へのスプレイ】 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へのスプレイ】 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		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]54-8 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]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	【FH/Bへの放水】 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]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	【FH/Bへの放水】 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	【FH/Bへの放水】 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	【FH/Bへの放水】 その他 (放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱棟等に放水できる容量) (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]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	【FH/Bへの放水】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	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	【FH/Bへの放水】 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		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]54-8 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]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	【FH/Bへの放水】 現場操作 (運搬設置：車両により運搬可能な設計、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]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) (外観の確認が可能)	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	【FH/Bへの放水】 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	【FH/Bへの放水】 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	【FH/Bへの放水】 その他 (放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱棟等に放水できる容量) (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]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	【FH/Bへの放水】 緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋外	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	【FH/Bへの放水】 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	

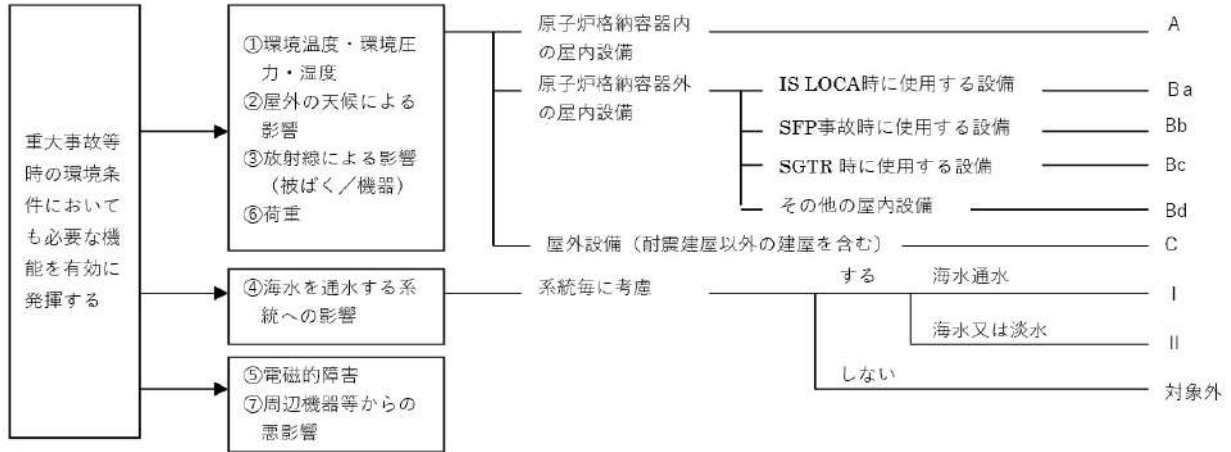
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

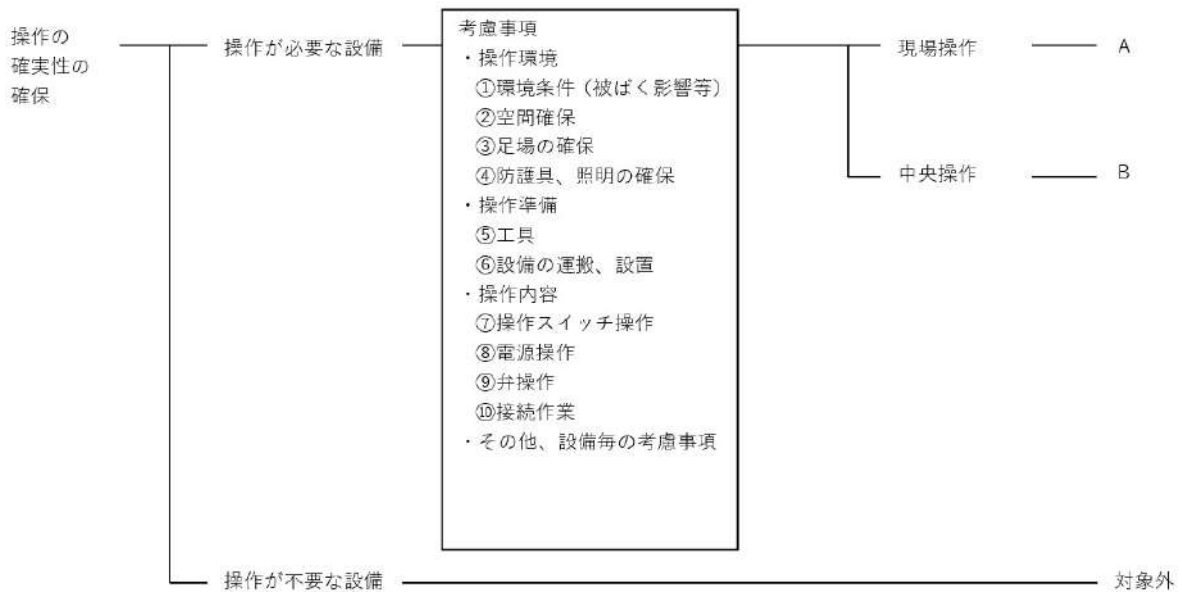
第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備		使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	類型化区分	関連資料			
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/N以外の屋内-SFP事故時に使用 (原子炉建屋又は原子炉補助建屋) 屋外	B b C	[補足説明資料]54-2 配置図	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-		
			海水	対象外(海水を通水しない)	/		
			電磁波	(機能が損なわれない)	-		
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-		
	第2号	操作性	【SFPの監視】 現場操作 (運搬設置:人力により運搬,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 A⑧	[補足説明資料]54-2 配置図 [補足説明資料]55-4 系統図		
			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線源校正が可能)	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	悪影響防止	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	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)		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。

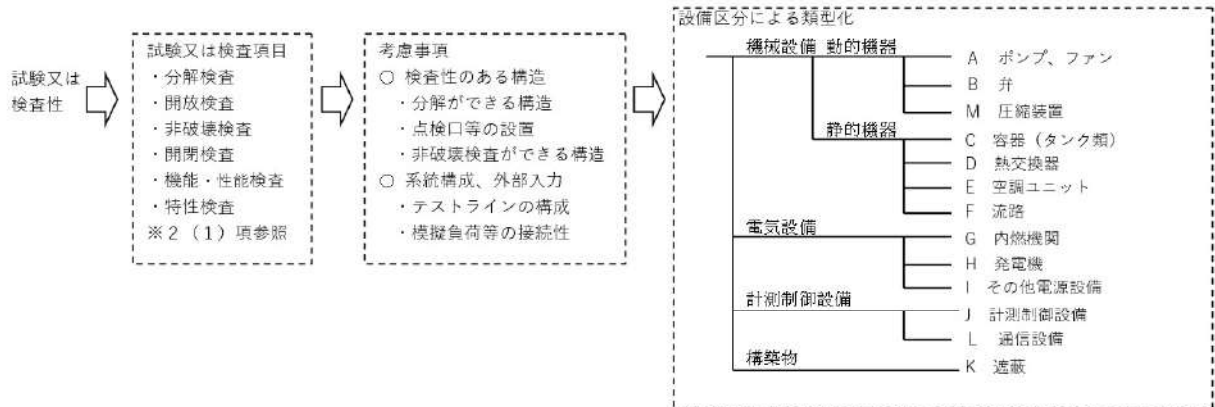
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



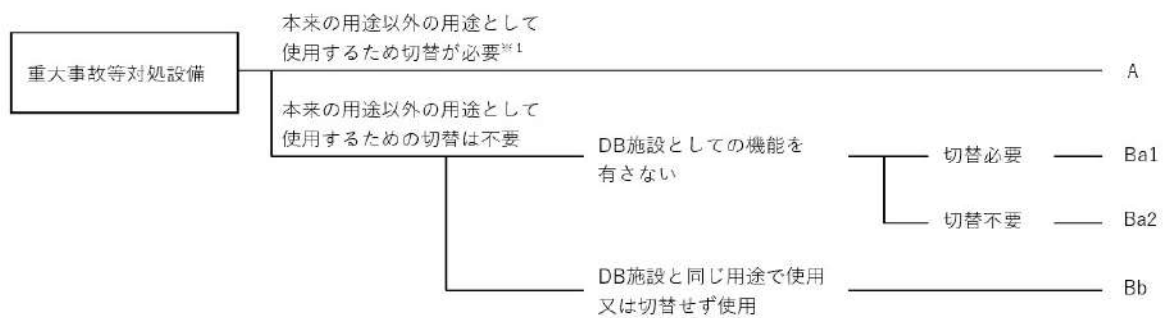
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



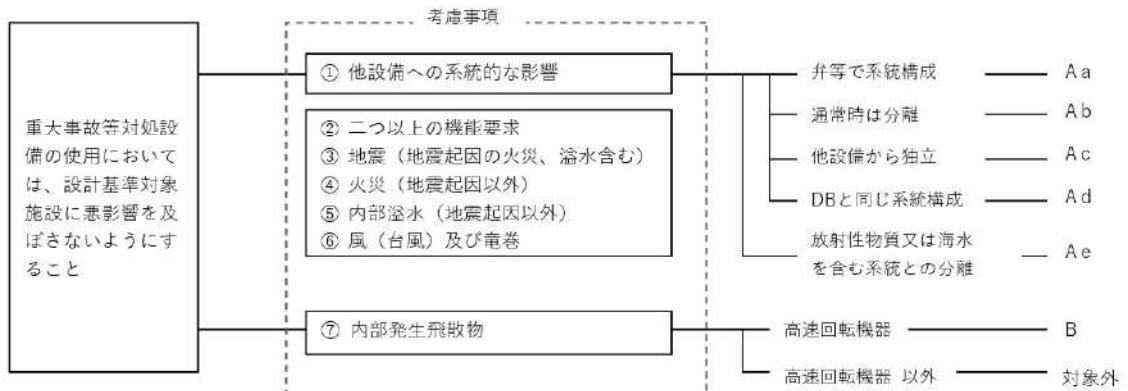
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



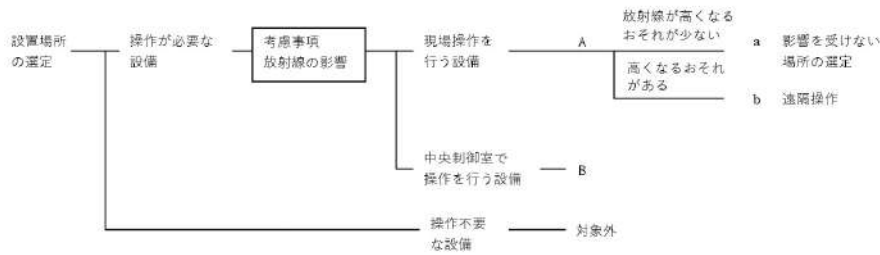
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



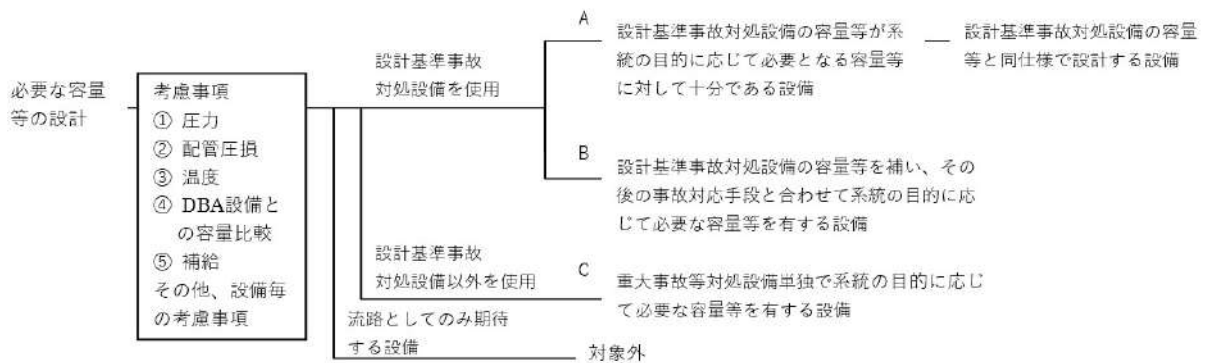
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
常設重大事故等対処設備の容量等について



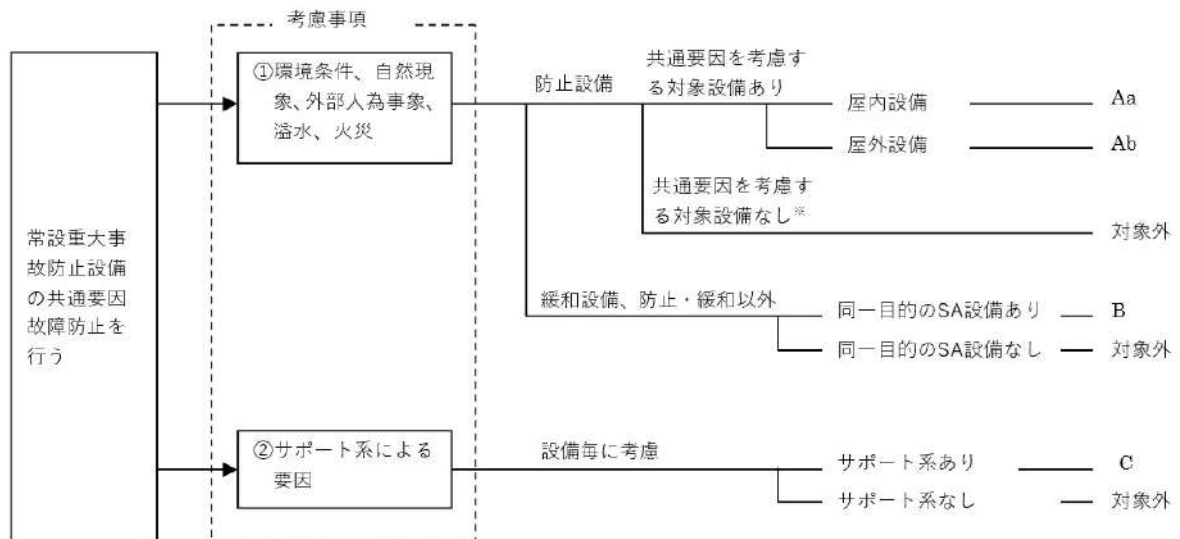
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



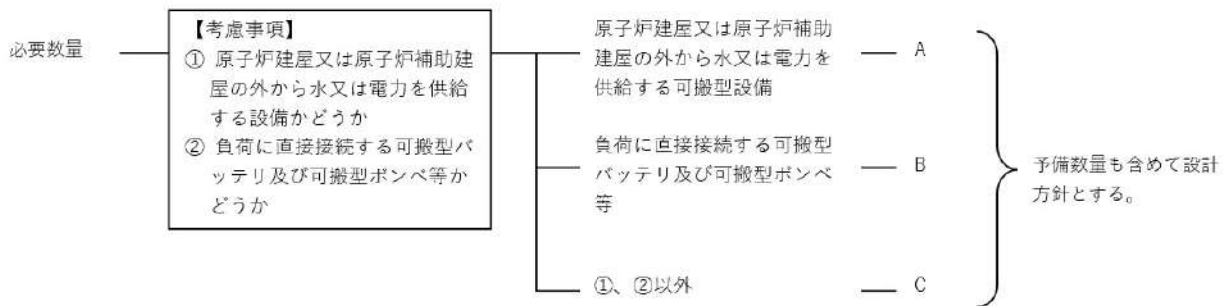
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

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。	-	

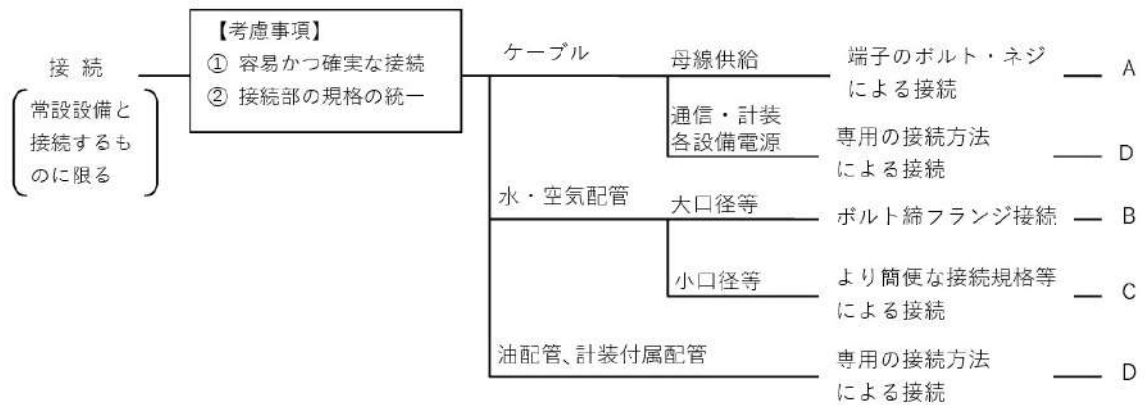
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



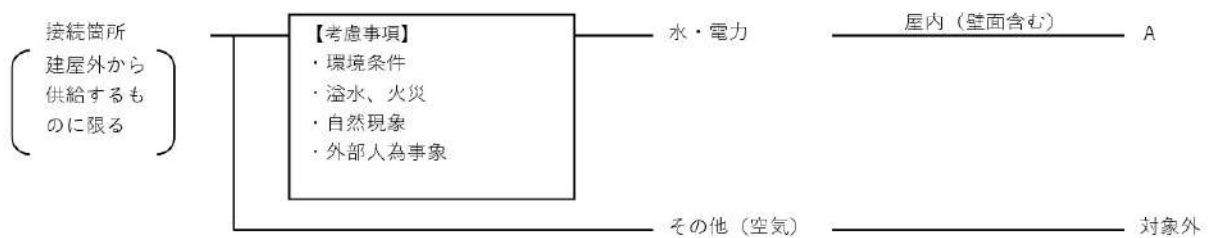
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



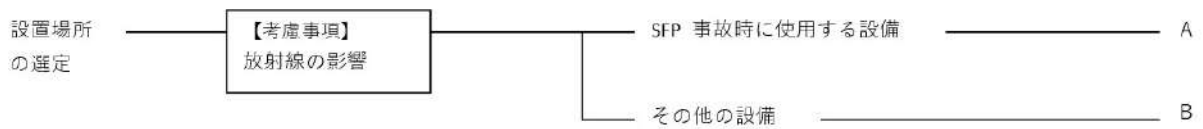
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



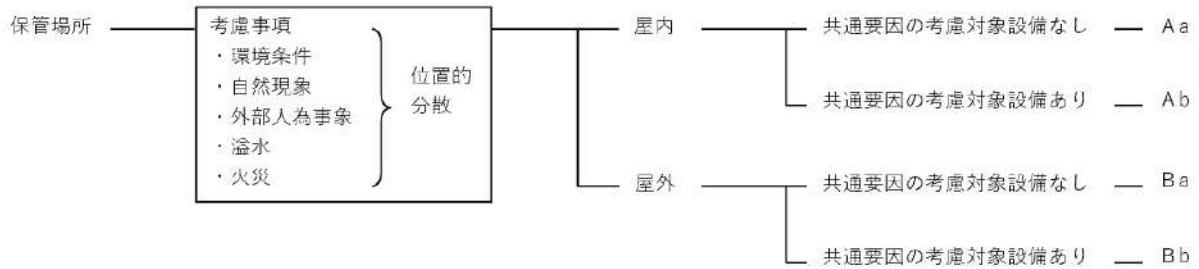
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 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



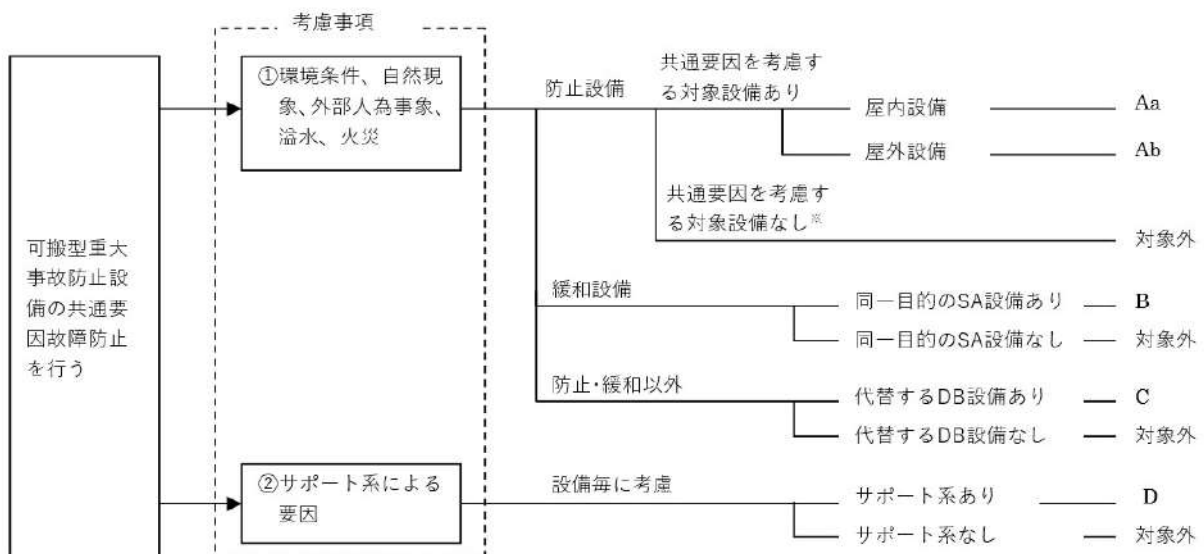
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 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

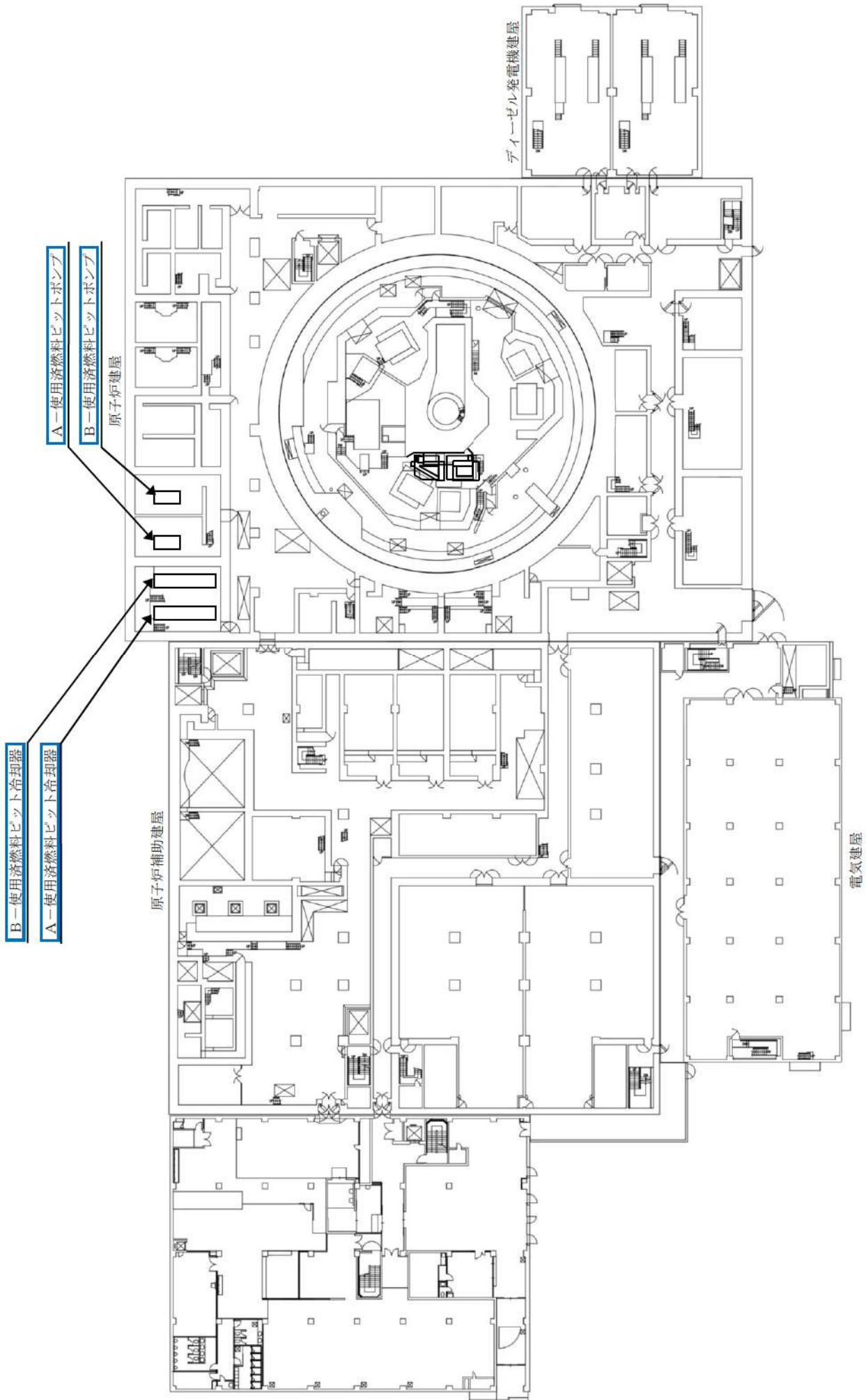


5 4 - 2 配置図

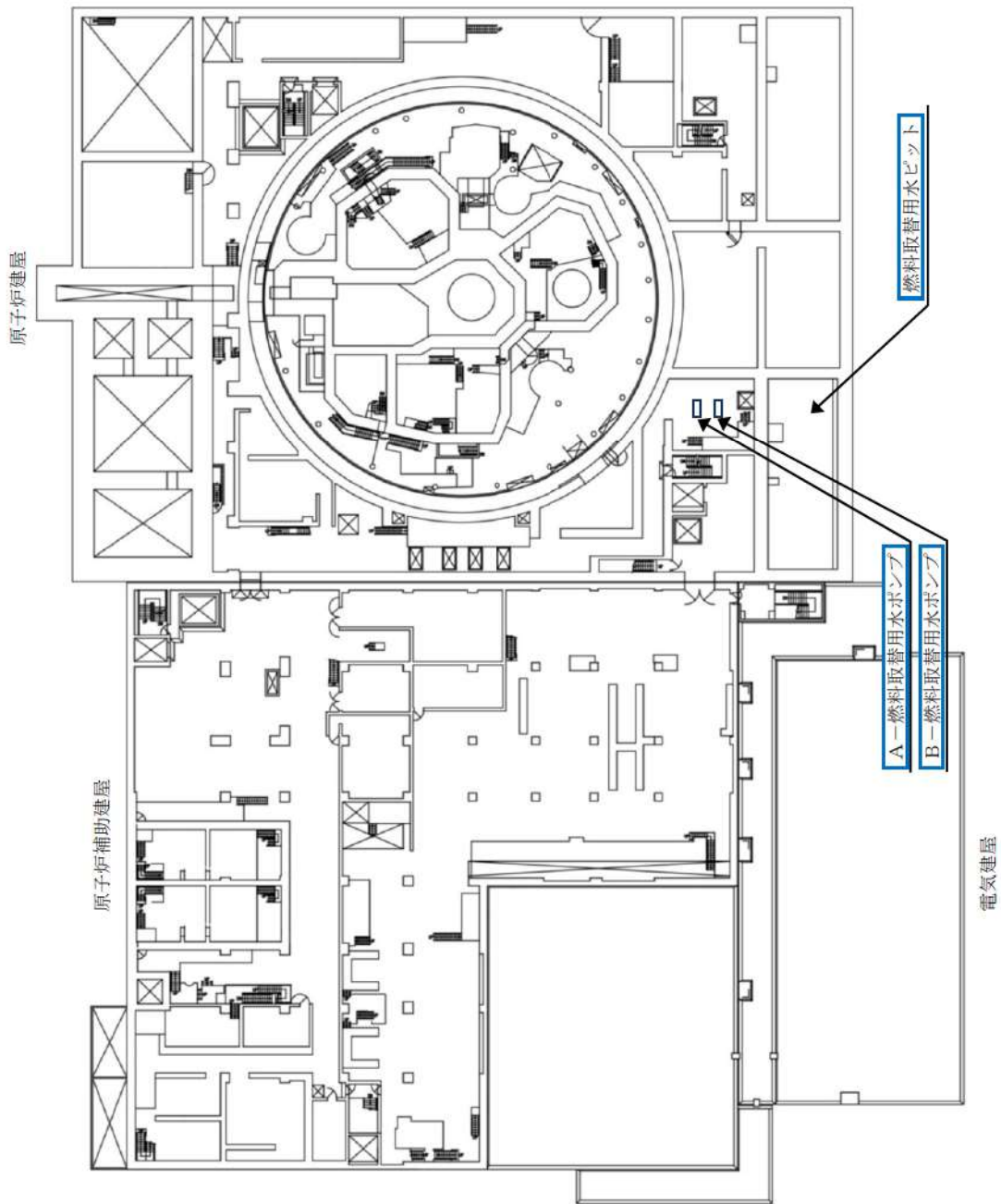
凡例

 : 設計基準事故対処設備等

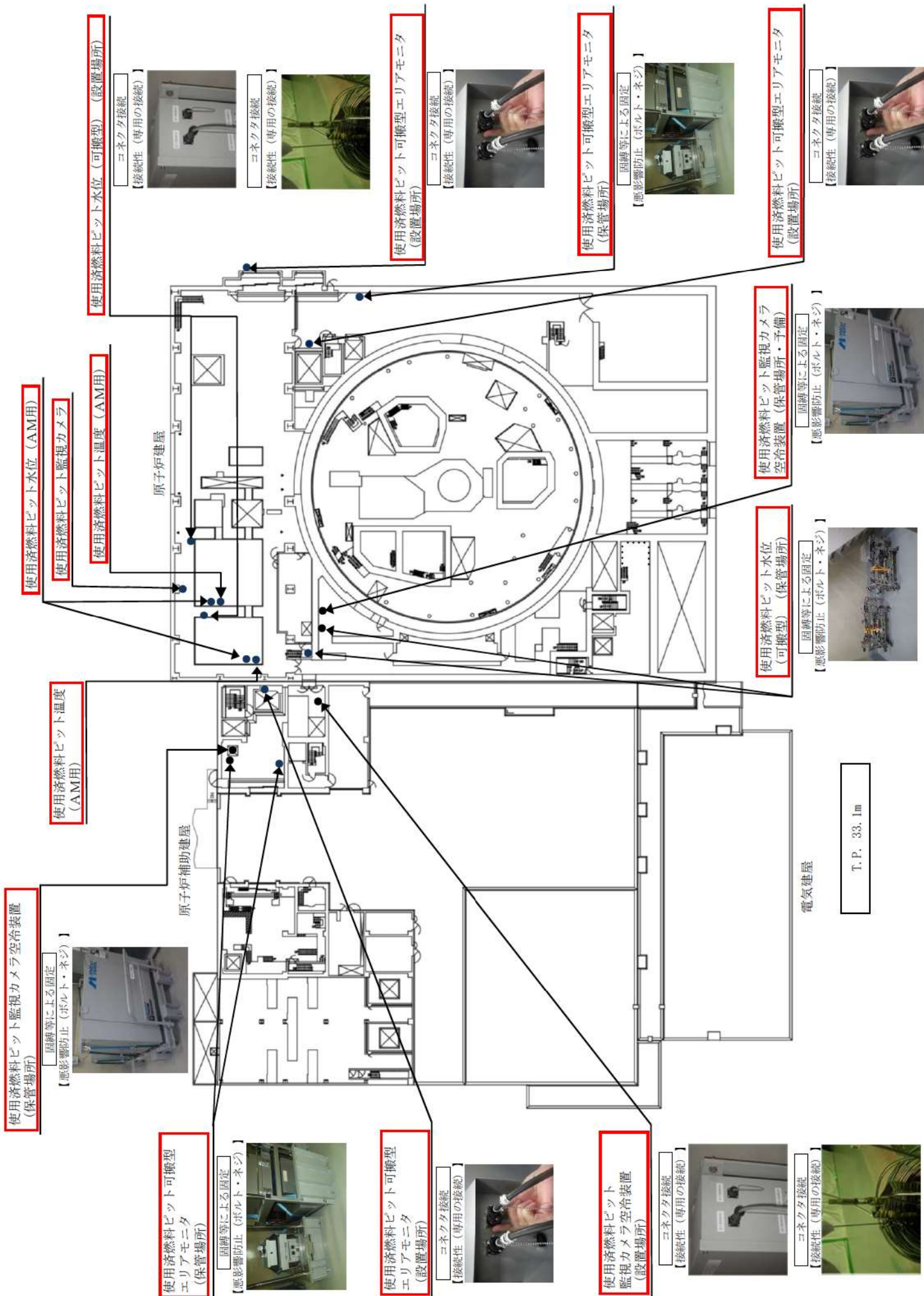
 : 重大事故等対処設備



T.P. 10.3 m



T.P. 24.8m



使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置
(保管場所)

【固縛等による固定
（悪影響防止（ボルト・ネジ））】



使用済燃料ピット可搬型
エリアモニタ
(保管場所)

【固縛等による固定
（悪影響防止（ボルト・ネジ））】



使用済燃料ピット可搬型
エリアモニタ
(設置場所)

【コネクタ接続
（接続性（専用の接続））】



使用済燃料ピット
監視カメラ空冷装置
(設置場所)

【コネクタ接続
（接続性（専用の接続））】



【コネクタ接続
（接続性（専用の接続））】



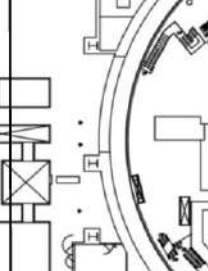
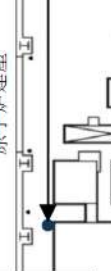
使用済燃料ピット水位 (AM用)

【使用済燃料ピット監視カメラ
(AM用)】

【使用済燃料ピット温度 (AM用)】

【使用済燃料ピット水位 (可搬型) (設置場所)】

【コネクタ接続
（接続性（専用の接続））】



使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ
(設置場所)

【コネクタ接続
（接続性（専用の接続））】



使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ
(保管場所)

【固縛等による固定
（悪影響防止（ボルト・ネジ））】



使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ
(設置場所)

【コネクタ接続
（接続性（専用の接続））】



使用済燃料ピット監視カメラ
空冷装置 (保管場所・予備)

【固縛等による固定
（悪影響防止（ボルト・ネジ））】



使用済燃料ピット水位
(可搬型) (保管場所)

【固縛等による固定
（悪影響防止（ボルト・ネジ））】



電気建屋


T.P. 33. 1m

5 4 - 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。



 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。
54-3-8



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。

54-3-10




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。

54-3-12



 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。
54-3-13



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	原子炉建屋 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	—

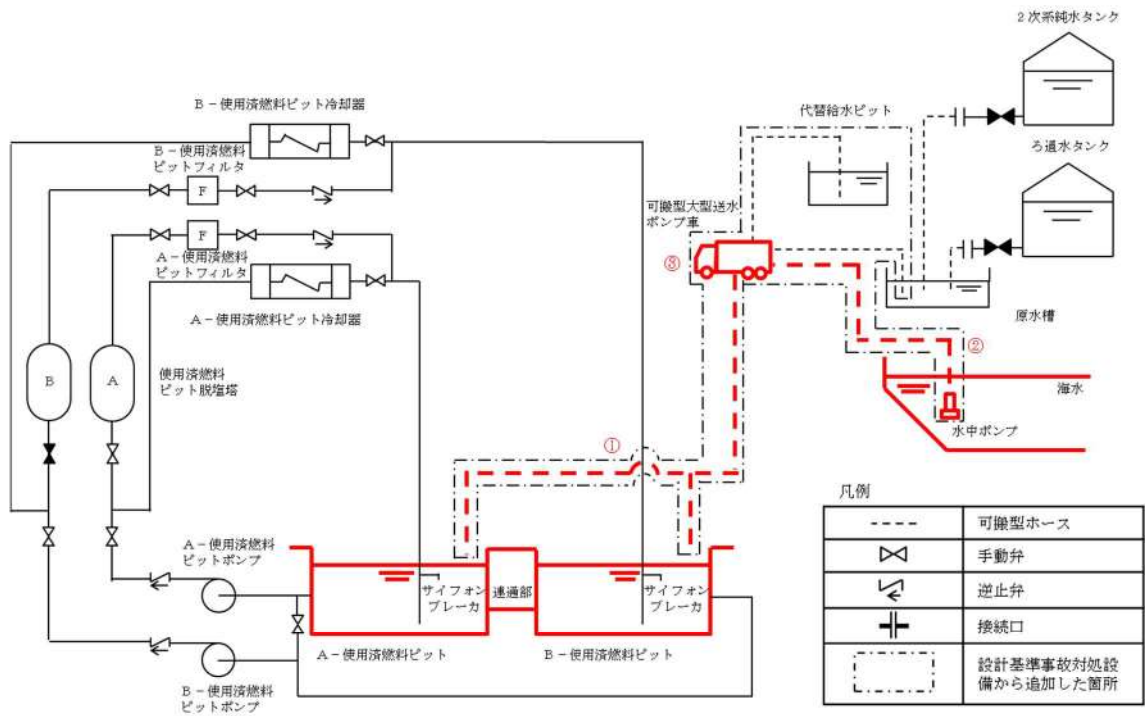


図 54-4-1 使用済燃料ピットへの注水

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	原子炉建屋 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	—

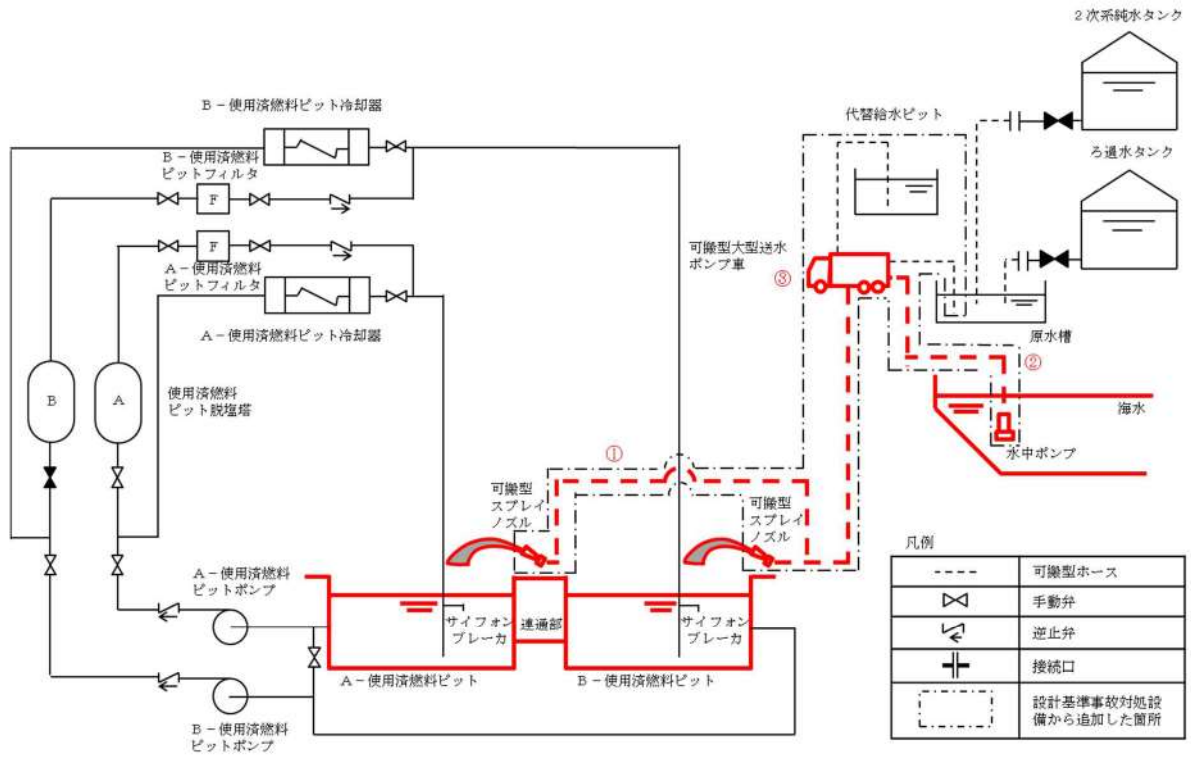


図 54-4-2 使用済燃料ピットへのスプレー

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	ホース	ホース接続	屋外	接続操作	—
③	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

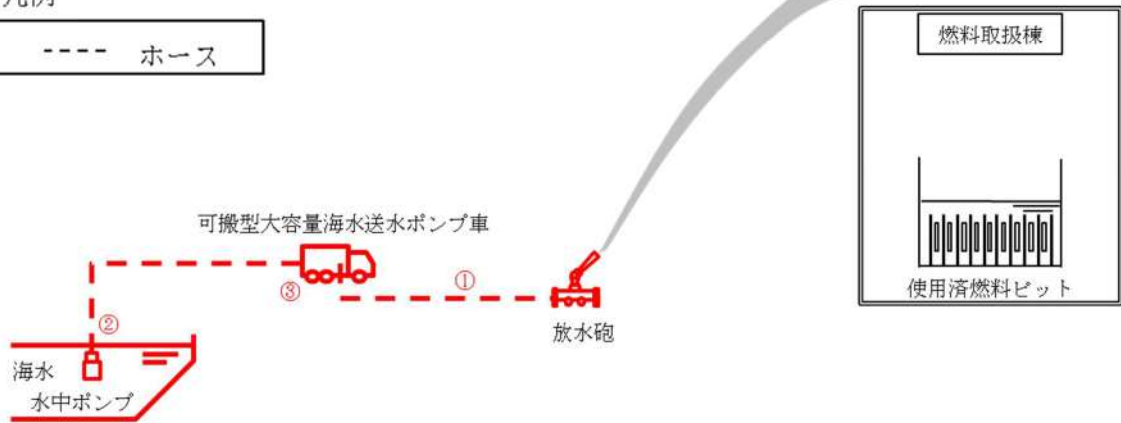


図 54-4-3 燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

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	原子炉建屋 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 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 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 33.1m	スイッチ操作	—

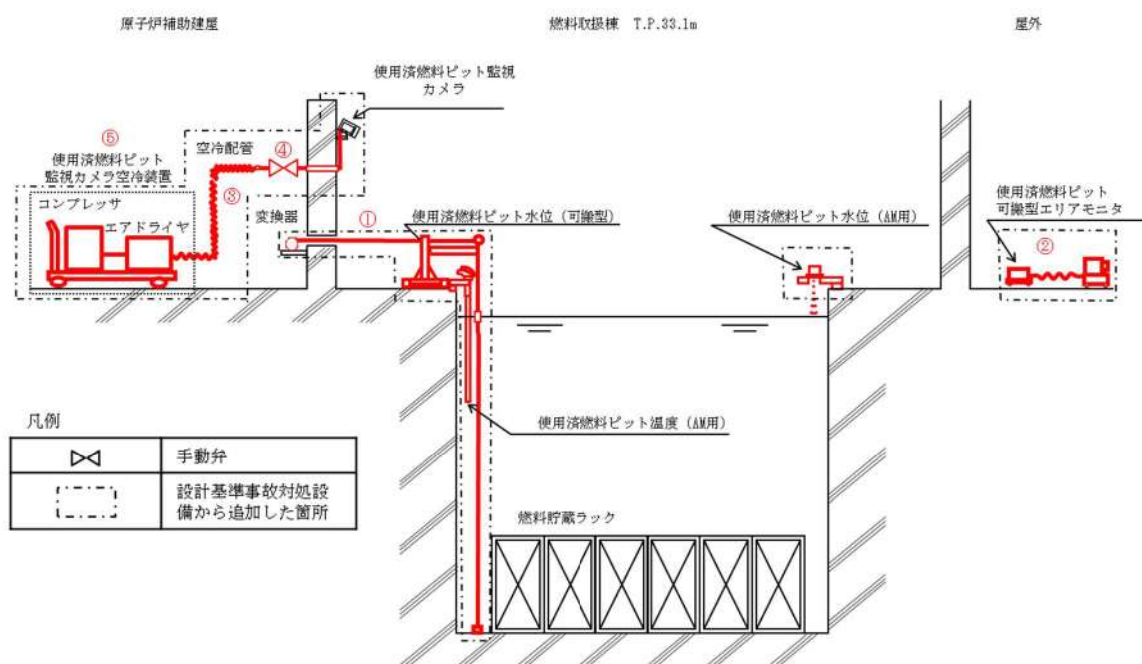


図 54-4-4 使用済燃料ピットの監視

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。

		変更前	変更後
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

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。

		変更前	変更後
名称		-	可搬型スプレイノズル
最高使用圧力	MPa		□
最高使用温度	℃		□
個数	個		□
外径	mm		□
<p>【設定根拠】</p> <p>(概要)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>□</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。

		変更前	変更後	
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

□ 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。

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。

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。

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 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 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 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 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 \square

公称値については、要求される最大容量 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ を上回る \square

を \square

\square

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 $\square \text{ MPa}$ 以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力 $\square \text{ MPa}$ 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 \square 制限していることから、その制限値である $\square \text{ MPa}$ とする。

\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。

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。

泊発電所3号炉

使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する
説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	1
2. 基本方針	2
2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度及び 使用済燃料ピット水位の計測	2
2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度及び 使用済燃料ピット水位等の計測	2
3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成	4
3.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度及び 使用済燃料ピット水位の計測	5
3.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度及び 使用済燃料ピット水位等の計測	7
3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の 計測結果の記録及び保存	16
3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	18
4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び 警報動作範囲	19
4.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度, 使用済燃料ピット水位の計測範囲及び警報動作範囲	19
4.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度, 使用済燃料ピット水位等の計測範囲及び警報動作範囲	21

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 34 条及び第 47 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる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の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成、計測範囲、警報動作範囲について説明するとともに、技術基準規則第 69 条及びその解釈に関わる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の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明するとともに、技術基準規則第 69 条及びその解釈に関わる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の温度及び水位を監視する装置の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの給電及び使用済燃料ピットの状態を監視するカメラの構成、構造、取付箇所についても説明する。

なお、使用済燃料貯蔵槽の漏えいを監視する装置に関しては、要求事項の変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成、計測範囲、警報動作範囲、計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測、重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成、計測範囲、計測結果の記録及び代替電源設備からの給電並びに使用済燃料ピットの状態を監視するカメラの構成、構造及び取付箇所について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位の計測

技術基準規則第 34 条「計測装置」及びその解釈の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵槽の水温及び水位の監視に必要な設備として、使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位を設け、使用済燃料ピットの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下が計測可能な設計とし、計測結果は表示し、確実に記録用計算機にて継続的に記録し、定期的に帳票に印刷して保存できる設計とする。また、外部電源が喪失した場合でも非常用所内電源からの電源供給によりこれらを計測することができる設計とする。

技術基準規則第 47 条「警報装置等」及びその解釈の要求事項に基づき、使用済燃料ピットの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を設け、使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位の計測値が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発信する設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位等の計測

技術基準規則第 69 条「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及びその解釈に基づき、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時^(注)に使用済燃料ピットの監視に必要な設備として、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監視カメラを設け、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計測可能な設計とするとともに、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監視カメラの計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。

使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピット及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、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中央制御室で監視できる設計とする。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下でも使用済燃料ピットの状態及び使用済燃料ピットの水温の傾向を監視できるよう赤外線機能を有する設計とする。

これらの計測装置及び使用済燃料ピットエリア監視カメラは、交流又は直流電源が必要な場合に、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設

計とする。

(注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

- a. 「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の解釈」第 37 条及び 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故 1 (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) 及び想定事故 2 (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) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 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

3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の検出器から計測結果の指示又は表示，記録及び警報装置に至るシステム構成を「3.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位の計測」及び「3.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位等の計測」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の計測結果の表示，記録及び保存については，「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」にとりまとめる。

また，設計基準対象施設の外部電源が喪失した場合の非常用所内電源からの電源供給及び重大事故等対処設備の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

3.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位の計測

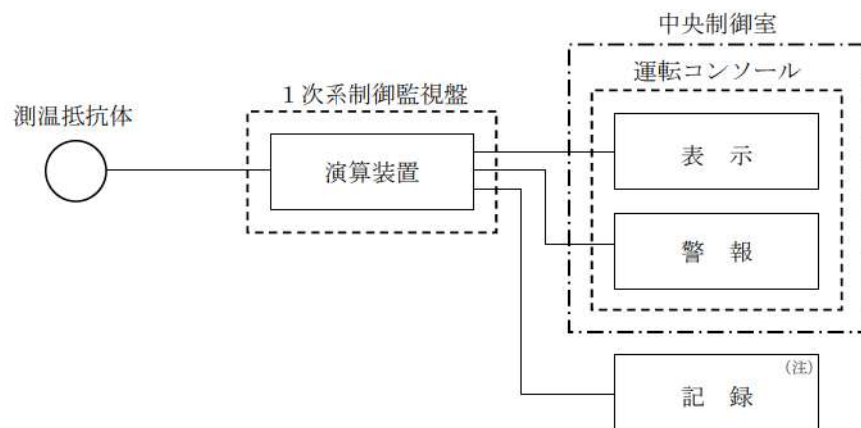
(1) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は設計基準対象施設としての機能を有しており、設計基準対象施設として2個設置する。使用済燃料ピット温度の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を1次系制御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を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

(第1図「使用済燃料ピット温度の概略構成図」参照)

また、1次系制御監視盤内の演算装置にて、警報設定値との比較を行い、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室内に警報(表示及びブザー鳴動)を発信する設計とする。

外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からE1-計装置用インバータを介した電源供給により、使用済燃料ピットの水温を計測することができる。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



(注) 記録用計算機

第1図 使用済燃料ピット温度の概略構成図

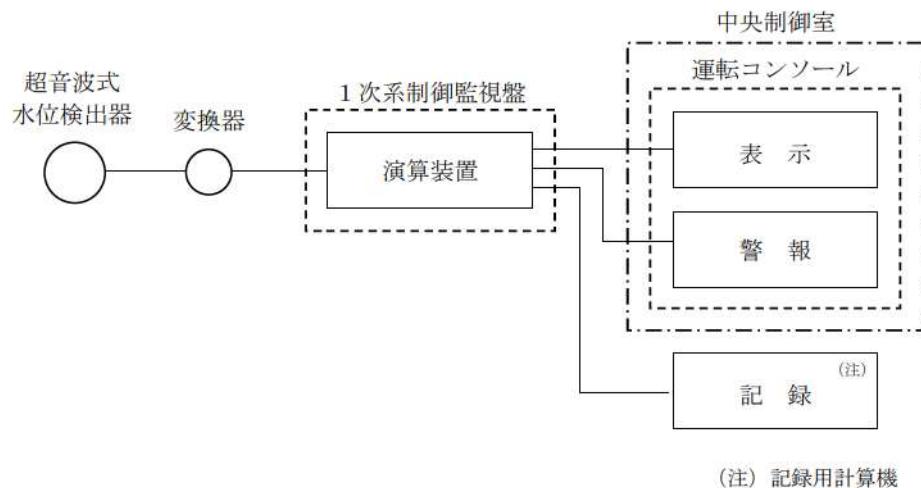
(2) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は設計基準対象施設としての機能を有しており、設計基準対象施設として2個設置する。使用済燃料ピット水位の検出信号は、超音波式水位検出器からの電流信号を1次系制御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を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

(第2図「使用済燃料ピット水位の概略構成図」参照)

また、1次系制御監視盤内の演算装置にて、警報設定値との比較を行い、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室内に警報(表示及びブザー鳴動)を発信する設計とする。

外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からE1-計装用インバータを介した電源供給により、使用済燃料ピットの水位を計測することができる。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



第2図 使用済燃料ピット水位の概略構成図

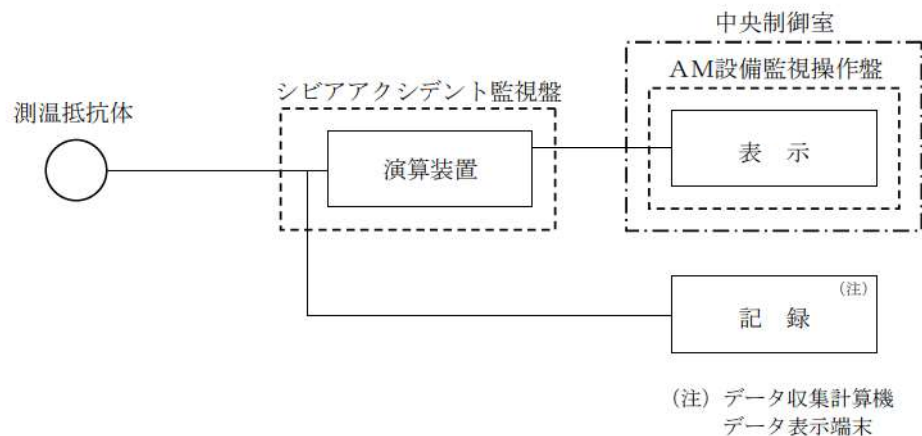
3.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位等の計測

(1) 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としての機能を有しており，重大事故等対処設備として 2 個設置する。使用済燃料ピット温度（AM用）の検出信号は，測温抵抗体からの抵抗値を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）を中央制御室に表示し，記録及び保存する。記録及び保存について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

（第 3 図「使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照）

直流電源が必要な場合，代替電源設備である代替非常用発電機から B-直流コントロールセンタを介して供給する。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



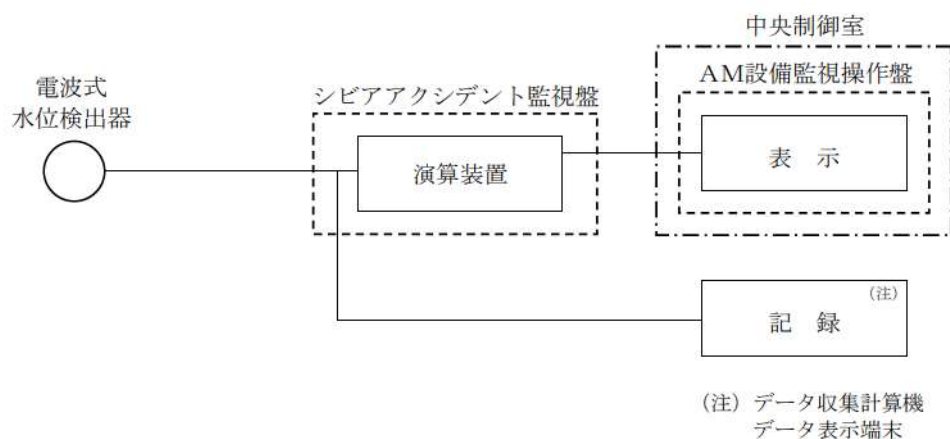
第 3 図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

(2) 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としての機能を有しており、重大事故等対処設備として 2 個設置する。使用済燃料ピット水位（AM用）の検出信号は、電波式水位検出器からの電流信号を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（AM用）を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

（第 4 図「使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照）

直流電源が必要な場合、代替電源設備である代替非常用発電機から B ー 直流コントロールセンタを介して供給する。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



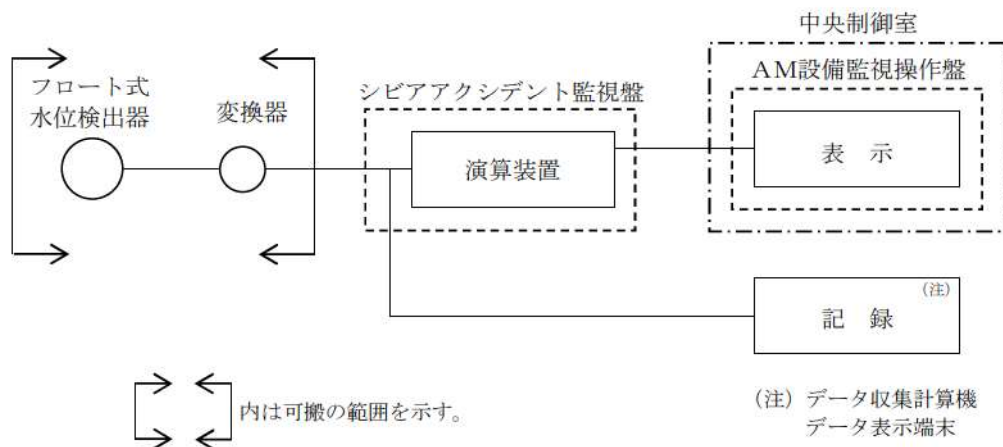
第 4 図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図

(3) 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、重大事故等対処設備として2個保管し、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予備1個を保管する。使用済燃料ピット水位（可搬型）の検出信号は、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロートの水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電気信号へ変換し、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を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

（第5図「使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図」参照）

直流電源が必要な場合、代替電源設備である代替非常用発電機からB-直流コントロールセンタを介して供給する。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



第5図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

(4) 使用済燃料ピット監視カメラ

a. 使用済燃料ピット監視カメラ

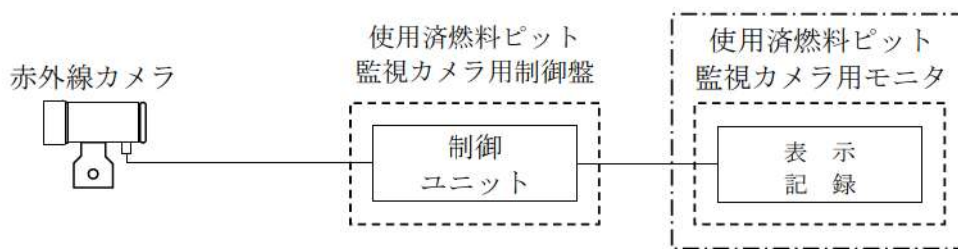
使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等対処設備としての機能を有しており、重大事故等対処設備として1個設置する。使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピット及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料ピットの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料ピットの状態及び水温の傾向が監視できるよう赤外線機能を有する設計とする。

使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室の使用済燃料ピット監視カメラ用モニタに表示する。映像の保存について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

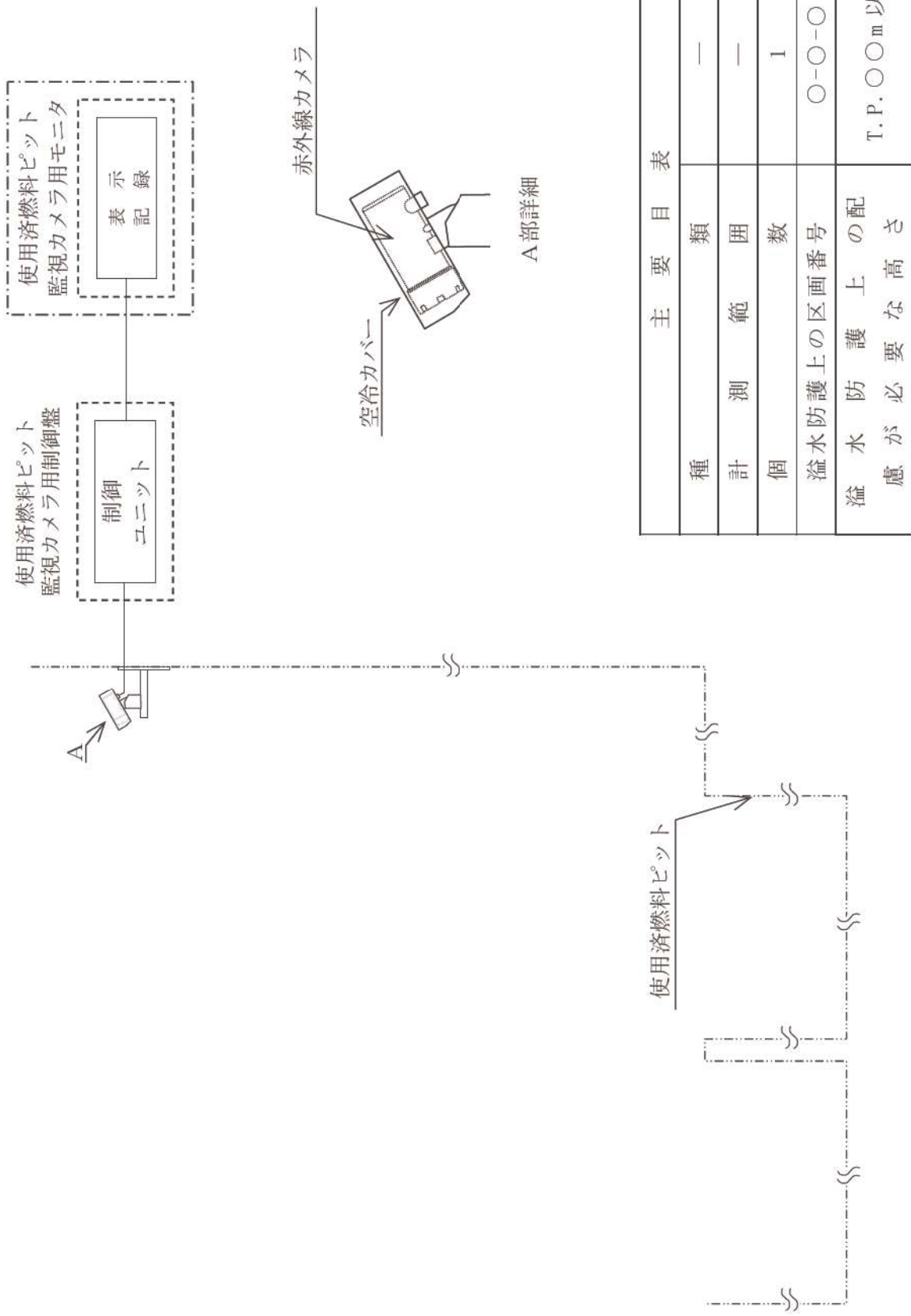
(第6図「使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)

交流電源が必要な場合、代替電源設備である代替非常用発電機からB1-計装用交流分電盤を介して供給する。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

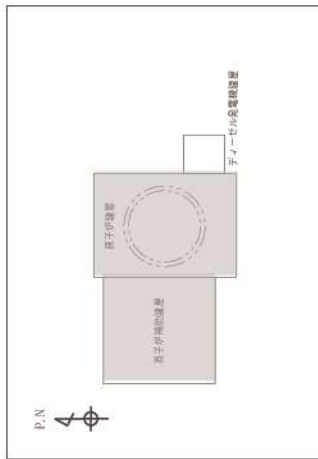
使用済燃料ピット監視カメラの構造並びに取付位置を第7図「使用済燃料ピット監視カメラの構造図」及び第8図「使用済燃料ピット監視カメラの取付位置を明示した図面」に示す。



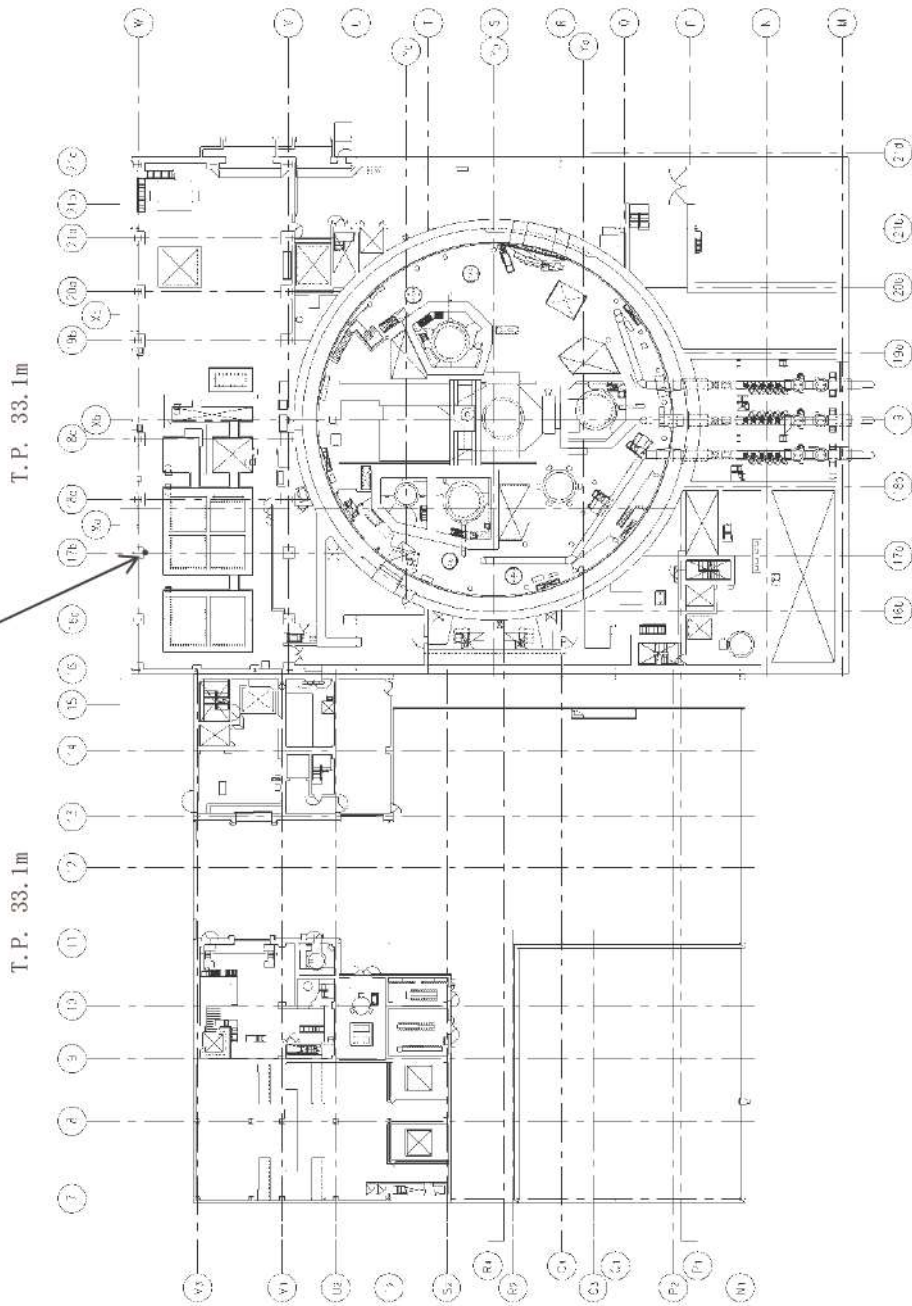
第6図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図



第7図 使用済燃料ピット監視カメラの構造図



使用済燃料ピット監視カメラ



第 8 図 使用済燃料ピット監視カメラの取付位置を明示した図面

b. 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置

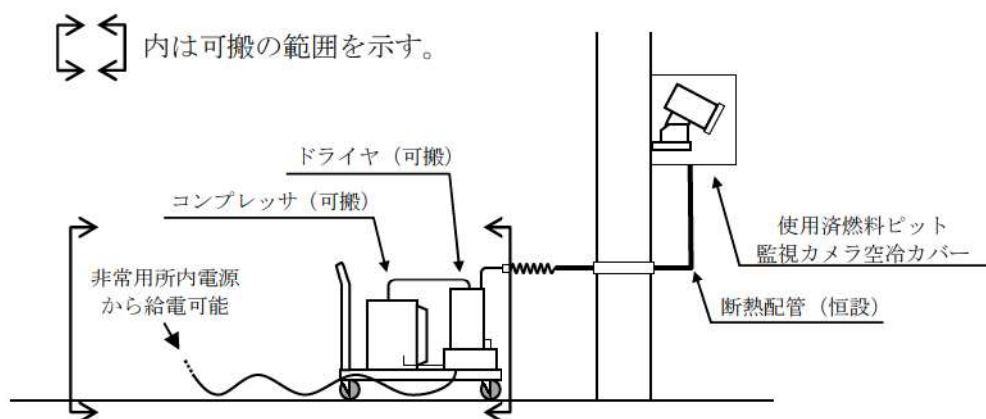
使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等対処設備として1個保管し、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保管する。使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、コンプレッサ、ドライヤ及び断熱ホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料ピット監視カメラの環境の悪化する箇所に設置された計器に空気を供給する。保有数は1セット1個と予備1セット1個を保管する設計とする。

(第9図「使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置構成図」参照)

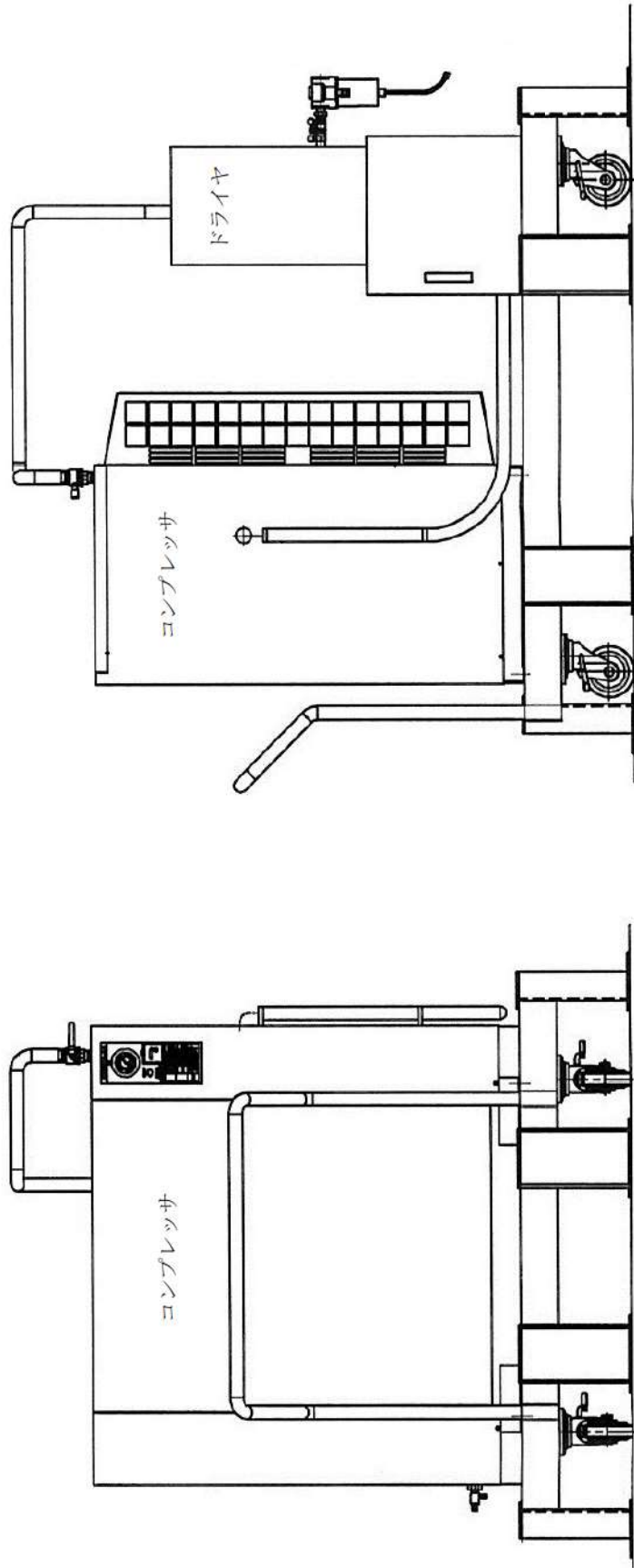
交流電源が必要な場合、代替電源設備である代替非常用発電機からB1-原子炉コントロールセンタを介して供給する。電源供給について「3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の構造を第10図「使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の構造図」、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の保管箇所並びに接続箇所を第11図「使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の保管場所並びに取付箇所を明示した図面」に示す。

使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を用いた使用済燃料ピット監視カメラの耐環境性向上については、資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

原子炉建屋 T.P. 33.1m



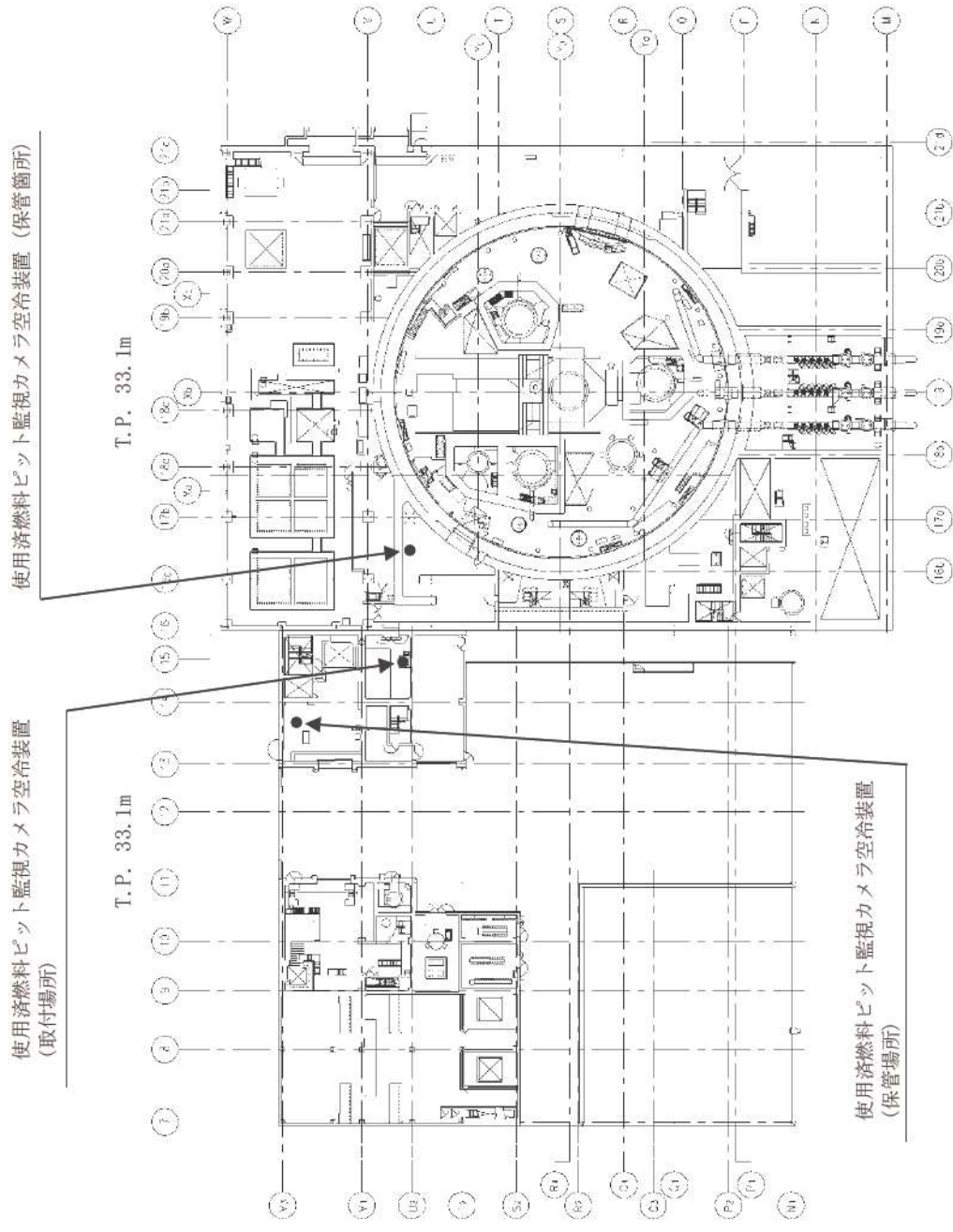
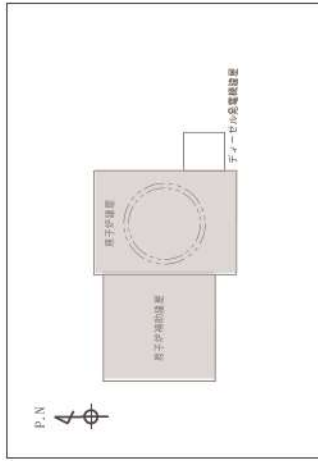
第9図 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置構成図



コンプレッサ仕様		ドライヤ仕様	
空気量 (定格)	<input type="text"/> ℓ/min	空気量 (定格)	<input type="text"/> m ³ /min
制御圧力	MPa	制御圧力	MPa
個数	セット	個数	セット
	1 (予備 1)		1 (予備 1)

第 10 図 使用済燃料ピット監視カメラ空気冷装置の構造図

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 11 図 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の保管場所並びに取付箇所を明示した図面

3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存

3.3.1 計測結果の指示又は表示

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果は、中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。第 1 表に使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示、表示及び記録場所を示す。

3.3.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項に関わる計測結果は第 2 表に示す計測装置等による計測項目であり、原則、記録用計算機にて継続的に記録し、定期的に帳票と印刷して保存できる設計とする。記録の管理については、保安規定で定める。

3.3.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

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）及び使用済燃料ピット温度（AM用）の計測結果は中央制御室に指示し、データ収集計算機（SPDS）又はデータ表示端末に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで、継続的にデータを取得することができるよう、7 日以上保存できる設計とする。

使用済燃料ピット監視カメラについては、映像を電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。記録の保存容量はバックアップをとることで、継続的にデータを取得することができるよう、7 日以上保存できる設計とする。

記録の管理については、保安規定で定める。

第 1 表 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示，
表示及び記録場所

	計測装置	指示又は表示	記録
設計基準 対象施設	使用済燃料ピット温度	中央制御室	記録用計算機 (電磁的記録)
	使用済燃料ピット水位	中央制御室	記録用計算機 (電磁的記録)
重大事故等 対処設備	使用済燃料ピット温度 (AM 用)	中央制御室	S P D S 等 (電磁的記録)
	使用済燃料ピット水位 (AM 用)	中央制御室	S P D S 等 (電磁的記録)
	使用済燃料ピット水位 (可搬 型)	中央制御室	S P D S 等 (電磁的記録)
	使用済燃料ピット監視カメラ	中央制御室	中央制御室 (電磁的記録)

S P D S 等：データ収集計算機 (S P D S)，データ表示端末

第 2 表 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
使用済燃料その他高放射性の 燃料体を貯蔵する水槽の水温 及び水位	使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度

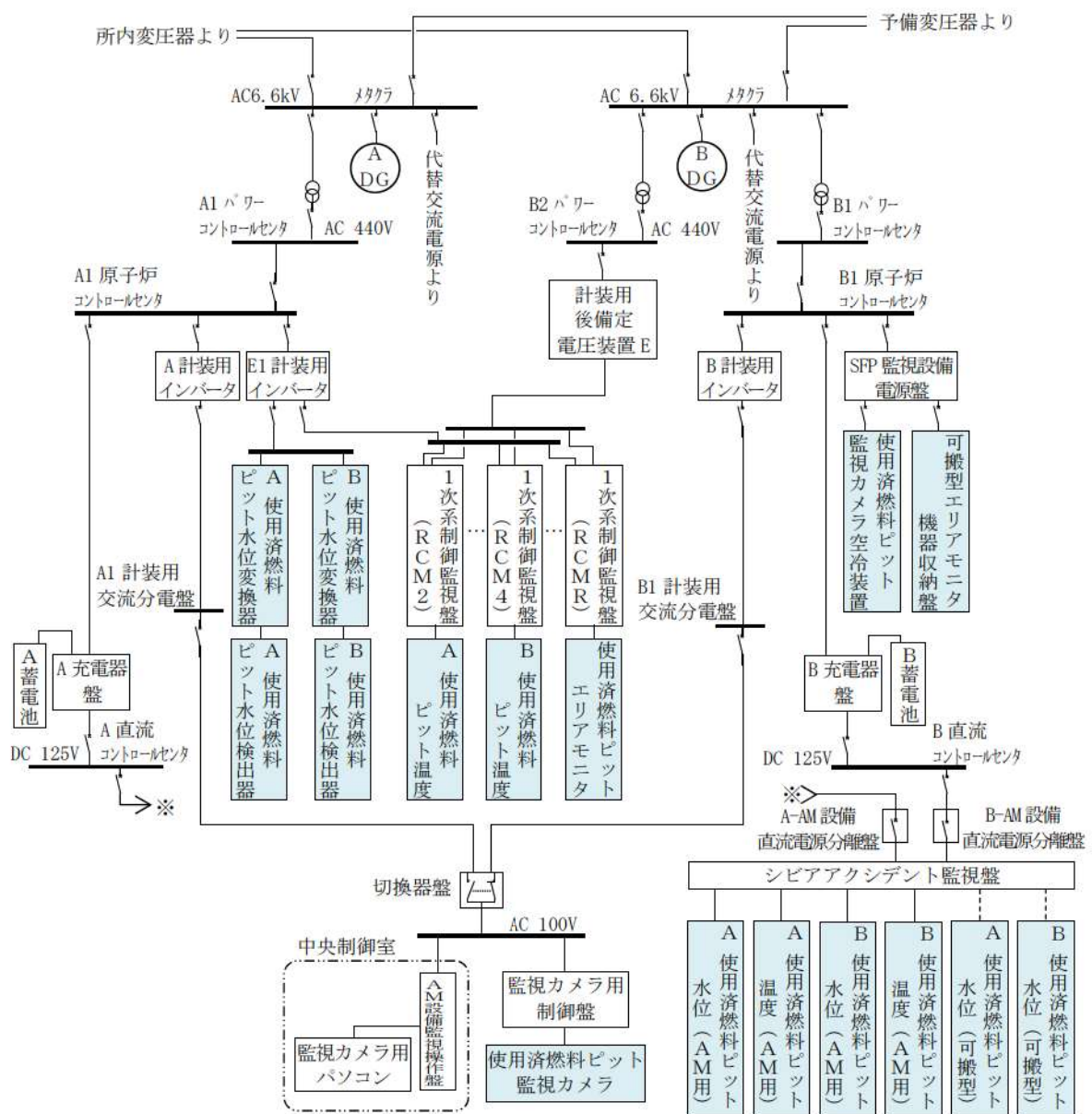
技術基準規則第 34 条第 4 項に関わるその他の計測項目については，資料
28「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関
する説明書」及び資料 32「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並
びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.4 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成

設計基準対象施設の使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット水位は，外部電源が使用できない場合，非常用所内電源から給電を行える設計とする。

また，重大事故等対処設備の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監視カメラは，交流又は直流電源が必要な場合，代替電源設備である代替非常用発電機から給電を行える設計とする。

（第12図「使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の概略電源系統図」参照）



第12図 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の概略電源系統図

4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料ピット温度，使用済燃料ピット水位の計測範囲及び警報動作範囲

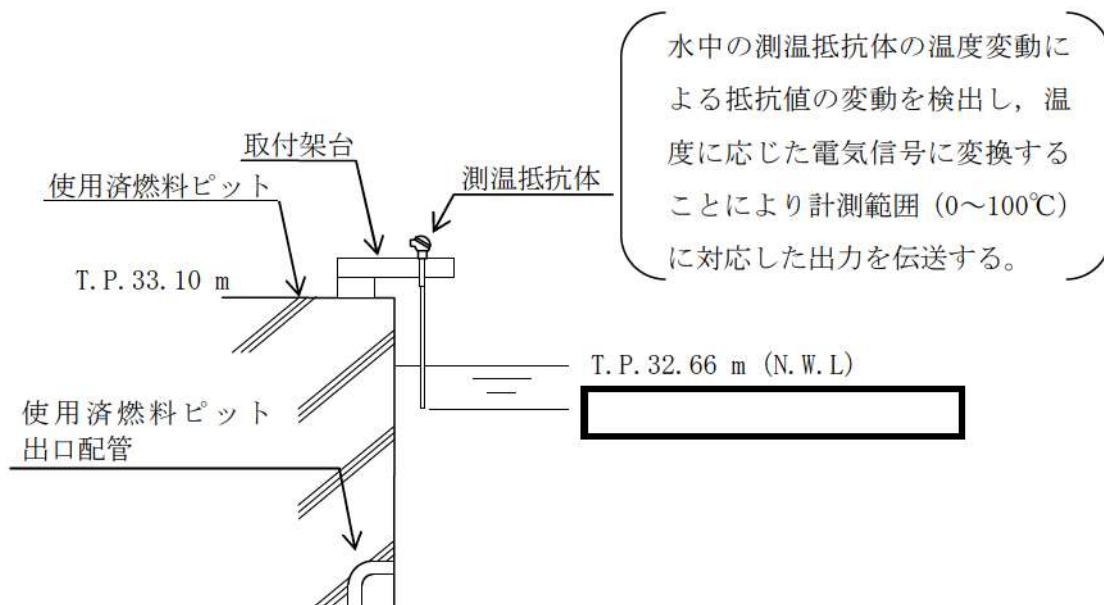
(1) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は，使用済燃料ピット水中の温度変動による測温抵抗体の抵抗値の変動を検出することにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料ピット温度の計測範囲は，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に，0～100℃の温度を計測可能とする。また，使用済燃料ピット水位の計測範囲下限（T.P. 32.26m）まで温度計測ができる設置位置とする。

（第13図「使用済燃料ピット温度の設置図」参照）

警報動作範囲は，0～100℃で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室内に警報（表示及びブザー鳴動）を発信する。温度高警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。



第13図 使用済燃料ピット温度の設置図

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。

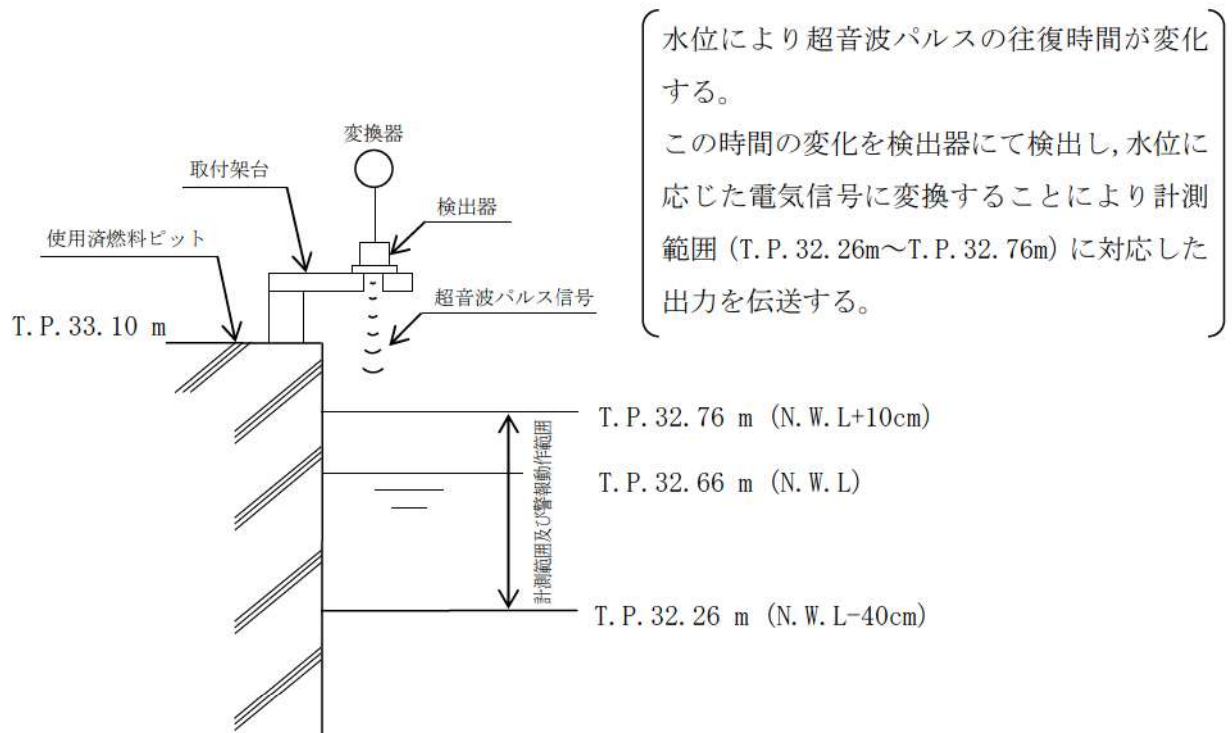
(2) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、超音波パルスを水面に向け発信し、水位の変動による信号の往復時間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の計測範囲は、使用済燃料ピット内におけるピット水のオーバーフロー防止（T.P. 33.10m）及び燃料移送時の必要水遮へい厚さ（T.P. 32.58m）確保を監視できるように、使用済燃料ピット上端近傍の T.P. 32.26m～T.P. 32.76m の水位を計測可能とする。

使用済燃料ピット水位の警報動作範囲は、T.P. 32.26m～T.P. 32.76m で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室内に警報（表示及びブザー鳴動）を発信する。

水位低警報動作水位以下又は水位高警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。（第 14 図「使用済燃料ピット水位の計測範囲及び警報動作範囲」参照）



第 14 図 使用済燃料ピット水位の計測範囲及び警報動作範囲

4.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料ピット温度，使用済燃料ピット水位等の計測範囲及び警報動作範囲

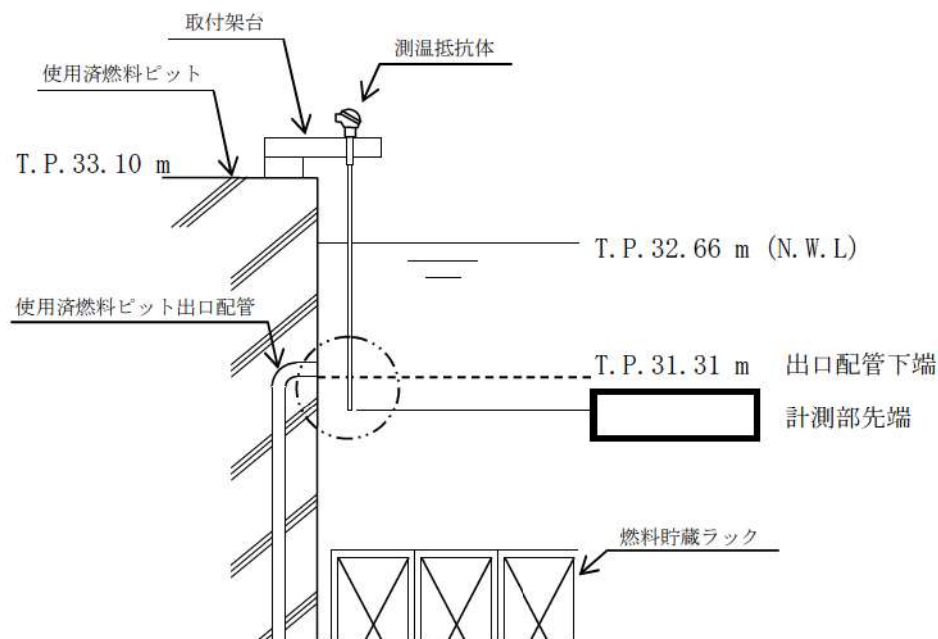
使用済燃料ピット温度（AM用），使用済燃料ピット水位（AM用），使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット監視カメラは，燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない。

(1) 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，使用済燃料ピット水中の温度変動による測温抵抗体の抵抗値の変動を検出することにより，温度を連続的に計測する。

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に，0～100℃の温度を計測可能とする。また，水位が低下した場合（冷却系配管が破断した場合の水位である使用済燃料ピット出口配管下端（T.P. 31.31m）を下回る位置）においても温度計測できる設置位置とする。

（第 15 図「使用済燃料ピット温度（AM用）の設置図」参照）



第 15 図 使用済燃料ピット温度（AM用）の設置図

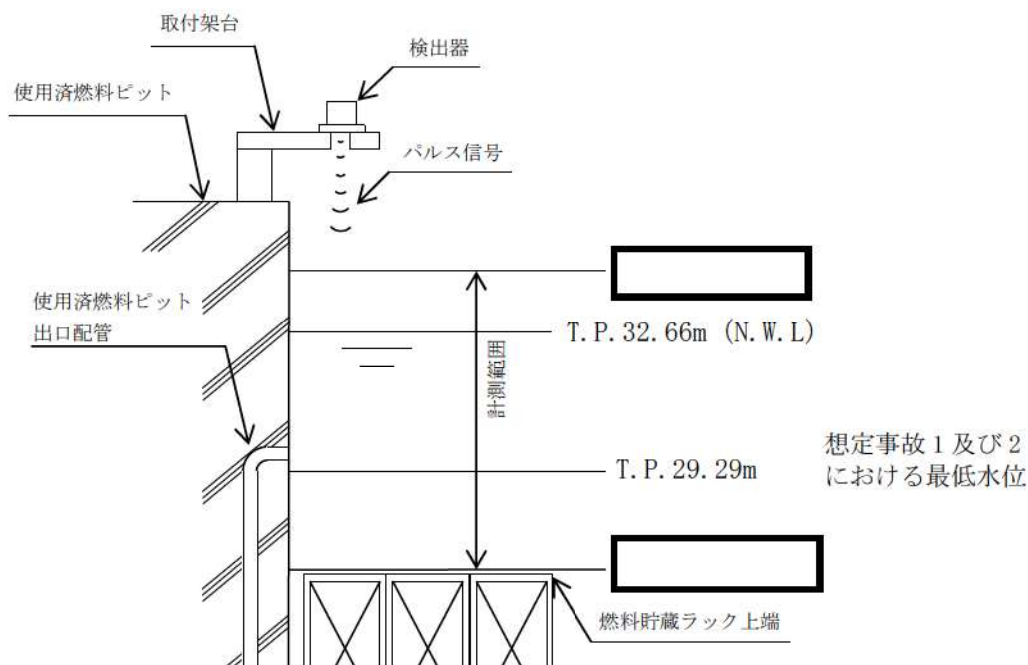
■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 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、パルス信号を水面に向け発信し、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、水位が低下した場合の最低水位 (使用済燃料ピット水浄化冷却系配管が破断した場合の水位) 及びピット水のオーバーフローを監視できるように、燃料貯蔵ラック上端近傍 (T.P. 25.24m) から使用済燃料ピット上端近傍 (T.P. 32.76m) の水位を計測可能とする。

(第 16 図 「使用済燃料ピット水位 (AM用) の計測範囲」 参照)



第 16 図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の計測範囲

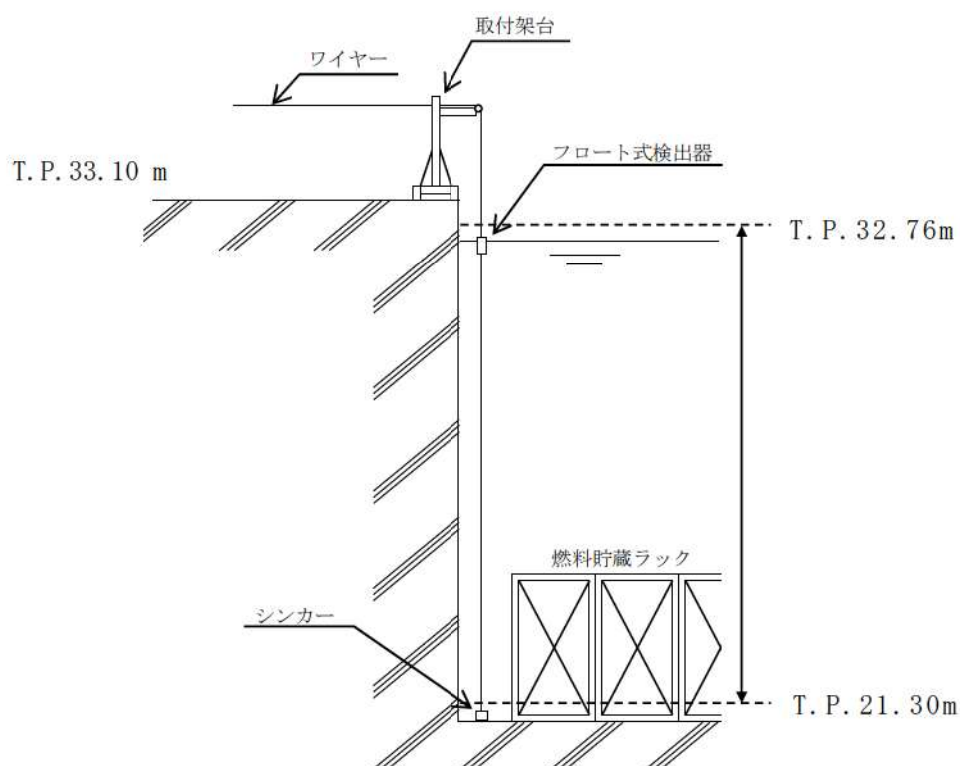
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 使用済燃料ピット水位（可搬型）

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロートの使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化量を検出することにより、水位を連続的に計測する。

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、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内の水位が異常に低下した場合においても、変動する可能性のある範囲にわたり水位を監視できるよう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）の水位を計測可能とする

（第 17 図「使用済燃料ピット水位（可搬型）の計測範囲」参照）



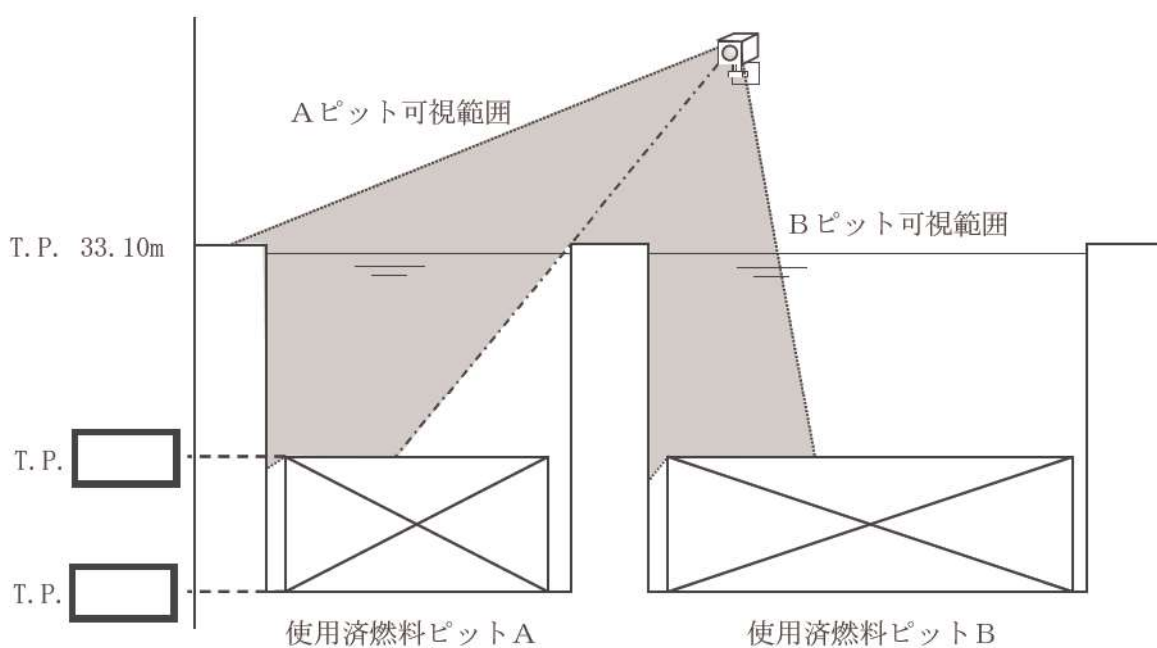
第 17 図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の計測範囲

(4) 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、使用済燃料ピット及びその周辺の状態が確認できる高さに設置する。使用済燃料ピット監視カメラの設置角度については、燃料体の冠水状態を監視できるように、燃料体頂部高さ近傍の燃料ラック頂部 (T.P. 25.24m) の一部から使用済燃料ピットエリア床面 (T.P. 33.1m) の一部が視野に入る角度とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時において使用済燃料ピット水温の傾向を監視可能とする。

(第 18 図「使用済燃料ピット監視カメラの視野」参照)



第 18 図 使用済燃料ピット監視カメラの視野

泊発電所3号炉
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの構成に関する説明書並びに
計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測	2
3. 放射線管理用計測装置の構成	3
3.1 エリアモニタリング設備	3
3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存	6
4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	8

1. 概要

本資料は、放射線管理用計測装置のうち使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。あわせて、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に係る放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に係る放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、設計基準対象施設に関する電源及び記録の保存並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、使用済燃料ピットエリアモニタは、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電源から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づく計測装置の計測結果は、確実に記録用計算機又は記録計にて継続的に記録し、定期的に帳票に印刷又は記録紙を取り替えて保存できる設計とする。また、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

2.2.1 使用済燃料貯蔵槽上部の空間線量率の推定

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵設備に係る重大事故等^(注)が発生した場合に、使用済燃料貯蔵槽上部の空間線量率を変動する可能性がある範囲にわたり計測するため、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを保管する設計とする。計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、交流電源が必要な場合には、代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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の解釈」第37条及び3-1(a)及び(b)で定義する想定事故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）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽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貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 エリアモニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

3.1 エリアモニタリング設備

3.1.1 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1) 使用済燃料ピットエリアモニタ

設計基準対象施設の使用済燃料ピットエリアモニタは、設計基準対象施設の機能を有しており、設計基準対象施設として1個設置する。外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からE1計装用インバータ又は計装用後備定電圧装置Eを介した電源供給により、使用済燃料貯蔵槽の線量当量率を計測することができる設計とする。記録及び保存については、「3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(第1図 「エリアモニタリング設備の概略電源系統図」参照)

(2) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

重大事故等対処設備の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として1個保管し、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予備1個を保管する。使用済燃料貯蔵槽の線量当量率を、可搬型のNaI(Tl)シンチレーション検出器及び半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。

検出したパルス信号は、無線により変換器に伝送した後、電気信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて空間線量率信号へ変換する処理を行い、使用済燃料ピット区域の空間線量率を中央制御室に表示し、データ収集計算機及びデータ表示端末に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。記録及び保存については、「3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

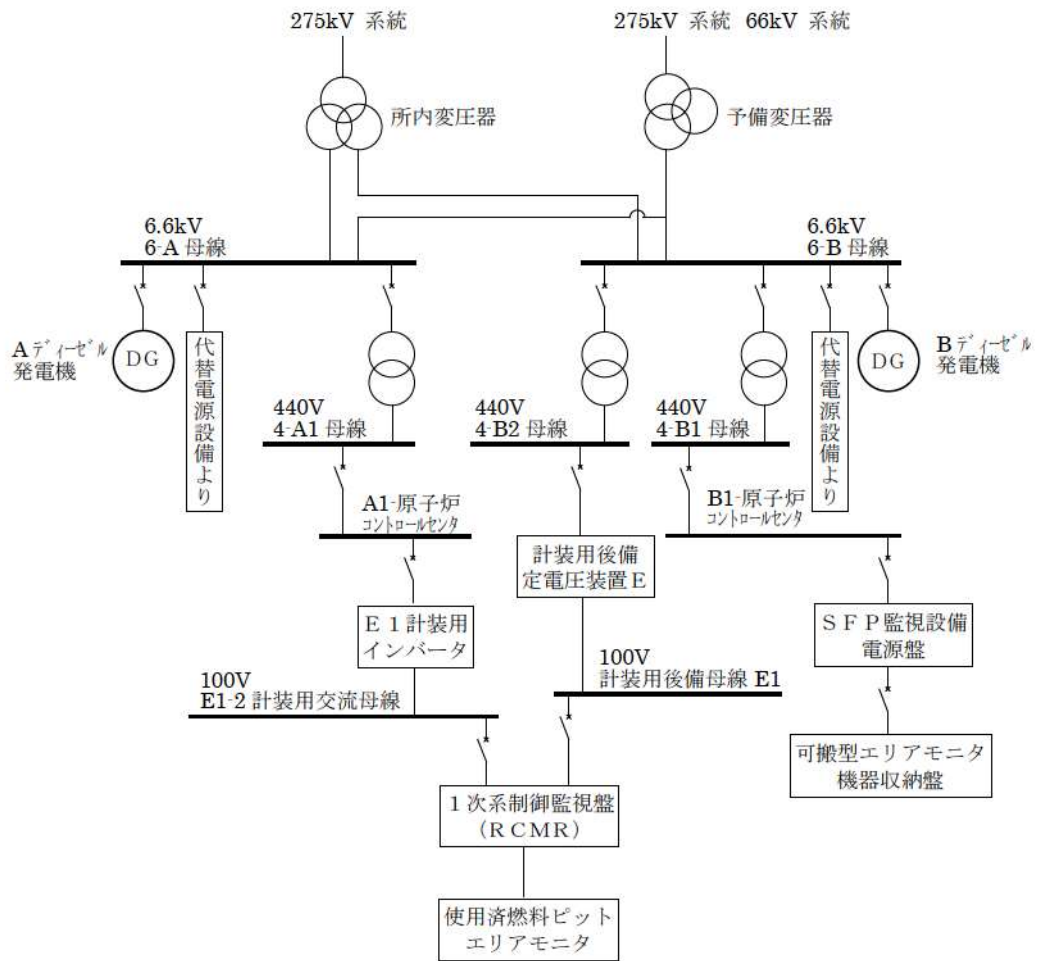
なお、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

(第2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)

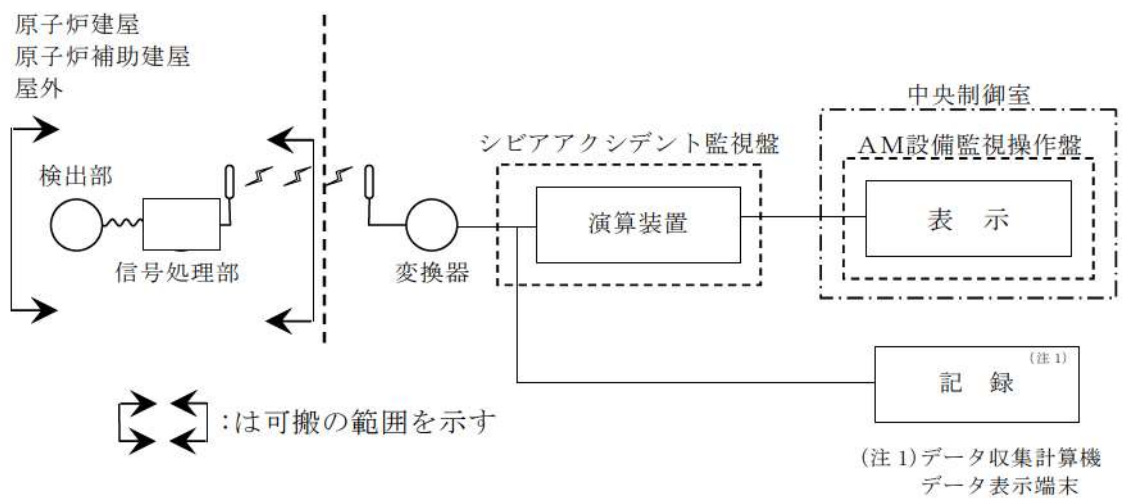
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、交流電源が必要な場合には、代替電源設備で

ある代替非常用発電機からSFP監視設備電源盤を介して供給できる設計とする。

(第1図 「エリアモニタリング設備の概略電源系統図」参照)



第1図 エリアモニタリング設備の概略電源系統図



第2図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

3.2 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

3.2.1 計測結果の指示又は表示

エリアモニタリング設備の計測結果は，中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し，記録する設計とする。第1表に放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録場所を示す。

3.2.2 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は，計測装置に応じた記録方法により記録し，保存できる設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測結果は，データ収集計算機又はデータ表示端末^(注)に電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分，保存容量は7日間以上とし，保存容量を超える前に帳票として出力することで，継続的にデータを保存できる設計とする。

記録の管理については，保安規定で定める。

(注) データ収集計算機又はデータ表示端末は，緊急時対策所及び通信連絡設備と兼用する。

第1表 放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
エリアモニタ リング設備	使用済燃料ピット エリアモニタ	中央制御室	記録用計算機 (電磁的記録)
	使用済燃料ピット 可搬型エリアモニタ	中央制御室	S P D S 等 (電磁的記録)

S P D S 等：データ収集計算機，データ表示端末

4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は、バックグラウンドレベルを包絡し、監視上必要な線量当量率を考慮し、設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定、一部改訂平成2年8月30日原子力安全委員会、以下「事故時放射線計測指針」という。）にて測定上限値の要求があるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には、複数のものによりオーバーラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を第2表に示す。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の線量当量率のパラメータを計測することが困難となった場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については、資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力の明確化、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定めて保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない。

第2表 放射線管理用計測装置の計測範囲

(エリアモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
使用済燃料ピット可搬型 エリアモニタ	10nSv/h～ 1000mSv/h	計測下限値及び上限値は、計測結果に対して、離隔距離や遮へい物による計測場所までの減衰率を評価することで、使用済燃料ピットの異常な水位の低下が発生した場合に使用済燃料ピットエリアの空間線量率が非常に高くなる状況でも推定できる範囲として設定する。また、重大事故等時の設置は、常設の使用済燃料ピットエリアモニタの計測上限値と、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの計測下限値がオーバーラップするよう設置する。

5 4 - 6 単線結線図

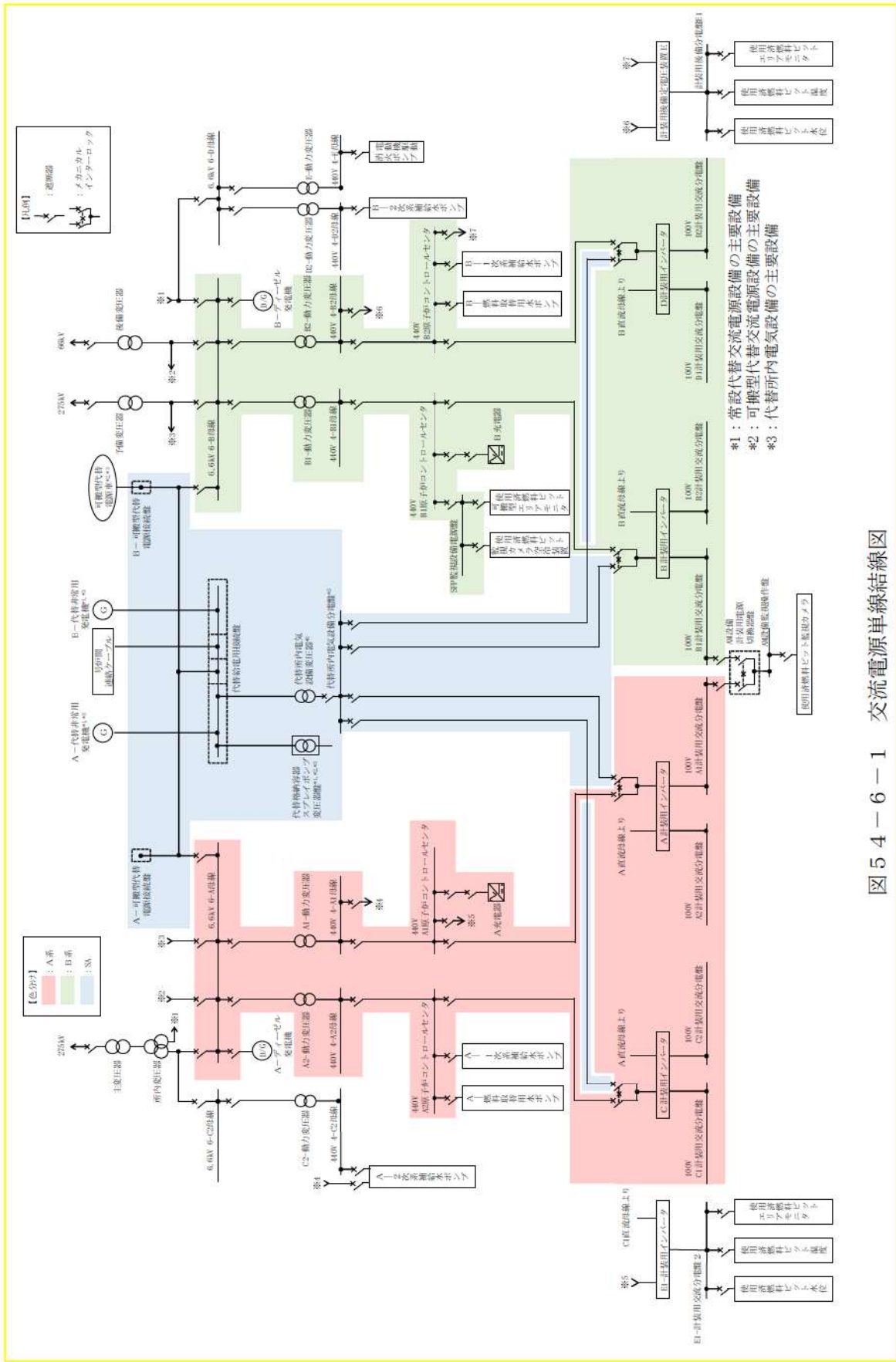


図 5 4 - 6 - 1 交流電源単線結線図

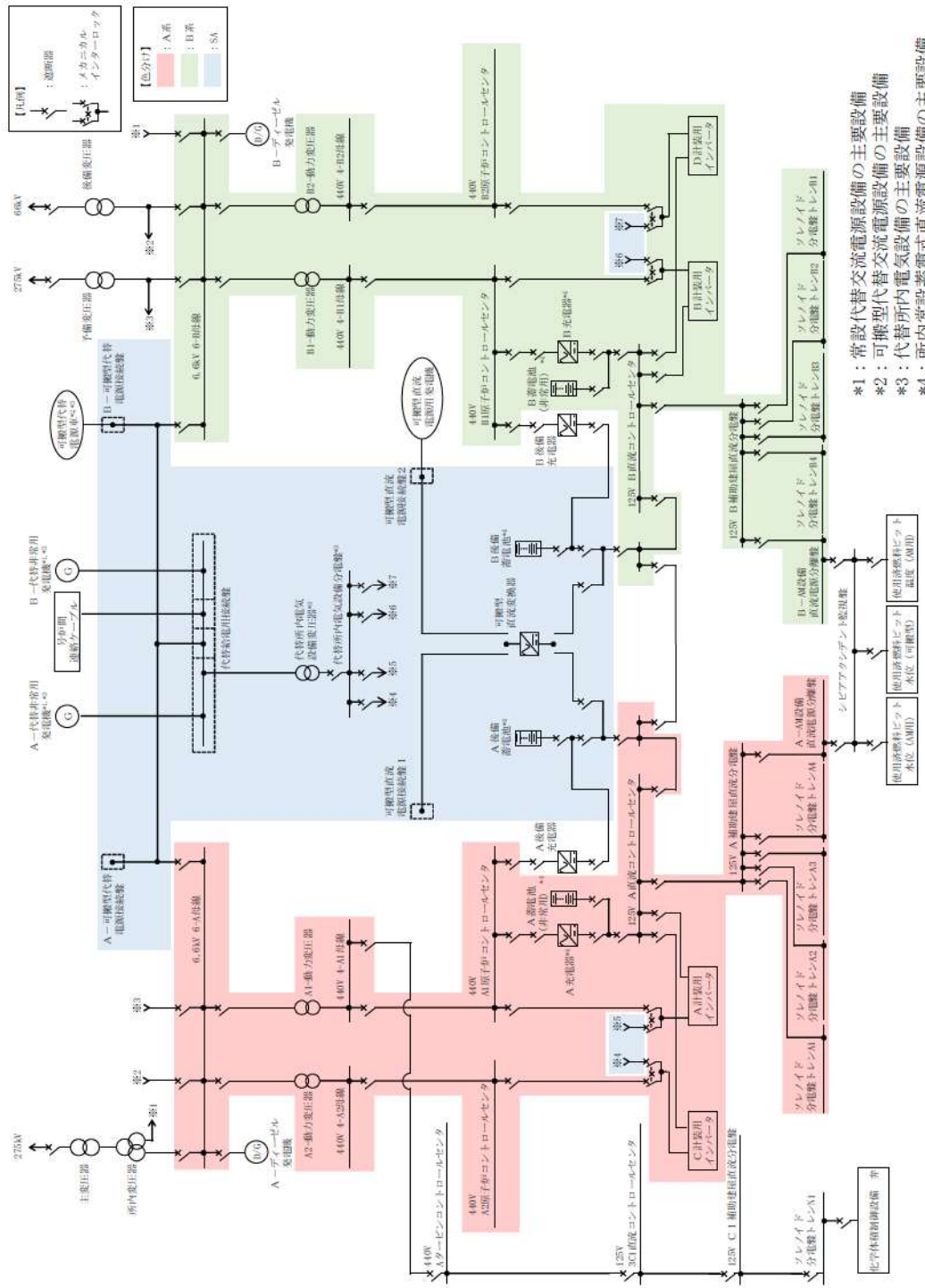


図 5-4-6-2 直流電源単線結線図

5 4 - 7 接続図

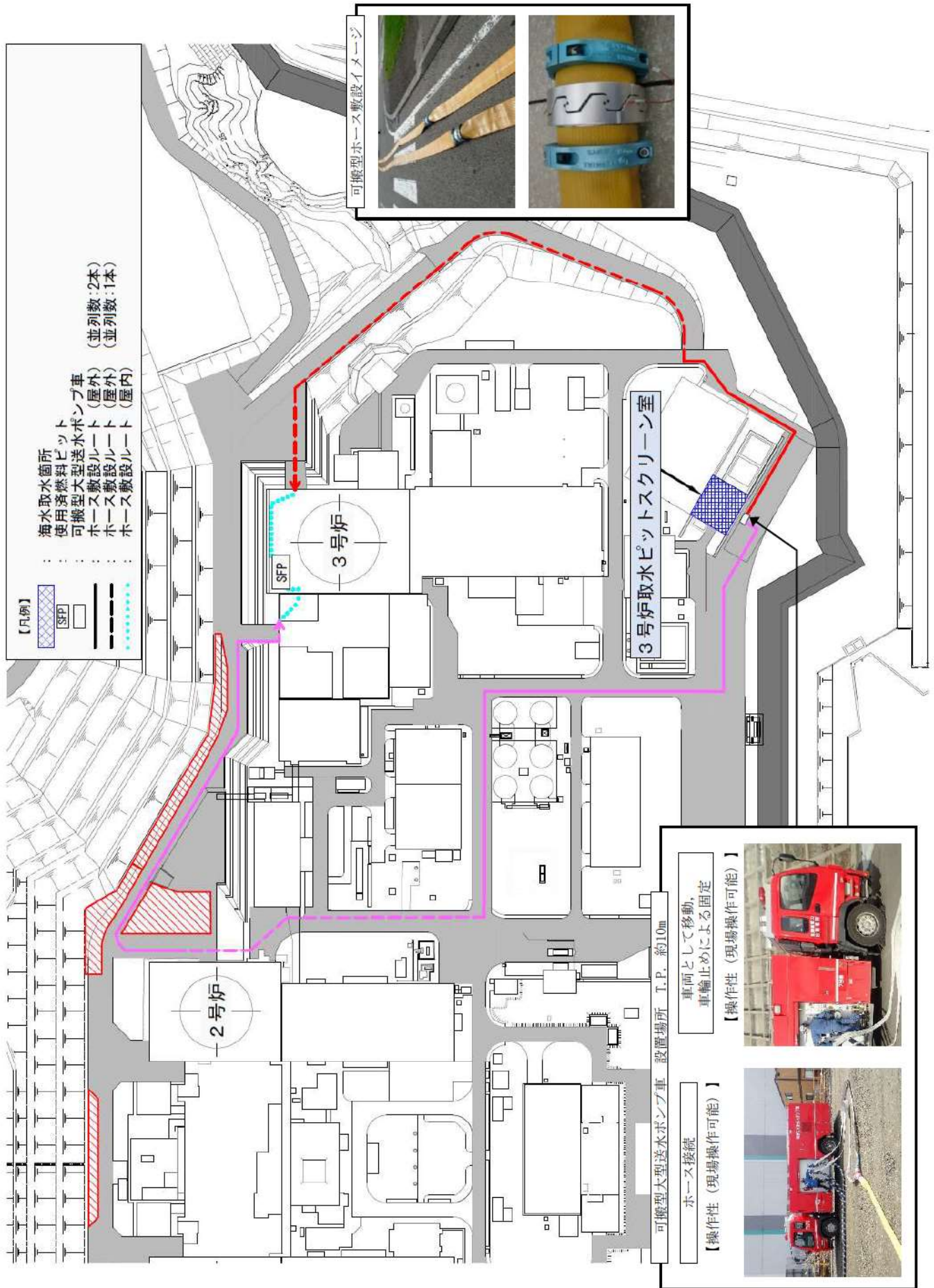


図54-7-1 接続図 (使用済燃料ピットへの注水)

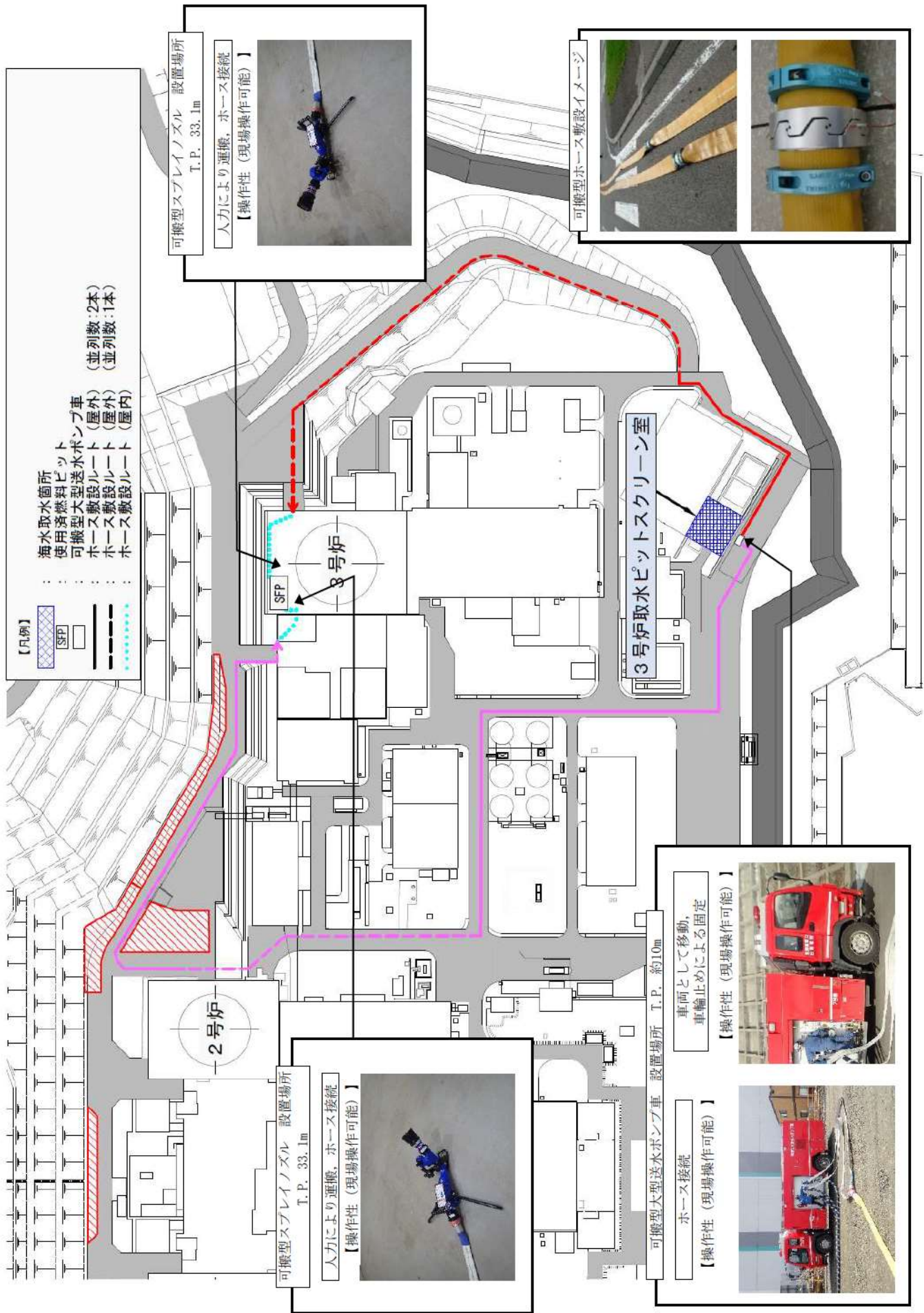


図54-7-2 接続図 (使用済燃料ピットへの注水)

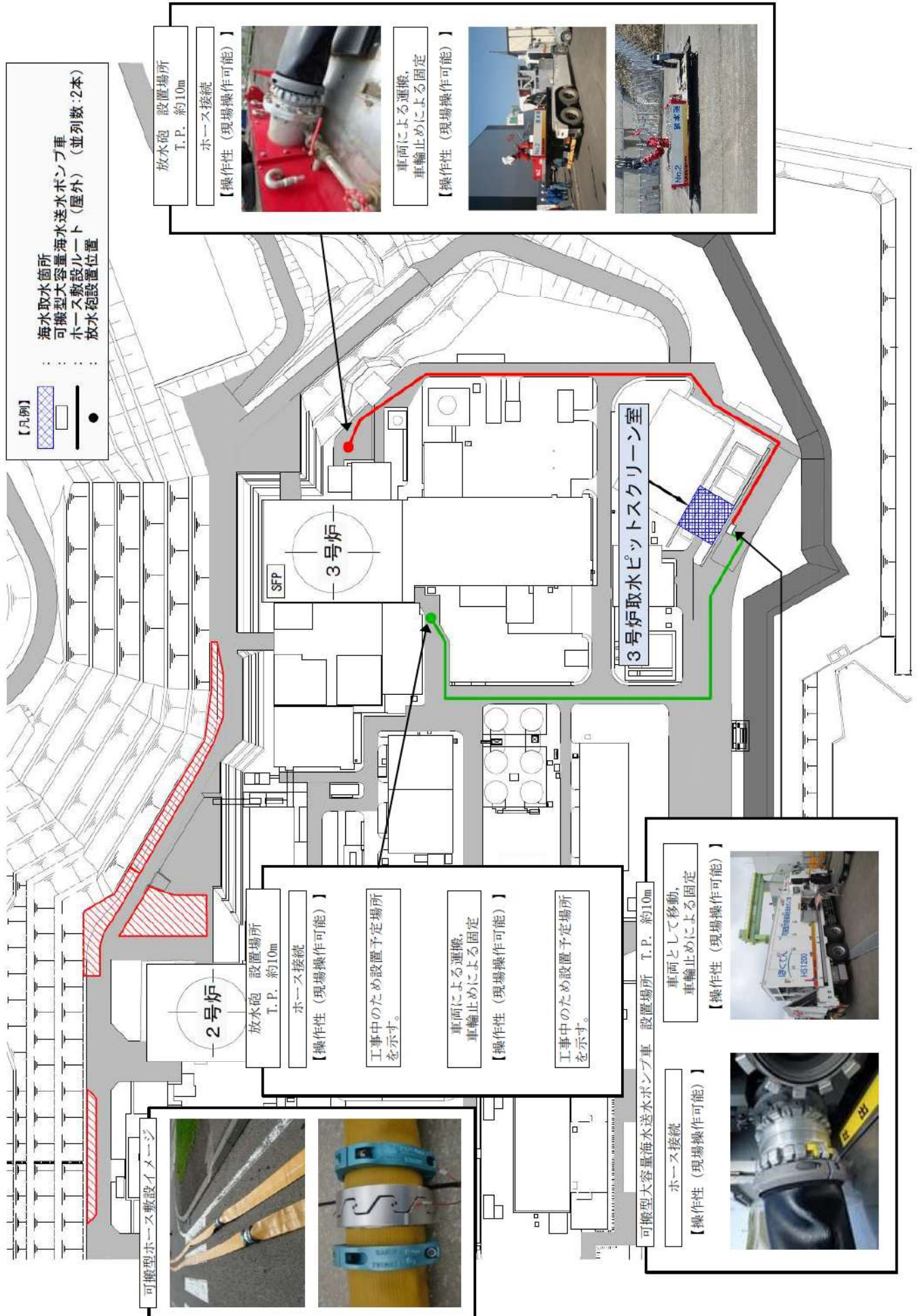
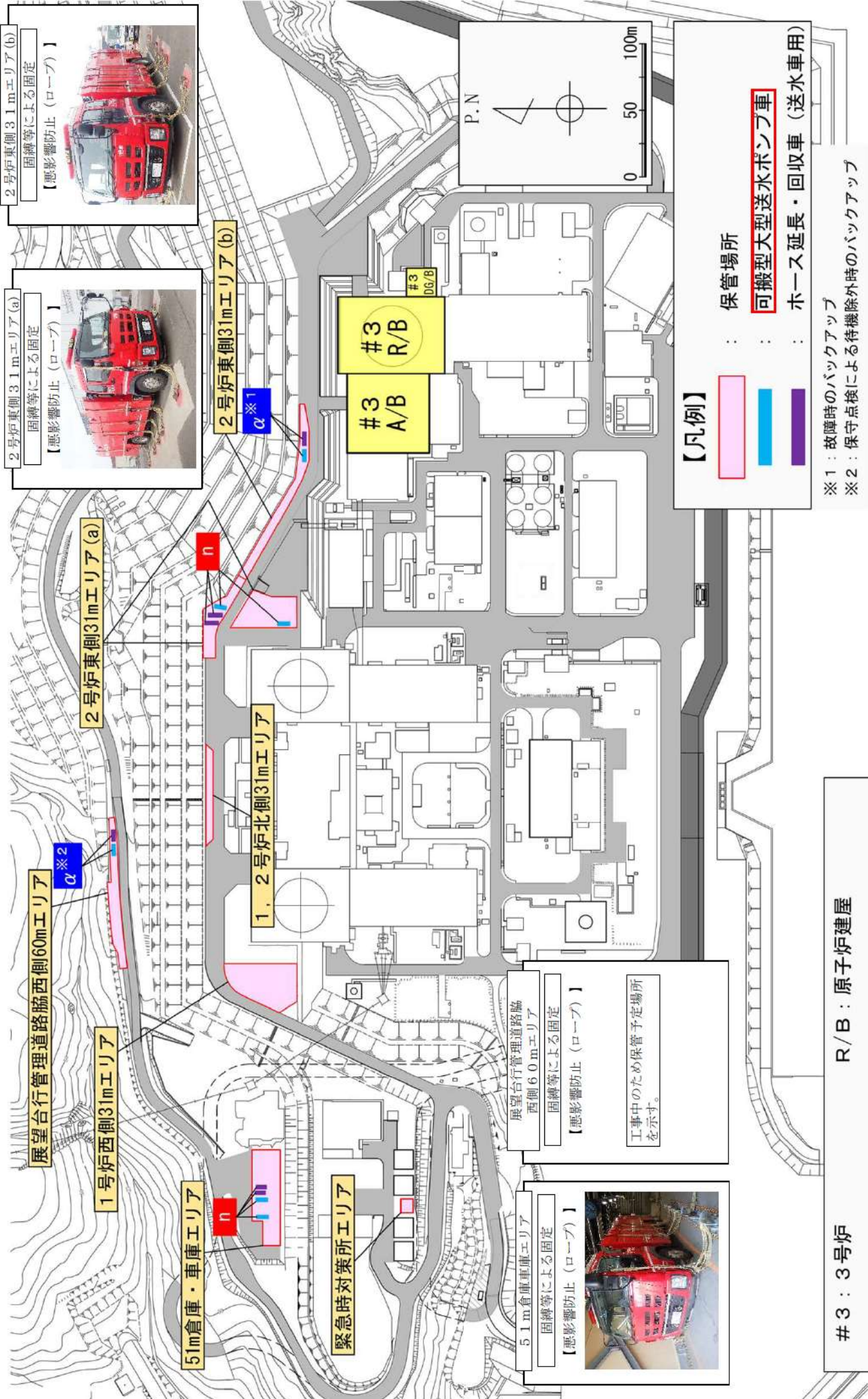
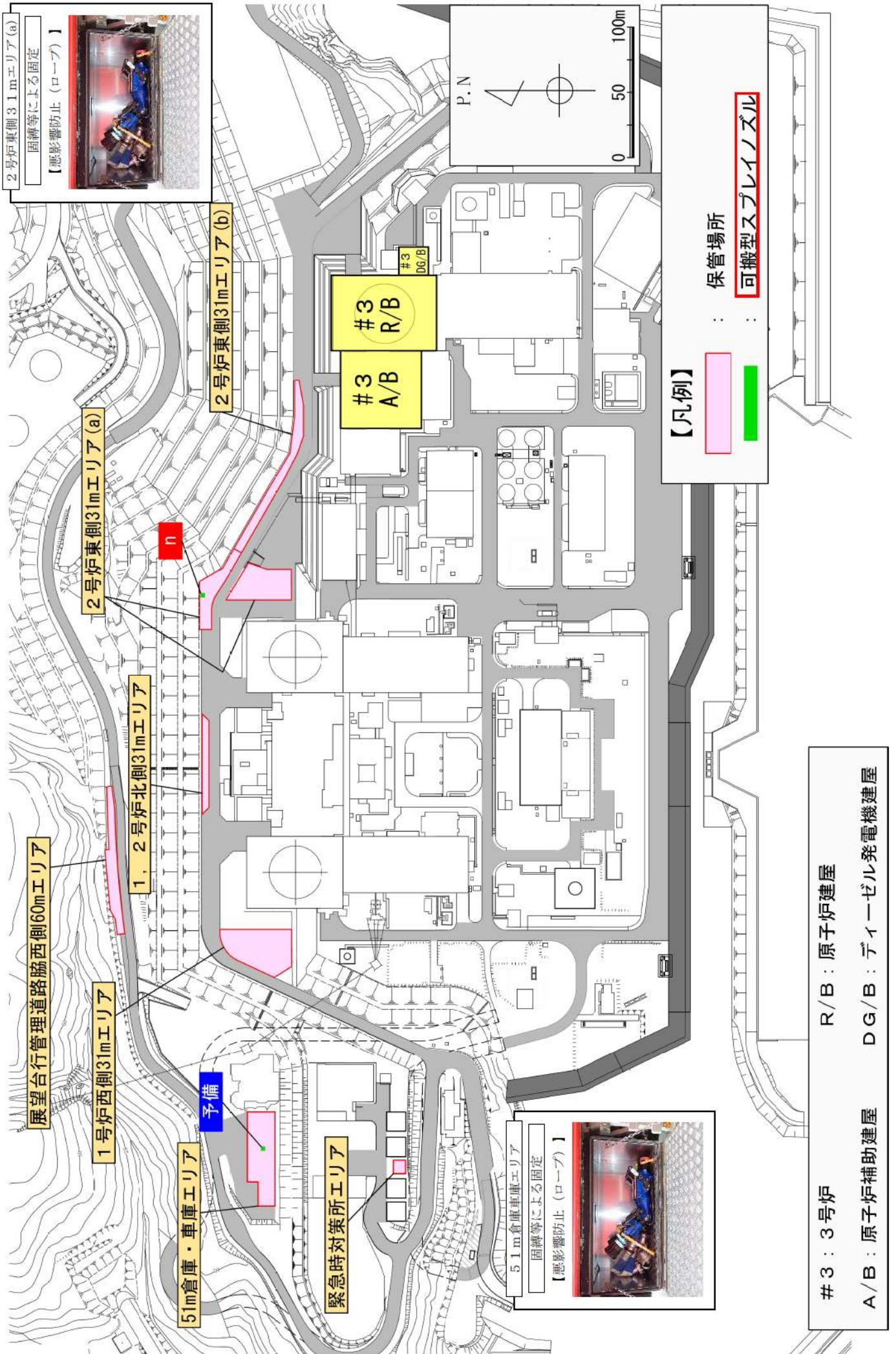


図54-7-3 接続図 (燃料取扱棟 (貯蔵槽内燃料体等) への放水)

5 4 - 8 保管場所図





2号炉東側31mエリア(a)
 固縛等による固定
 【悪影響防止 (ロープ)】

2号炉東側31mエリア(a)

2号炉東側31mエリア(b)

1, 2号炉北側31mエリア

1号炉西側31mエリア

展示台行政管理道路脇西側60mエリア

51m倉庫・車庫エリア

予備

緊急時対策所エリア

5.1m倉庫車庫エリア
 固縛等による固定
 【悪影響防止 (ロープ)】

#3 A/B

#3 R/B

#3 DG/B

【凡例】
 保管場所
 可搬型スプレインゾル

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

1, 2号炉北側31mエリア

可搬型大容量海水送水ポンプ車
 固縛等による固定
 【悪影響防止（ロープ）】

放水砲
 固縛等による固定
 【悪影響防止（ロープ）】

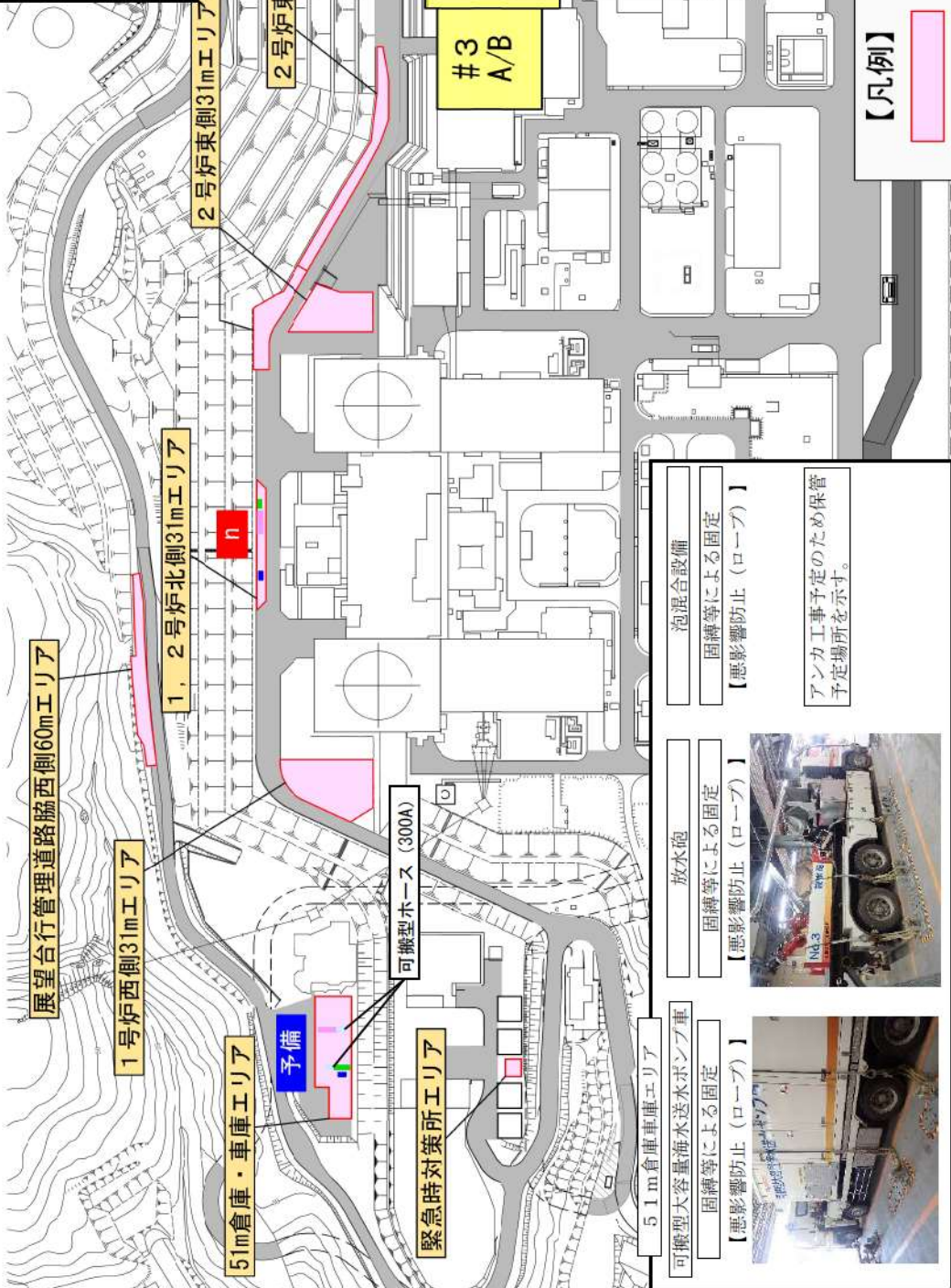



2号炉東側31mエリア(a)

2号炉東側31mエリア(b)

泡混合設備
 固縛等による固定
 【悪影響防止（ロープ）】

アンカ工事予定のため保管予定場所を示す。



51m倉庫車庫エリア

可搬型大容量海水送水ポンプ車
 固縛等による固定
 【悪影響防止（ロープ）】

放水砲
 固縛等による固定
 【悪影響防止（ロープ）】

泡混合設備
 固縛等による固定
 【悪影響防止（ロープ）】

アンカ工事予定のため保管予定場所を示す。




【凡例】

保管場所 :

可搬型大容量海水送水ポンプ車 :

泡混合設備（他条文設備） :

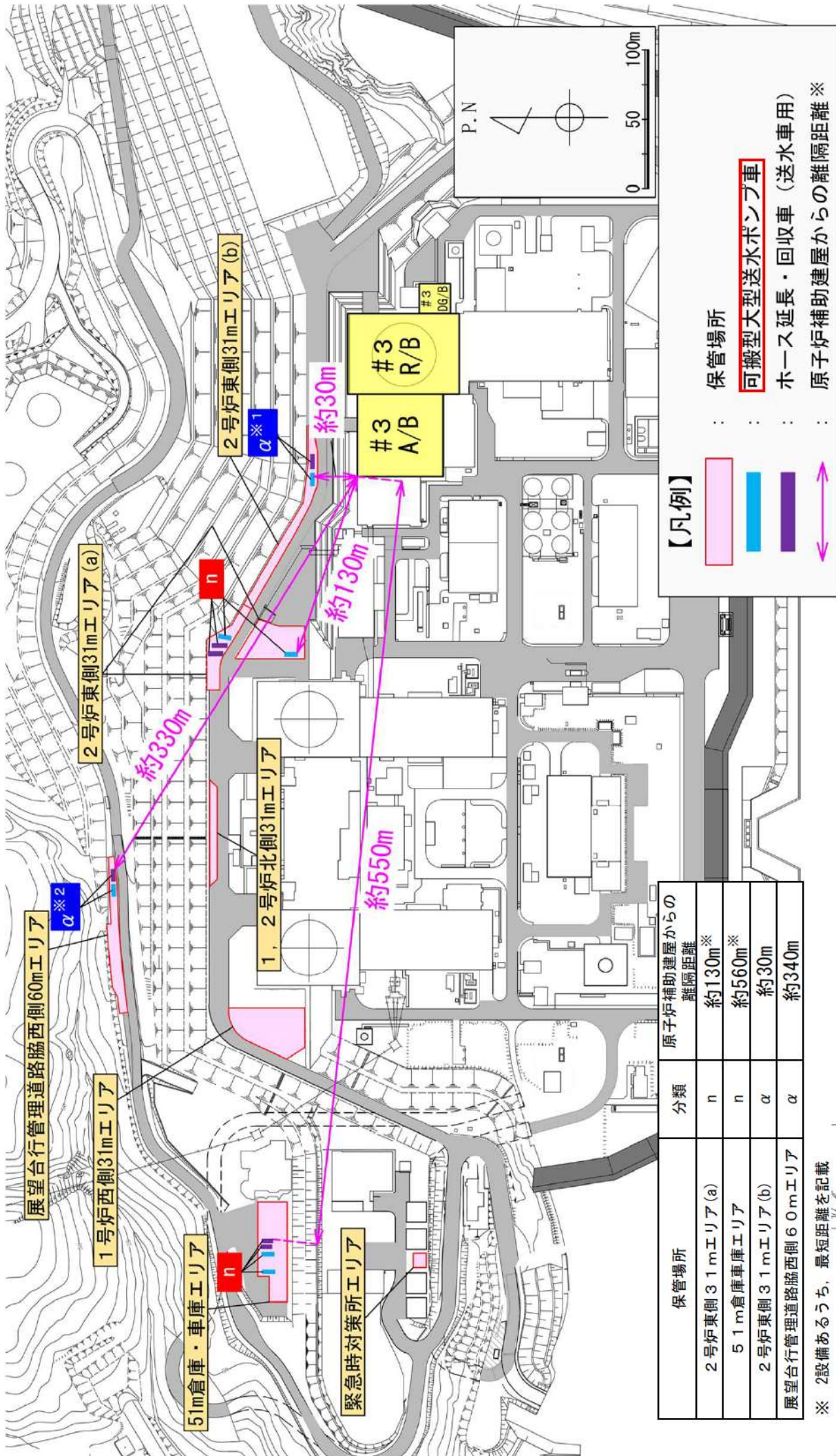
放水砲 :

#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



保管場所	分類	原子炉補助建屋からの 離隔距離
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

A/B : 原子炉補助建屋

DG/B : デイゼル発電機建屋

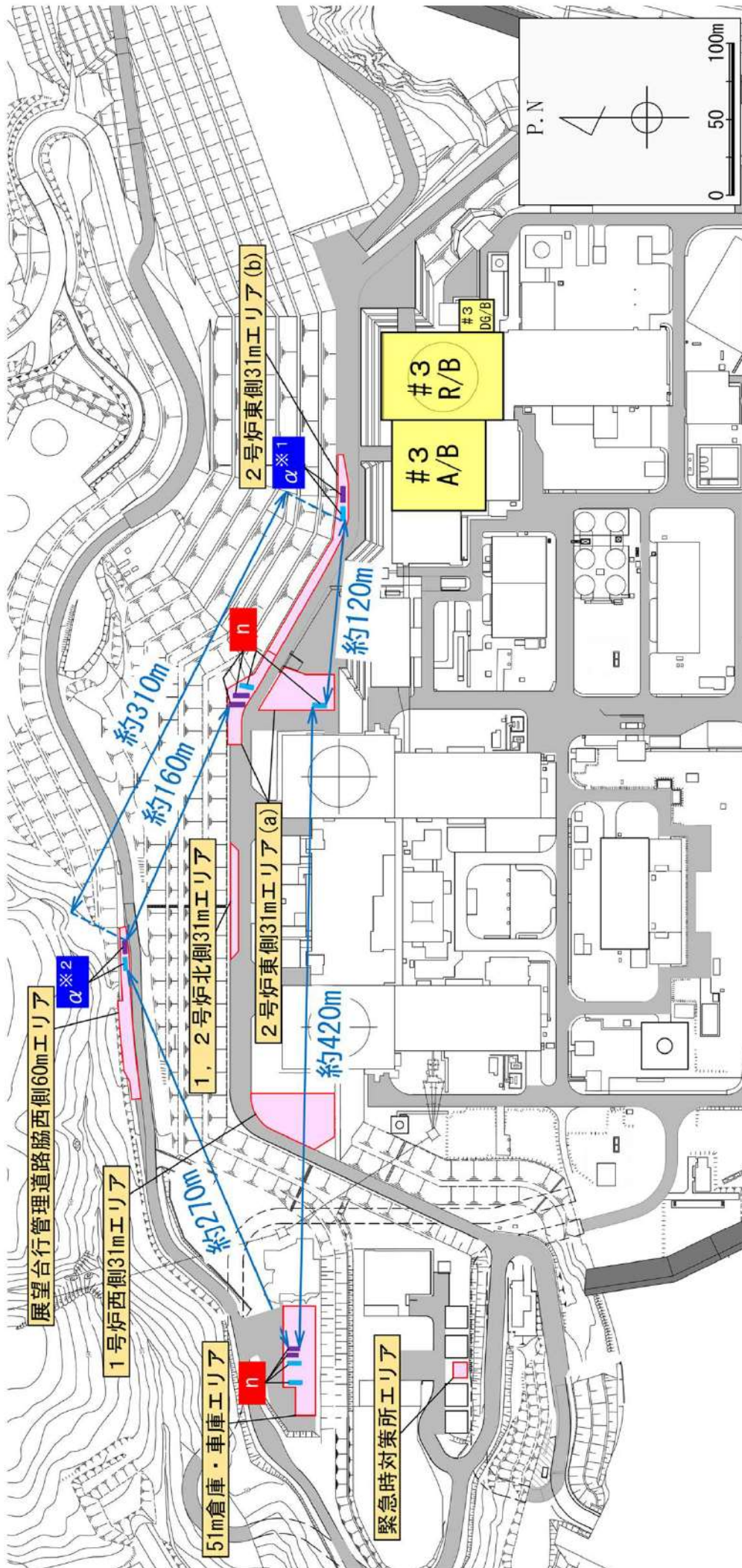
【凡例】

- : 保管場所
- : **可搬型大型送水ポンプ車**
- : ホース延長・回収車（送水車用）
- : 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】

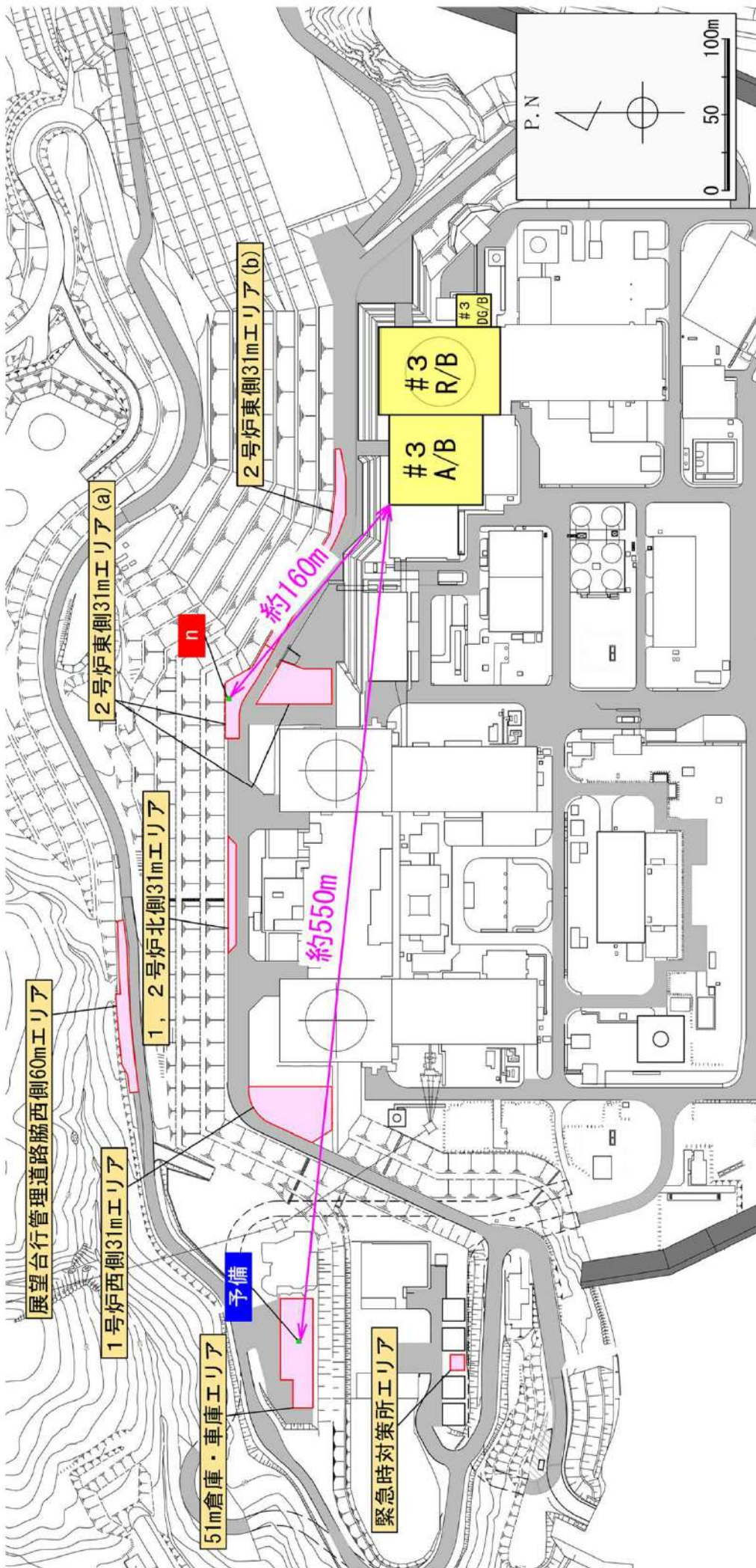
- 保管場所
- 可搬型大型送水ポンプ車
- ホース延長・回収車（送水車用）
- 設備同士の離隔距離

※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



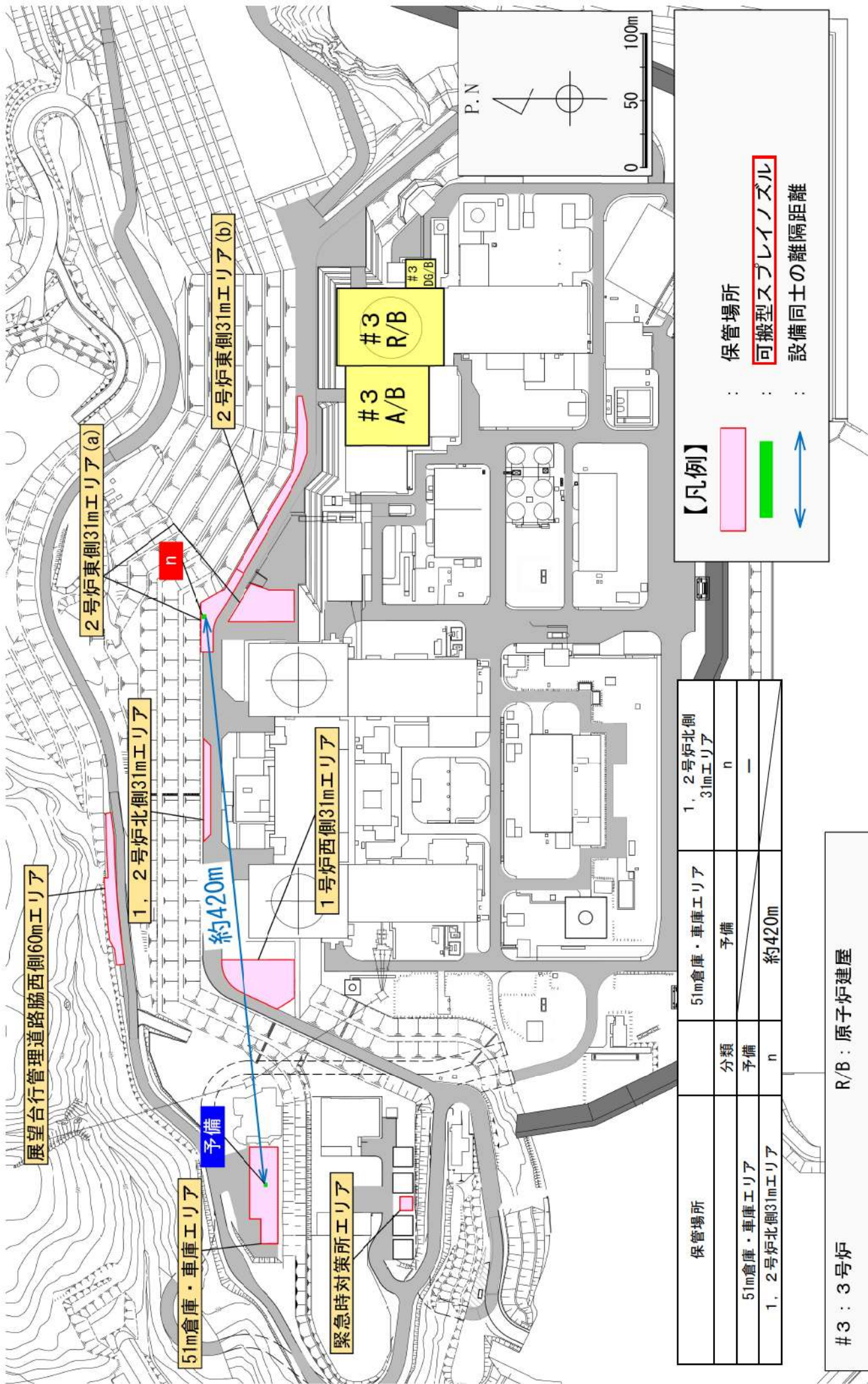
【凡例】

- 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セ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。

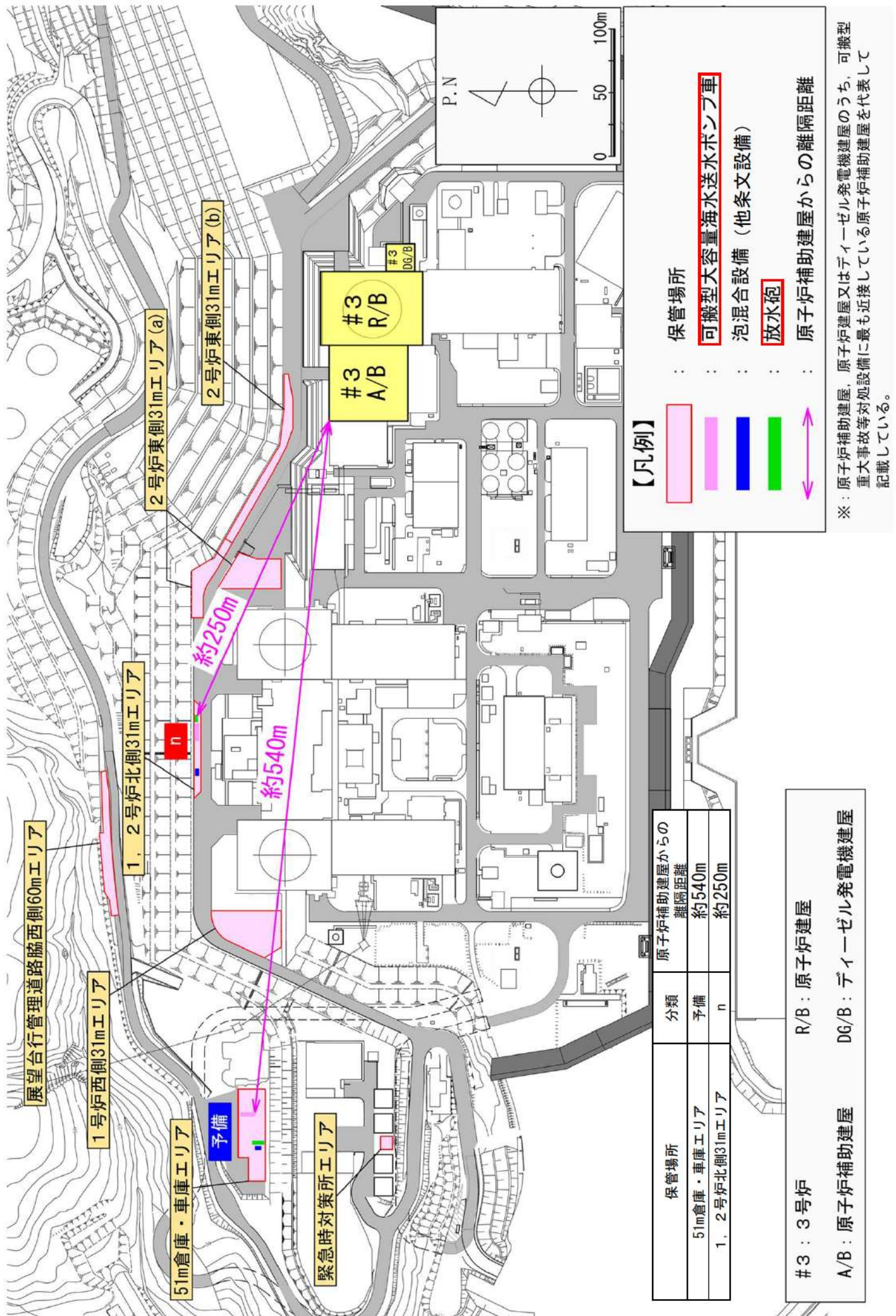
保管場所	分類	原子炉補助建屋からの離隔距離
51m倉庫・車庫エリア	予備	約550m
1, 2号炉北側31mエリア	n	約160m

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



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	

#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



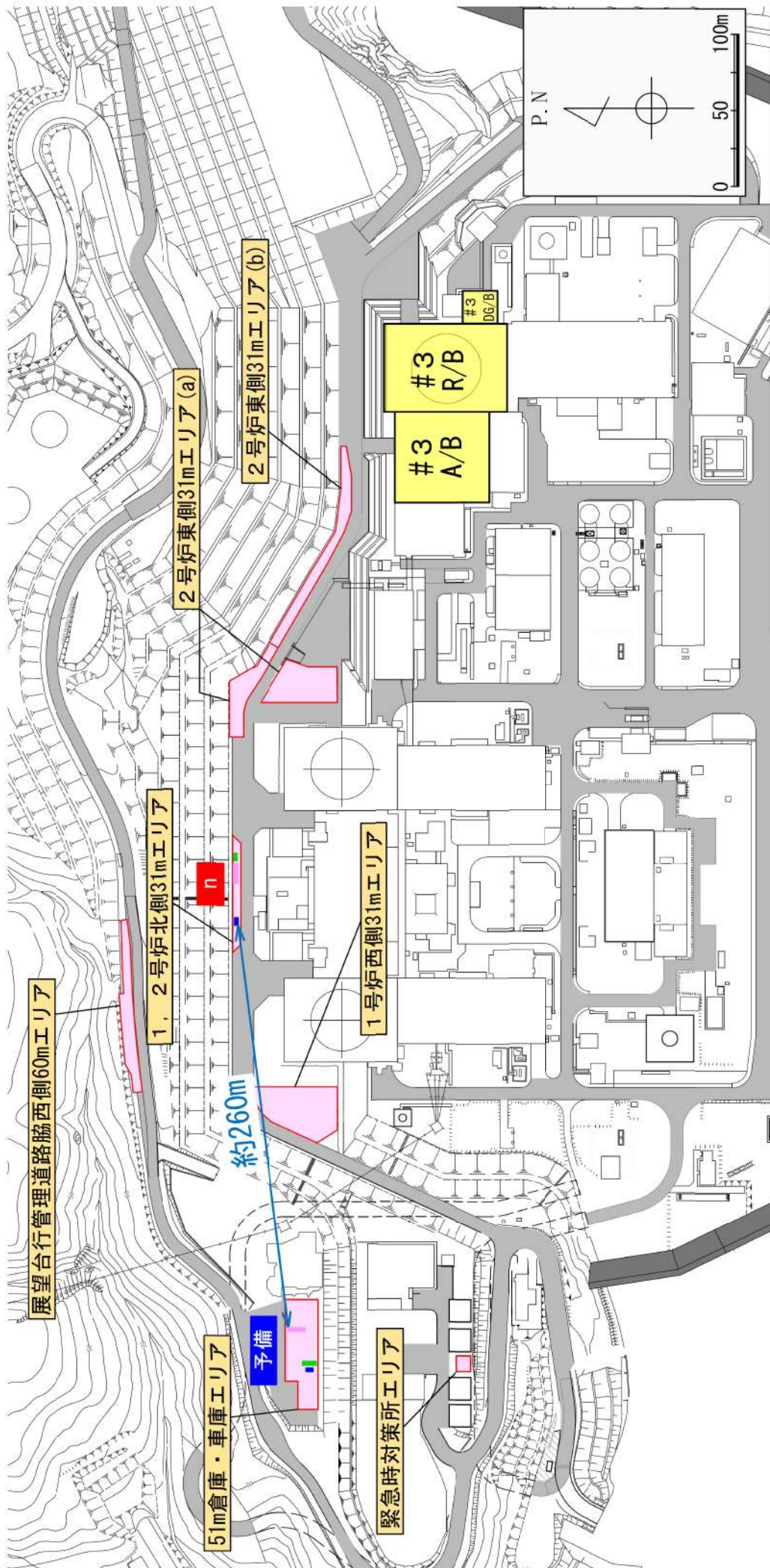
【凡例】

- 保管場所
- 可搬型大容量海水送水ポンプ車
- 泡混合設備（他条文設備）
- 放水砲
- 原子炉補助建屋からの離隔距離

※：原子炉補助建屋、原子炉建屋又はデイジ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540m
1, 2号炉北側31mエリア	n	約250m

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



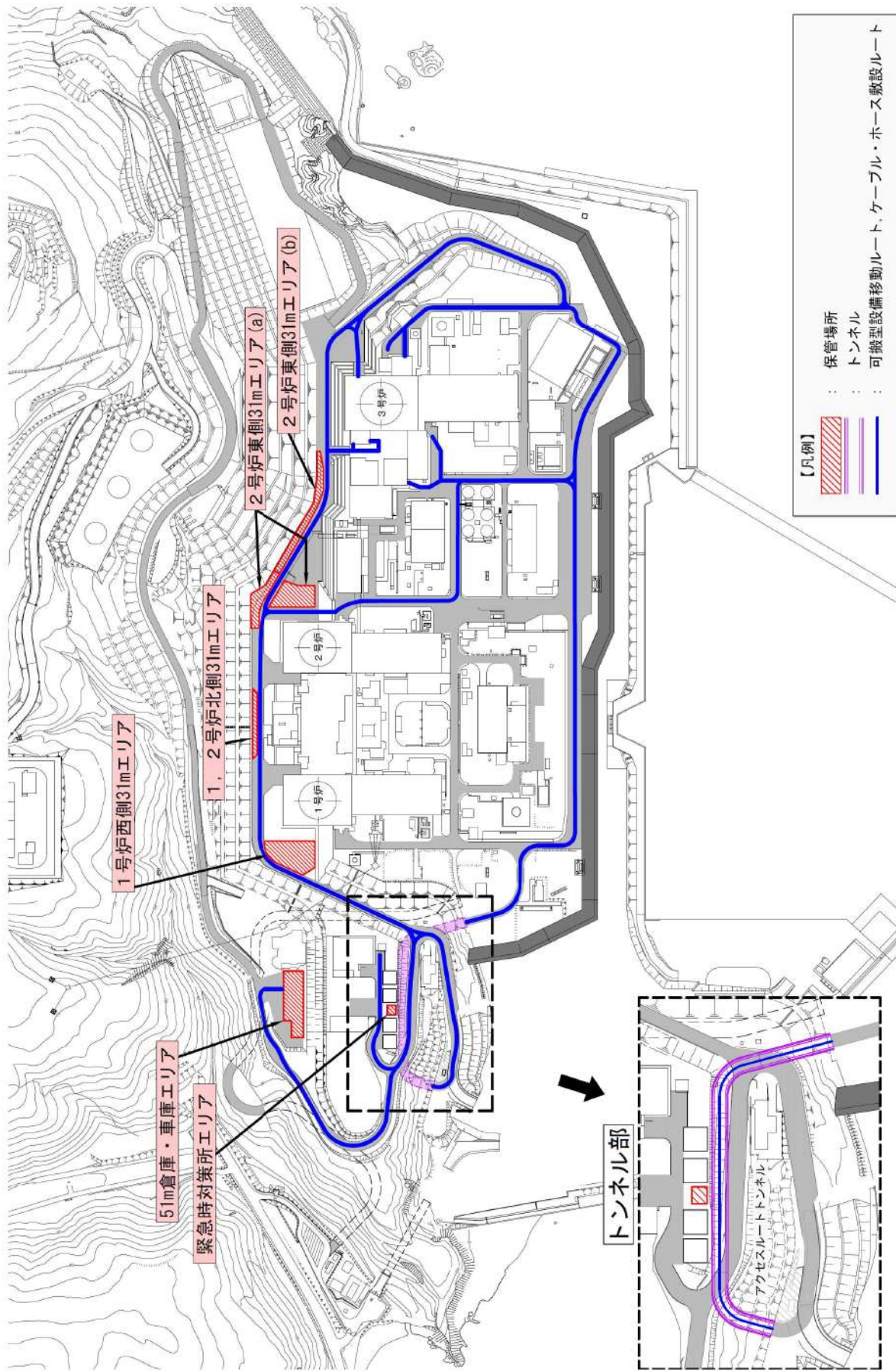
【凡例】

- 保管場所
- 可搬型大容量海水送水ポンプ車
- 泡混合設備（他条文設備）
- 放水砲
- 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	予備	—
1, 2号炉北側31mエリア	n	約260m


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

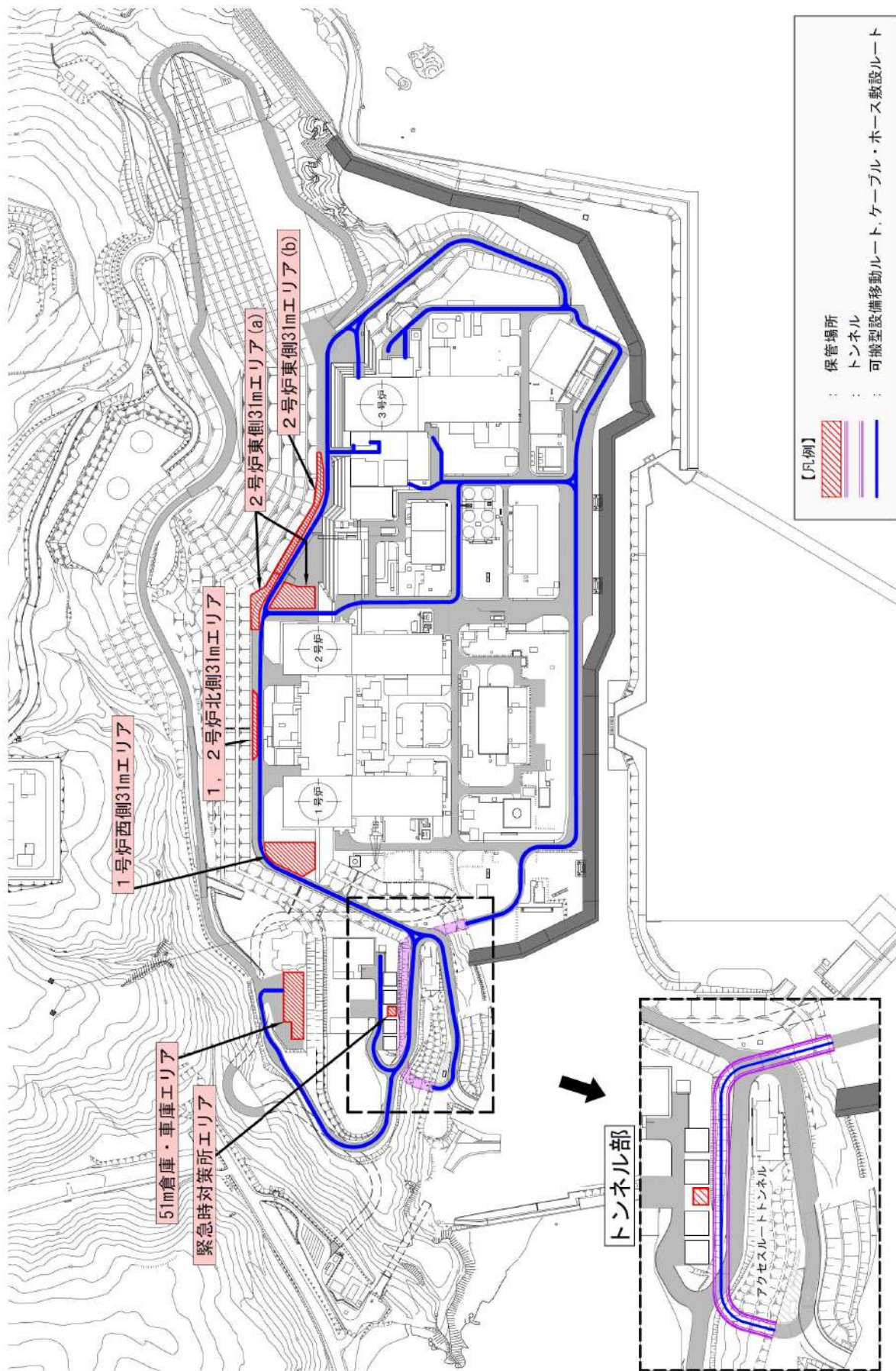
54-9 アクセスルート図



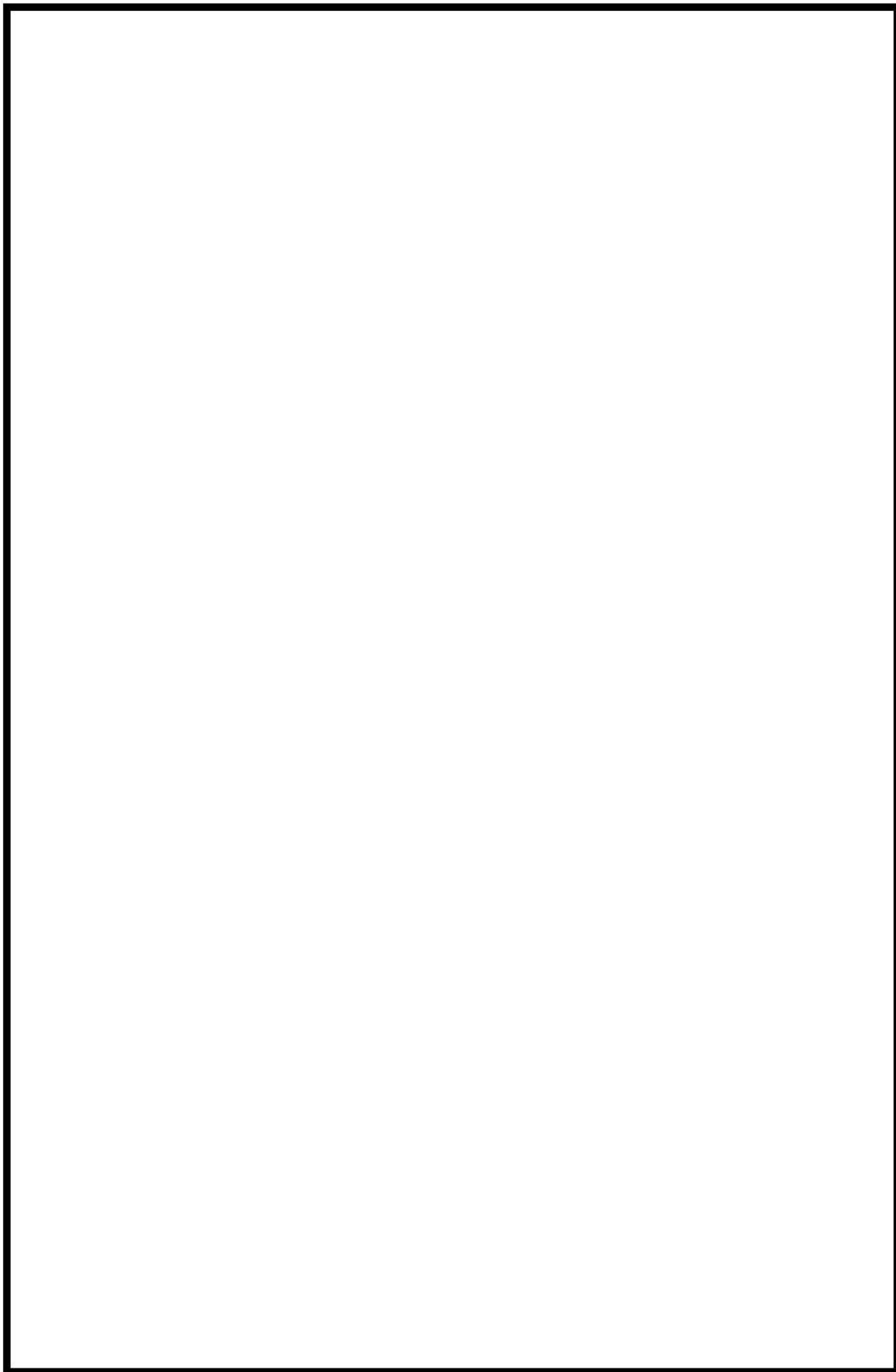
保管場所及びアクセスルート図


地震時のアクセスルート図

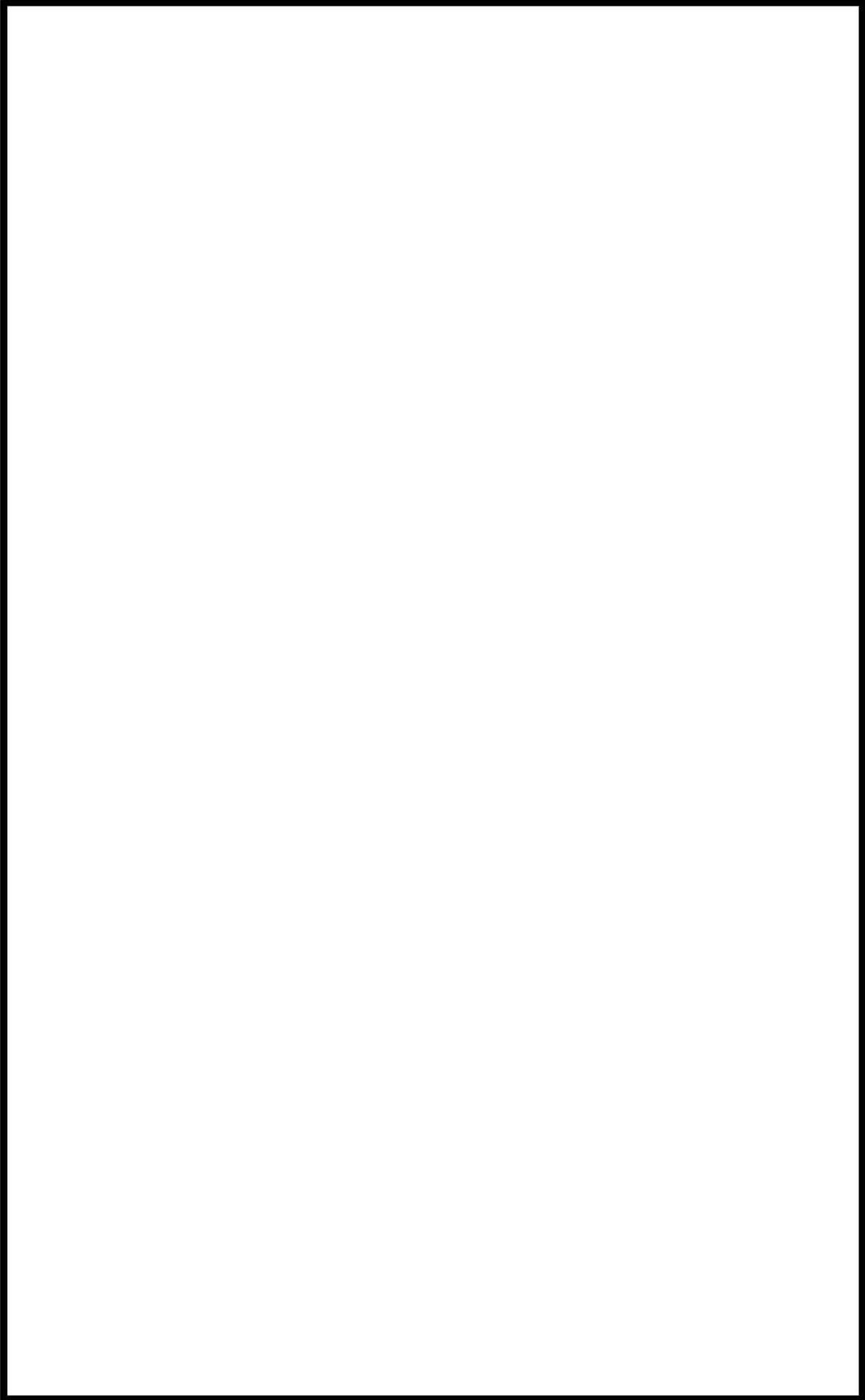
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



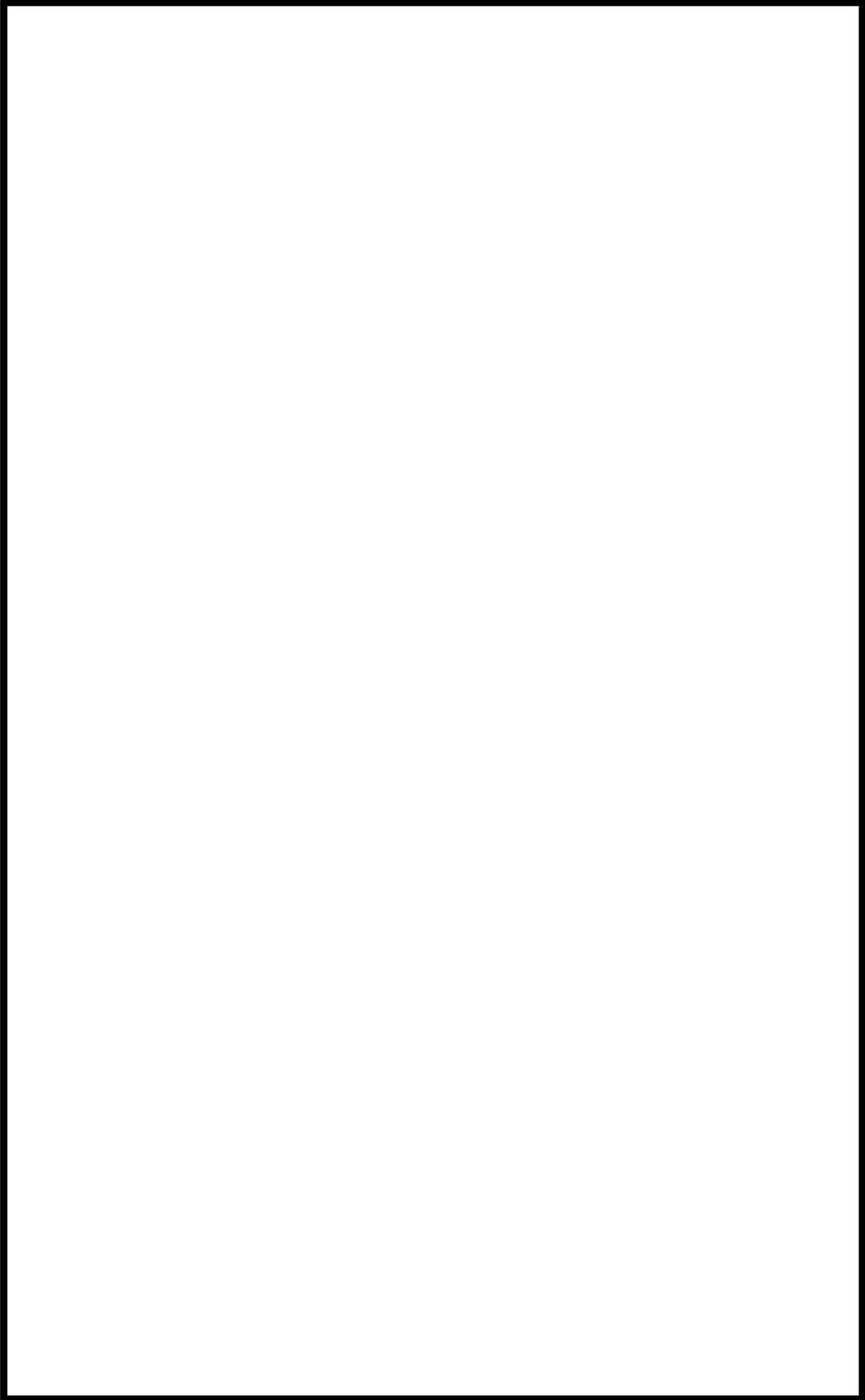
津波時のアクセスルート図



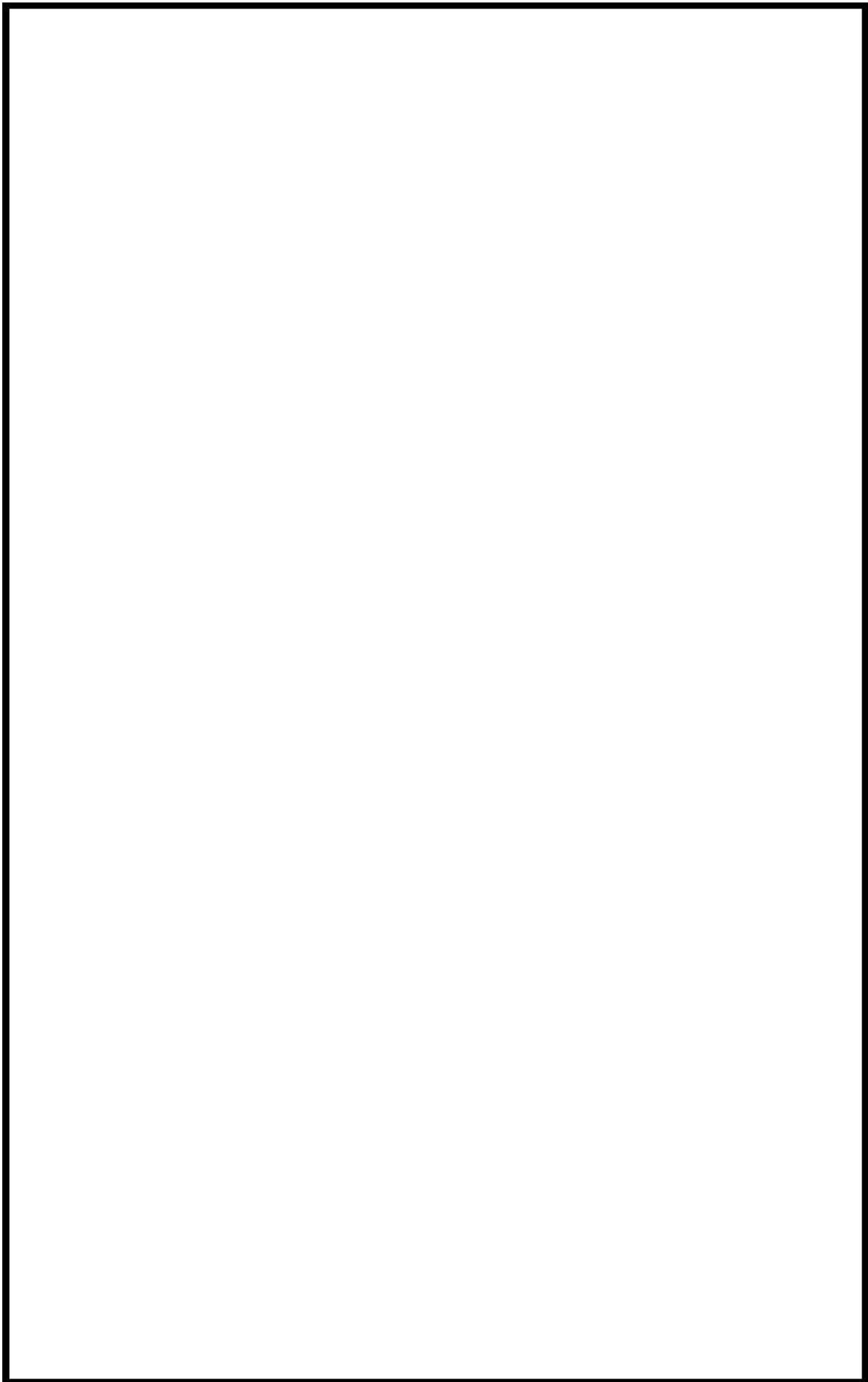
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



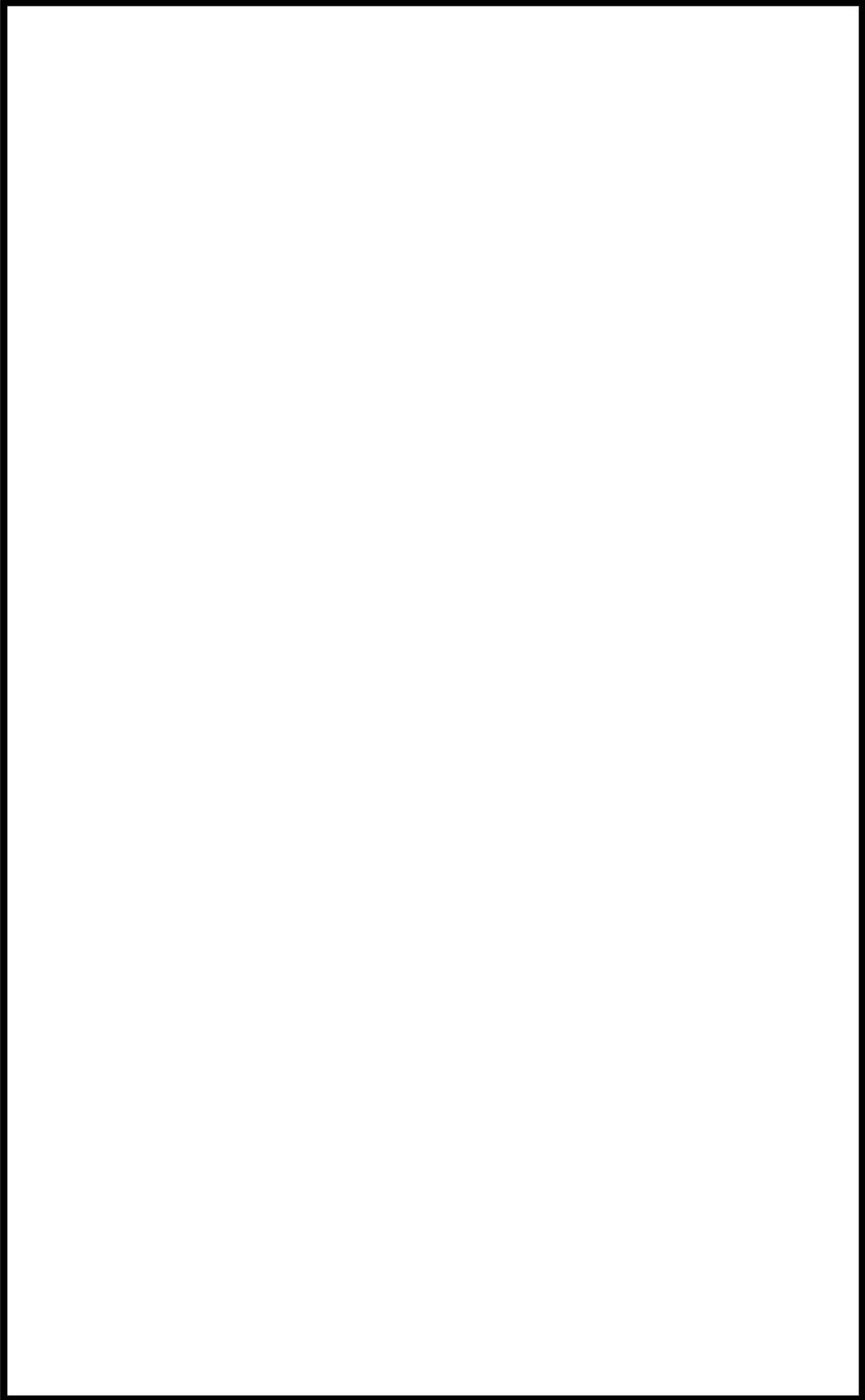
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



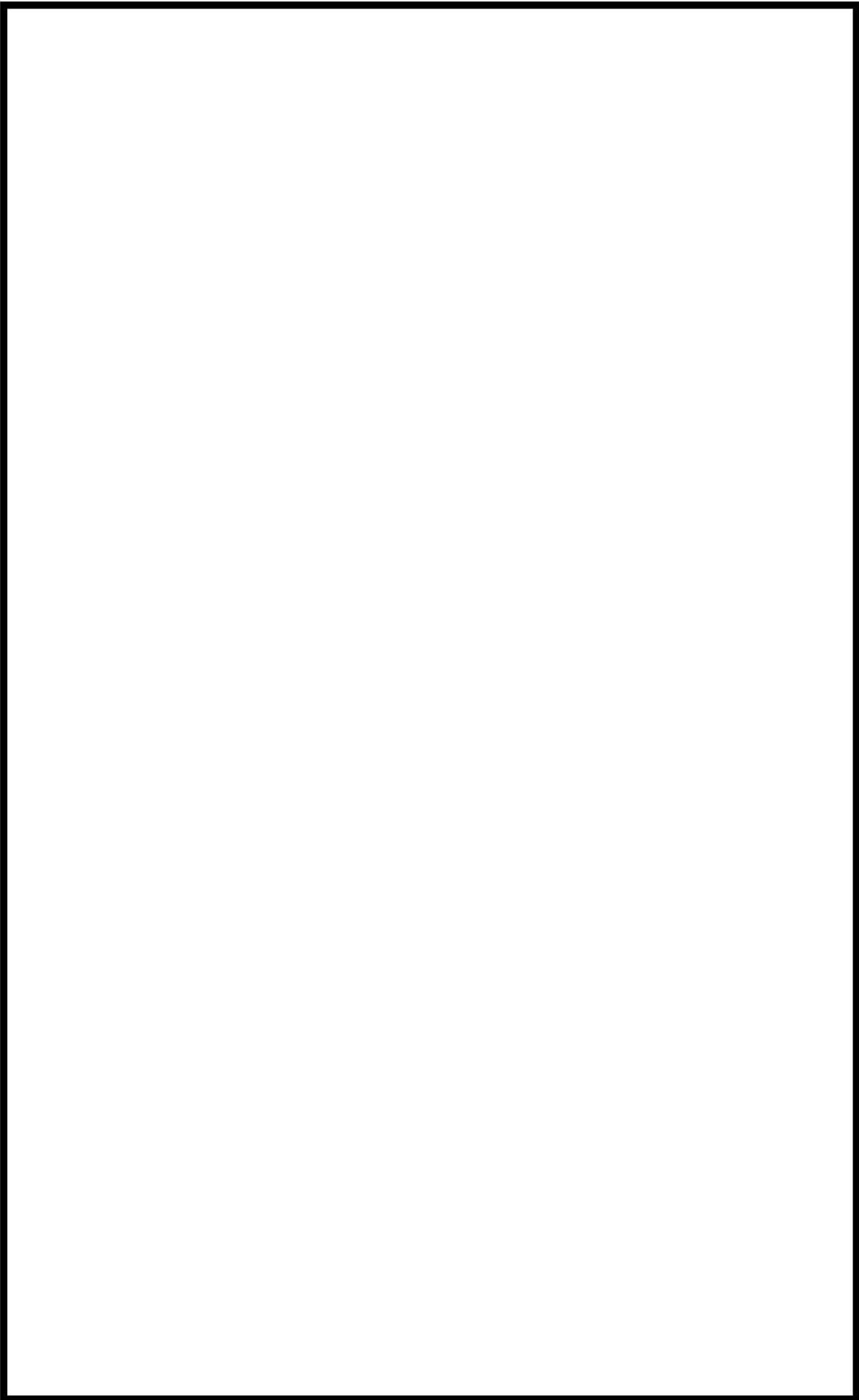
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



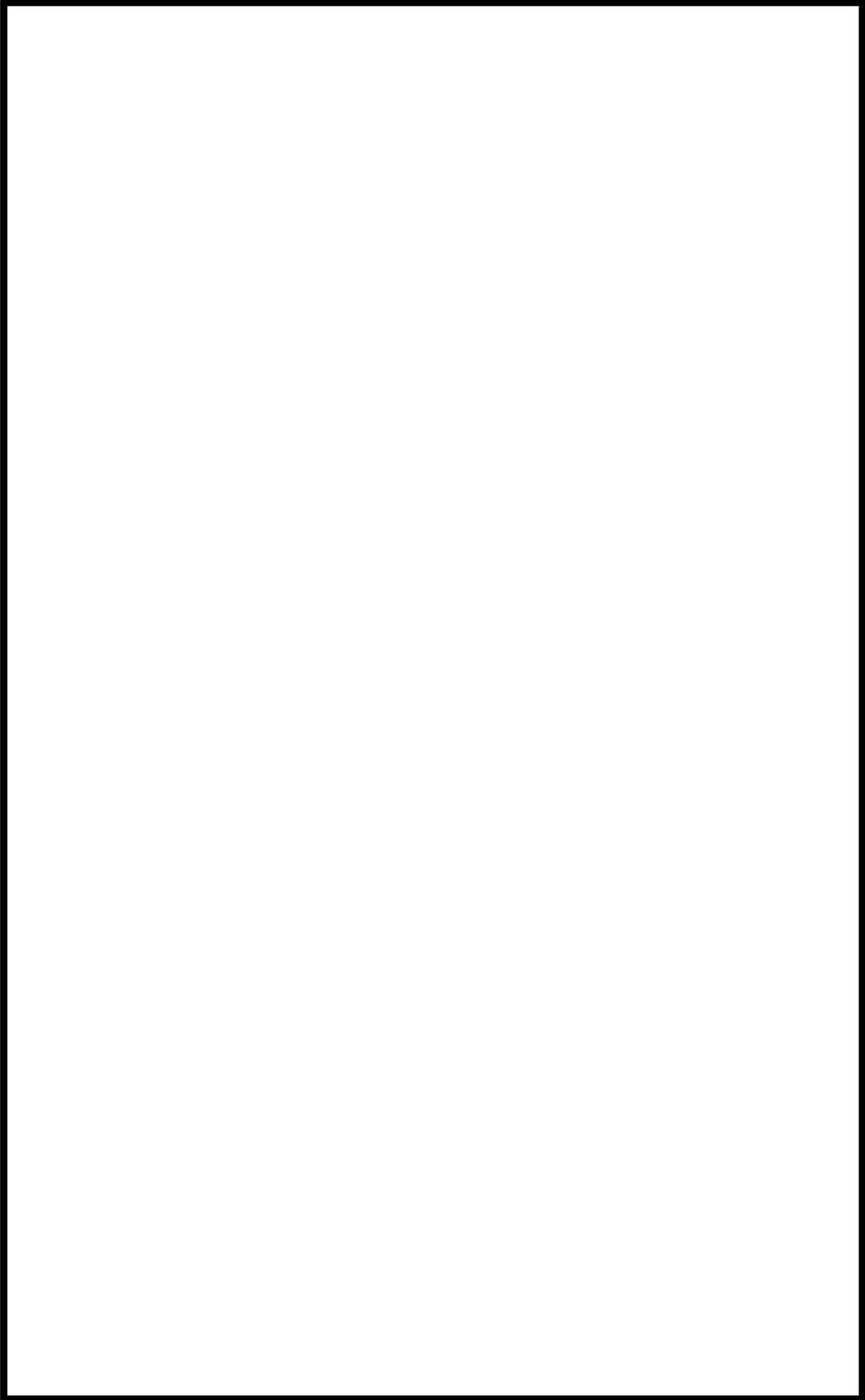
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



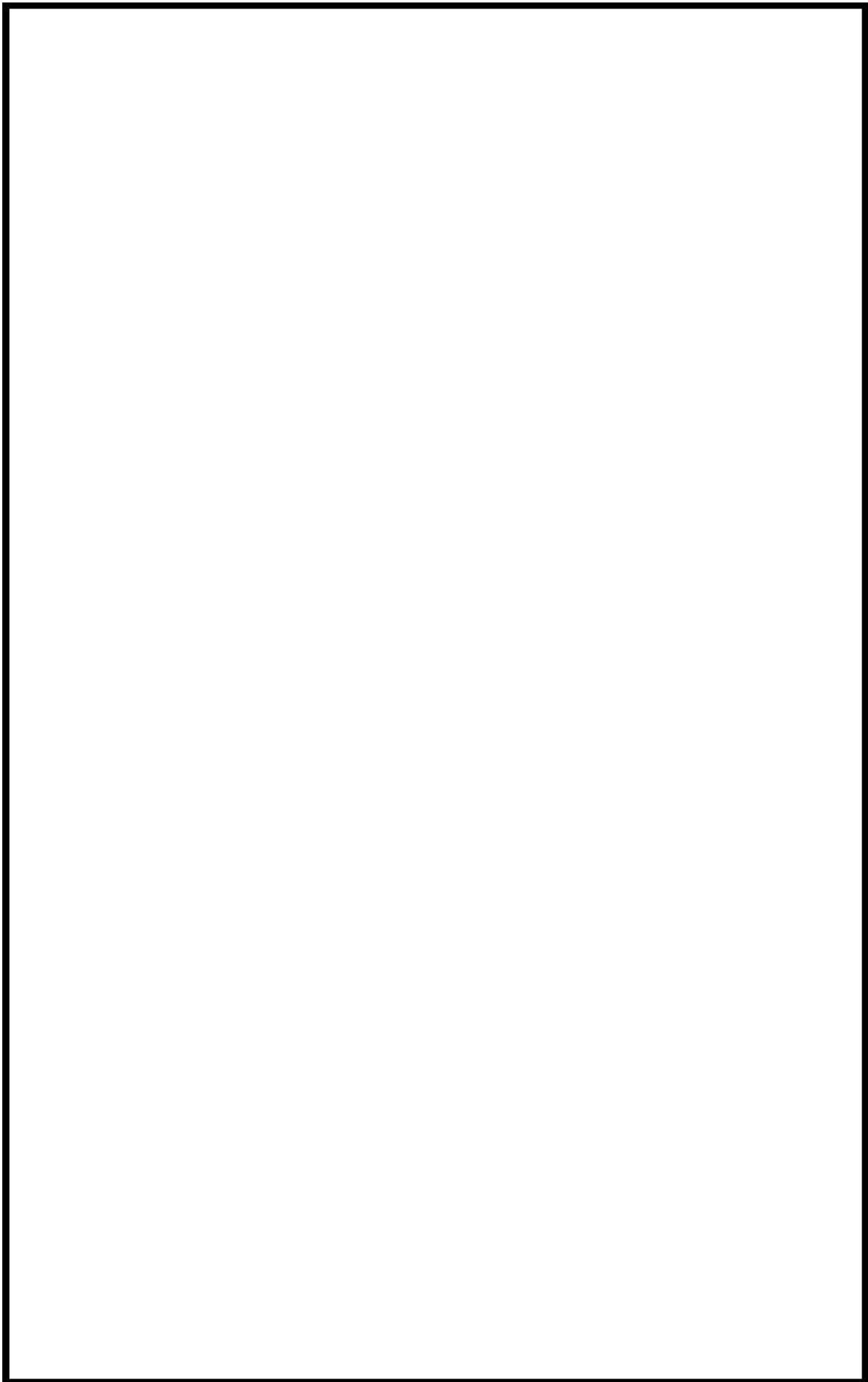
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



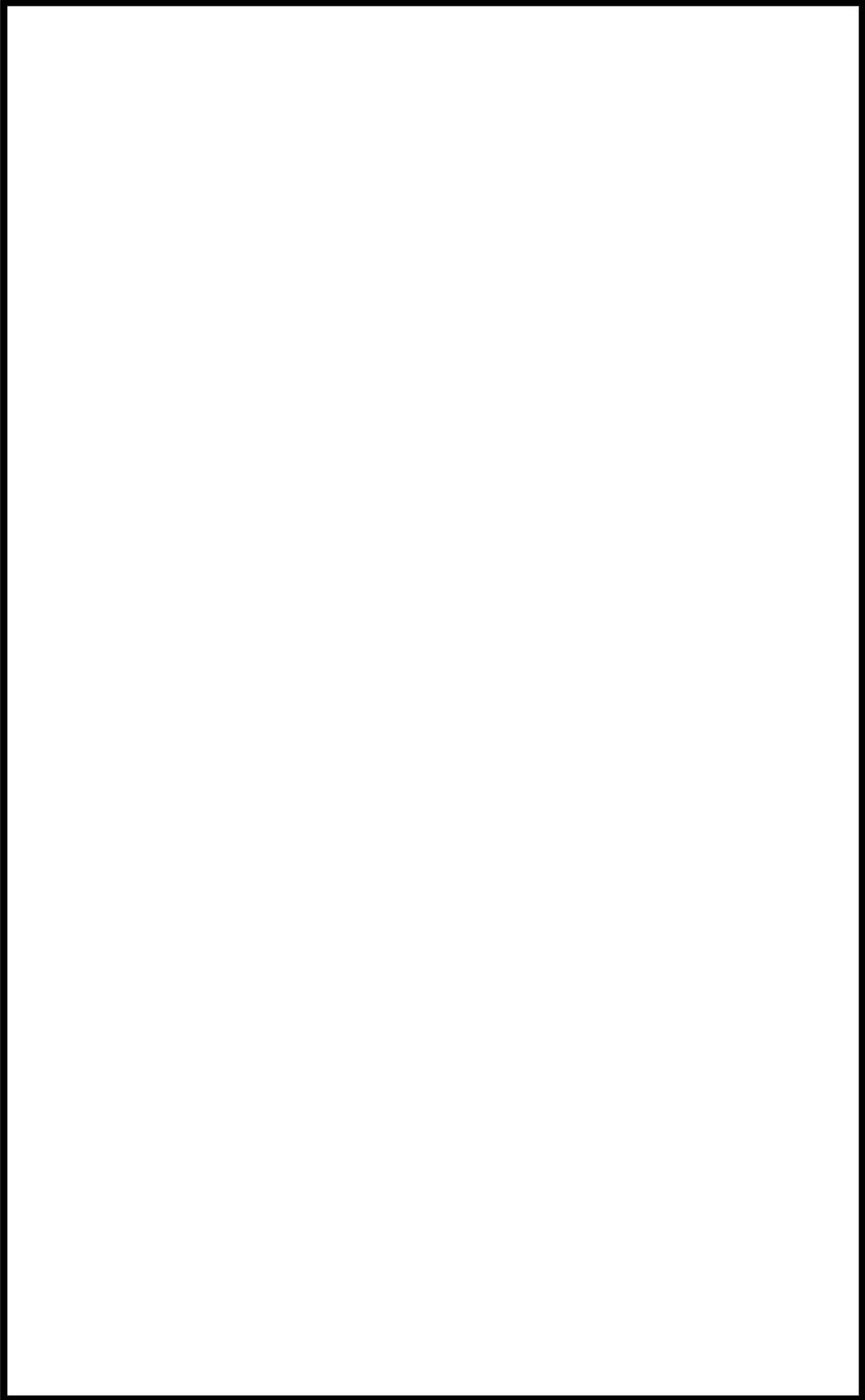
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



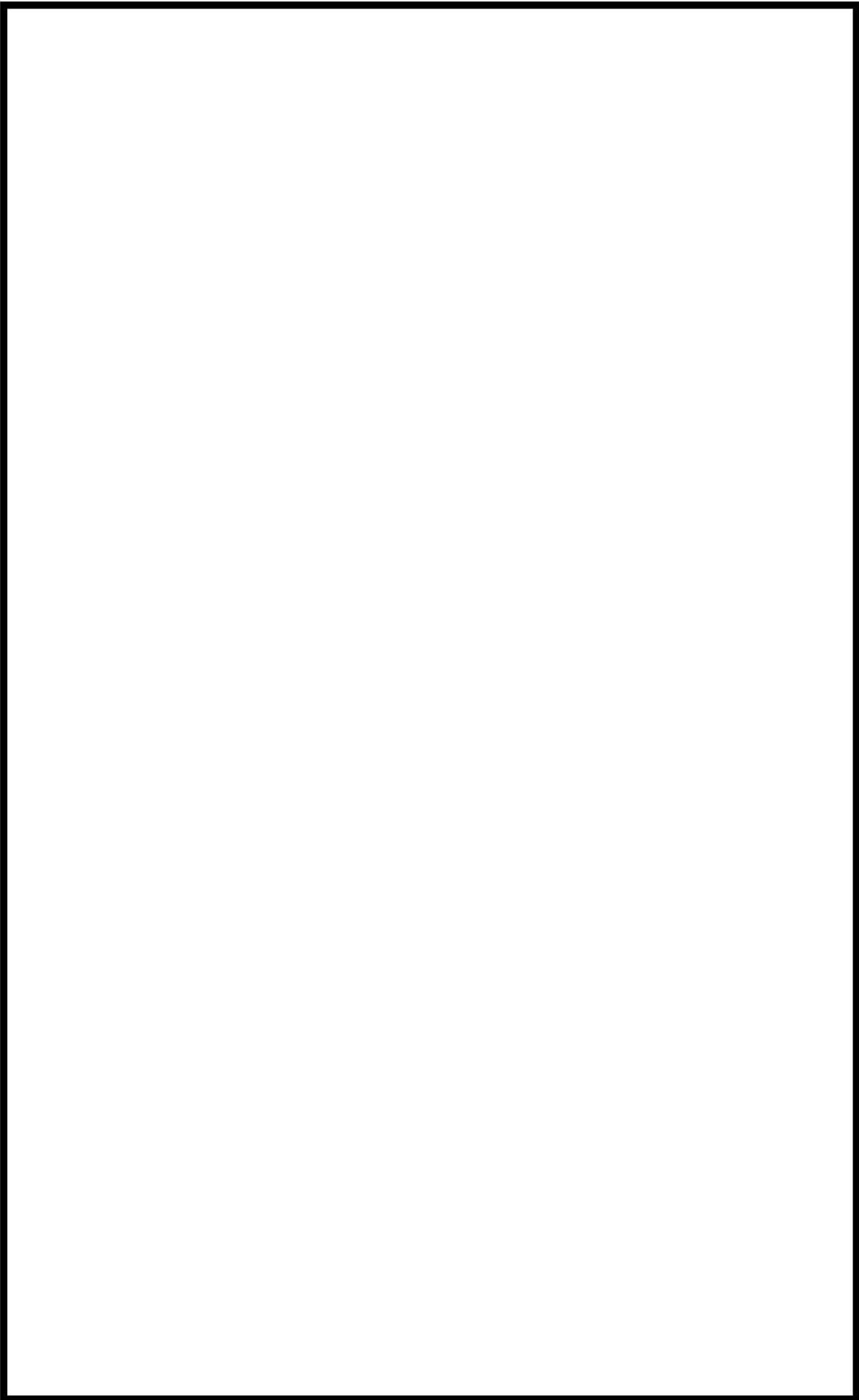
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



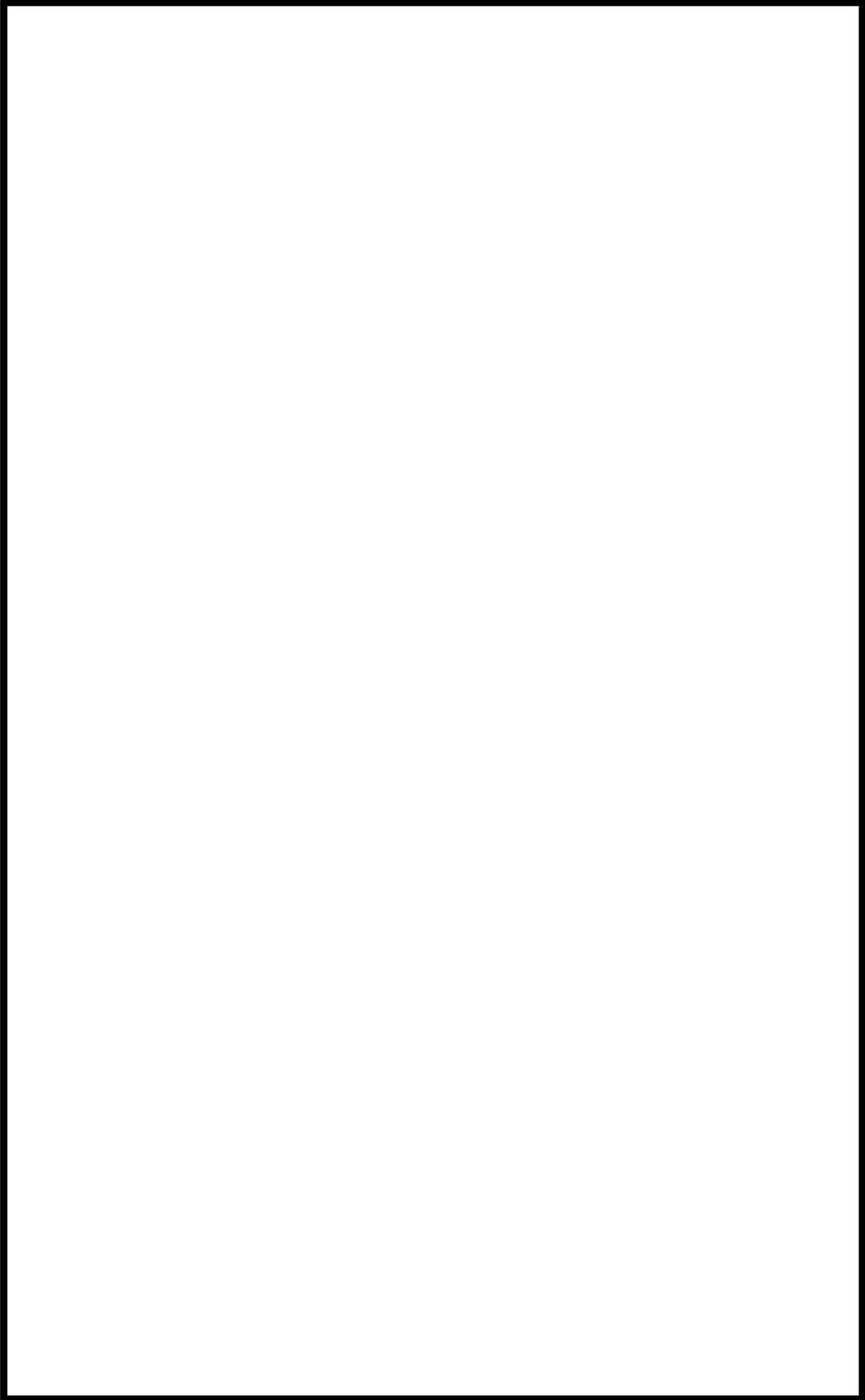
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



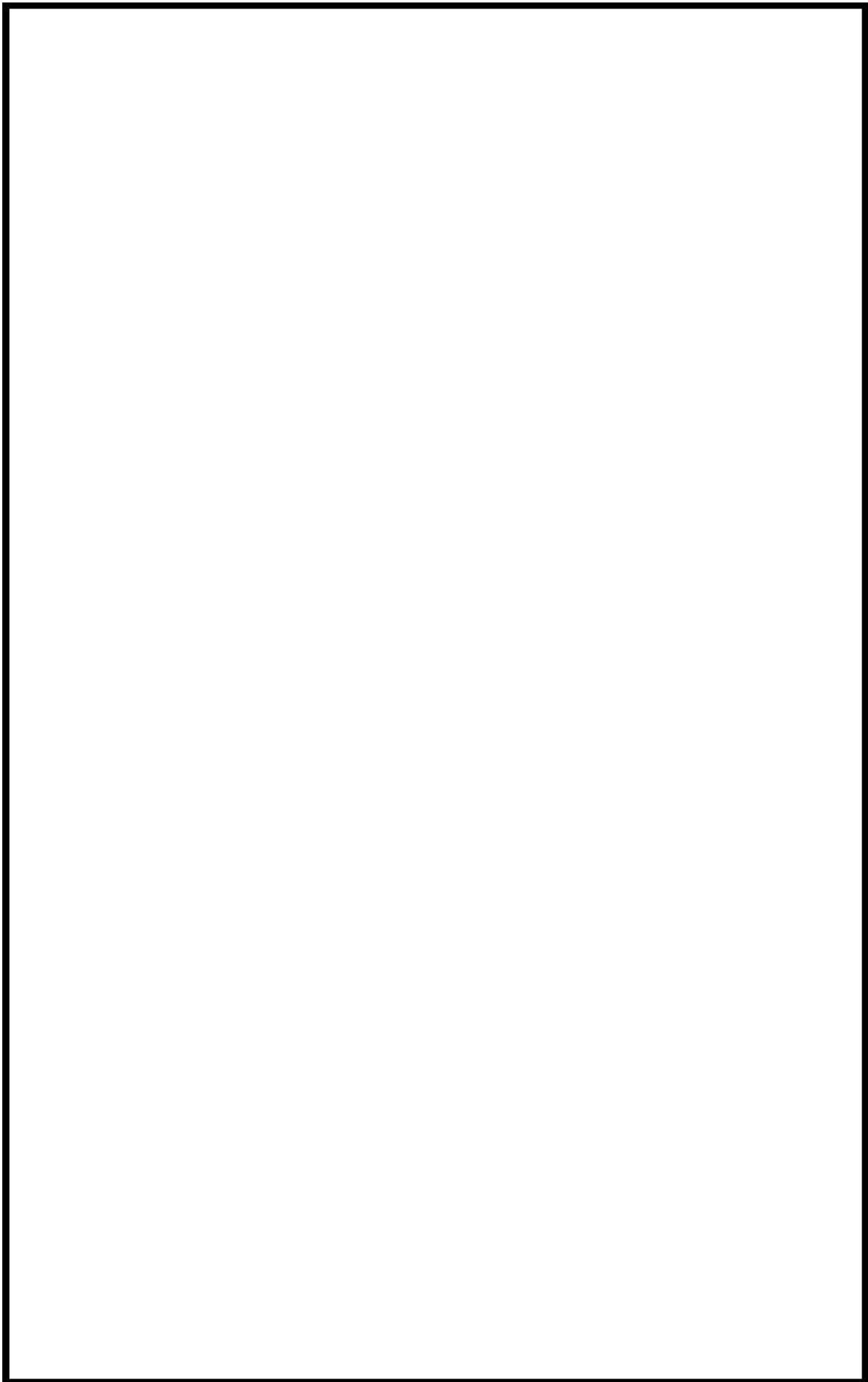
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



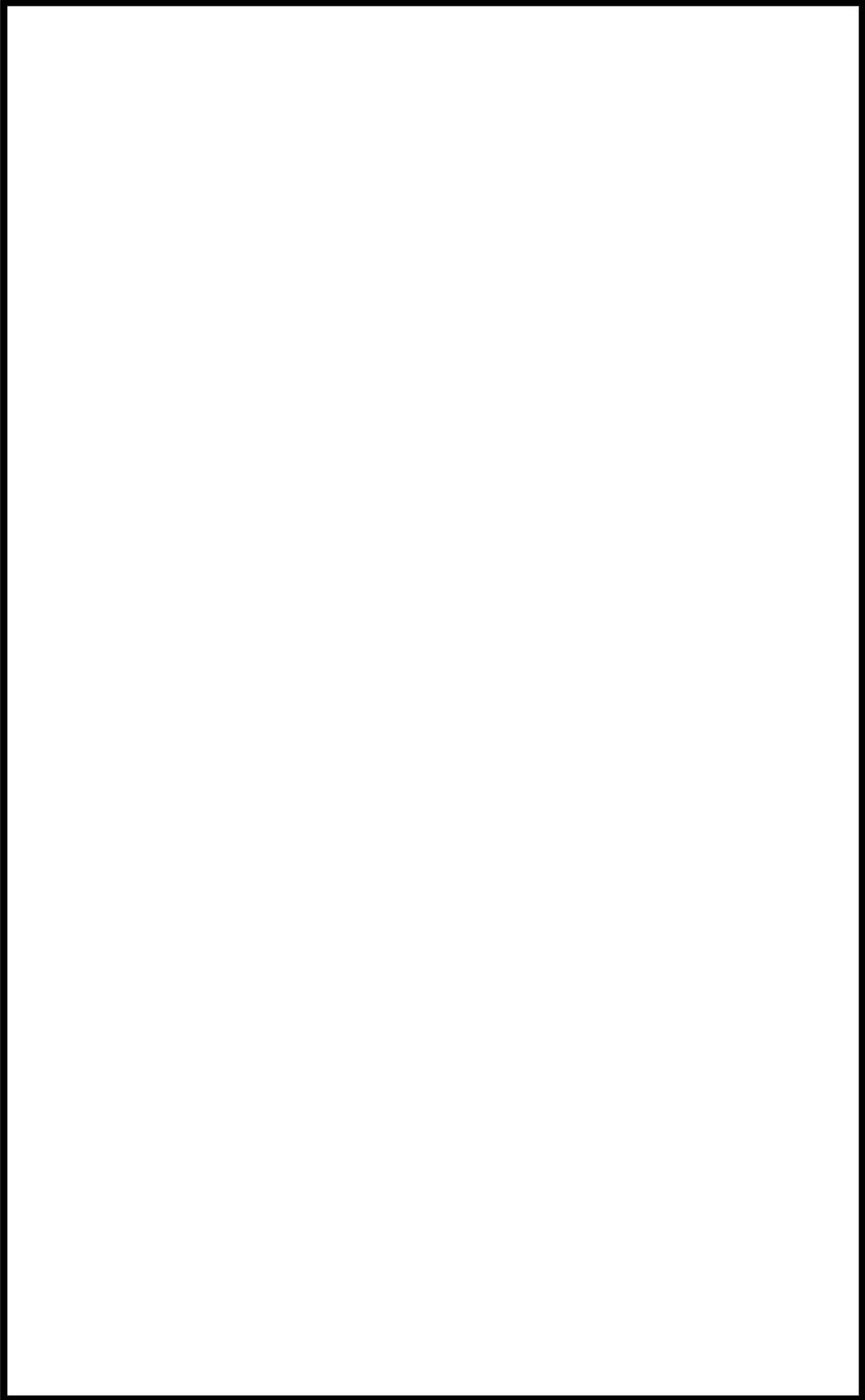
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



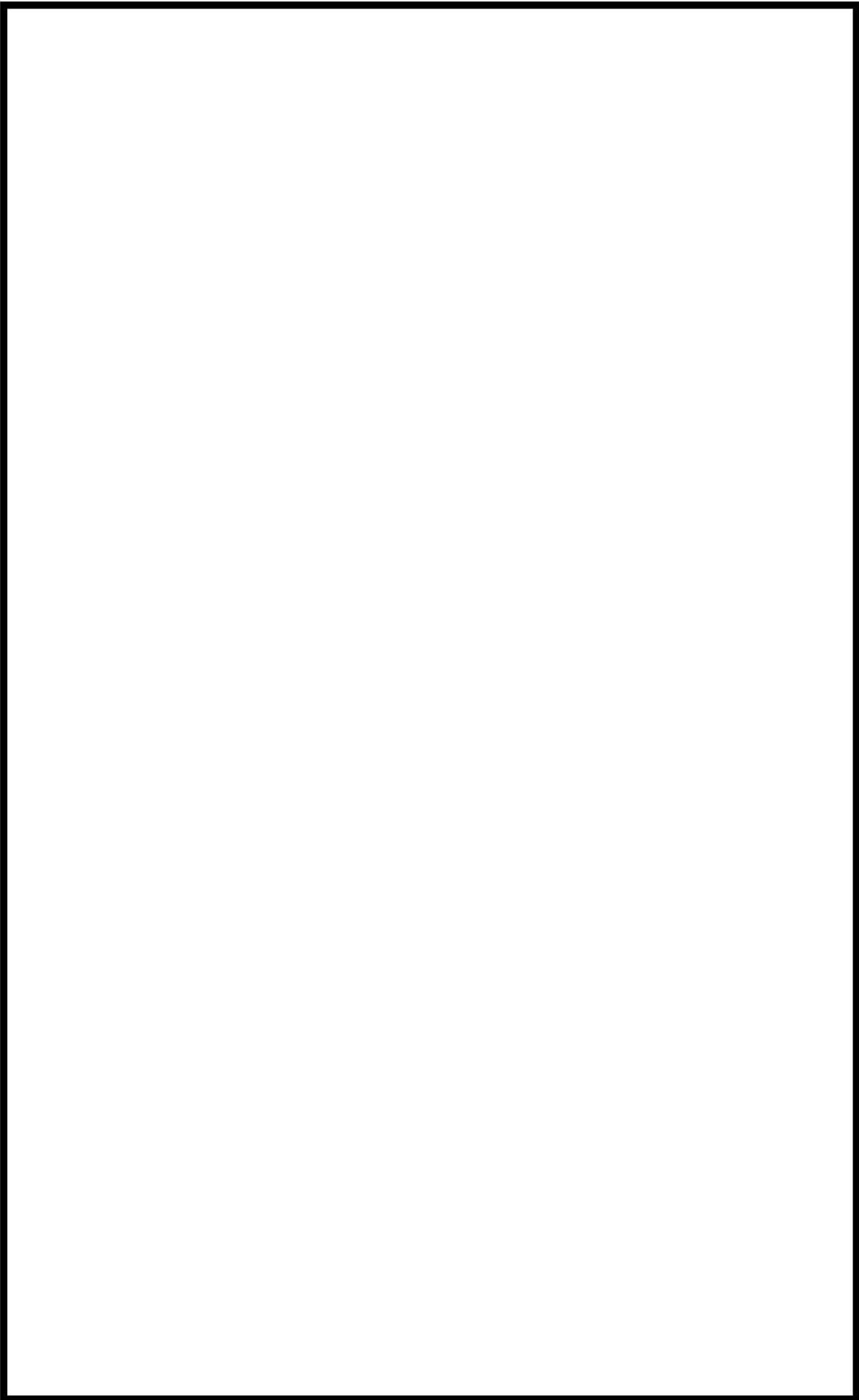
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 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。

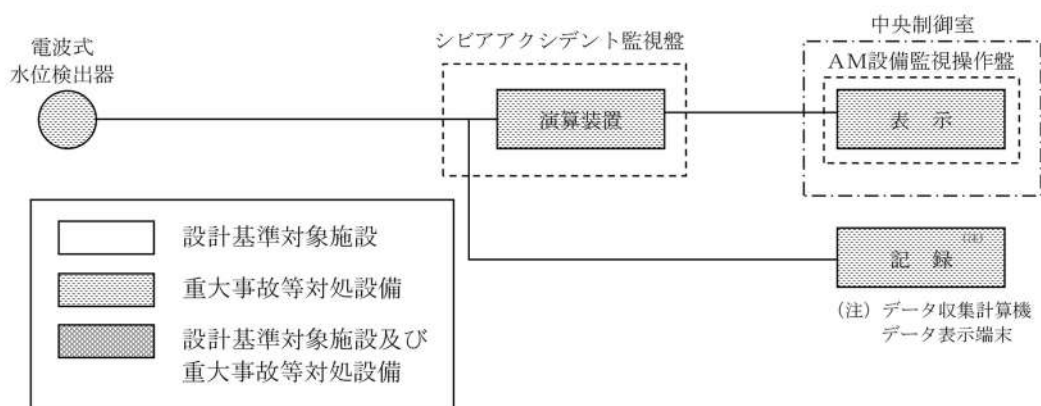
なお、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

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)

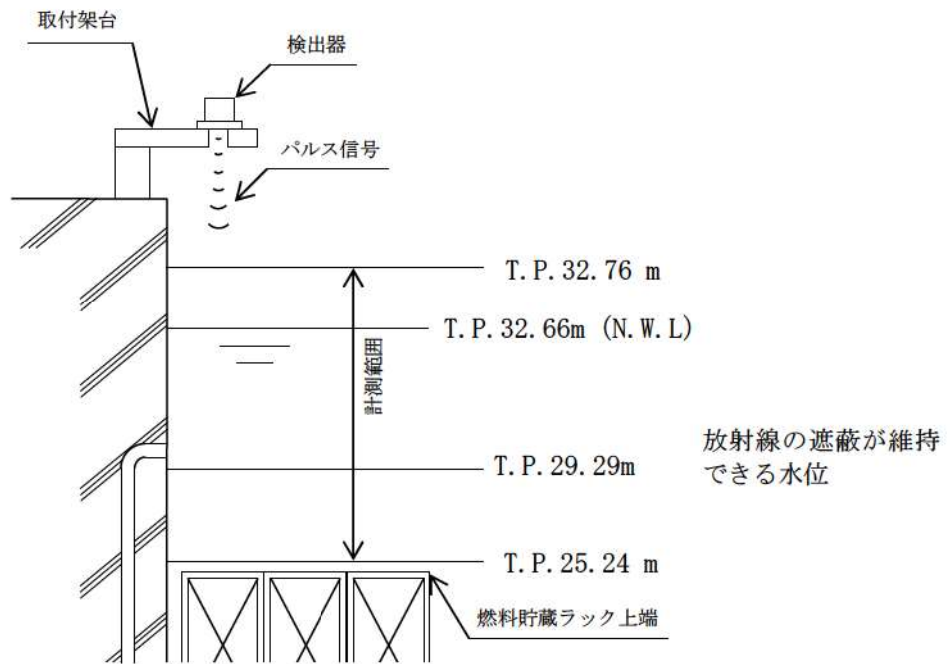
- ・計測範囲：T.P. 25.24～32.76m
- ・個数：2個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33.1m

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、燃料貯蔵ラック上端近傍 (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。)

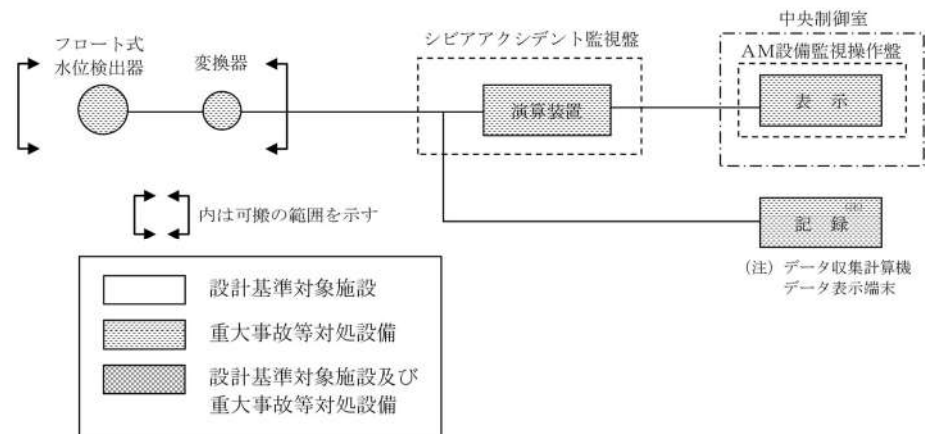


第2図 使用済燃料ピット水位（AM用）の計測範囲

(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。）



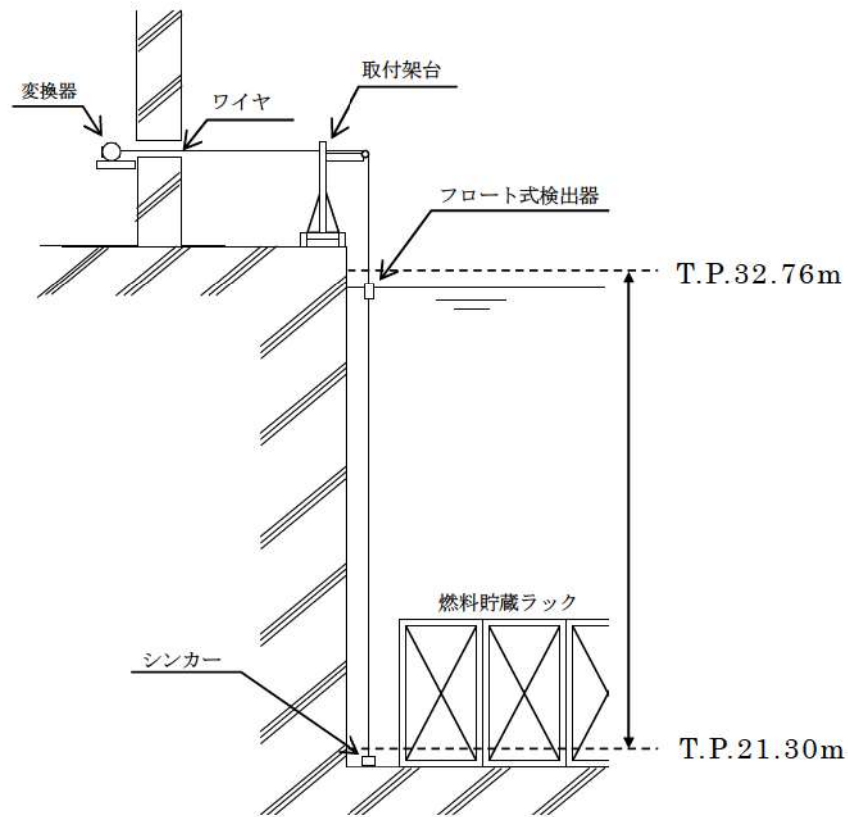
第3図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

(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

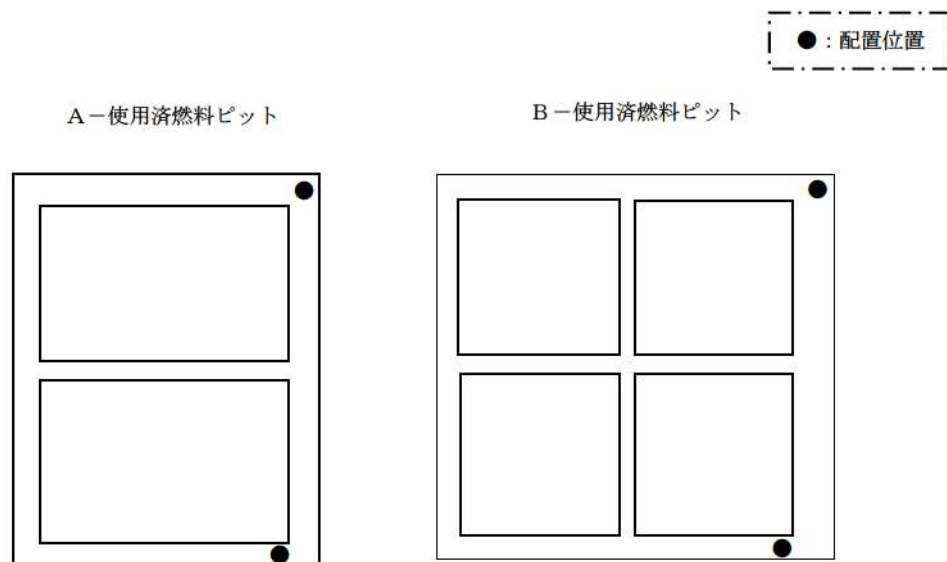
A-使用済燃料ピット及びB-使用済燃料ピット

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。

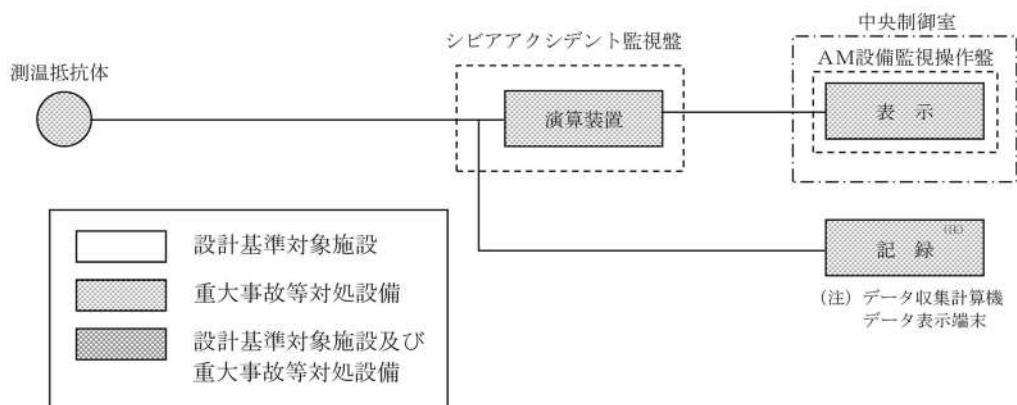


第5図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の配置概要図

(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)

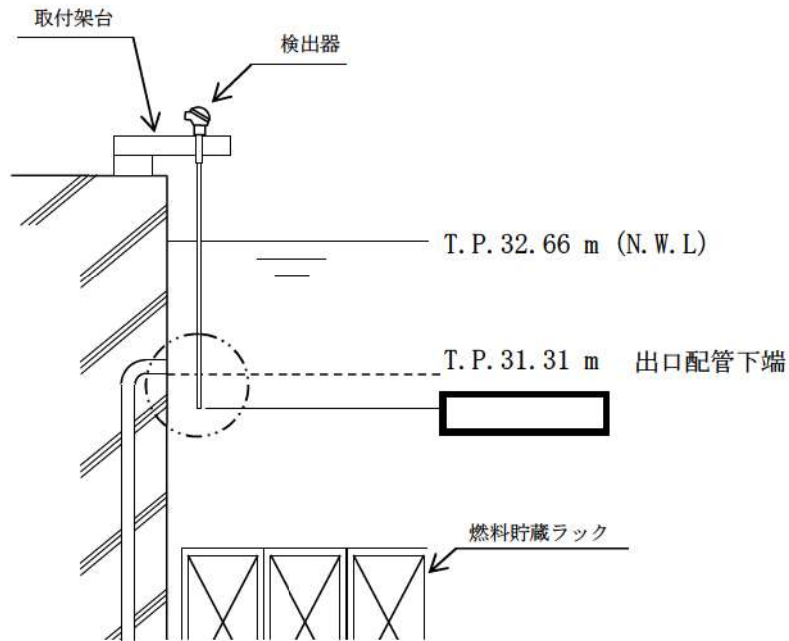
- ・計測範囲：0～100℃
- ・個数：2個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33. 1m

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。)

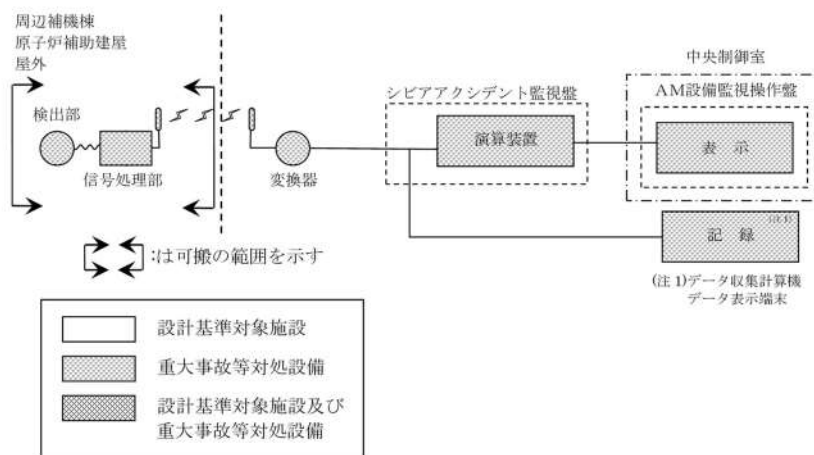


第7図 使用済燃料ピット温度（AM用）の計測範囲

(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

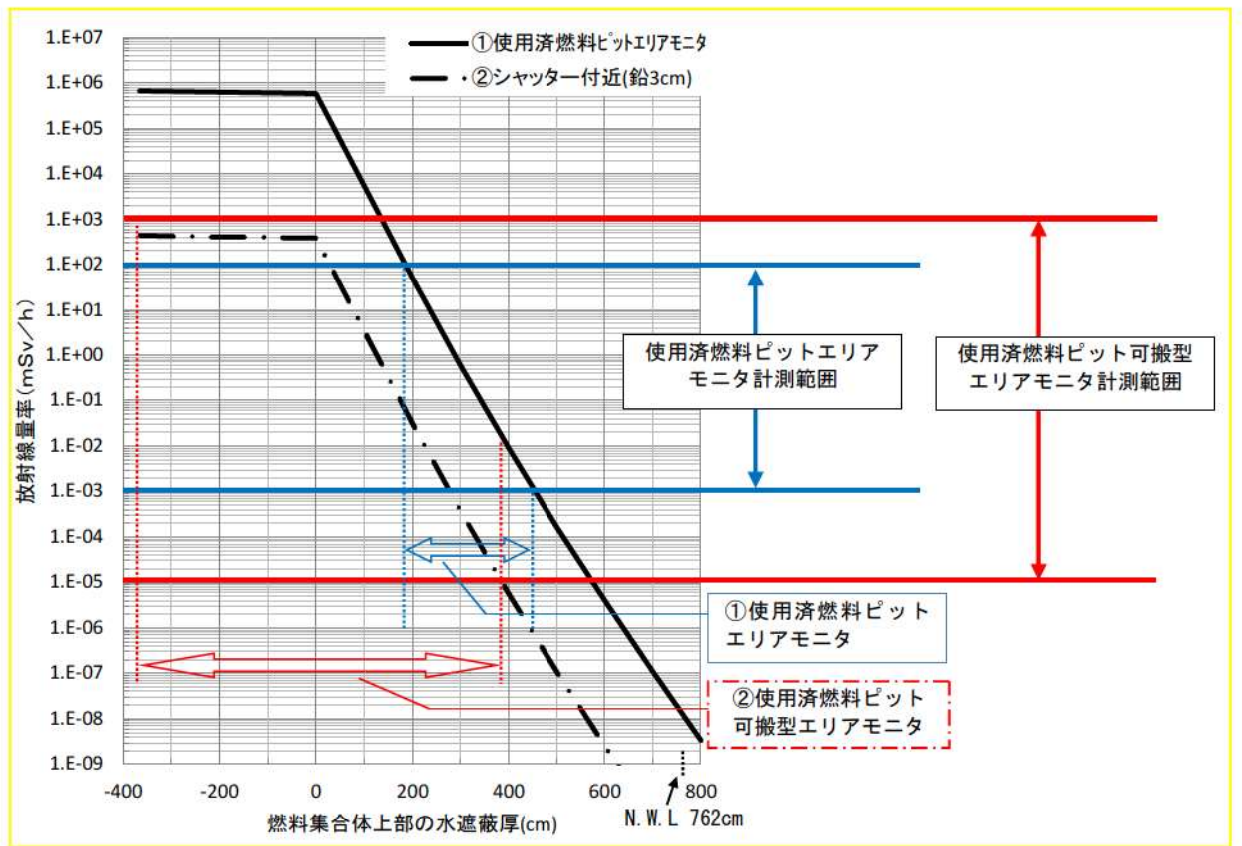
使用済燃料ピットの異常な水位の低下が発生した場合は、使用済燃料ピット区域の放射線量率は非常に高くなる。使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの検出器は、設置場所を任意に選定できることから使用済燃料ピットから離隔距離等をとった場所で測定することにより、使用済燃料ピット区域の放射線量率を推定することが可能である。

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。

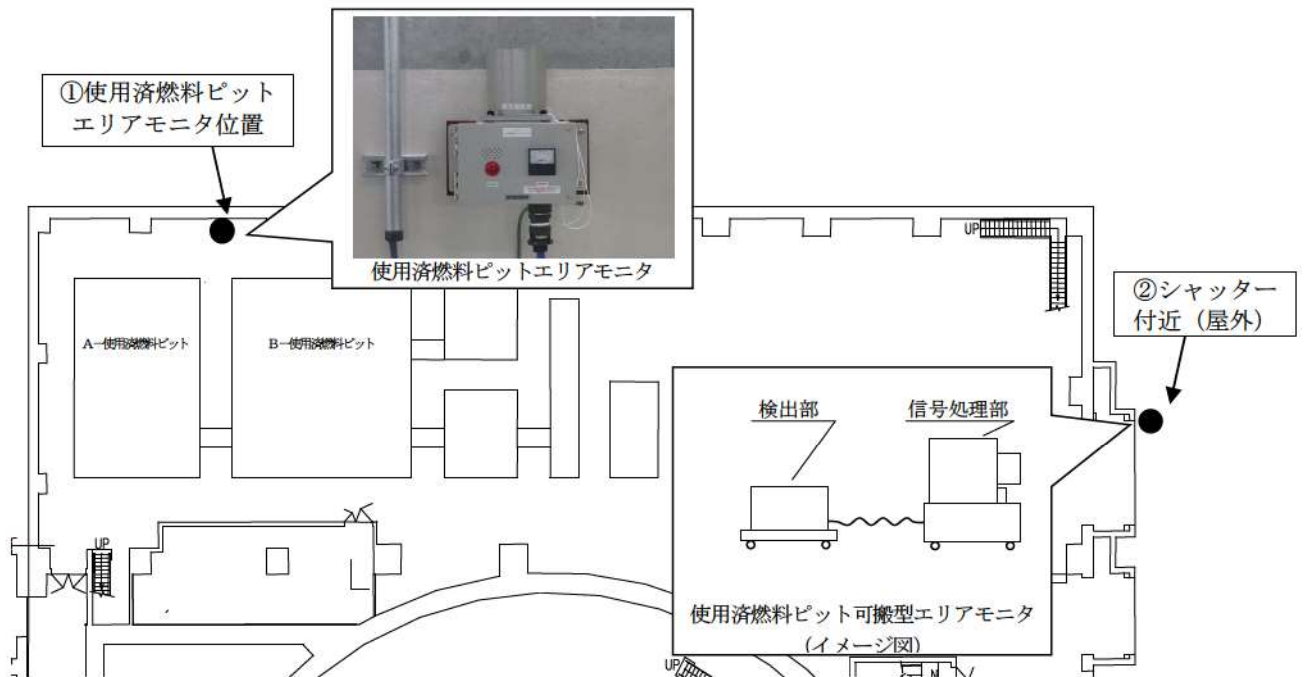
実際の運用に際しては、あらかじめ設定している設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し把握しておくことにより、実際の放射線量率を推定することができる。また、恒設の使用済燃料ピットエリアモニタの計測範囲がオーバーラップしている間に指示値を比較することにより使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの指示傾向を把握し、使用済燃料ピットの異常な水位の低下時に使用済燃料ピットエリアモニタの計測範囲をオーバーした後も当該区域の放射線量率を推定することができる。

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。

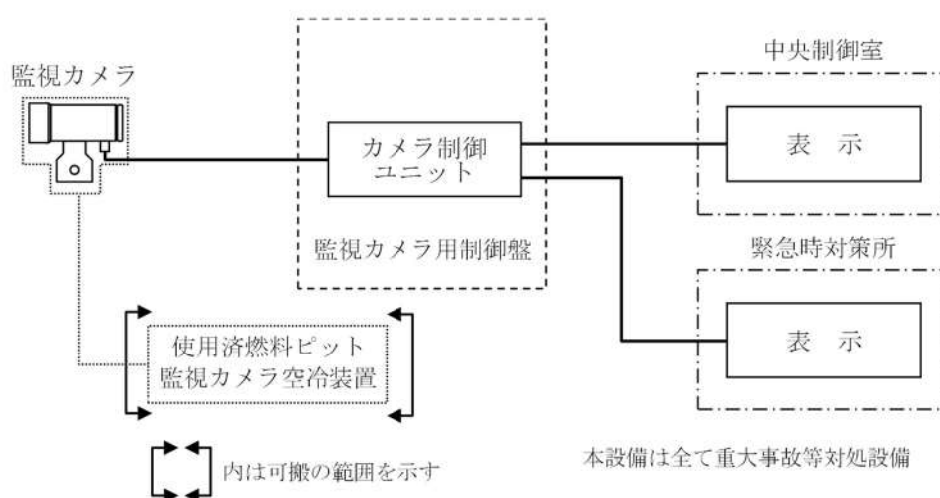
	可搬型を追加した場合	常設を追加した場合
変動する可能性のある範囲の計測可否	○ (柔軟な計測可能) 重大事故等発生時の放射線量率は使用済燃料の冷却状態等に大きく依存するため、事前の解析結果だけでは最適な配置場所を選定することは困難だが、可搬型であれば配置場所の再調整等の対応が可能であるため、重大事故等により変動する可能性のある範囲を柔軟に計測できる。	× (柔軟な計測困難) 重大事故等発生時の放射線量率は使用済燃料の冷却状態等に大きく依存するため、事前の解析結果だけでは最適な配置場所を選定することは困難であるため、重大事故等により変動する可能性のある範囲を柔軟に計測するのは難しい。
機能を期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。)



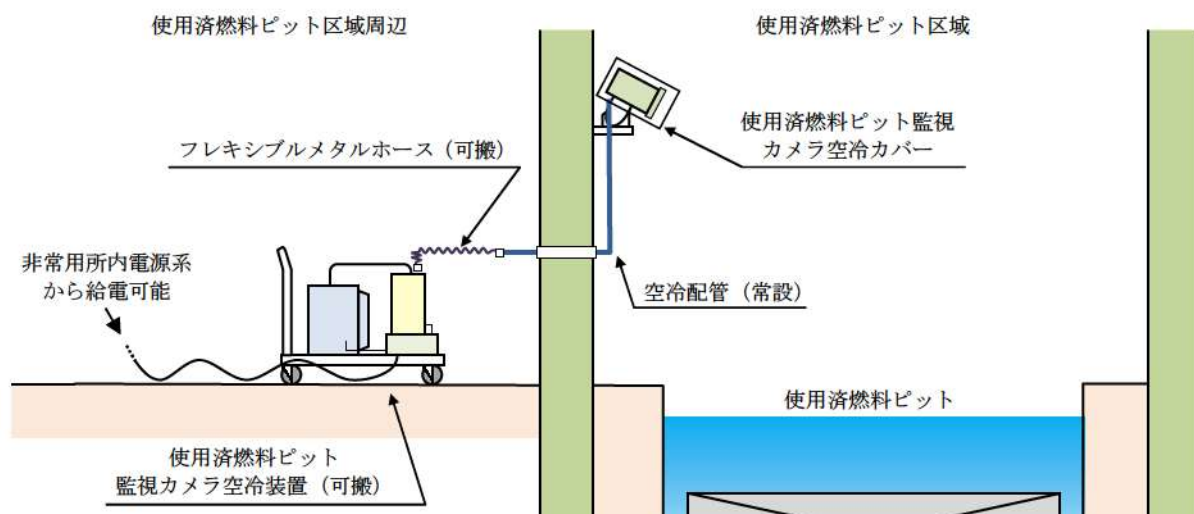
第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

- ・計測範囲：-40～120℃
- ・個 数：1 個
- ・設置場所：燃料取扱棟 T.P. 33. 1m

・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

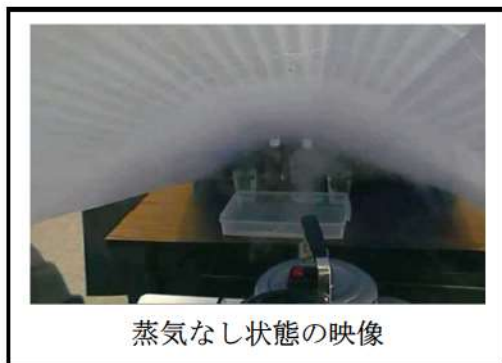
・蒸気雰囲気下での使用済燃料ピット監視カメラによる監視性確認について

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。

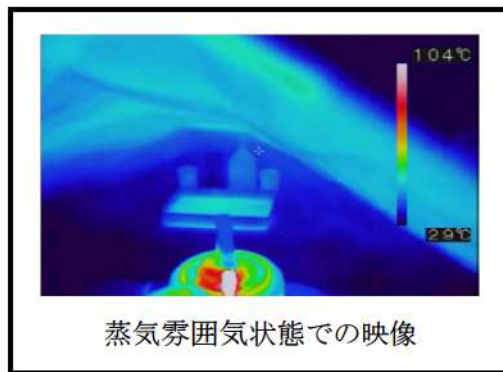
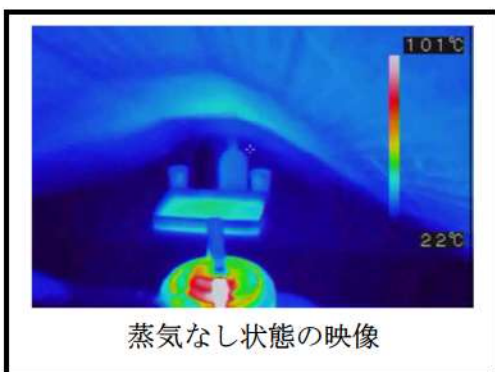
また、使用済燃料ピット監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置で冷却を行うが、使用済燃料ピット監視カメラが設置されている燃料取扱棟の温度は100℃と想定されることから、温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。

（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）

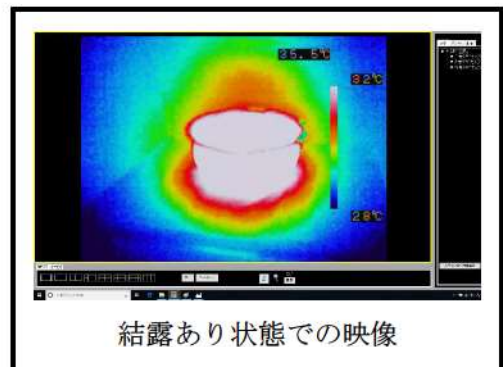
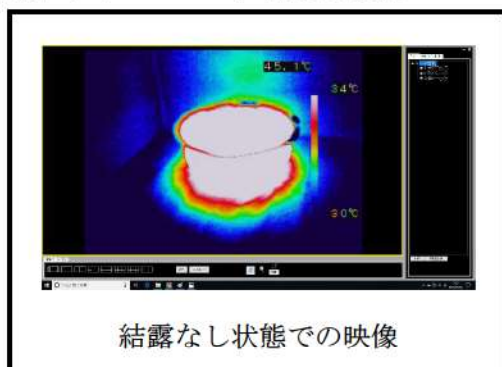
①可視カメラ



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。

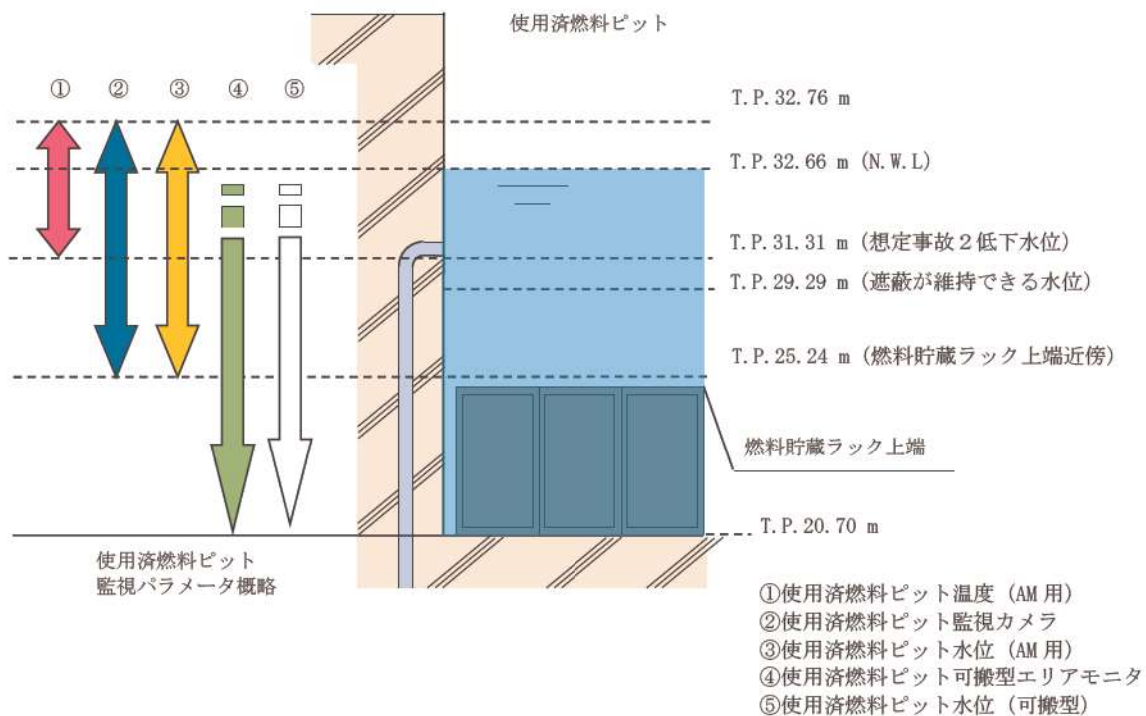
【水温監視】

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。

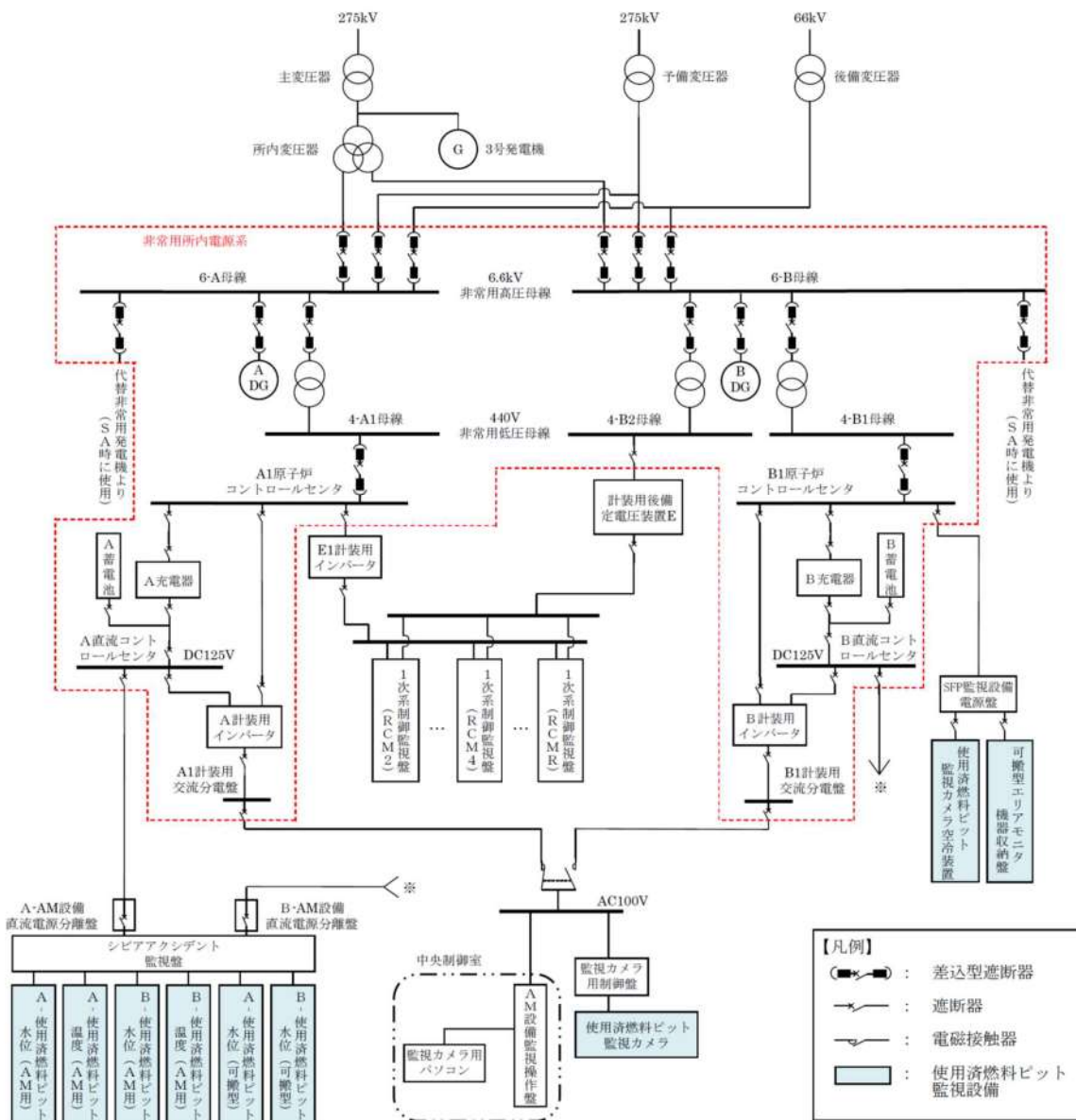
また、燃料取扱棟、周辺補機棟、原子炉補助建屋 T.P. 33. 1mは火災感知器を設置する火災区画であり、感知された場合には初期消火が実施される。

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

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。

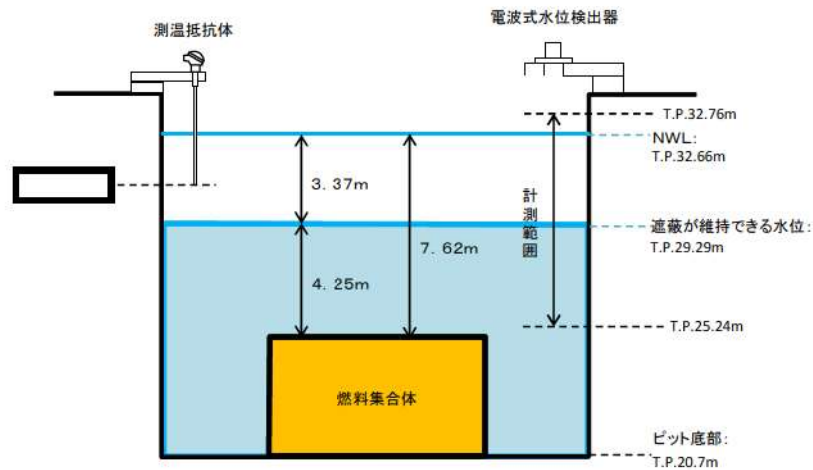
(3) 設置許可基準規則第五十四条第2項において想定する事故

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。

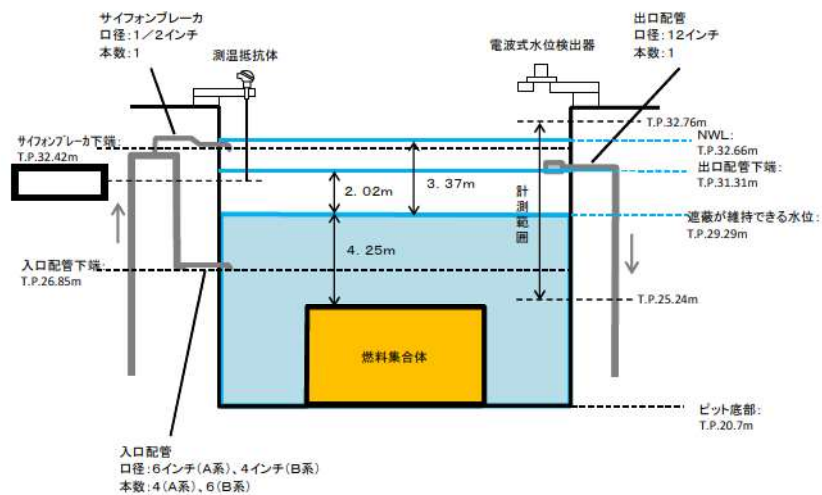
想定事故 1, 2 における使用済燃料ピット水位及び放射線量率について

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)

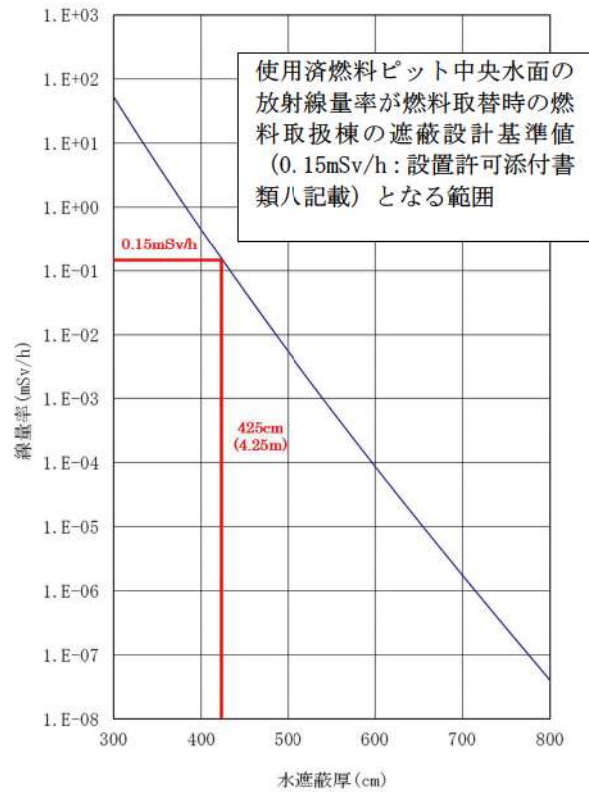


b. 想定事故 2 における想定水位 (概略図)



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※，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。

※ 燃料取扱棟 縦：約 57m，横：約 17m，高さ：約 15～22m

		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℃	△	□℃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	—		—	○			
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。	○

□ 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。

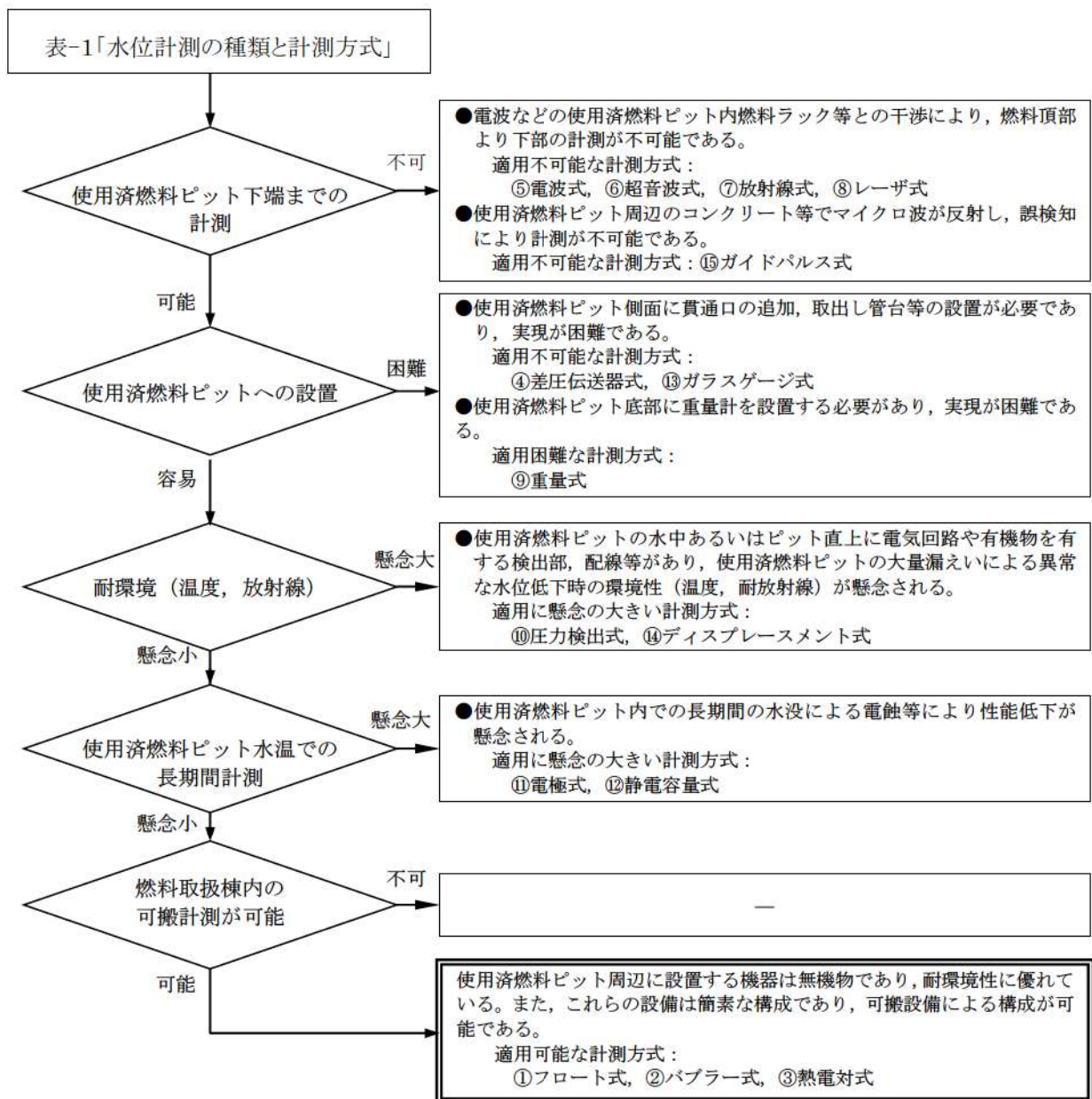
		計器仕様		設置場所	環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合 評価
放射線量率	使用済燃料 ピット可搬型 エリアモニタ	計測範囲	10nSv/h～ 1000mSv/h	使用済燃料 ピット区域 周辺屋外	使用済燃料ピット区域から設置場所までの離隔距離や遮蔽物による減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮して、使用済燃料ピット内の燃料が露出した場合でも使用済燃料ピット区域内の放射線量率を推定できるように評価し把握している。	○
		温度	-19～40℃		屋外設置	○	屋外に設置するため、問題ない。	○
		湿度	100%以下		屋外設置	○	屋外に設置するため、問題ない。	○
		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に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。	○

□ 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	<p>中央制御室へ 検出部 位置情報 フロート ラック</p>	<p>中央制御室へ 差圧伝送器 空気供給 エアバージセット ラック</p>	<p>中央制御室へ 熱電対 ラック</p>	<p>中央制御室へ 差圧伝送器 ラック</p>	<p>中央制御室へ 電波式水位計 ラック</p>

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	<p>中央制御室へ 超音波式水位計 ラック</p>	<p>中央制御室へ 中央制御室へ 放射線源 ラック 検出部 変換器</p>	<p>中央制御室へ レーザ式水位計 ラック</p>	<p>中央制御室へ 変換器 重量計 ラック</p>	<p>中央制御室へ 変換器 圧力検出器 ラック</p>

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 浮力検知(移動量または力)</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、ワイヤー及びワイヤー支持柱	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 	○	