

50-6
試験及び検査

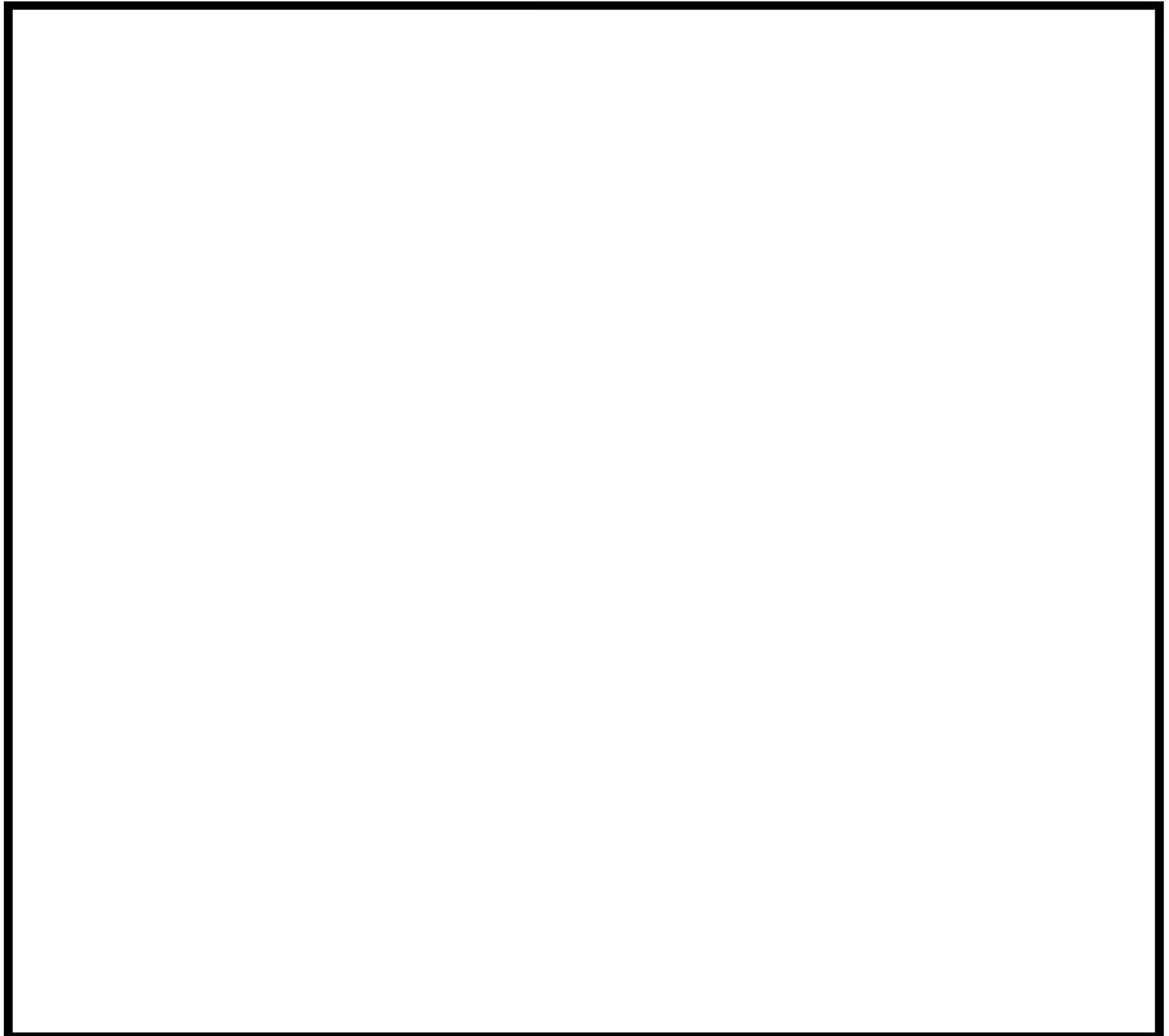


図 50-6-1 格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置構造図



図 50-6-2 よう素フィルタ構造図
50-6-1

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

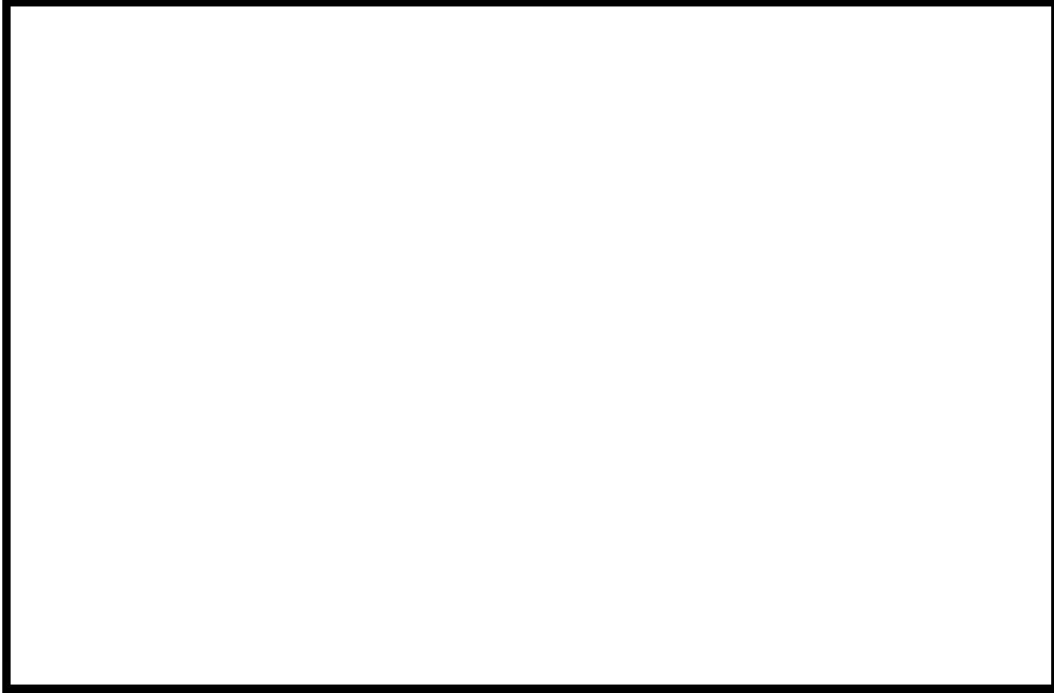


図 50-6-3 ドレンタンク構造図



図 50-6-4 ドレン移送ポンプ 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

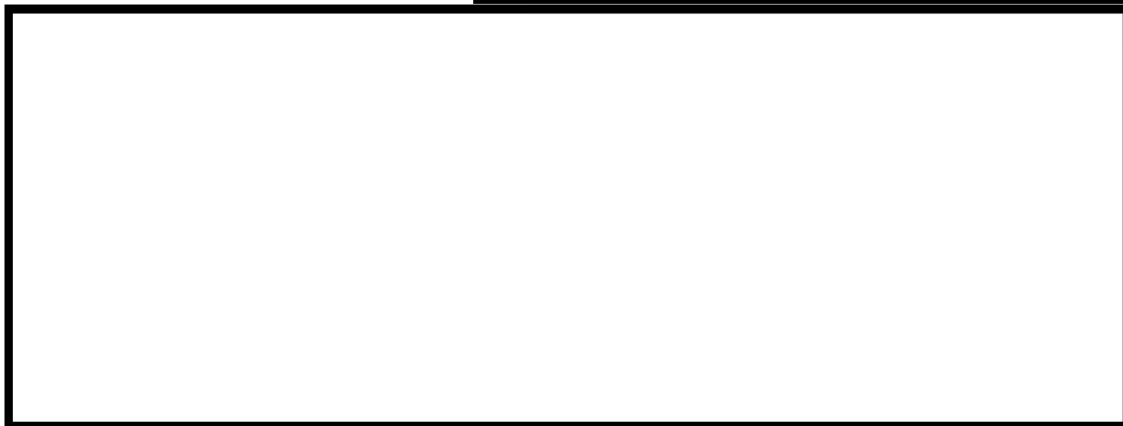


図 50-6-5 ラプチャーディスク構造図



図 50-6-6 伸縮継手構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-6-7 電動駆動弁構造図

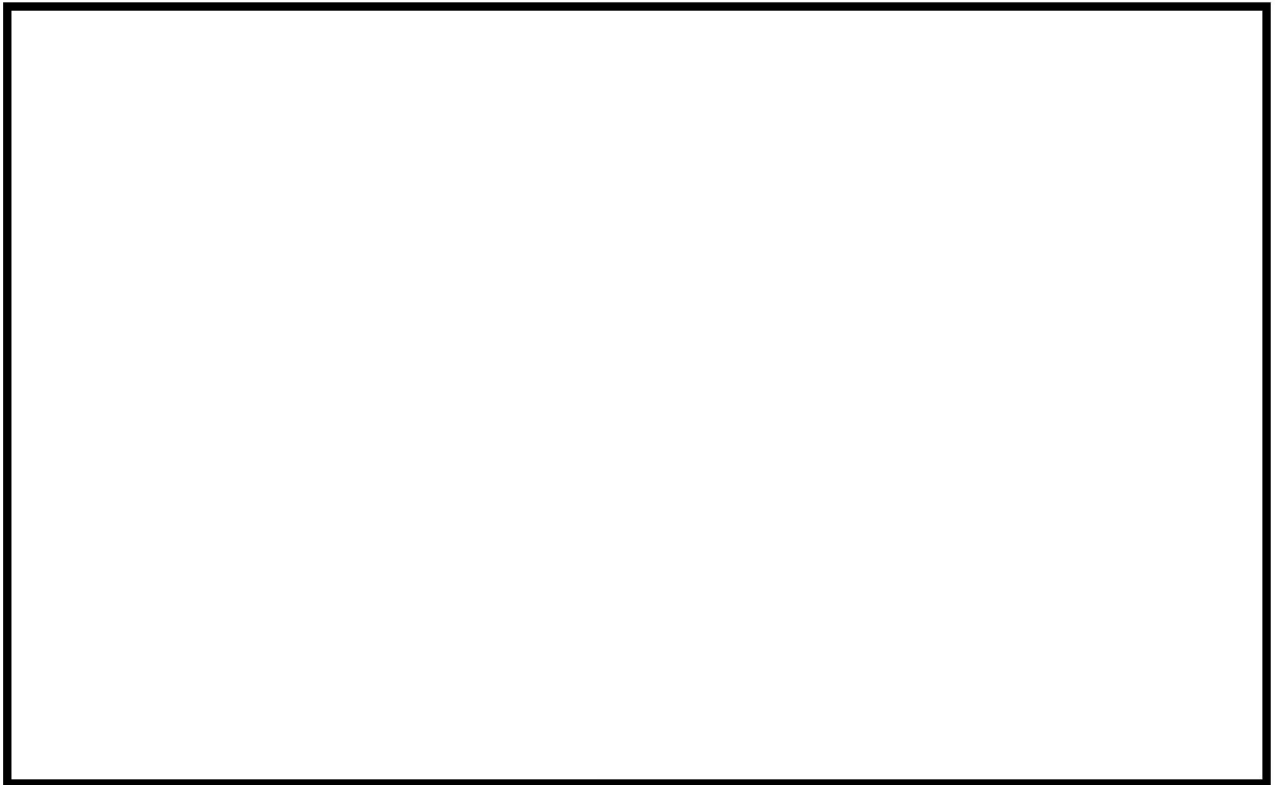


図 50-6-8 空気駆動弁構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-6-9 遠隔手動弁操作設備構造図（例：7号炉 二次隔離弁）

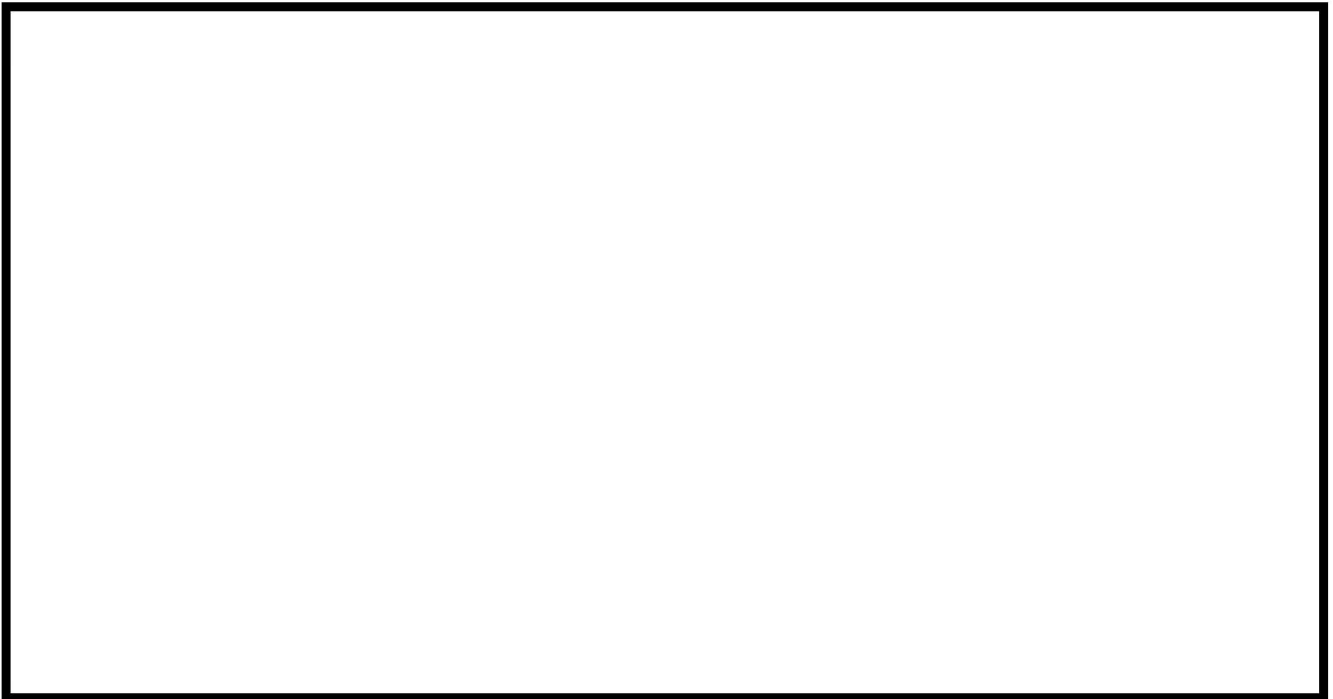


図 50-6-10 可搬型窒素供給装置構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

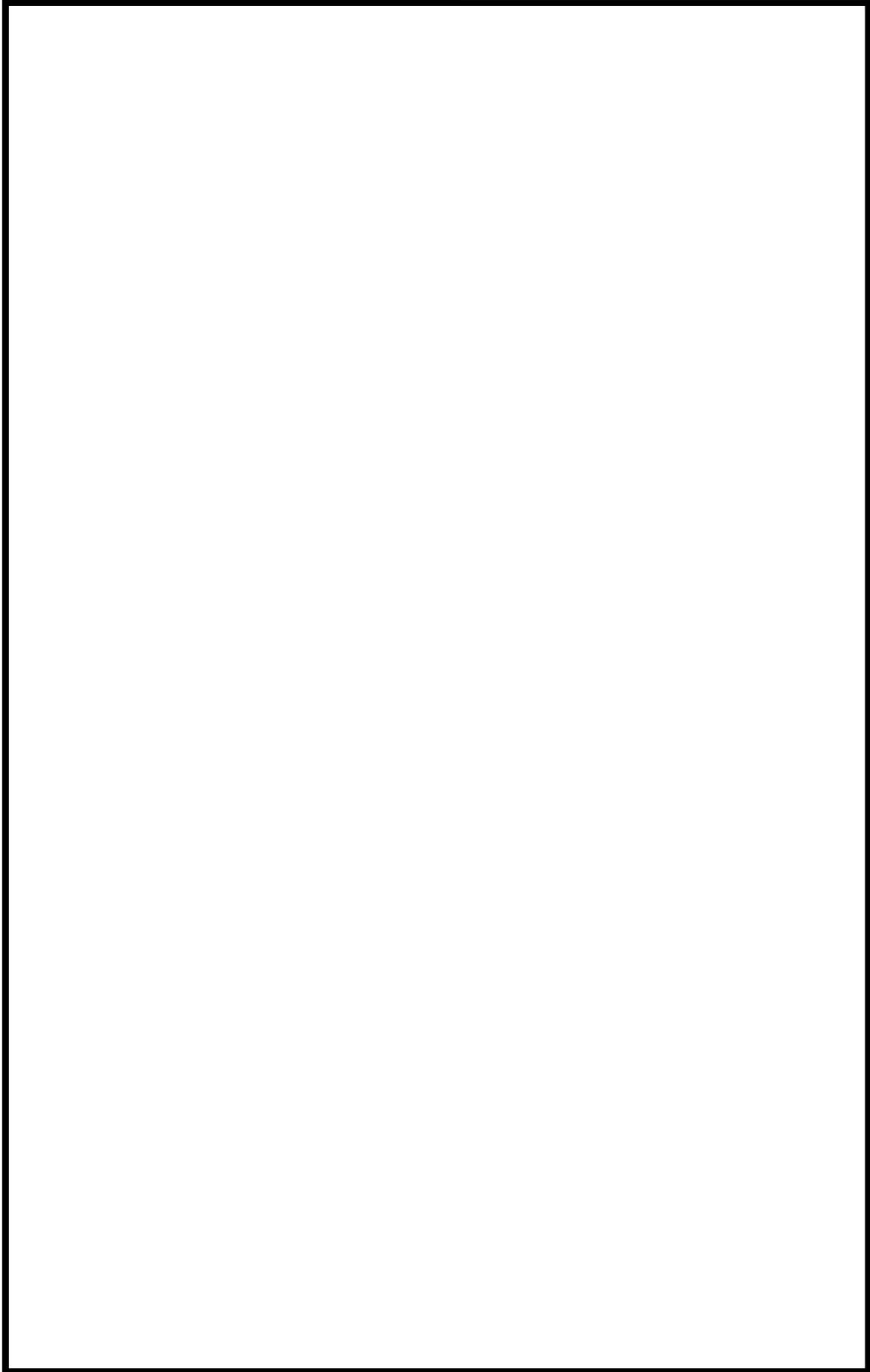


図 50-6-11 復水移送ポンプ図
50-6-6

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

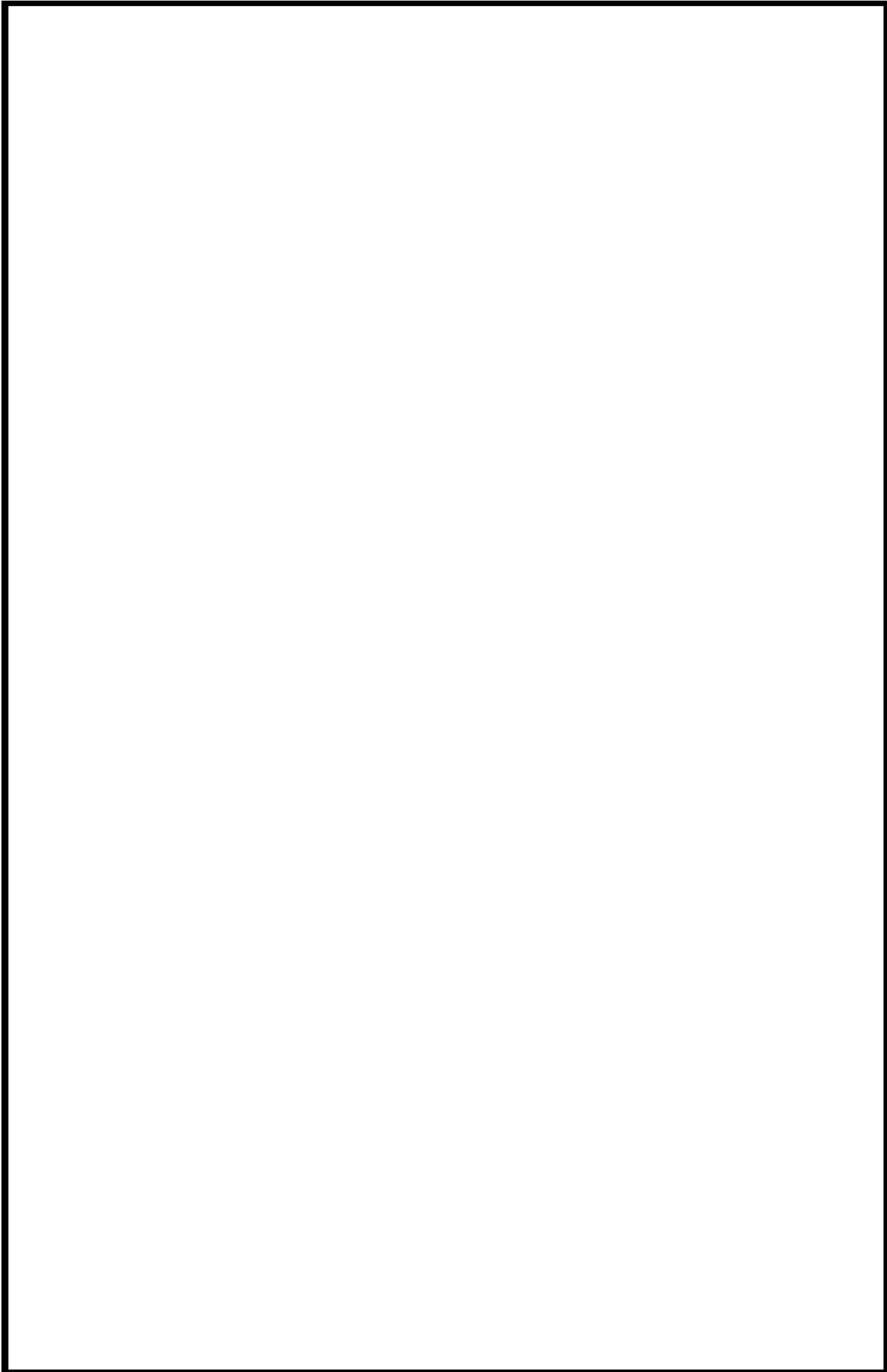


図 50-6-12 残留熱除去系熱交換器図 (6号炉)
50-6-7

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

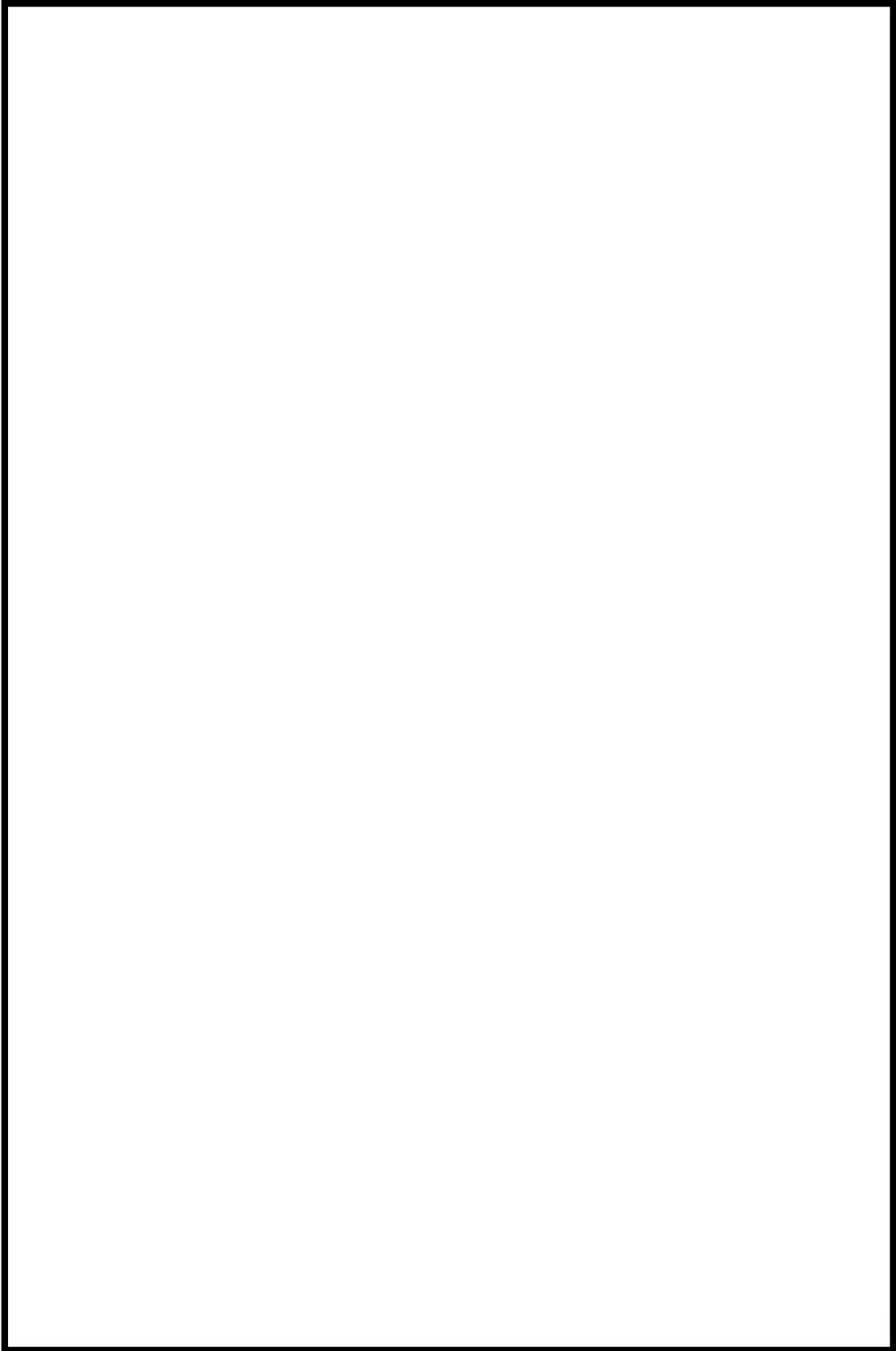


図 50-6-13 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット(その1))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

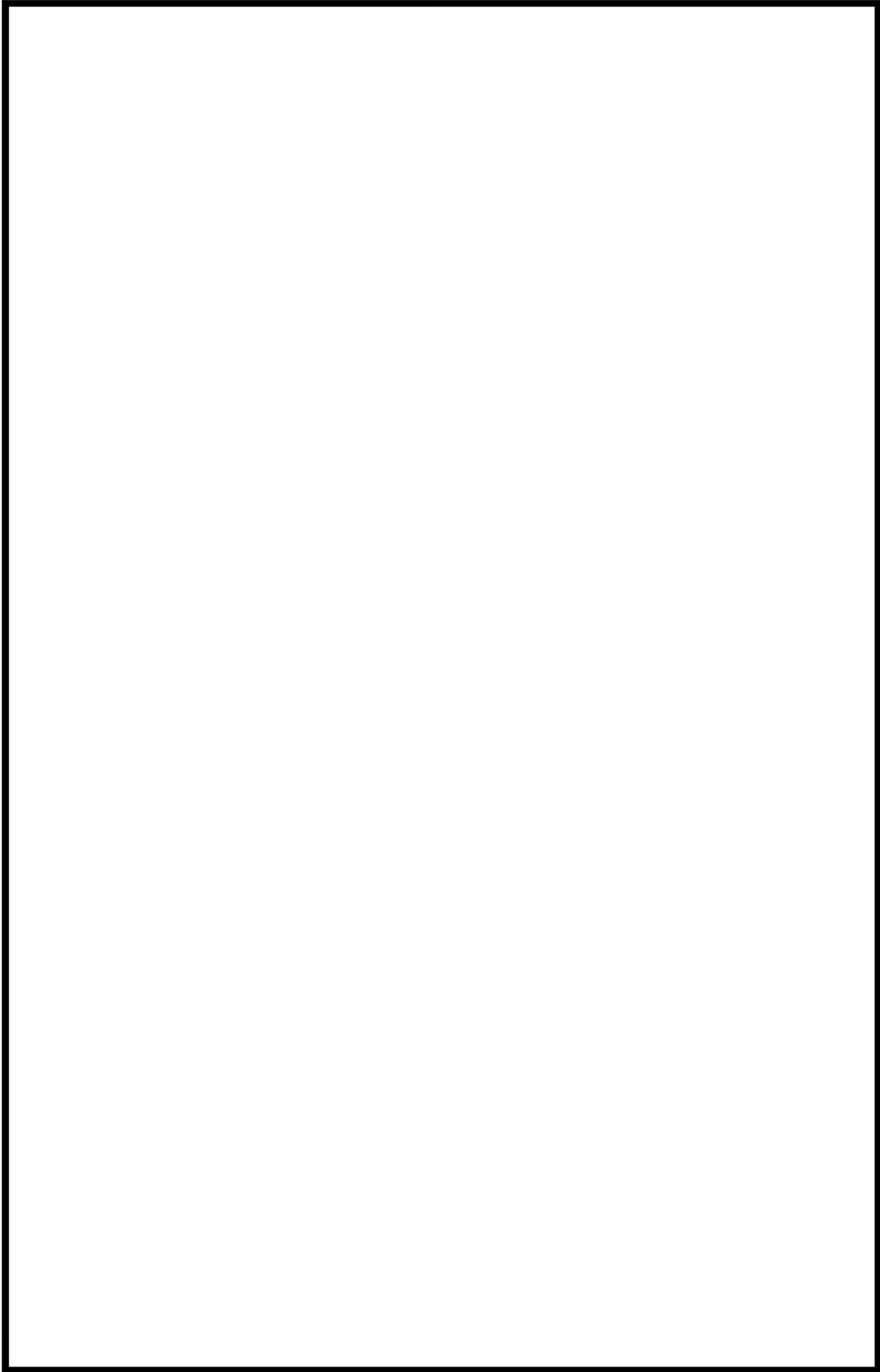


図 50-6-14 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その 1)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

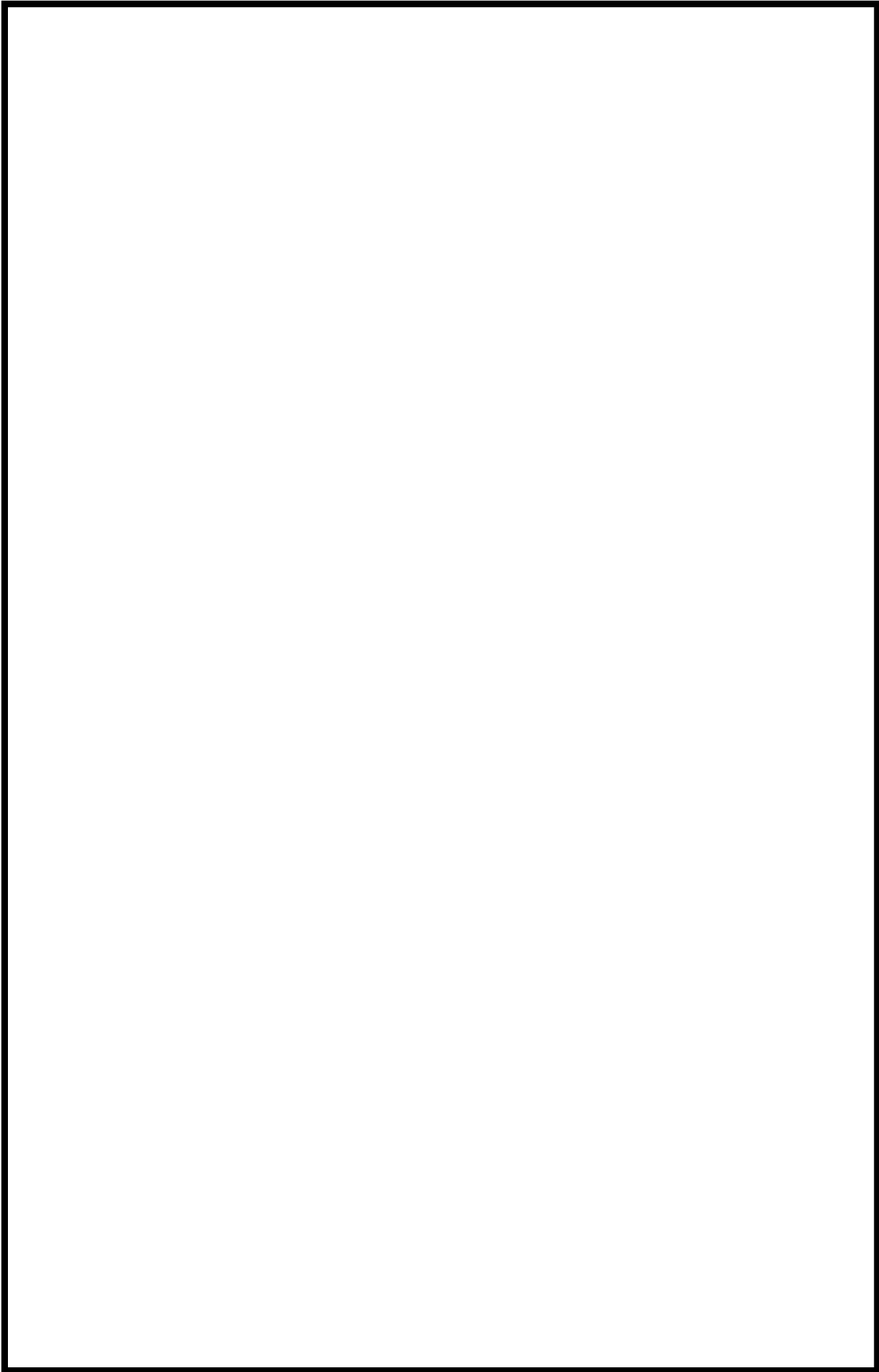


図 50-6-15 残留熱除去系熱交換器図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

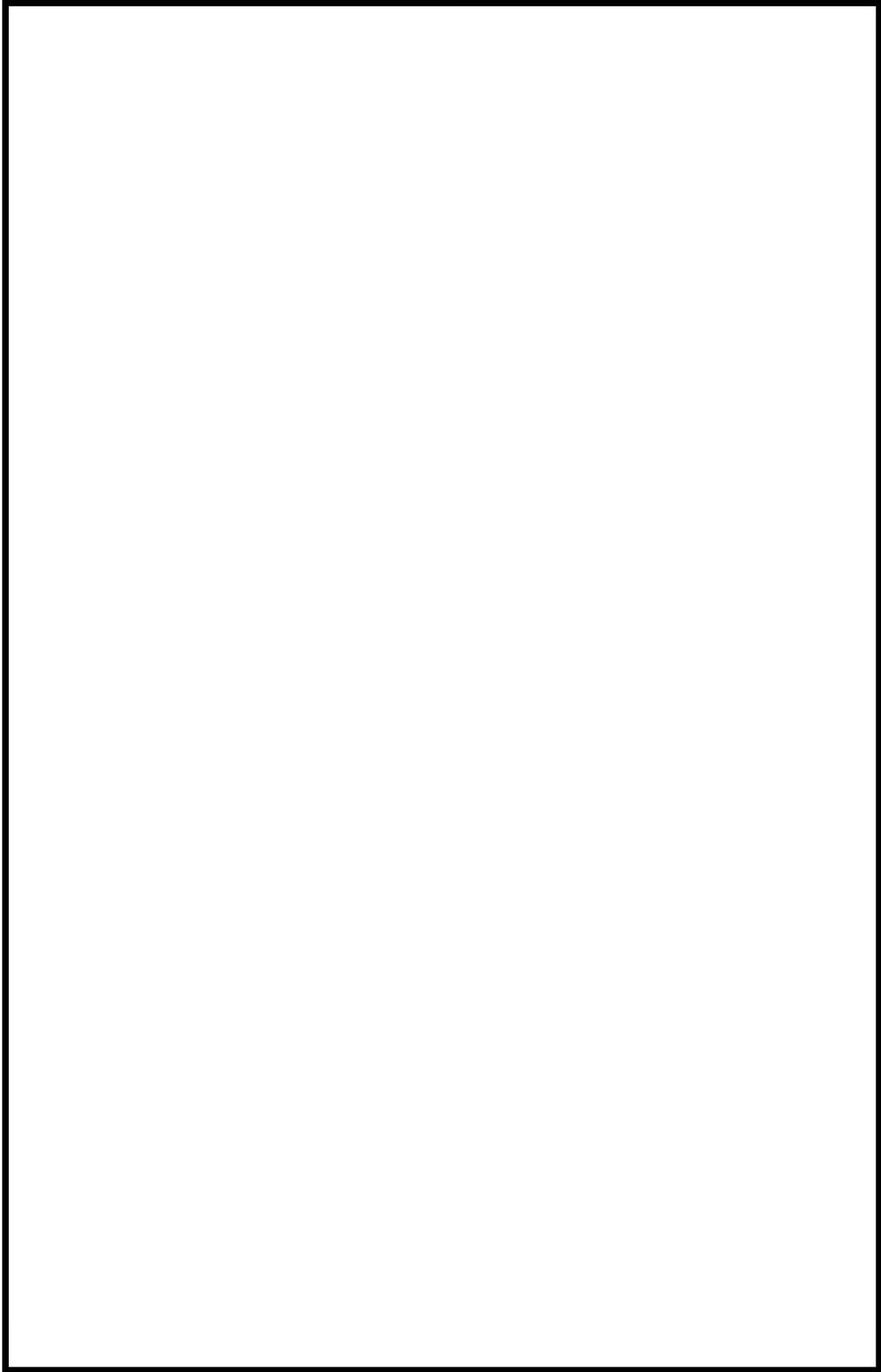


図 50-6-16 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット(その2))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

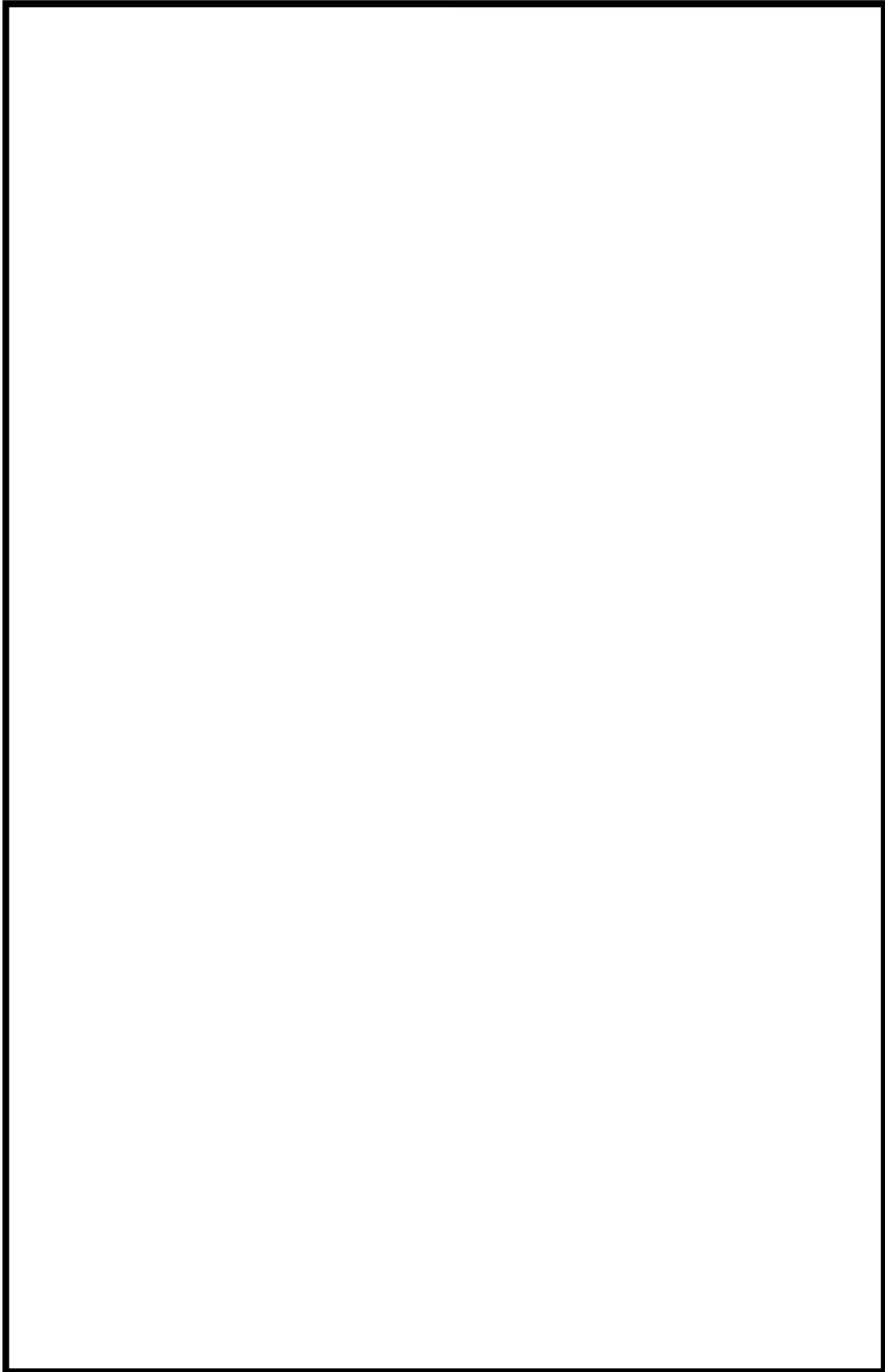


図 50-6-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その 2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

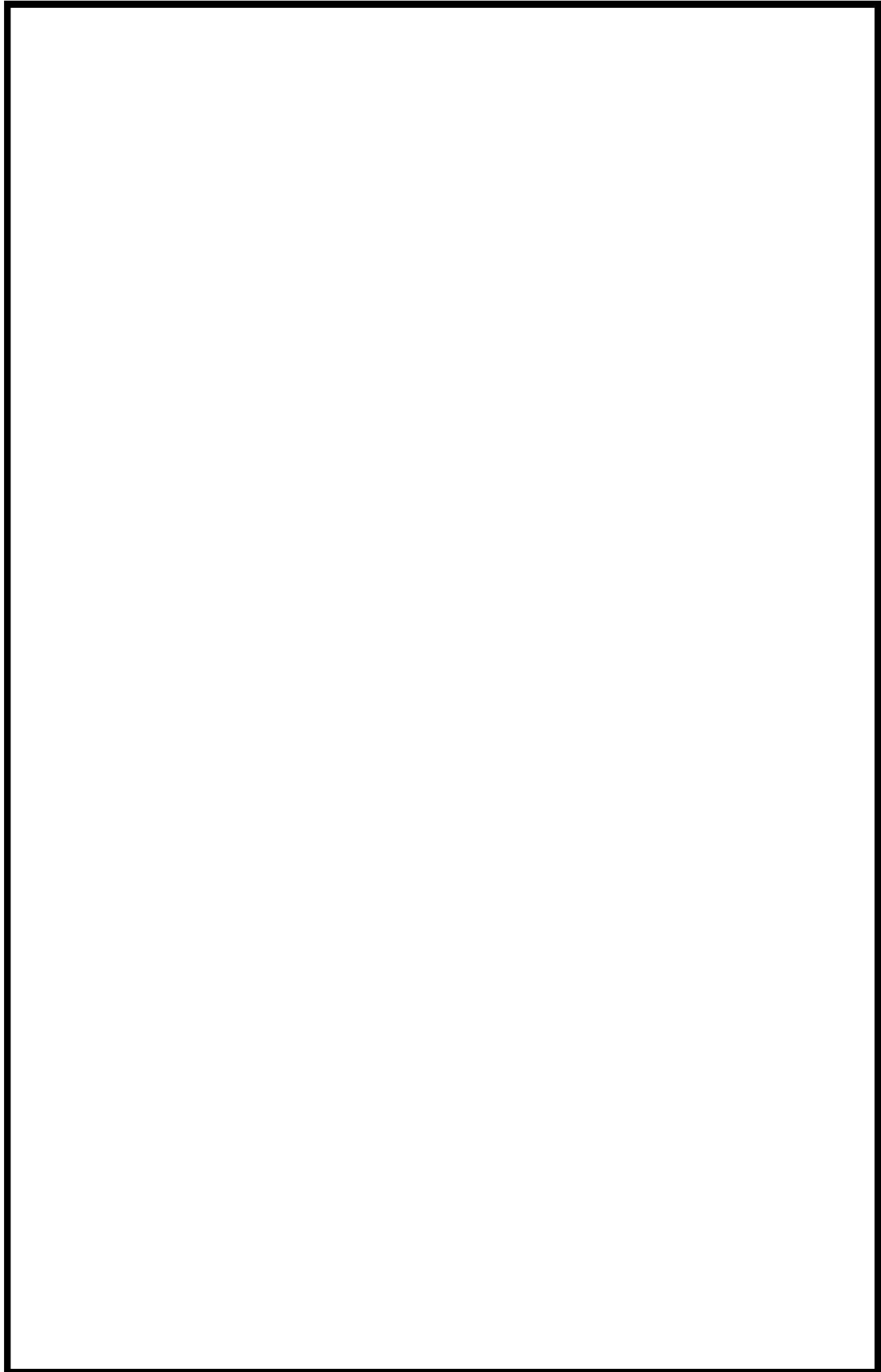


図 50-6-18 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図
50-6-13

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

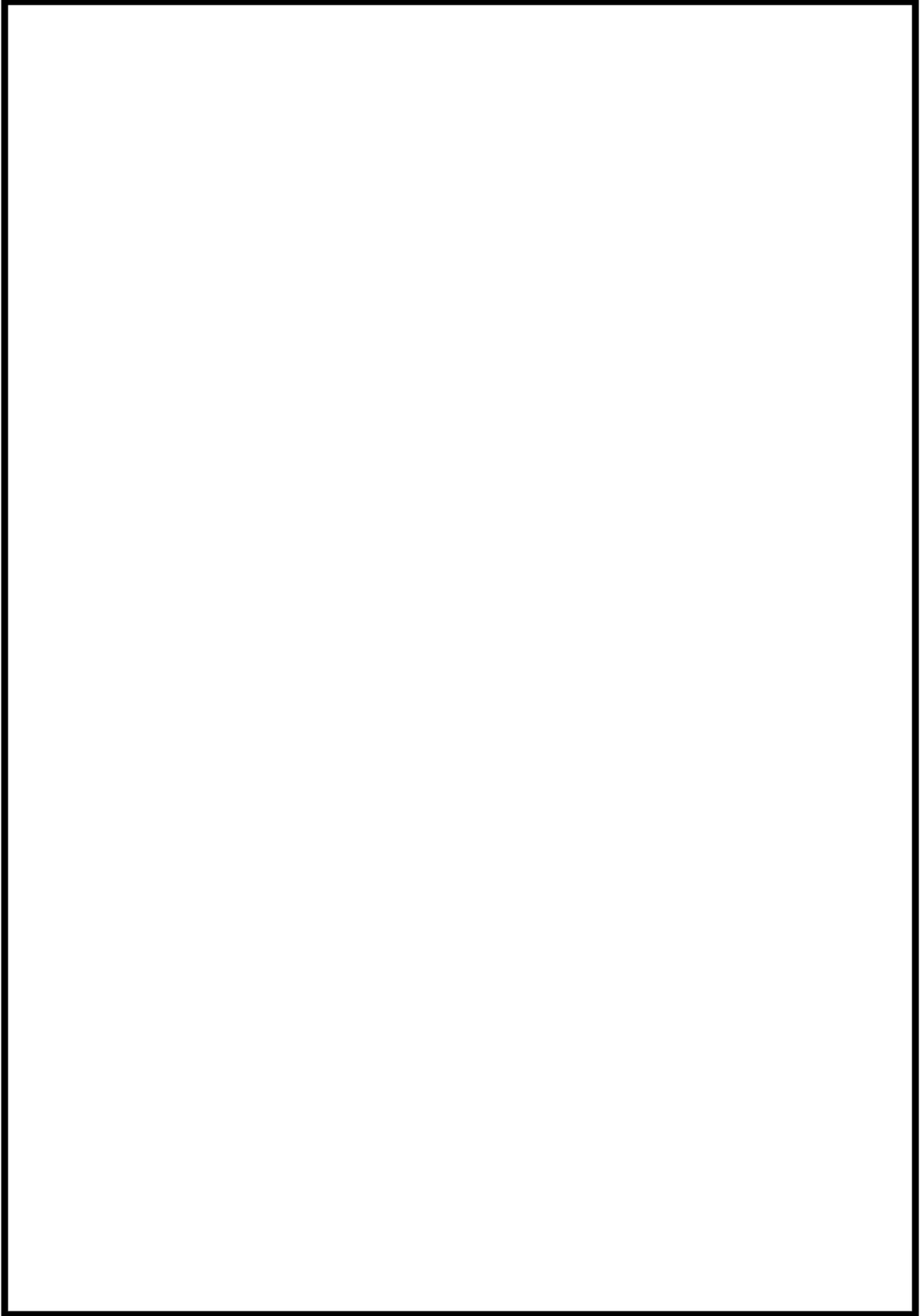


図 50-6-19 代替循環冷却系 弁動作試験

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

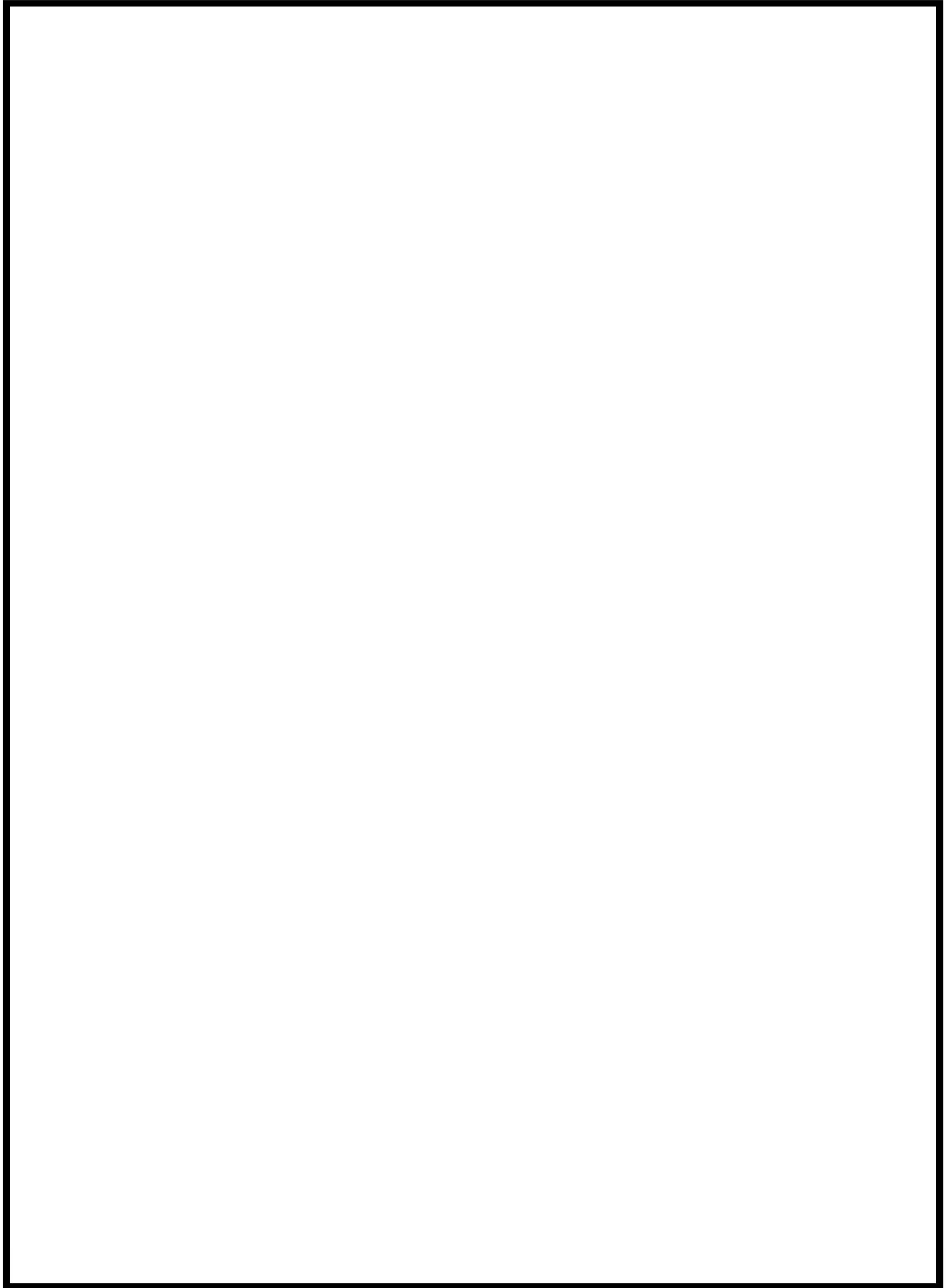


図 50-6-20 代替循環冷却系 系統性能検査 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

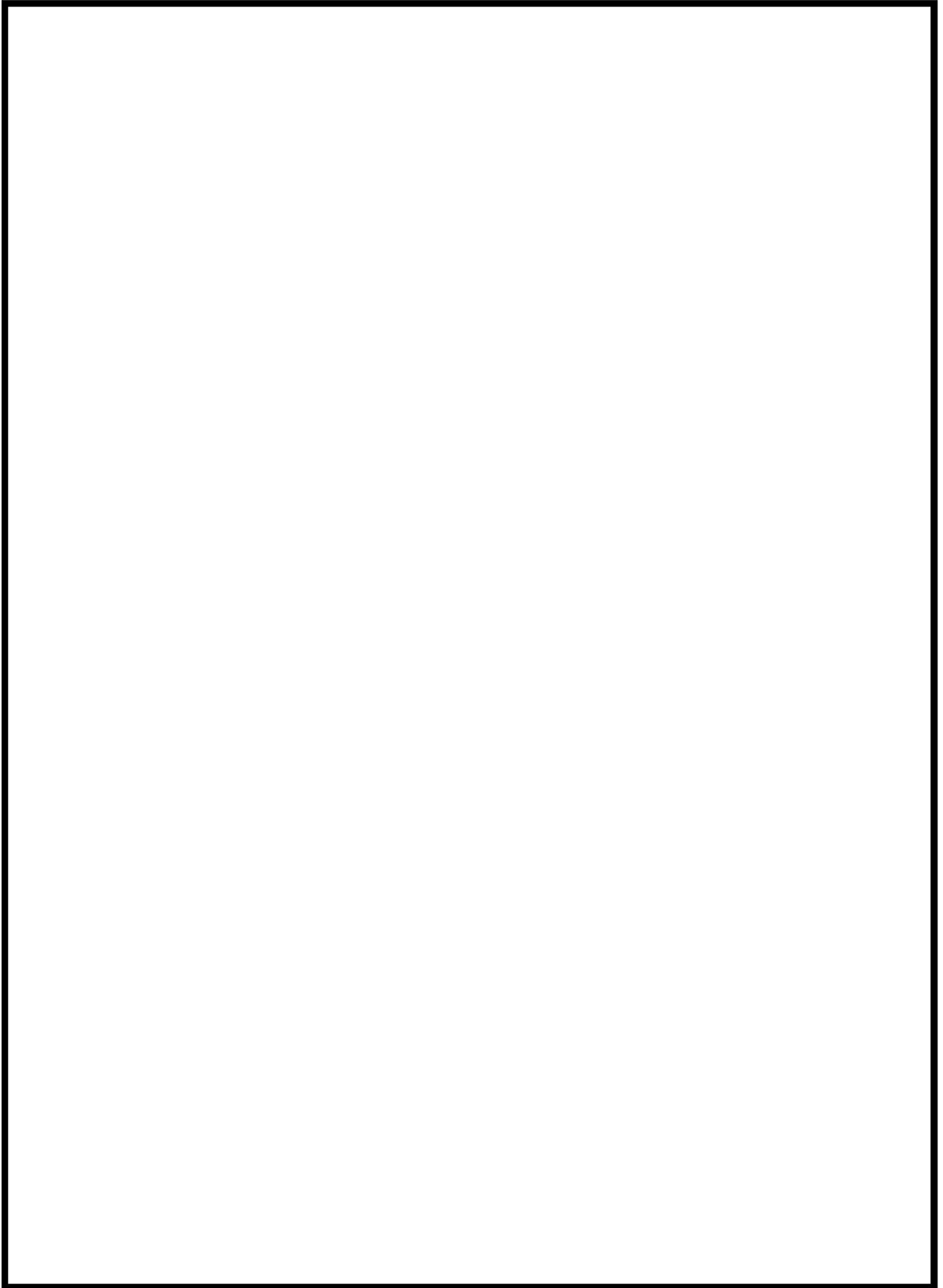


図 50-6-21 代替循環冷却系 系統性能検査 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

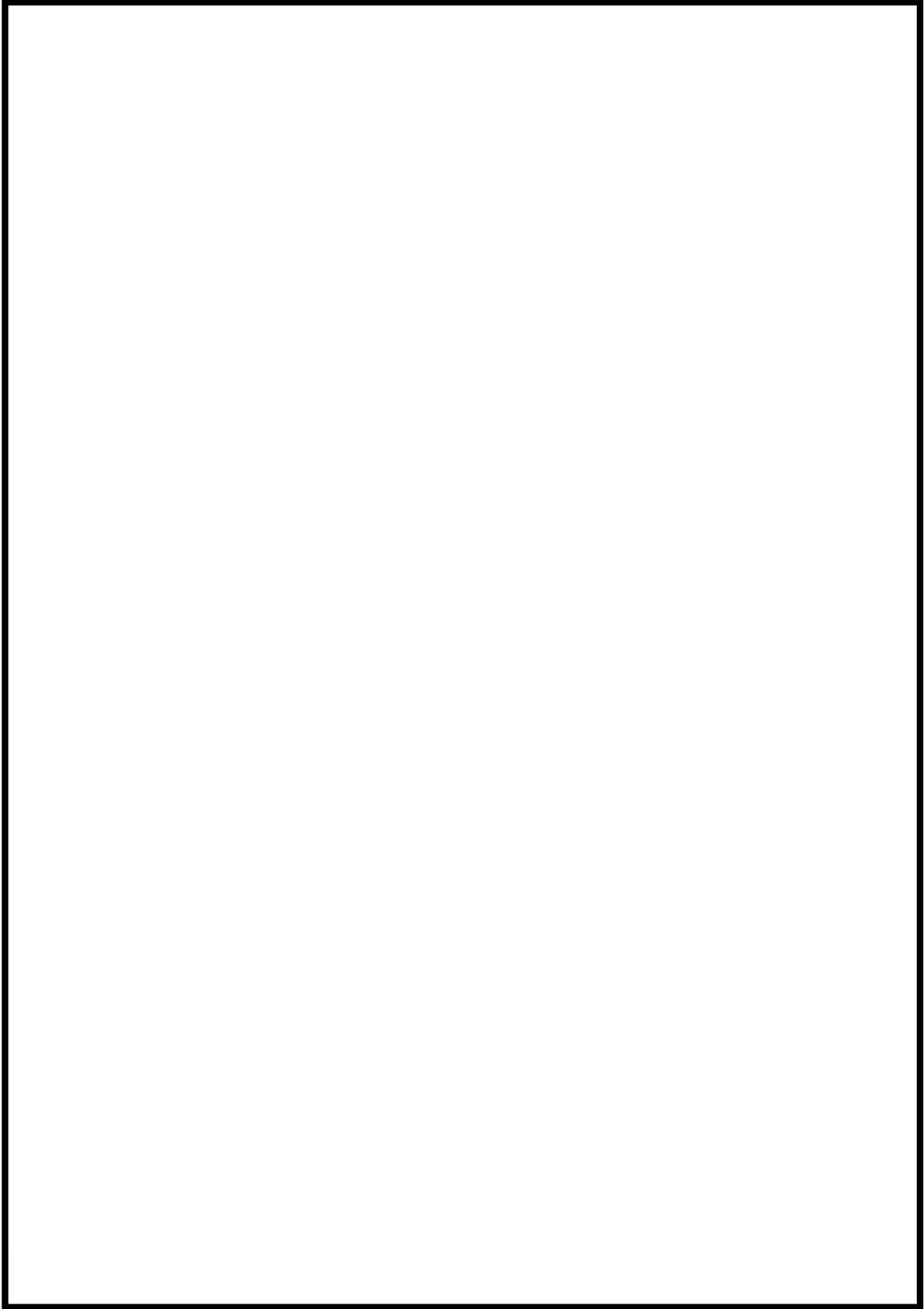


図 50-6-22 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

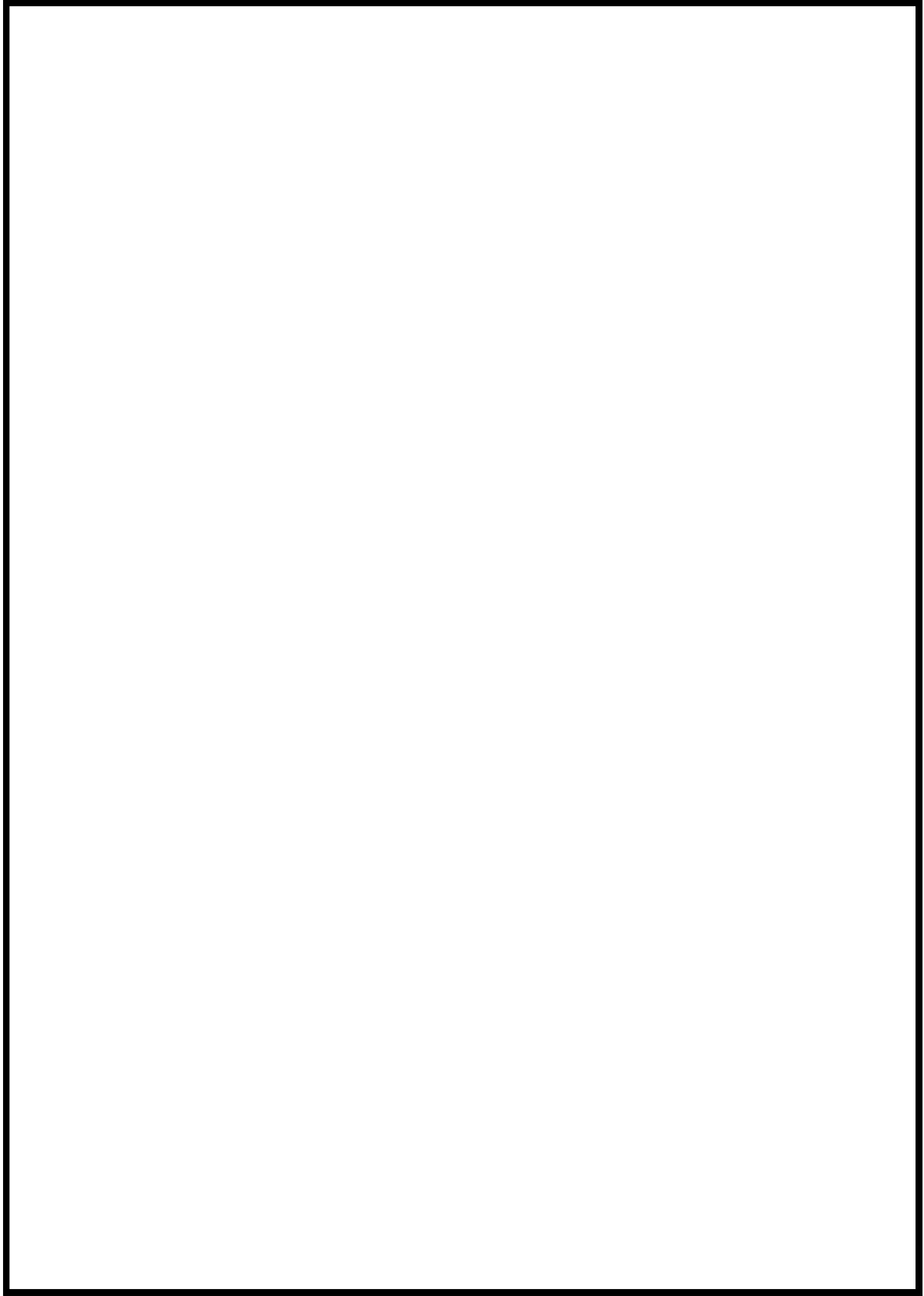


図 50-6-23 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7号炉)

50-7

容量設定根拠

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620 (原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで)
		250 (よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	31.6

(1) 最高使用圧力

【原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスク】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器の最高使用圧力310kPa[gage]の2倍）にて格納容器ベントを行うことができるよう、620kPa[gage]とする。

【よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口】

格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPa[gage]とする。

なお、系統圧力損失は、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している（図 50-7-1, 2 参照）。

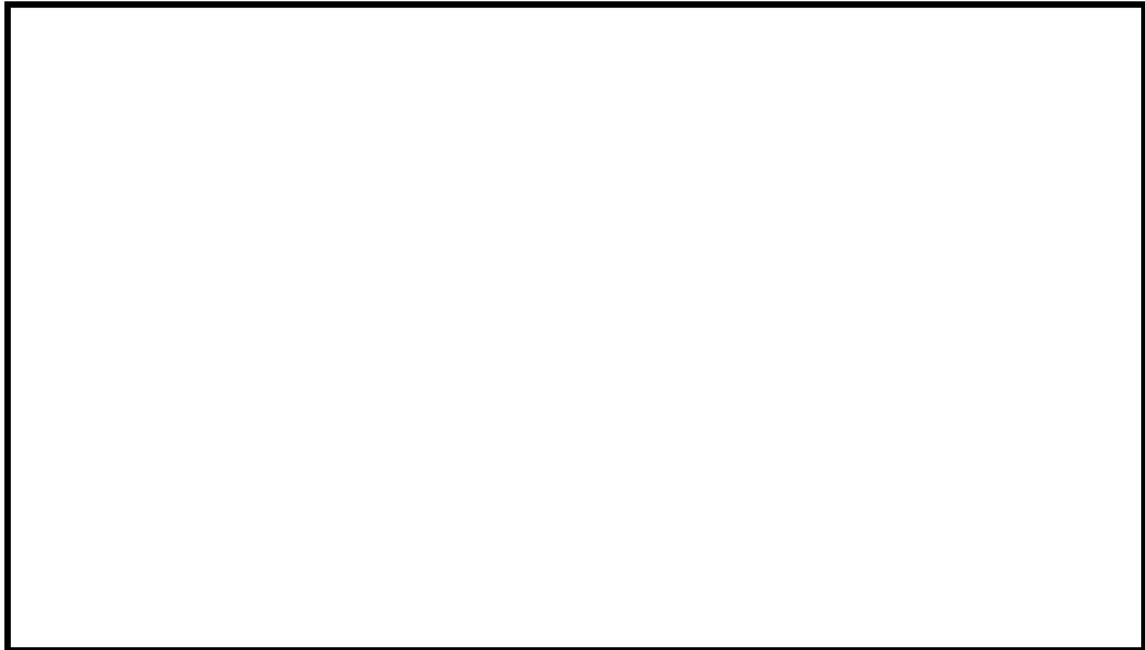


図 50-7-1 6号炉 系統圧力損失評価結果
(原子炉格納容器圧力 620kPa(gage), 全弁全開)

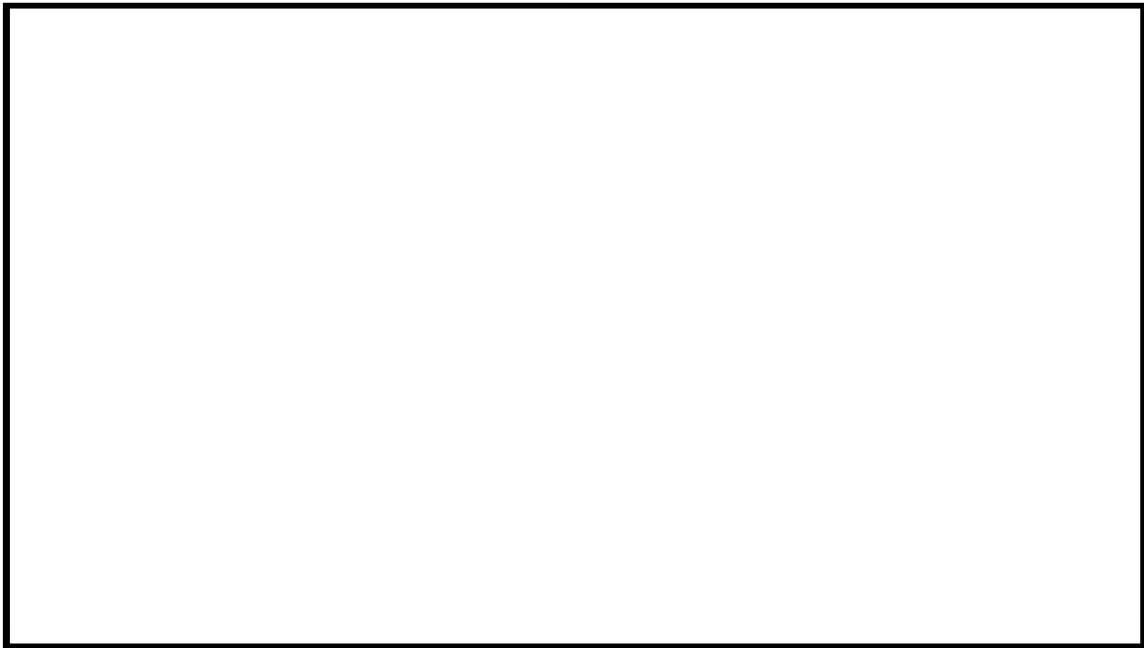
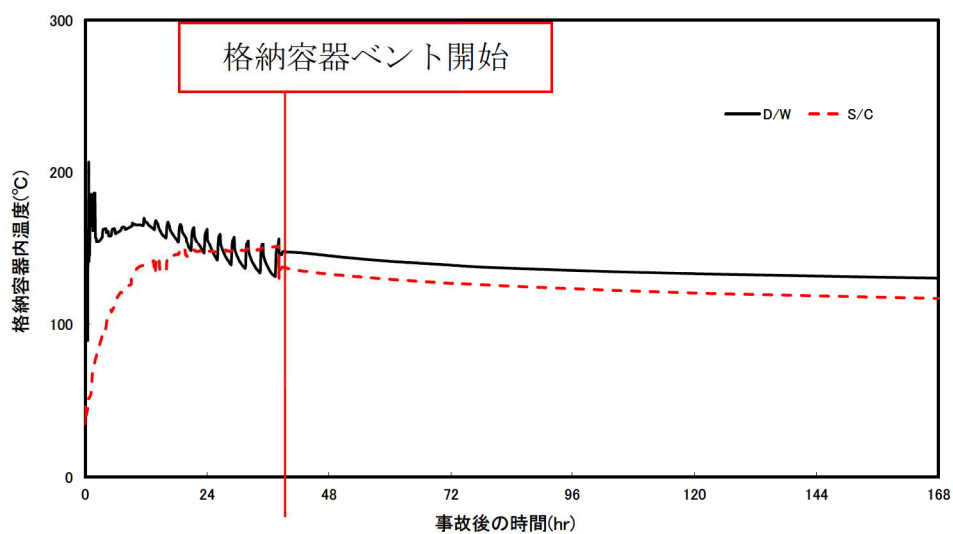


図 50-7-2 7号炉 系統圧力損失評価結果
(原子炉格納容器圧力 620kPa(gage), 全弁全開)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失において、格納容器ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は 200℃以下となることを確認している (図 50-7-3 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器圧力逃がし装置の温度も 200℃以下となる。



38.1

図 50-7-3 原子炉格納容器温度推移 (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器が最高使用圧力の 2 倍の圧力にて格納容器ベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の 2%に相当する発生蒸気量 31.6kg/s を排出可能な設計とする。

(図 50-7-1, 2 の圧力勾配にてベントガスを通気した場合、ベントガスの質量流量は 31.6kg/s となる)

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%となるのは、原子炉停止から 2~3 時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失におけるベント開始時間は、原子炉停止から約 38 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、格納容器圧力逃がし装置の設計流量よりも小さな値となる (図 50-7-4 参照)。よって、格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器を減圧することは可能である (図 50-7-5 参照)。

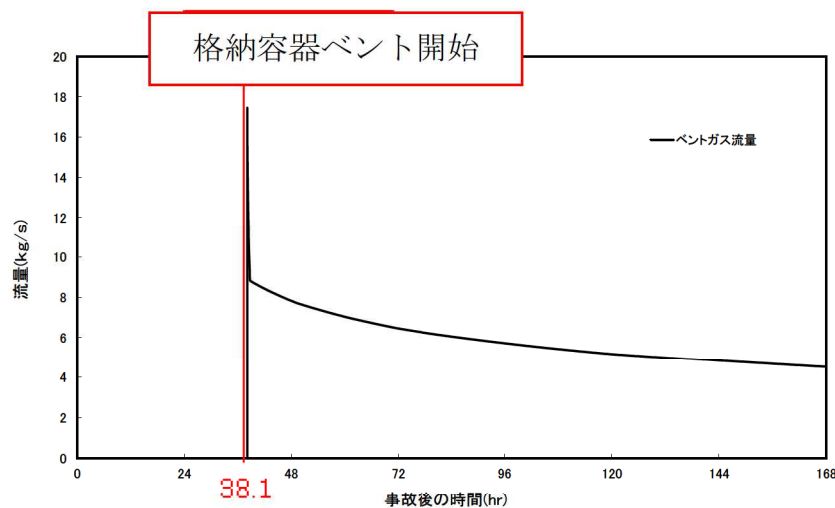


図 50-7-4 ベントガス流量推移 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失)

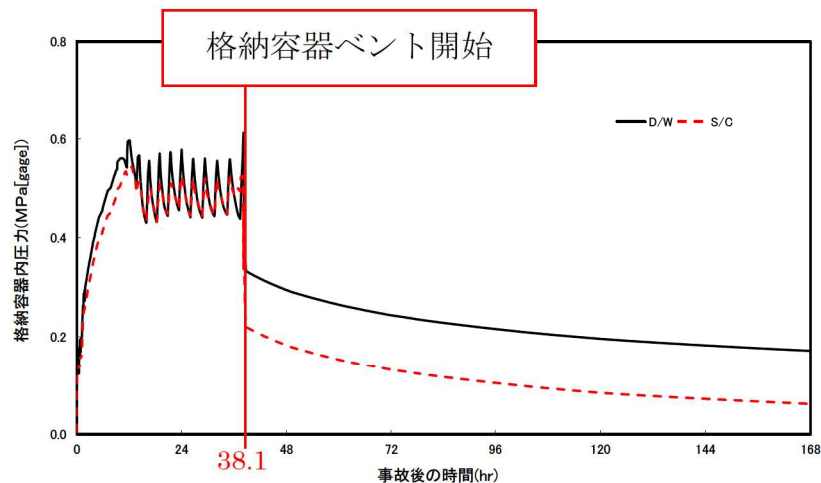


図 50-7-5 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失)

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラバ水 待機時薬液添加濃度	wt%	□
フィルタ装置 金属フィルタ 許容エアロゾル量	cm ³	約 1900 (最小流量相当時)
		約 770 (0.62MPa[gage]相当流量時)

(1) スクラバ水 待機時薬液添加濃度

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を □ 以上とする必要がある。そのため、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方、格納容器ベント中は、以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

そのため、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は、これらの要因を考慮しても pH が □ 以上を維持するだけの容量を有している必要がある。

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH □ wt% としている。ここで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を算定し、上記の添加濃度の十分性を評価する。

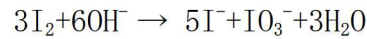
【水酸化物イオン消費・希釈量評価】

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

原子炉格納容器内に敷設されるケーブルの被覆材が、熱並びに放射線により分解し酸性物質が生じる。この酸性物質がフィルタ装置に流入し、スクラバ水の pH を低下させる。原子炉格納容器からフィルタ装置に流入する酸性物質は HCl で 330[mo1] と評価している。そのため、この酸を中和するため、水酸化物イオンも 330[mo1] 消費される。

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載のとおり、1[mo1]の無機よう素を捕捉するためには、2[mo1]の水酸化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、0.53[mo1]**2 と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン 1.06[mo1]が消費される。

③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており、水量は 23766[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから、水量は 38846[l]へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は 23766/38846=0.61 倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は [] [wt%]であり、スクラバ水の初期量は 23766 [l]であるため、添加する NaOH の量は $23766 \times [] = [] \text{ kg} = [] \text{ [mo1]}$ となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は $330+1.06=331.06 \text{ [mo1]}$ であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は $[] - 331.06 = [] \text{ [mo1]}$ となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38846 [l]である。そのため、水酸化物イオン濃度は $[] / 38846 = [] \text{ [mo1/l]}$ となり、pHは []となる。

よって、スクラバ水の pHは []以上を維持できることから、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH [] wt%にて十分である。

(2) フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量

フィルタ装置金属フィルタにエアロゾルが捕捉されると、捕捉されたエアロゾルの量に応じてフィルタ装置金属フィルタの差圧は上昇し、規定量のエアロゾルを捕捉すると、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値に到達する。この時のフィルタ装置金属フィルタのエアロゾル捕捉量を、フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量という。

フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量は、フィルタ装置内を通気されるガスの体積流量により変わり、原子炉格納容器圧力が 0.62MPa [gage] におけるガス流量（以下、「0.62MPa [gage] 相当流量」）に対する許容エアロゾル量は約 770cm³、事故後約 1 週間後のガス流量（以下「最小流量相当」という。）に対する許容エアロゾル量は約 1900cm³ である。

フィルタ装置使用中は、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値以下に維持される必要がある。そのため、フィルタ装置使用中に、前段にある水スクラバでは捕捉できずにフィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は、フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量よりも小さい必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失と、MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失の D/W ベントシナリオに対し、フィルタ装置金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量の十分性を評価する。

評価の手順は、以下のとおりである。

【フィルタ装置金属フィルタへのエアロゾル流入量評価】

① 各シナリオにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量 (cm³)

まず、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失と高圧・低圧注水機能喪失の D/W ベントシナリオにおいて、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量を評価した結果、図 50-7-6, 7 並びに表 50-7-1 のとおりとなった。

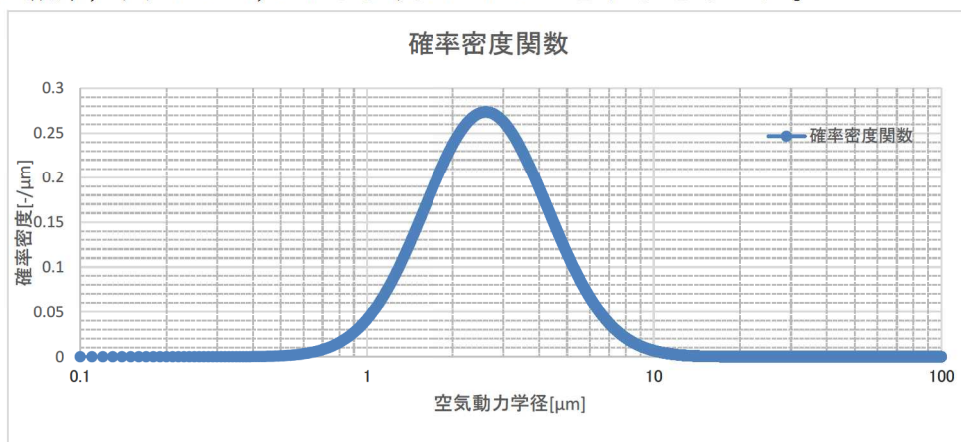


図 50-7-6 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失）

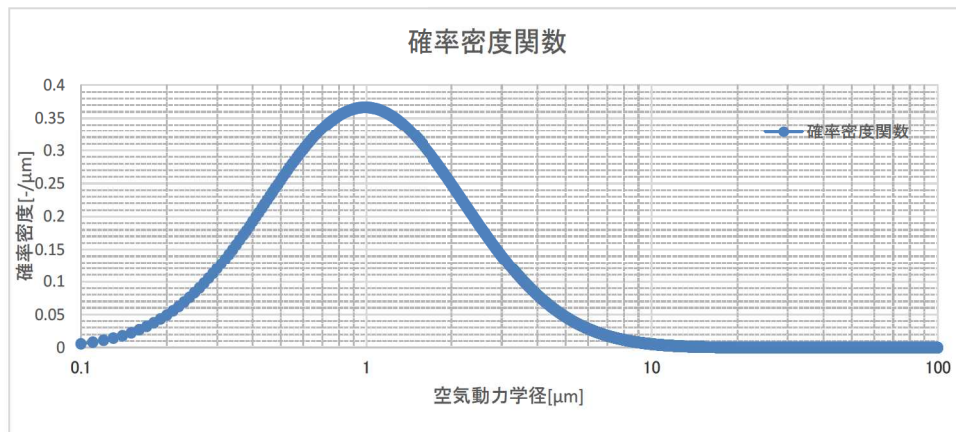


図 50-7-7 エアロゾル粒径分布（高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント）

表 50-7-1 エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	723.64 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント	10203.51 cm ³

② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して，水スクラバ単体のオーバーオール DF の算出

次に，フィルタ装置に流入するエアロゾルのうち，フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量を評価するため，フィルタ装置金属フィルタの前段に設置される水スクラバの除去性能（オーバーオール DF）を評価する。

水スクラバの粒径に対する除染係数は，性能確認試験により図 50-7-8, 9 の結果が得られている。

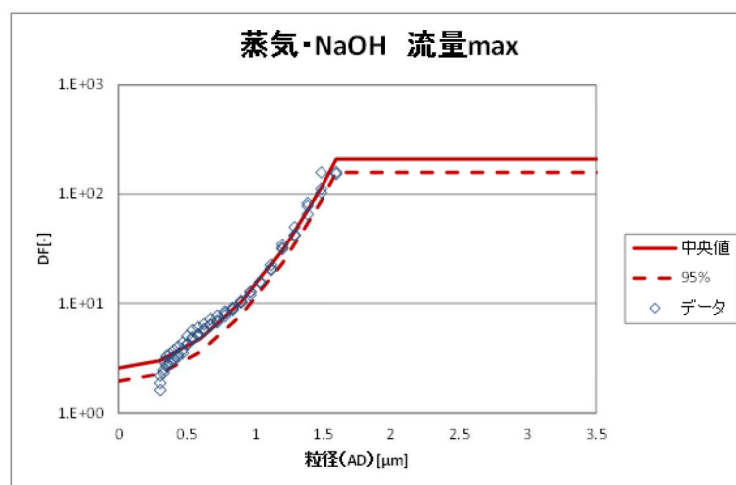


図 50-7-8 水スクラバ性能試験結果（0.62MPa [gage] 相当流量）

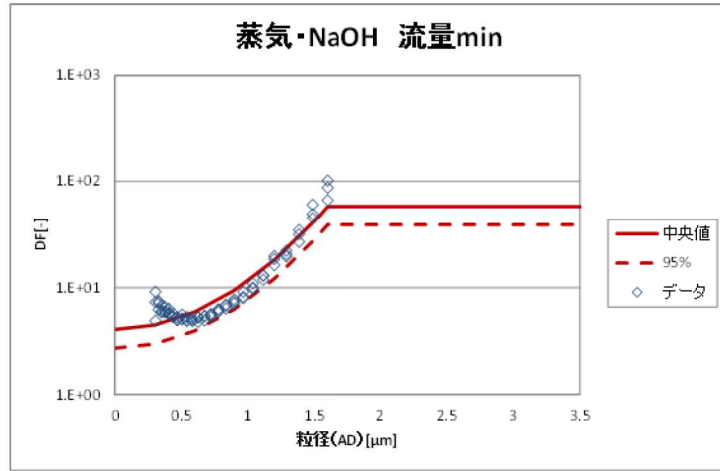


図 50-7-9 水スクラバ性能試験結果（最小流量相当）

図 50-7-6, 7 に示す粒径分布に対して, 図 50-7-8, 9 の水スクラバの粒径に対する除去性能から, 以下の評価式にて水スクラバのオーバーオール DF を評価すると, 表 50-7-2 のとおりとなる。

[オーバーオール DF 評価式]
$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p}$$

DF(D_p) は, 粒径 D_p における水スクラバの DF

M(D_p) は, フィルタ装置に流入する粒径 D_p のエアロゾルの総質量

表 50-7-2 水スクラバオーバーオール DF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	0.62MPa [gage] 相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	0.62MPa [gage] 相当流量	15
	最小流量相当	12

③ フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾルの量の算出

フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と、水スクラバのオーバーオール DF②より、フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は表 50-7-3 のとおり評価することができる。

表 50-7-3 フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	0.62MPa[gage] 相当流量	6.29 cm ³
	最小流量相当	21.28 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	0.62MPa[gage] 相当流量	680.23 cm ³
	最小流量相当	850.29 cm ³

評価結果より、いずれのシナリオにおいても、フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は、許容エアロゾル量である約 770cm³ (0.62MPa[gage]相当流量)、約 1900cm³ (最小流量相当) よりも小さい。そのため、これらのシナリオでフィルタ装置を使用した場合、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値まで到達はしない。

よって、エアロゾル流入量に対するフィルタ装置金属フィルタの容量は十分である。

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (よう素フィルタ容量)
吸着層有効表面積	m ²	<input type="text"/>
吸着層厚さ	mm	<input type="text"/>

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

表 50-7-4 に銀ゼオライトの性能試験条件を示す。ベントガス露点温度差とベントガスと吸着材の接触時間をパラメータとしたときの、銀ゼオライトの有機よう素除去性能は、図 50-7-10 のとおりとなる。

表 50-7-4 銀ゼオライト性能試験条件

項目		条件
試験ガス露点温度差		<ul style="list-style-type: none"> • 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C]) • 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])
接触時間	露点温度差 5 [K]	<ul style="list-style-type: none"> • 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] • 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]
	露点温度差 10 [K]	<ul style="list-style-type: none"> • 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] • 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]
試験ガス組成		• 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		<ul style="list-style-type: none"> • ヨウ化メチル (微量の放射性よう素 I-131 を含む)

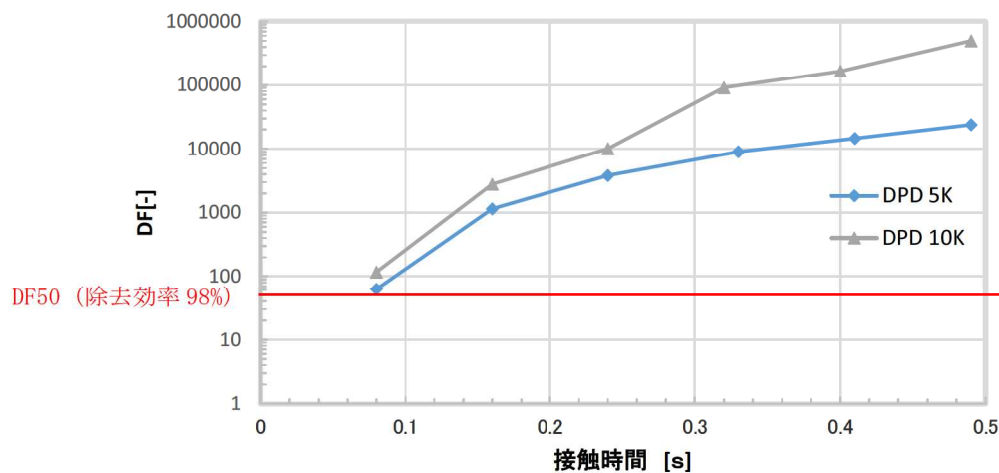


図 50-7-10 銀ゼオライトの有機よう素除去性能

図 50-7-10 より、よう素フィルタの有機よう素除去性能を 98%以上とするためには、露点温度差 5K 以上にて、ベントガスと吸着材の接触時間を約 0.08s 以上確保する必要がある。

なお、6号及び7号炉の、よう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量、並びに露点温度差は表 50-7-5 のとおりとなる^{※1}。

一方、よう素フィルタには、内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを 19 本設置する。よう素フィルタは 2 基設置することから、キャンドルユニットはトータルで 38 本設置することとなる。

ここで、キャンドルユニットの吸着層の [] を用い、吸着層の有効高さ []、キャンドルユニットの設置本数 38 本を用いて、式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると、 [] となる。

$$(\text{吸着層総有効面積}) = [] \quad (1)$$

また、吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量、さらに吸着層厚さ [] を用いて、式(2)にてベントガスと吸着材の接触時間は算出する。

$$(\text{接触時間}) = (\text{吸着層厚さ}) \div \{ (\text{ベントガス体積流量}) \div (\text{吸着層総有効面積}) \} \quad (2)$$

式(2)にて算出したベントガスと吸着材の接触時間についても、表 50-7-5 に記載する。

表 50-7-5 実機運転範囲

		原子炉格納容器圧力:620kPa (gage) ^{※1} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気 (7%), 水素 (34%), 窒素 (59%) ^{※2}	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s] ^{※3} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気 (100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s] ^{※4} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気 (100%)
6号	ベントガス 体積流量 [m ³ /s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			
7号	ベントガス 体積流量 [m ³ /s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			

※1 有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失) における原子炉格納容器ベント開始時の D/W の圧力値。その時の原子炉格納容器ベントの取り出し口である S/C の圧力は 523kPa (gage) となる。

※2 MAAP 解析における有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失) のベント開始時原子炉格納容器の S/C 内ガス組成

※3 事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

※4 事故発生 1 か月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

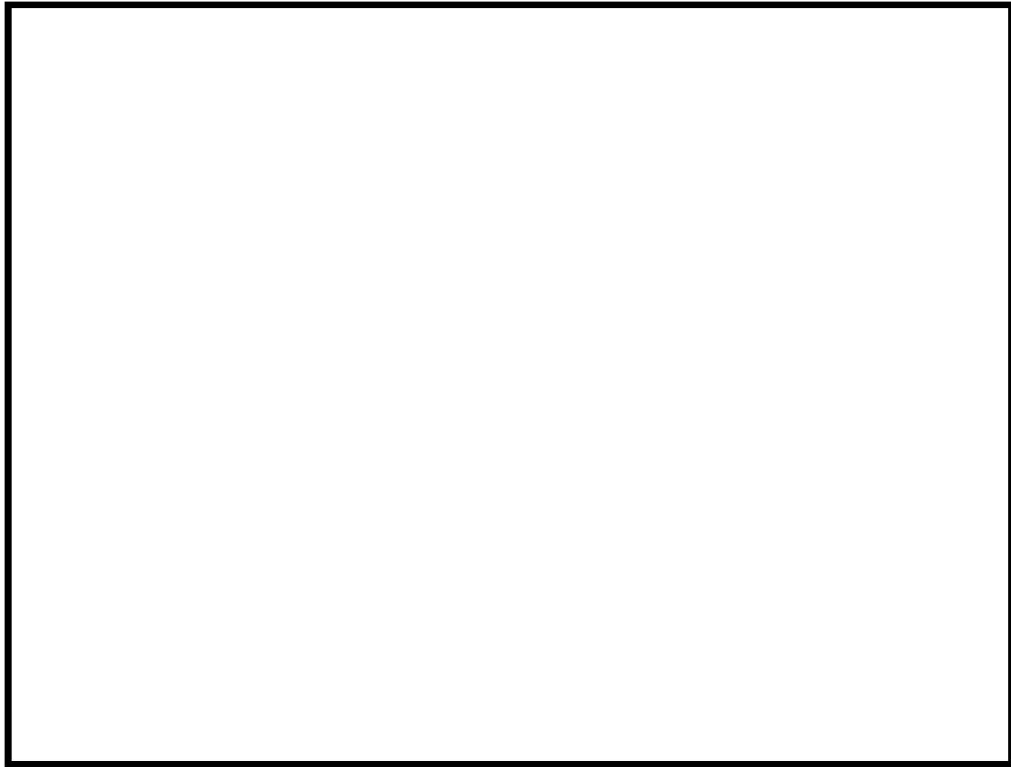


図 50-7-11 キャンドルユニット詳細図

表 50-7-5 より、実機のように素フィルタの運転範囲としては、以下のとおりとなる。

【よう素フィルタ運転範囲】



そのため、実機におけるベントガスと吸着材との接触時間は、吸着層の有効面積を 吸着層の厚さを に設定することで、有機よう素除去性能を 98%以上とするために必要な接触時間 0.08s よりも十分大きくすることができる。

よって、吸着層の有効面積と厚さは、所望の有機よう素除去性能を達成するために十分である。

名 称	格納容器圧力逃がし装置 (ラプチャーディスク容量)	
破裂圧力	kPa [gage]	約 100

格納容器圧力逃がし装置に設置するラプチャーディスクの破裂圧力については、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げとならないよう、格納容器圧力逃がし装置使用開始時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するよう設定してある。

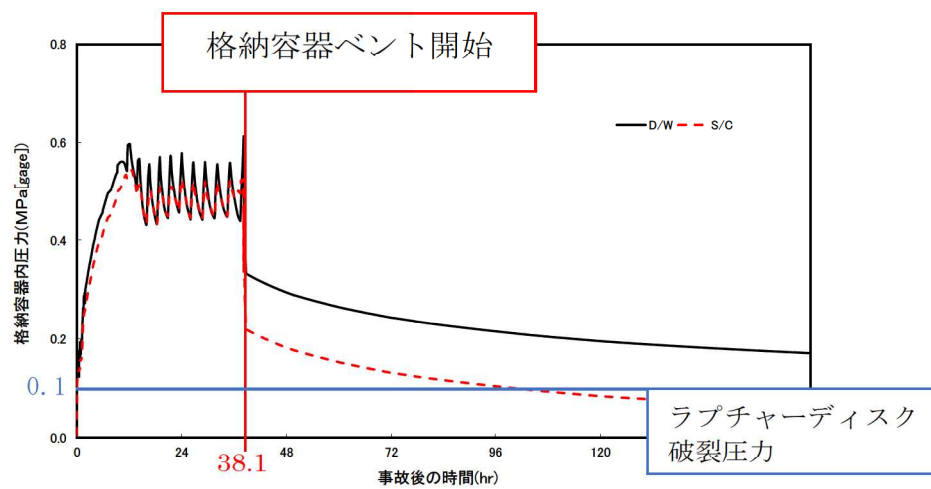


図 50-7-12 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失)

名 称		復水移送ポンプ (代替循環冷却系使用時)
容量	m ³ /h/台	95 以上 (注 1), 125 (注 2)
全揚程	m	6 号炉 : <input type="text"/> 以上, 7 号炉 : <input type="text"/> 以上 85 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37 (1.7)
最高使用温度	℃	66 (85)
原動機出力	kW	6 号炉 : <input type="text"/> 以上, 7 号炉 : <input type="text"/> 以上 (注 1) 55 (注 2)
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>() 内は代替循環冷却系使用時の条件を示す。</p> <p>【設 定 根 拠】 復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは、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原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・チェンバを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ又は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・圧力 (200℃・0.62MPa [gage]) を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設として設置している 3 台のうち、2 台を重大事故防止設備とし、1 台を予備として使用する。</p>		

1. 容量

1.1 代替循環冷却系を使用する場合の容量 125m³/h

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が約 190 m³/h（原子炉への注入流量が約 90 m³/h，原子炉格納容器へのスプレー流量が約 100 m³/h）（復水移送ポンプ 2 台）又は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m³/h（原子炉格納容器下部への注入流量が 50 m³/h，原子炉格納容器へのスプレー流量が 140 m³/h）（復水移送ポンプ 2 台）であることから、1 台あたり約 95 m³/h 必要とする。

したがって、設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値 125m³/h の内数であることから代替循環冷却系を使用する場合の公称値も同様に 125m³/h とする。

2. 揚程

2.1 代替循環冷却系を使用する場合の揚程 85m

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（サプレッション・チェンバと原子炉の圧力差），静水頭，機器圧損，配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】



【7号炉】



以上より，設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は 85m であり，代替循環冷却系を使用する場合の揚程はこの内数であることから 85m とする。

3. 最高使用圧力 1.7MPa[gage]

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は，

を

を上回る圧力として 1.37MPa[gage]

としているが，代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用圧力

を

を上回る圧力として 1.7MPa[gage] とする。

4. 最高使用温度 85℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は，水源の復水貯蔵槽の最高使用温度 66℃に合わせ 66℃としているが，代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用温度は，サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系運転時に約℃となるため，これを上回る温度として 85℃とする。

5. 原動機出力 55kW

(6号炉)

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合 (容量 95m³/h) の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((95/3,600) \times 93) / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 93 (図 50-7-13 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-13 参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

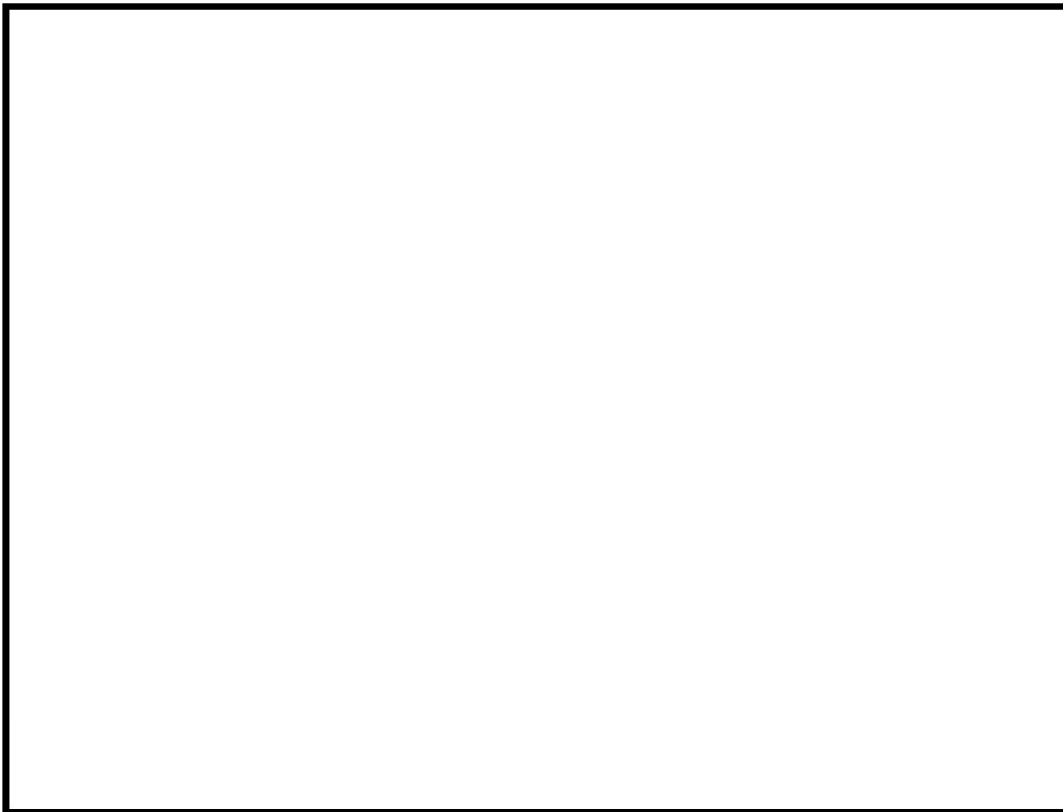


図 50-7-13 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合 (容量 95m³/h) の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((95/3,600) \times 92) / (\text{}/100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 92 (図 50-7-14 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-14 参照)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

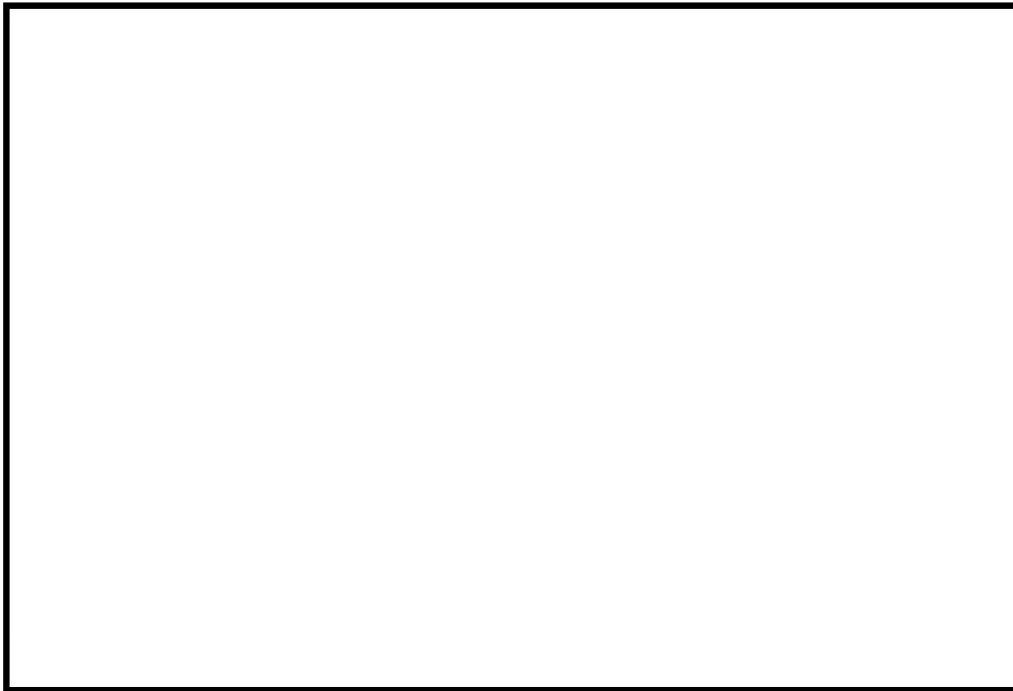


図 50-7-14 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプの原動機出力の軸動力は、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値 55kW/台以下であることから、代替循環冷却系として使用する場合の原動機出力は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の 55kW/台とする。

名 称		残留熱除去系 熱交換器
個数	基	1
容量 (設計熱交換量)	MW	約 8.1 (注 1, 2)
伝熱面積	m ²	6 号炉：約 [] 以上 (注 1) 7 号炉：約 [] 以上 (注 1) (約 [] (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

代替循環冷却系として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設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、熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

この場合、復水移送ポンプはポンプ 2 台で運転し、熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量、伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は、海水温度が 30℃、サプレッション・チェンバ・プール水温が 52℃の場合において約 8.1MW であるが、重大事故等対処設備として想定する熱交換量は、サプレッション・チェンバ・プール水温が約 160℃、残留熱除去系熱交換器への通水流量が、サプレッション・チェンバ・プール側の流量約 190m³/h、原子炉補機冷却系側の流量約 470m³/h の場合において約 17MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約 [] m²、7 号炉約 [] m² に対し、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約 [] m²、7 号炉約 [] m² となるため、残留熱除去系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 8.1MW とし、要求伝熱面積としては設計基準対象施設として使用する場合と同様、6 号炉は約 [] m²、7 号炉は約 [] m² とする。

【6号炉】

設計基準対処施設として想定する条件での必要伝熱面積は下式にて求められる。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K \times \Delta t} = \frac{\text{[]}}{\text{[]}} \text{ m}^2$$

ここで、
Q : 設計熱交換量 (W) = []
 Δt : 対数平均温度差 (K) = []
K : 対数熱通過率 (W/(m²·K)) = []
(引用文献:「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

また、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は下式にて求められる。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K \times \Delta t} = \frac{\text{[]}}{\text{[]}} \text{ m}^2$$

Q : 設計熱交換量 (W) = []
 Δt : 対数平均温度差 (K) = []
K : 対数熱通過率 (W/(m²·K)) = []
(引用文献:「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

要求伝熱面積は、伝熱管本数から []%に相当する伝熱管の本数を差し引き、直管部のみの伝熱面積を考慮し、下式にて求められる。

$$A' = \pi \cdot d_o \cdot N \cdot L$$

ここで、
A' : 要求伝熱面積 (m²)
d_o : 伝熱管外径 (m) = []
N : 伝熱管本数 = []
L : 曲管部を除く伝熱管長さ (m) = []

したがって、A' = [] m²

【7号炉】

設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は，設計熱交換量，伝熱管熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

- Q : 設計熱交換量 (W) = $\boxed{}$
 - K_o : 伝熱管熱通過率 (W/(m²・K)) = $\boxed{}$
 - ΔT : 対数平均温度差 (K) = $\boxed{}$
- (引用文献：「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

また，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は，下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

- Q : 設計熱交換量 (W) = $\boxed{}$
 - K_o : 伝熱管熱通過率 (W/(m²・K)) = $\boxed{}$
 - ΔT : 対数平均温度差 (K) = $\boxed{}$
- (引用文献：「伝熱工学資料 (日本機械学会)」)

要求伝熱面積は，下記のように求める。

伝熱管外径のマイナス公差を考慮した全体の伝熱面積 $\boxed{}$ m² から，伝熱管総本数の $\boxed{}$ % に相当する本数について，伝熱管外径のプラス公差を考慮した最外周の伝熱管の伝熱面積分を差し引いて計算した約 $\boxed{}$ m² とする。

$$\begin{aligned} A &= \pi \times (d_o - \Delta d_2) \times (N \times L + L_u) \\ &= \boxed{} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

- A : 伝熱管外径のマイナス公差を考慮した全体の伝熱面積 (m²)
- d_o : 伝熱管公称外径 (m) = $\boxed{}$
- Δd₂ : 伝熱管外径マイナス公差 (m) = $\boxed{}$
- N : 伝熱管総本数 (本) = $\boxed{}$
- L : 伝熱管直管部長さ (m) = $\boxed{}$
- L_u : 伝熱管 U 字部全長さ (m) = $\boxed{}$

$$A' = A - \pi \times (d_0 + \Delta d_1) \times (N_{1\%} \times L_{\max})$$

= []

= [] m²

- A' : 要求伝熱面積 (m²)
- A : 伝熱管外径のマイナス公差を考慮した全体の伝熱面積 (m²) = []
- d₀ : 伝熱管公称外径 (m) = []
- Δ d₁ : 伝熱管外径プラス公差 (m) = []
- N_{1%} : 伝熱管総本数の 1 %に相当する本数 (本) = []
- L_{max} : 最外周の伝熱管長さ (m) = []

名 称		熱交換器ユニット (その 1)
個数	式	3
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 50
伝熱面積	m ² /式	□以上(注 1) (約□(注 2))
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その 1) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その 1) は 3 式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その 1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を 2 基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その 1) の容量を上記のように設定することで、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

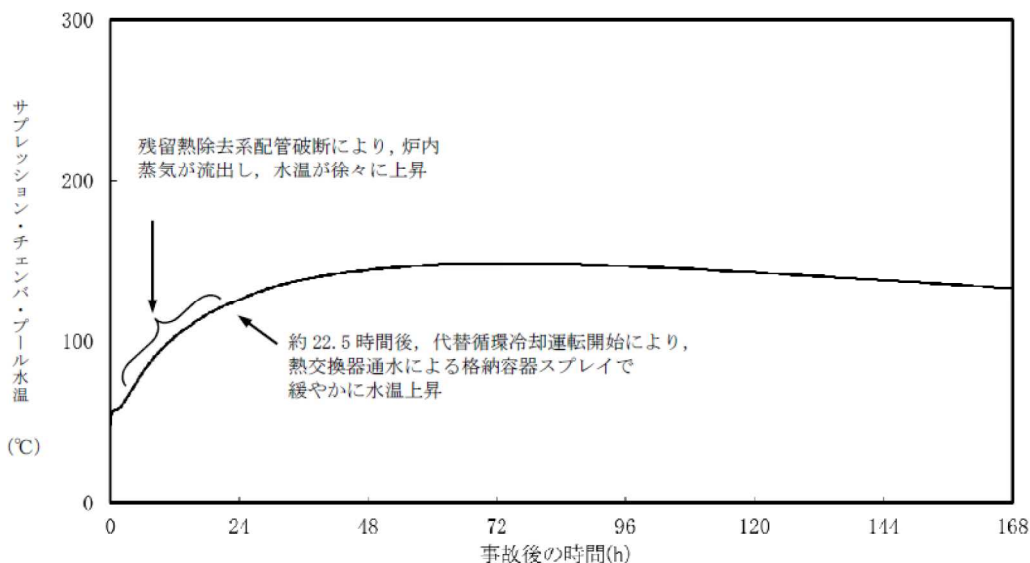


図 50-7-15 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

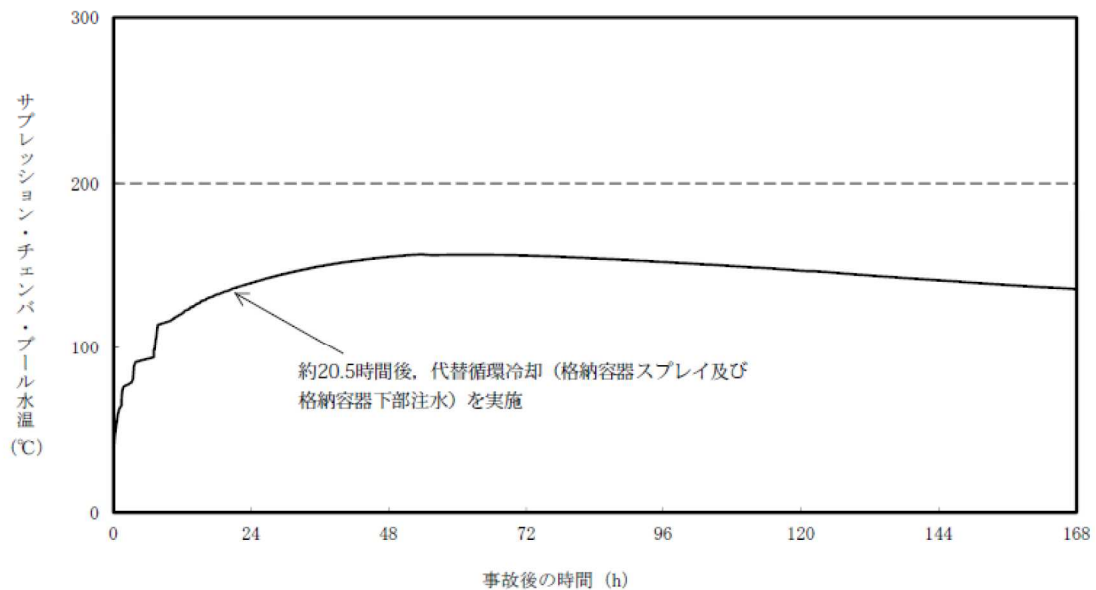


図 50-7-16 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移
(格納容器下部注水及び格納容器スプレイ)

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	= 600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	= 840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	= 1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2) - (Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \div \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

$$\text{熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, } \boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ m}^2$$

以上より、熱交換器ユニット（その1）の伝熱面積は、約 $\boxed{} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 40
伝熱面積	m ² /式	□以上(注1) (約□(注2))
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その2) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を 2 基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット (その2) の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa [gage] とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット (その2) の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の最高使用圧力以上とし、1.4MPa [gage] とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口 80℃、入口 40℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量 11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱板熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\text{} \times 8.60} \\ &= \text{} \text{ m}^2 / \text{基} \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 10⁶ (= 11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²·K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、 × 2 = m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約 m²/式とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : m²

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : 約 m²

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	□以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□以上（注1）（110（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / \text{} / 100 \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\approx \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-17 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 50-7-17 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は110kWとする。

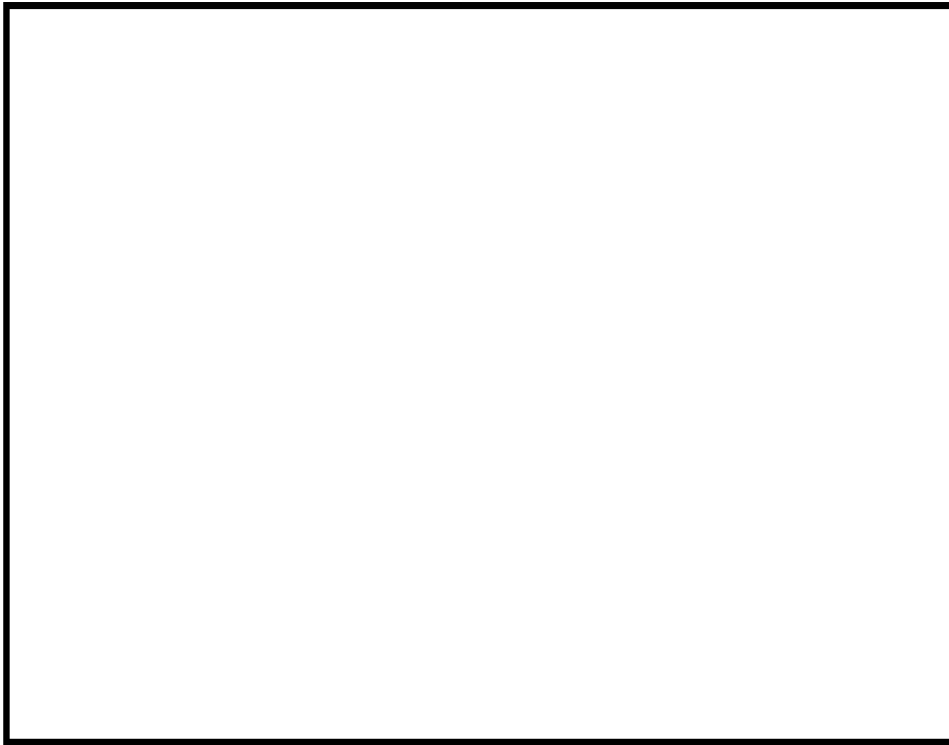


図 50-7-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	□以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は1台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その2）の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\approx \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-18 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-18 参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の原動機出力は200kW/台とする。

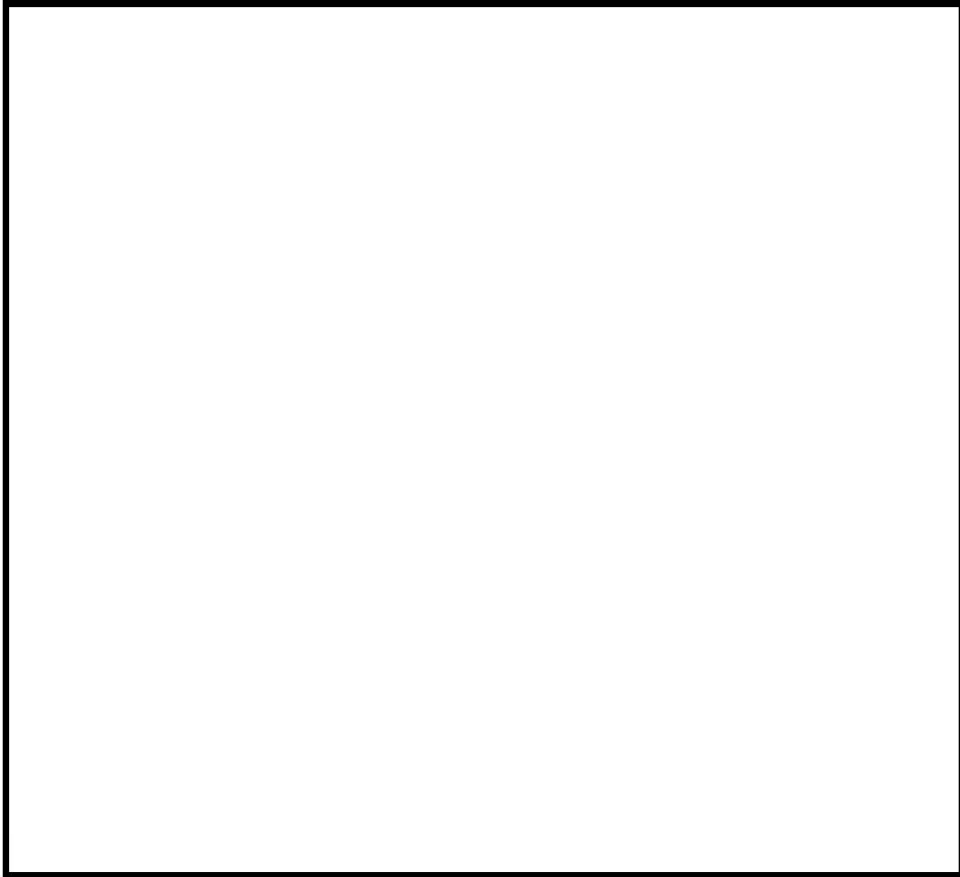


図 50-7-18 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m ³ /h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.46 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、900m³/h とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。

(6号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	約		MPa
③ホース湾曲の影響	:	約		MPa
④機器類の圧力損失	:	約		MPa
①～④の合計	:	約		MPa

(7号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	約		MPa
③ホース湾曲の影響	:	約		MPa
④機器類の圧力損失	:	約		MPa
①～④の合計	:	約		MPa

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage] 以上とし、1.25MPa[gage]とする。

図 50-7-19 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

〈大容量送水車のNPSH評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 50-7-20 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 17.2m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 23m であることから、ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより、海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約 17.2m 下位）でも、ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。

上記の設置状況に基づき、必要流量 840 m³/h を確保した場合における揚程である 31m に対し、必要揚程が約 19m であること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し、最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから、吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより、設置高さを調整することなく、必要な揚程を確保することが可能である。

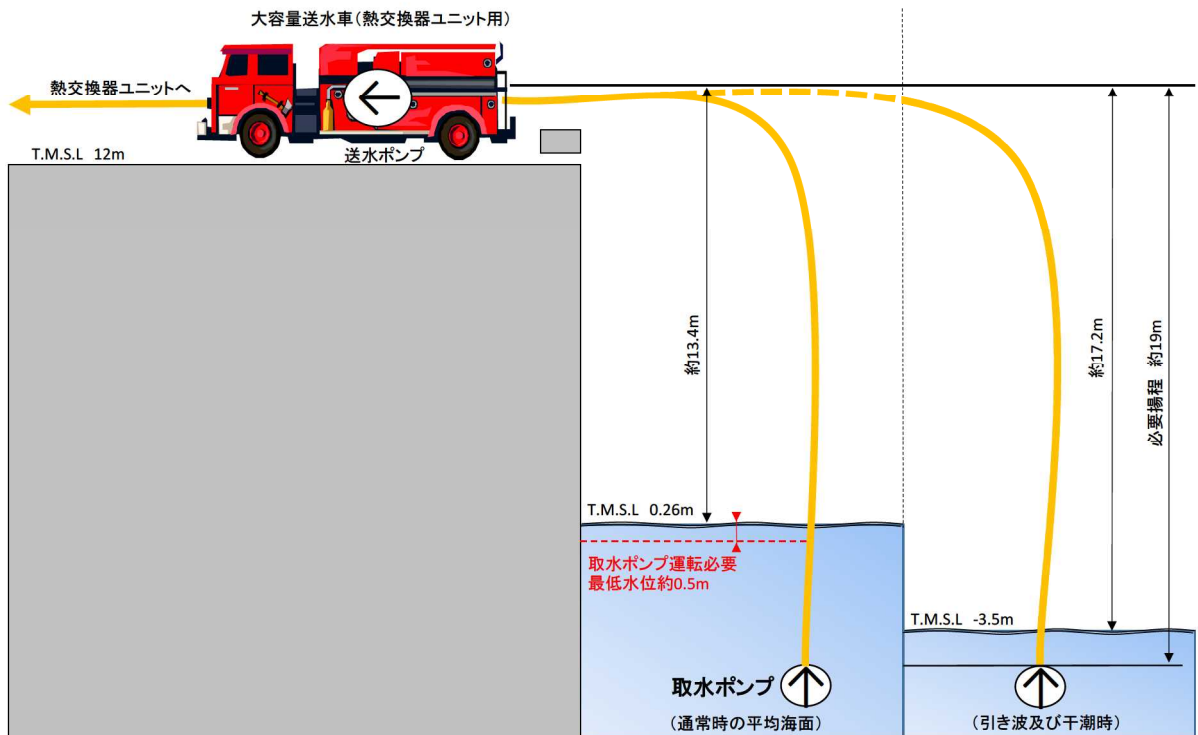


図 50-7-20 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点（）での軸動力を考慮し、 kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

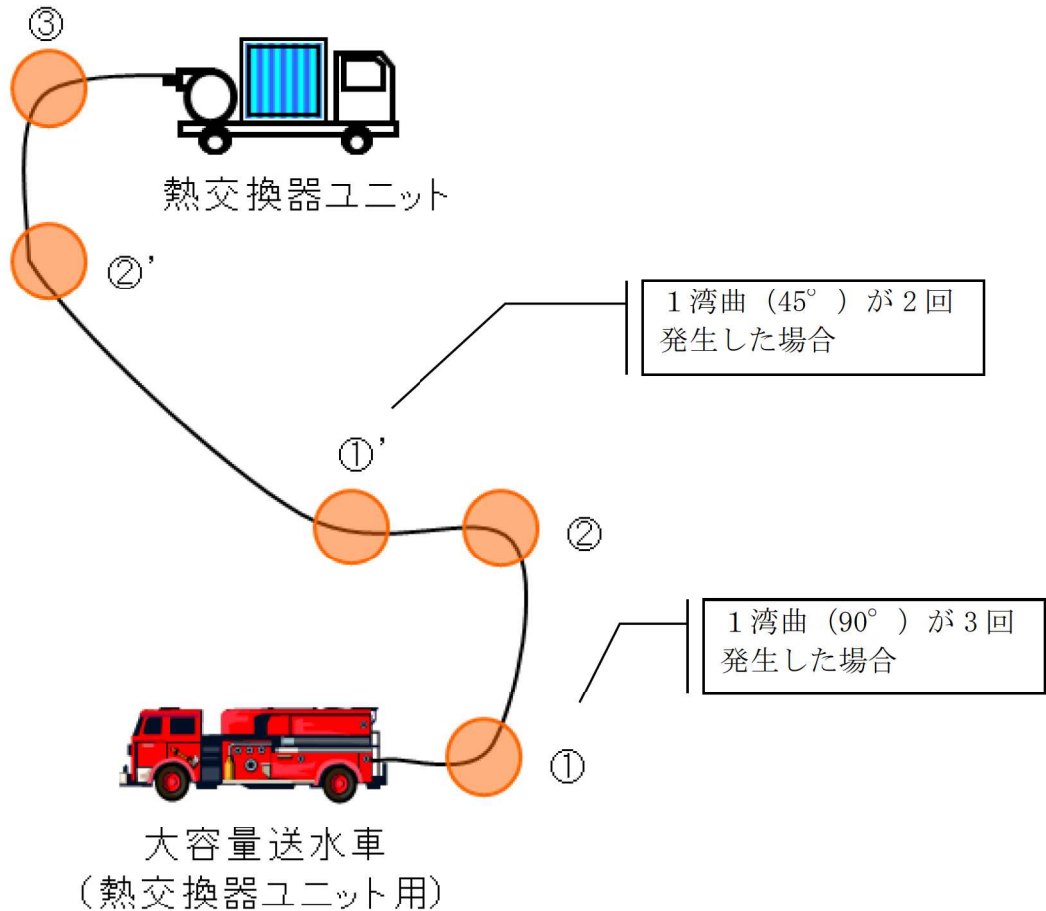


図 50-7-21 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失係数 f_c

ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失係数である

$$f_c = 0.068 \cdots (i)$$

を引用する。

○流速 v

$$v=Q/A$$

・ Q =流量について

大容量送水車流量は， $840\text{m}^3/\text{h}$ である。

・ A =管路の断面積について

$A=\pi r^2$ であることから， r =管内径/2 となり，管内径 0.295m より， $r=0.1475$ 。よって， $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速 $v=Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 204.8581[\text{m}/\text{min}] \\ &= \underline{3.415[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii}) \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より，1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$hc=fc \times v^2/(2g)$ より，重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$hc=0.068 \times (3.415^2/(2 \times 9.8))$$

$$= \underline{0.04046[\text{m}]}$$

50-8
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

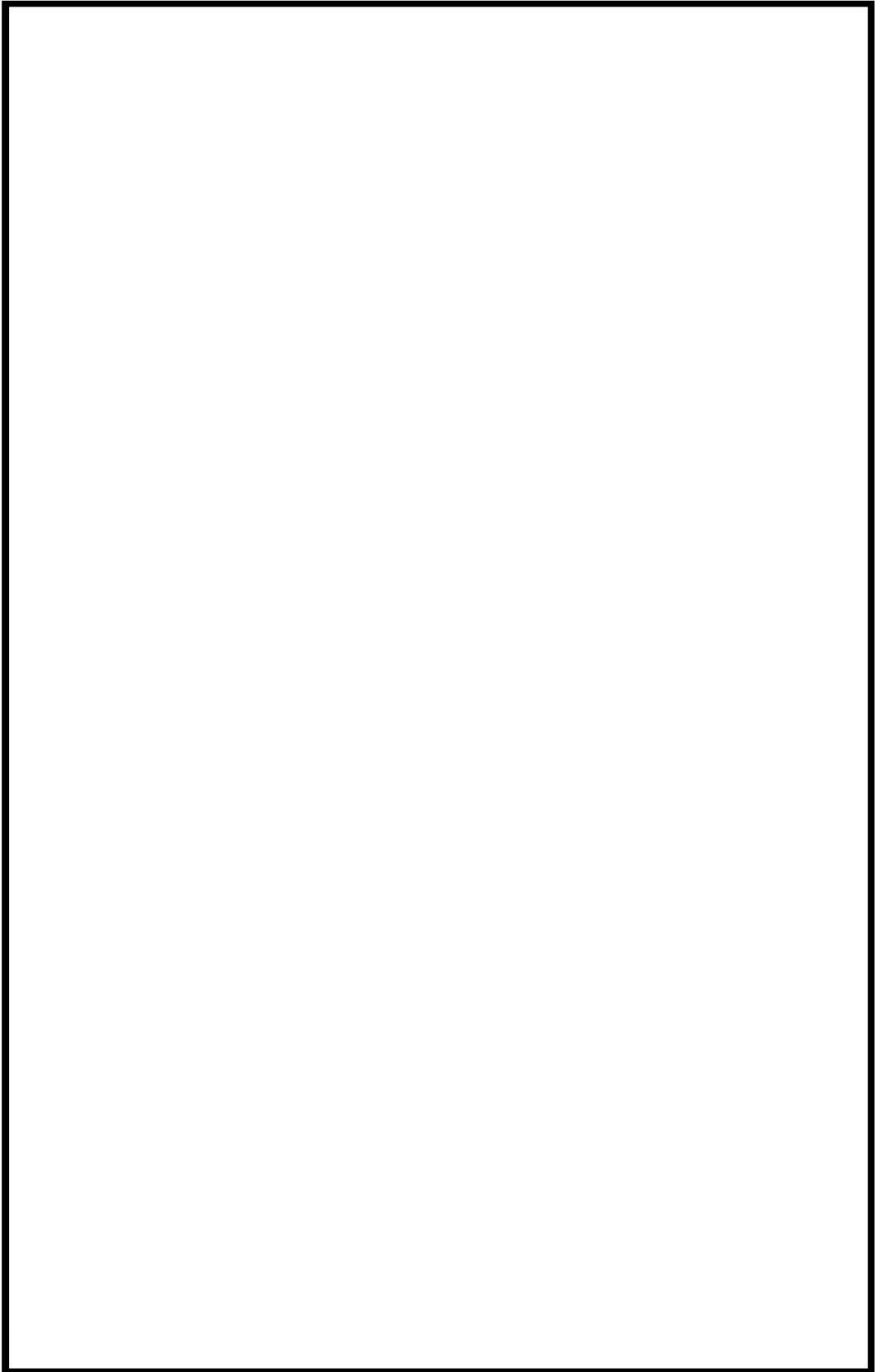


図 50-8-1 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

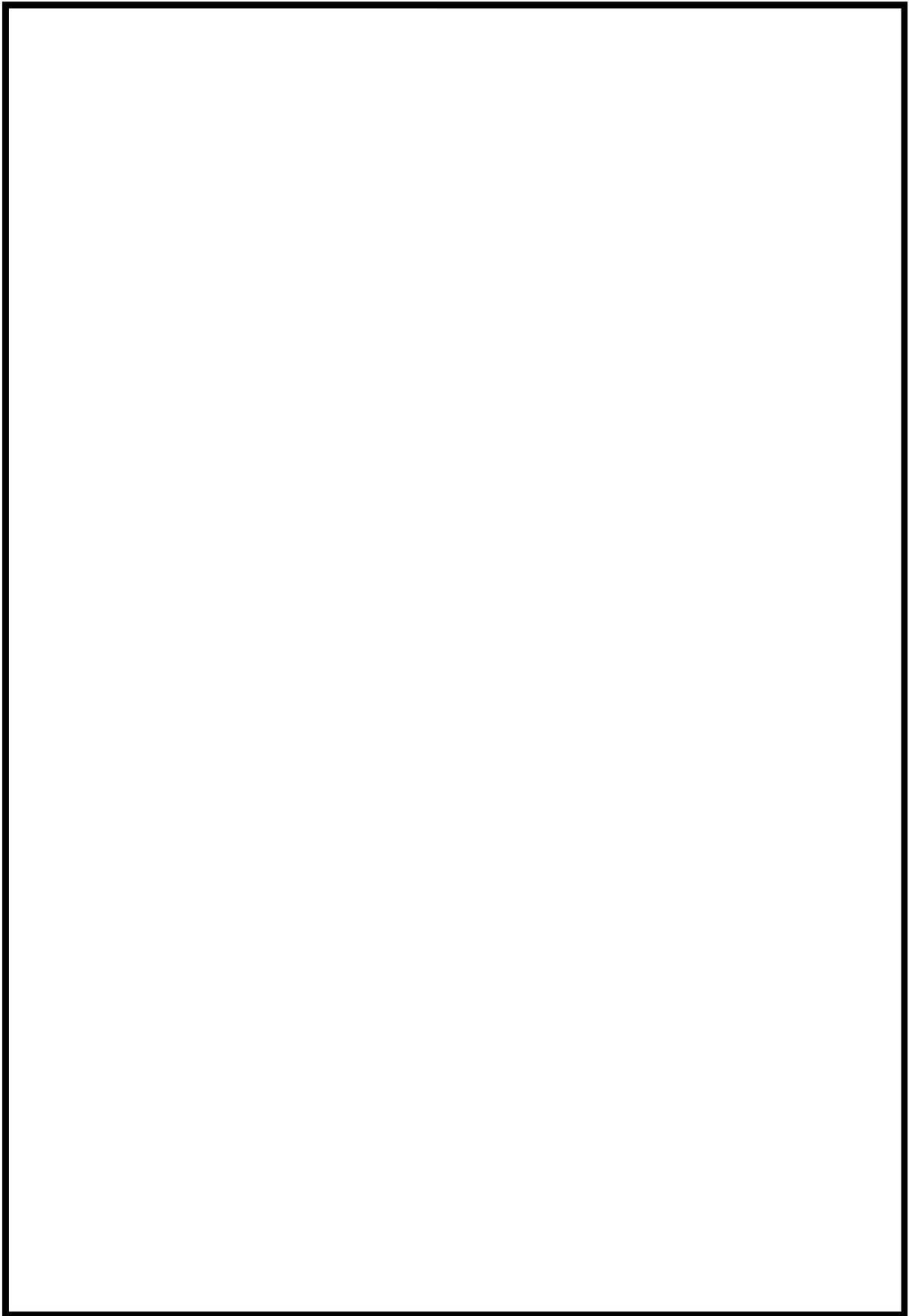


図 50-8-2 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

50-9
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

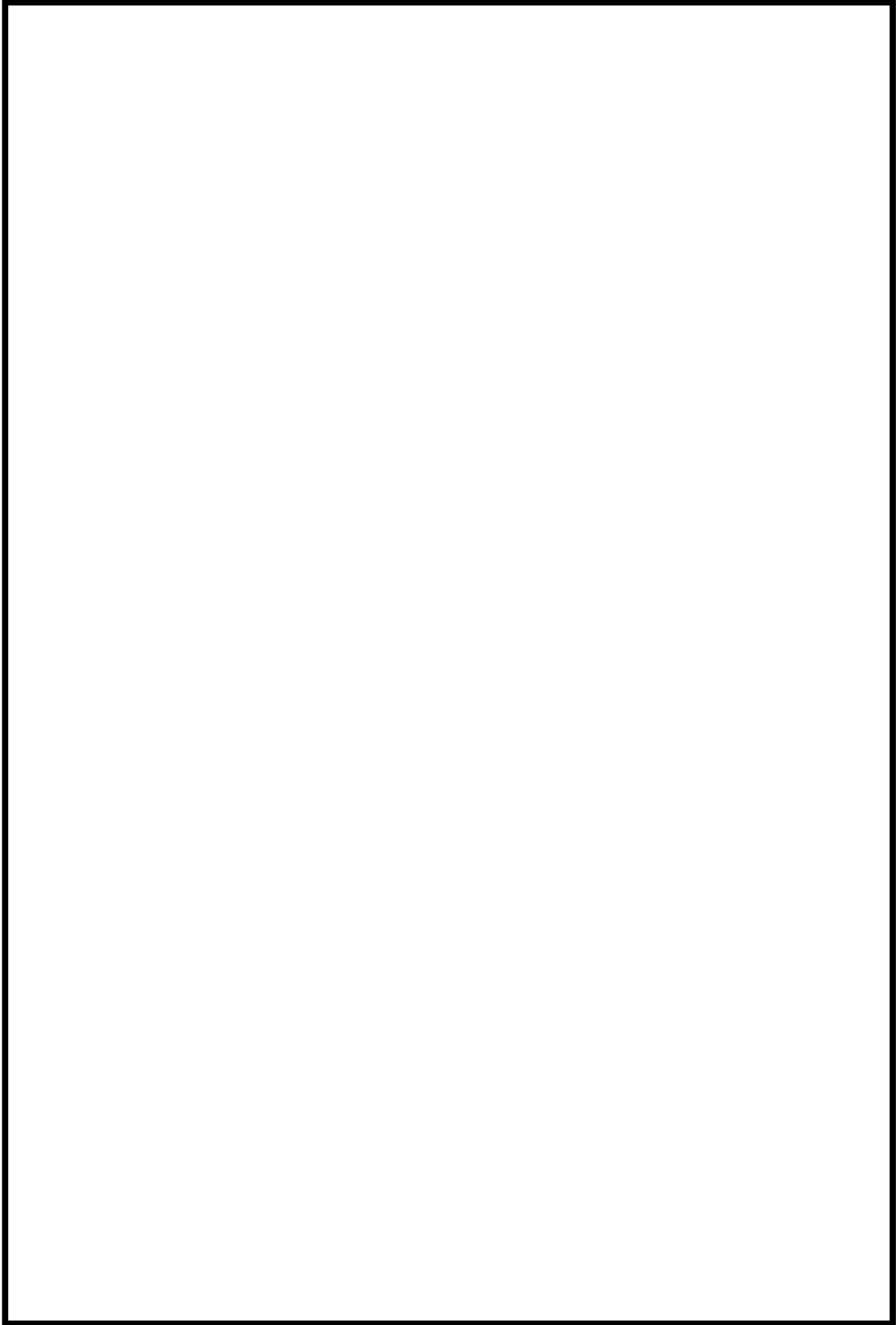


図 50-9-1 屋外保管場所配置図（代替循環冷却系）

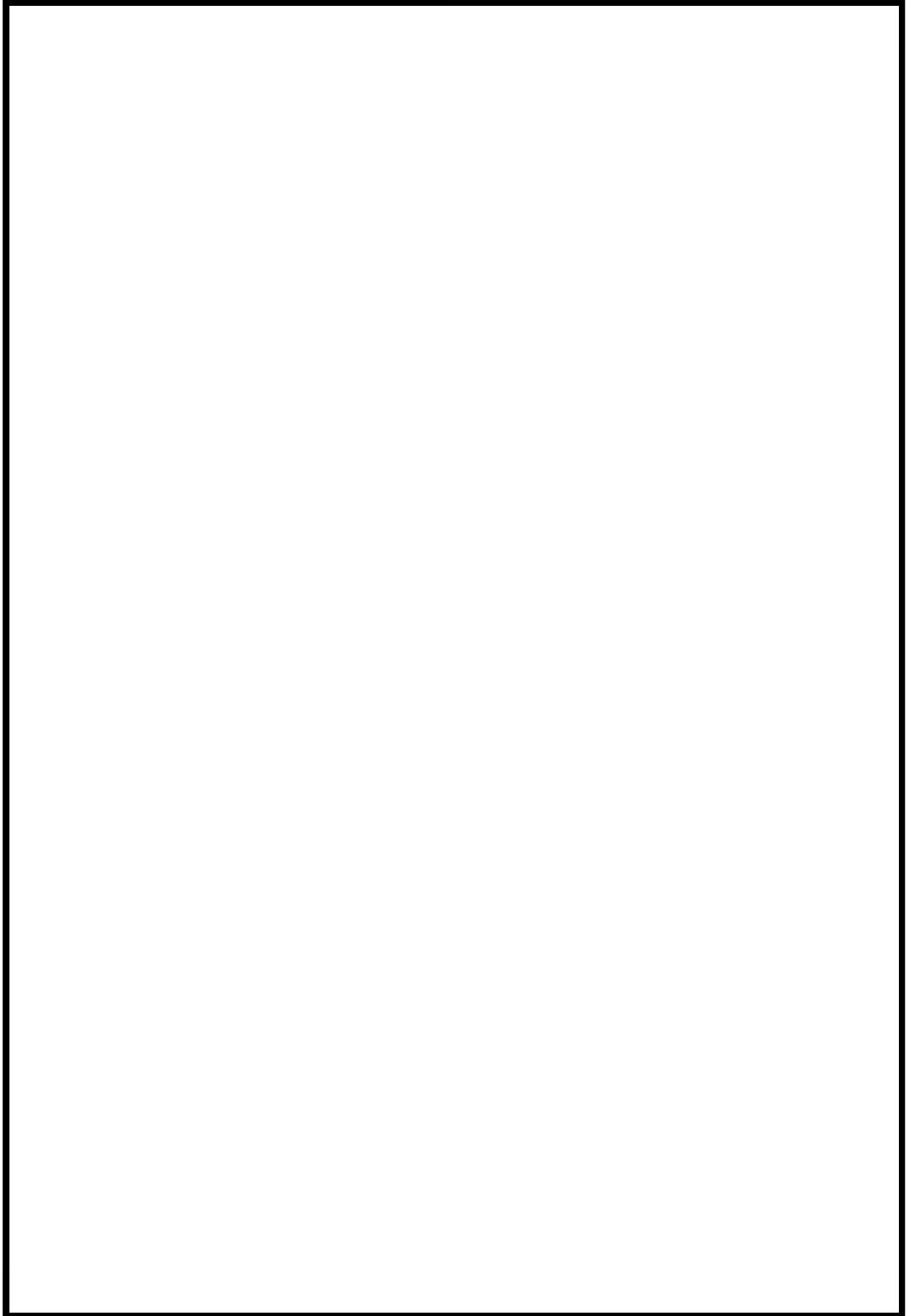


図 50-9-2 屋外保管場所配置図（格納容器圧力逃がし装置）

50-10
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-10-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

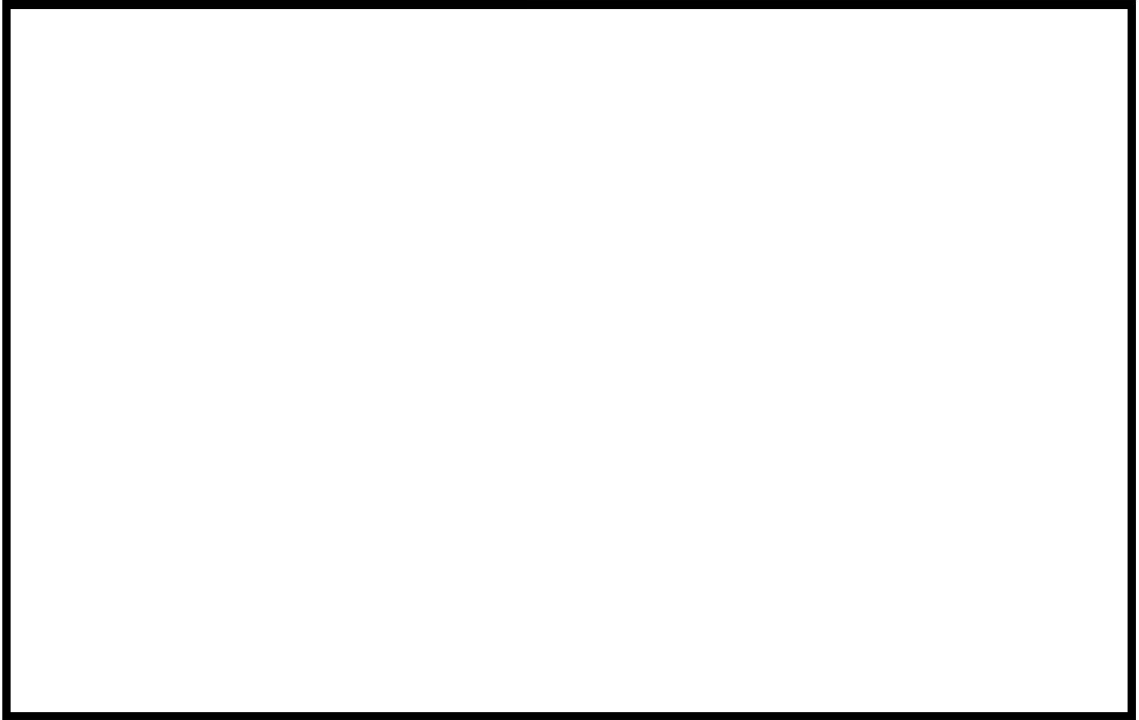


図 50-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-10-3 森林火災発生時のアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

50-11
その他設備

【格納容器 pH 制御設備】

1. 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・チェンバのプール水中にイオン交換樹脂を捕捉することでイオン交換樹脂の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、図 50-11-1 に示すように、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サブプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

格納容器 pH 制御設備は、他号炉とは共用しない設計とする。また、格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し、格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

更に、次項に示すとおり、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することによる原子炉格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

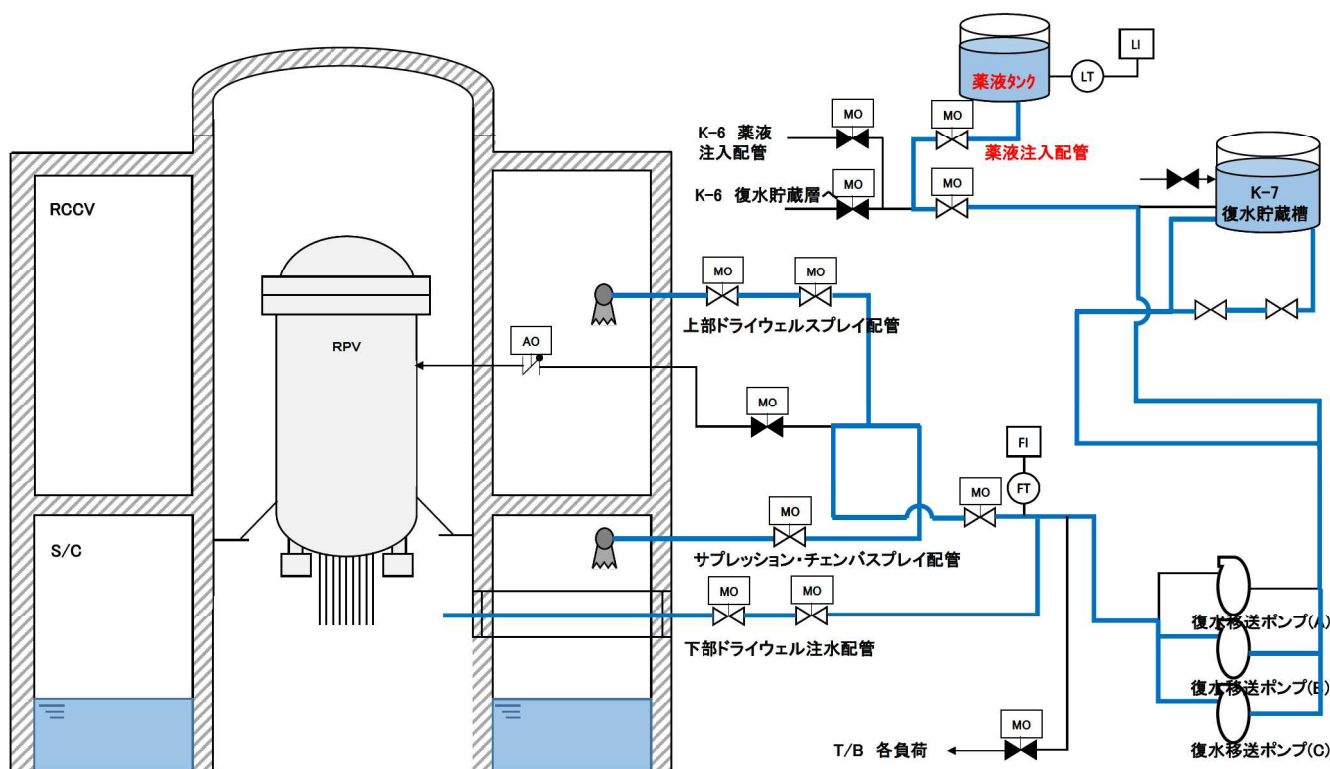


図 50-11-1 格納容器 pH 制御設備 系統概要図

2. 格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

2.1 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウエル，下部ドライウエル，サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが，それらは連通孔やベント管等で接続されており，最終的にはサプレッション・チェンバのプール水に流入する。その場合，サプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 [] [wt%]，pH は約 [] となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後は，薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため，薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼，及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図 50-11-2，図 50-11-3 に示すが，pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。

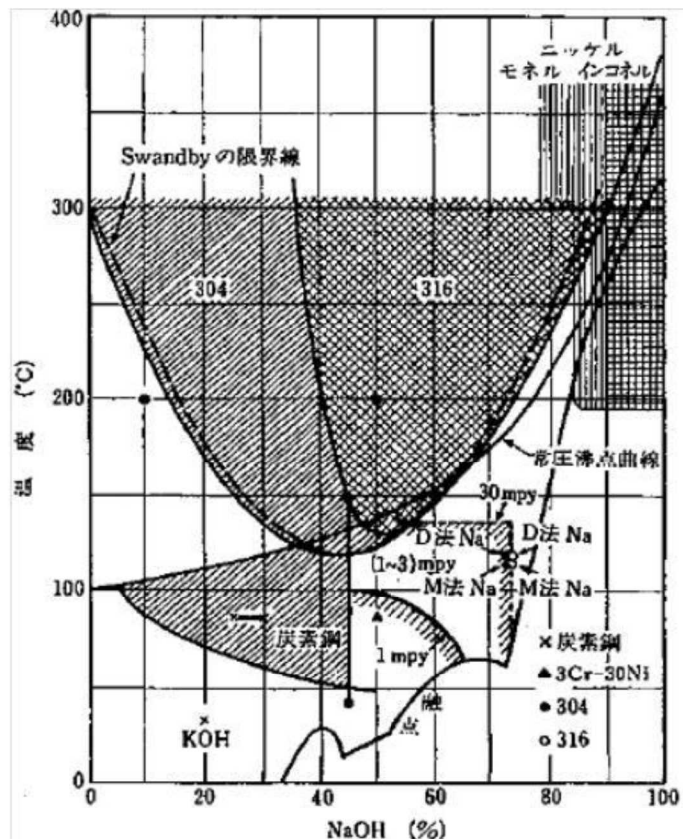


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響
 出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

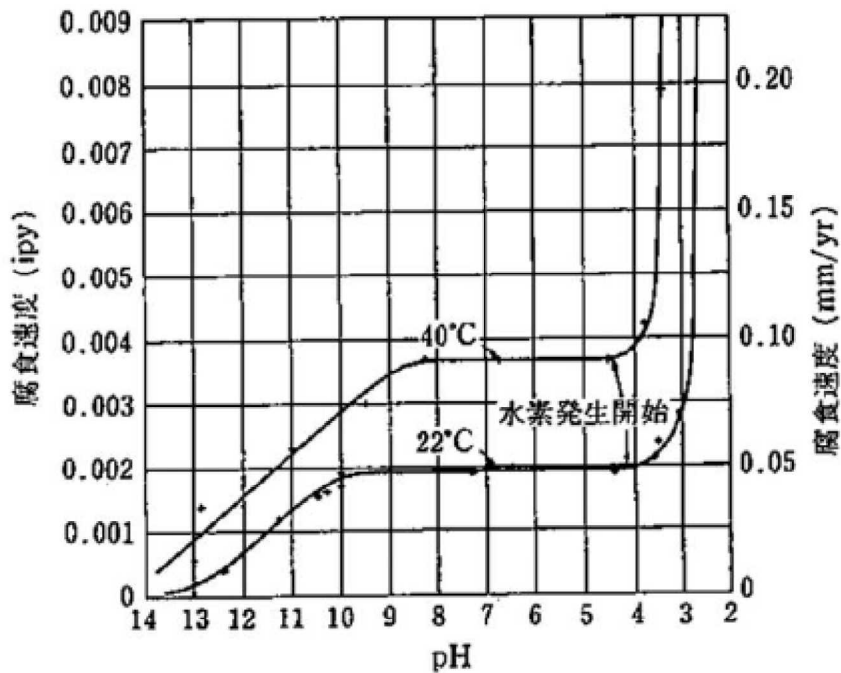


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，表 50-11-1 の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

表 50-11-1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

--

これらから，pH 制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図 50-11-4 に示すが，本システム使用後の濃度である [wt%] では，水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。

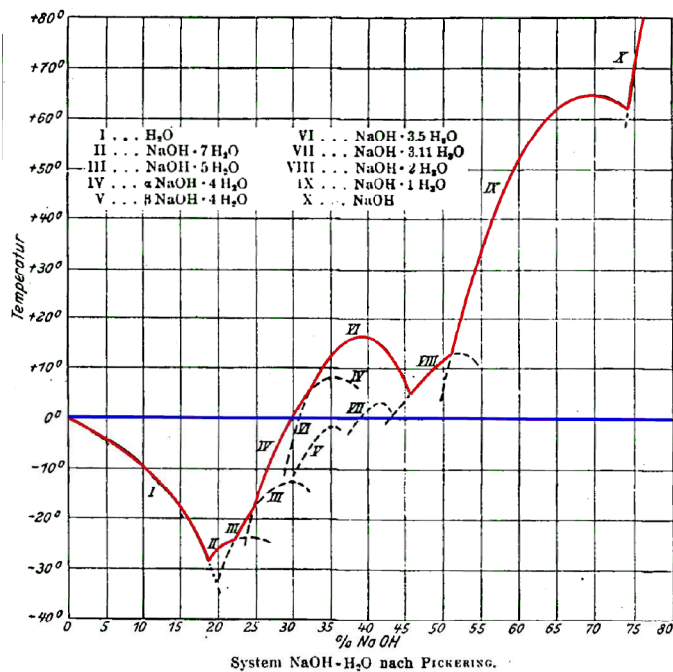


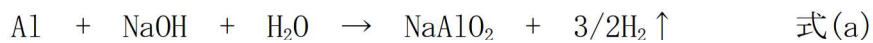
図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典 『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

2.2 水素ガスの発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素ガスが発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素ガスの発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素ガスが発生するとして評価を行う。



2.2.1 アルミニウムによる水素ガス発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラーのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は [] [kg] となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素ガスの発生量は約 [] [kg] となる。

2.2.2 亜鉛による水素ガス発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで [] [kg]、サプレッション・チェンバで [] [kg] となり、合計で [] [kg] となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素ガスの発生量は約 [] [kg] となる。

2.2.3 水素ガス発生による影響について

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素ガス量は、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」シナリオで 592 [kg] であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼は発生しない。

これらのことから、pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素ガスが発生することを考慮しても、影響はないものとする。

2.3 代替循環冷却系運転時の影響について

格納容器 pH 制御設備は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に代替循環冷却系を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、代替循環冷却系及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。

代替循環冷却系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、2.1 で示すとおり pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

また代替循環冷却系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 50-11-2 に示すとおり原子炉内が高温度になったとしても腐食することはない。

【代替循環冷却系 残留熱除去系吸込ストレーナ】

1. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

6号及び7号炉では、残留熱除去系吸込ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時のブローダウン過程等のサプレッション・チェンバのプール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

また、代替循環冷却系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

重大事故等時の環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、重大事故等時の環境下においても残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果を言う。

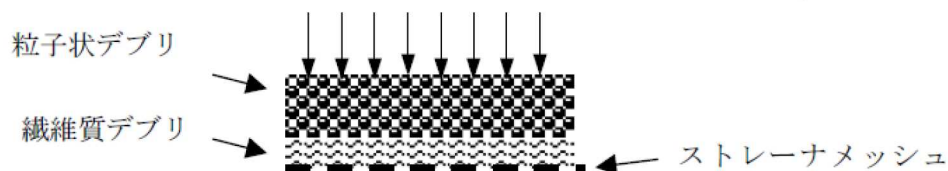


図 50-11-5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ

層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 50-11-2 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2 : 代替循環冷却系の使用開始は事故後約 22.5 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1 m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機 (H21.3), PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s (7 号炉の例, 250m³/h の時) 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3 : ABWR は原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の落下先は下部ペデスタルであり、代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水は下部ペデスタルへ落下し、下部ペデスタル床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる (図 50-11-6 参照)。粒子化した溶融炉心

等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

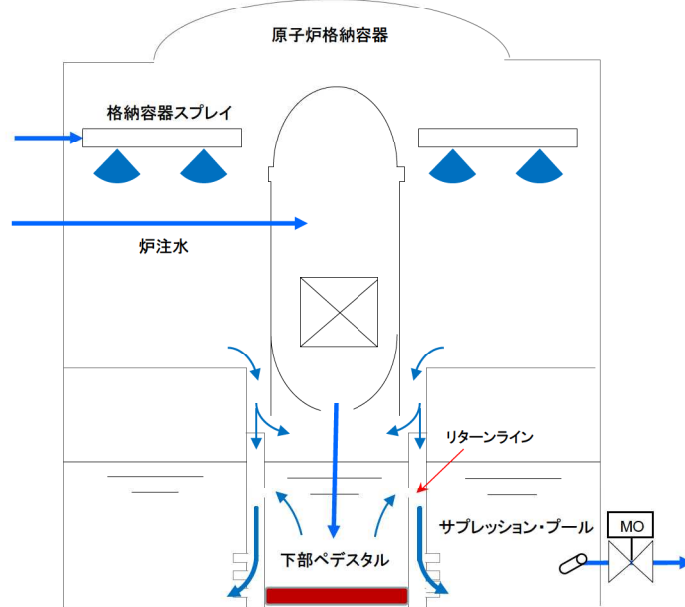


図 50-11-6 RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

- ※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 50-11-7 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 50-11-8 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

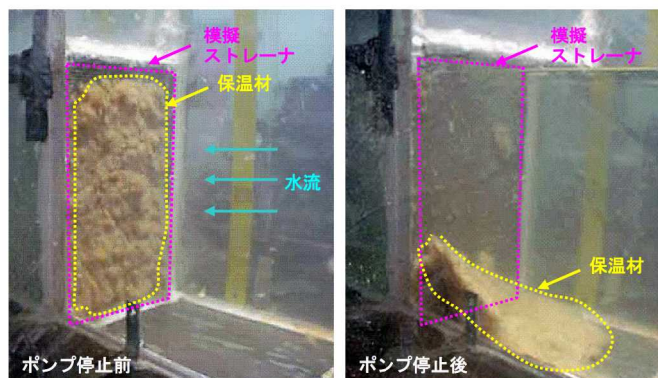


図 50-11-7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験 (April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



6号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図 7号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図
図 50-11-8 ABWRにおいて設置されているストレーナ



図 50-11-9 6号炉 残留熱除去系(B)吸込ストレーナ (据付状態)

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述 1. の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図 50-11-10 に示しているが、復水補給水系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。従って、代替循環冷却運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は MUWC ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

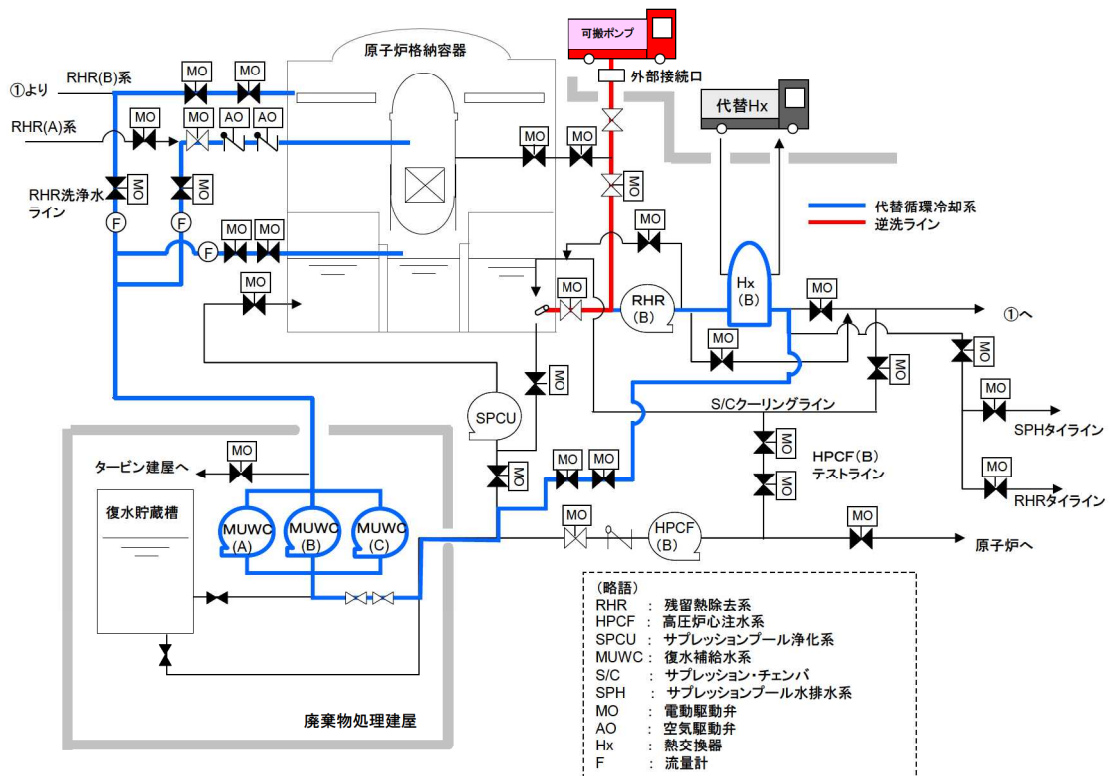


図 50-11-10 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

【可搬型格納容器窒素供給設備】

1. 設備概要

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、中長期的には、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制する必要がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性があることから、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本システムは、図 50-11-11 に示すとおり、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウェル及びサブプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

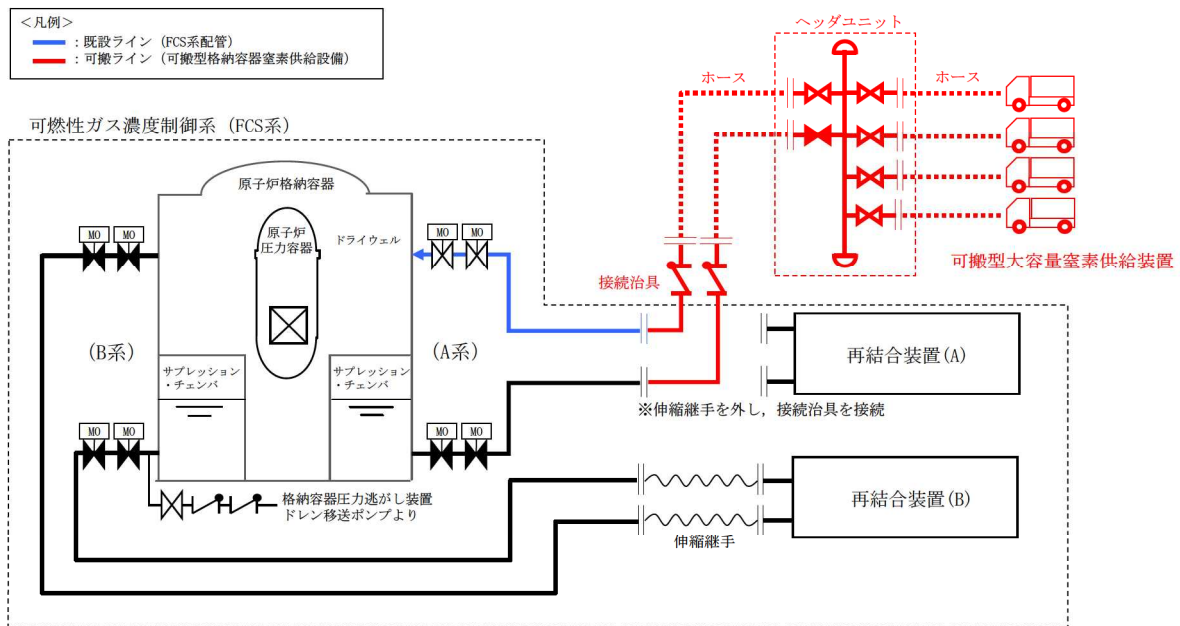


図 50-11-11 可搬型格納容器窒素供給設備 系統概要図

50-12

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表のとおり整理する。

表 50-12-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について
(格納容器圧力逃がし装置)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	一次隔離弁（サブプレッショ ン・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
	一次隔離弁（ドライウエル 側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁	T31-M0-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡 配管隔離弁	T31-M0-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント容器側隔 離弁	T61-A0-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント容器側隔 離弁	T61-A0-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系 Uシール隔 離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-M0-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-M0-F511

(次頁に続く)

50条	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B
	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501
	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F512	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F512
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	T61-F102	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	T61-F102
	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521
	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN ₂ パーヅ用元弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN ₂ パーヅ用元弁	T61-F213	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN ₂ パーヅ用元弁	T61-F213
	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N ₂ パーヅ用元弁	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N ₂ パーヅ用元弁	T61-F205	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N ₂ パーヅ用元弁	T61-F205
	水素バイパスライン止め弁	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600
	フィルタベント大気放出ラインドレン弁	FCVS フィルタベント大気放出ラインドレン弁	T61-F503	FCVS フィルタベント大気放出ラインドレン弁	T61-F503

表 50-12-2 機器名称覧に記べ載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について
(代替循環冷却系)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	残留熱除去系注入弁(A)	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A
	残留熱除去系洗浄水弁(A)	残留熱除去系低圧注水注入ライン洗浄弁(A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(A)	E11-M0-F032A
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁(B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-M0-F032B
	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B
	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B
	タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F070	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F061
	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F071	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F062
	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B
	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B
	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)	E11-M0-F029B	-	-
	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F010
	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F028
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F029
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F030
	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(A) 最小流量出口弁	P13-F017A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008A

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008B
	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008C
	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	P13-F009	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	P13-F001
	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	制御棒駆動系復水入口弁	P13-F010	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	P13-F021
	下部ドライウエル注水流量調節弁	ベDESTAL注水用復水流量調節弁	P13-M0-F028	下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F094
	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	ベDESTAL注水用復水隔離弁	P13-M0-F031	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却水供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却水戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	P21-F222B
	原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-M0-F004A