

## 東海第二発電所

原子炉格納容器の長期にわたる

状態維持に係わる体制の整備について

＜目　　次＞

はじめに	1.0.15-1
1. 考慮すべき事項	1.0.15-1
2. 原子炉格納容器の冷却手段	1.0.15-4
(1) 原子炉格納容器除熱手段について	1.0.15-4
(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した 対策について	1.0.15-11
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-13
(1) 代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の 対応について	1.0.15-13
(2) 汚染水発生時の対応について	1.0.15-19
4. 残留熱除去系の復旧方法について	1.0.15-20
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-20
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-20
5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の 原子炉格納容器からの除熱手段について	1.0.15-29
(1) 可搬型原子炉格納容器除熱システムによる 原子炉格納容器からの除熱手段の概要	1.0.15-30
(2) 作業に伴う被ばく線量について	1.0.15-37
(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応	1.0.15-38
6. 外部からの支援について	1.0.15-39

はじめに

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

東海第二発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画第12編原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

東海第二発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。

- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染及び放射線遮蔽の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施

東海第二発電所災害対策本部は、招集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また本店総合災害対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

## 1. 考慮すべき事項

(1)原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。

(2)代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可

能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。また、代替循環冷却系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。

- (3) 炉心損傷後に代替循環冷却系の運転を実施することによる負の影響として、建屋内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。
- (4) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。
- (5) 原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行

う。

(6) 重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」にそれぞれとりまとめる。

(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。

## 2. 原子炉格納容器の冷却手段

### (1) 原子炉格納容器除熱手段について

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、東海第二発電所では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。

第 1.0.15-1 表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第 1.0.15-1 図、第 1.0.15-2 図、第 1.0.15-3 図、第 1.0.15-4 図及び第 1.0.15-5 図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。

第 1.0.15-1 表に示すとおり、東海第二発電所では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。

また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サブプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第 1.0.15-2 表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、それぞれ多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。

第 1.0.15-1 表 原子炉格納容器除熱手段

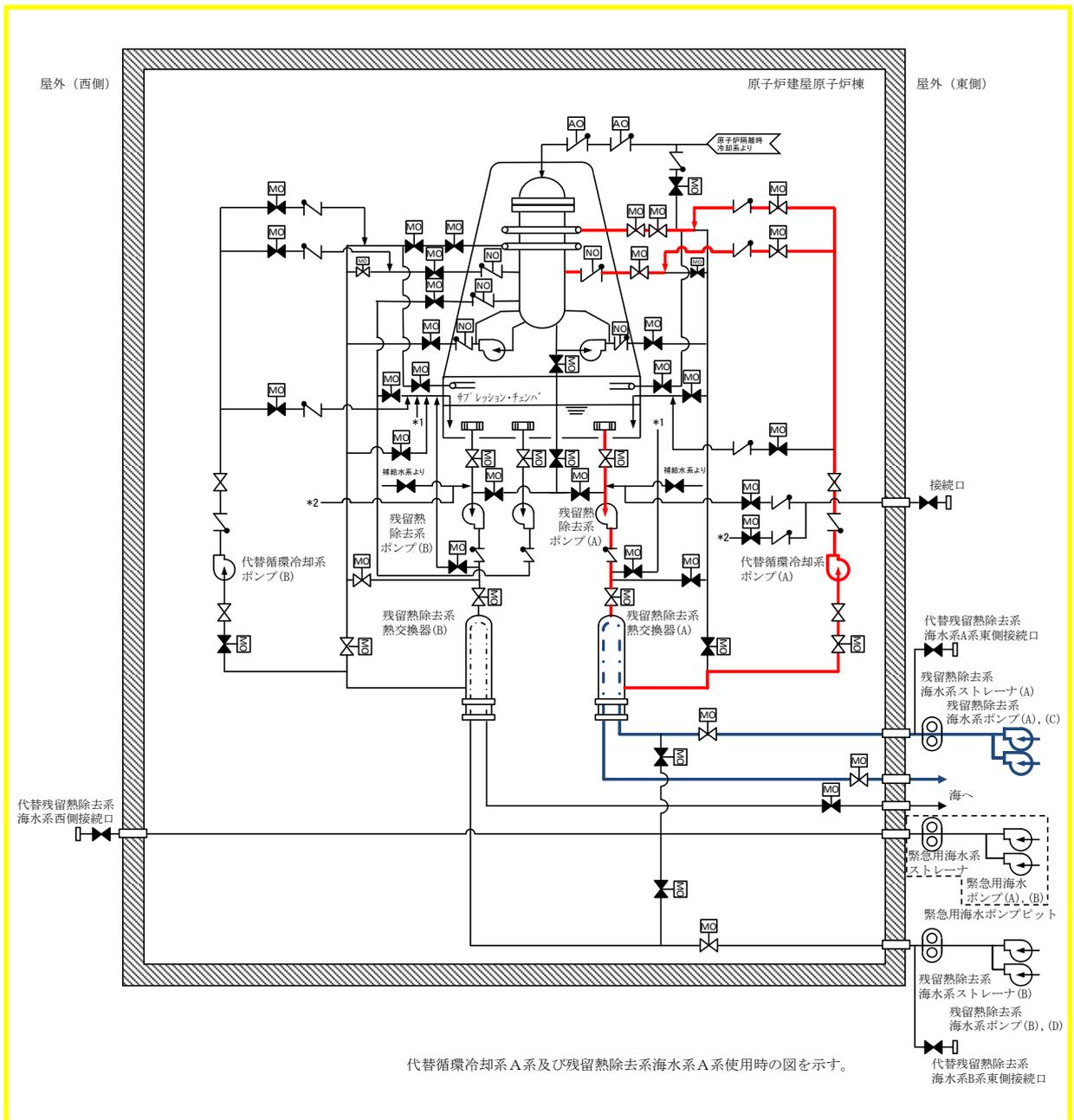
	除熱手段	
	原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱除去系 A 系 / B 系
代替循環冷却系 A 系 / B 系		○
残留熱除去系海水系 A 系 / B 系		○
緊急用海水系		○
代替残留熱除去系海水系		△
原子炉冷却材浄化系		△
ドライウエル内ガス冷却装置		△
原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置	○
	耐圧強化ベント系	○

○:有効性評価で考慮する設備, △:有効性評価で考慮していない設備

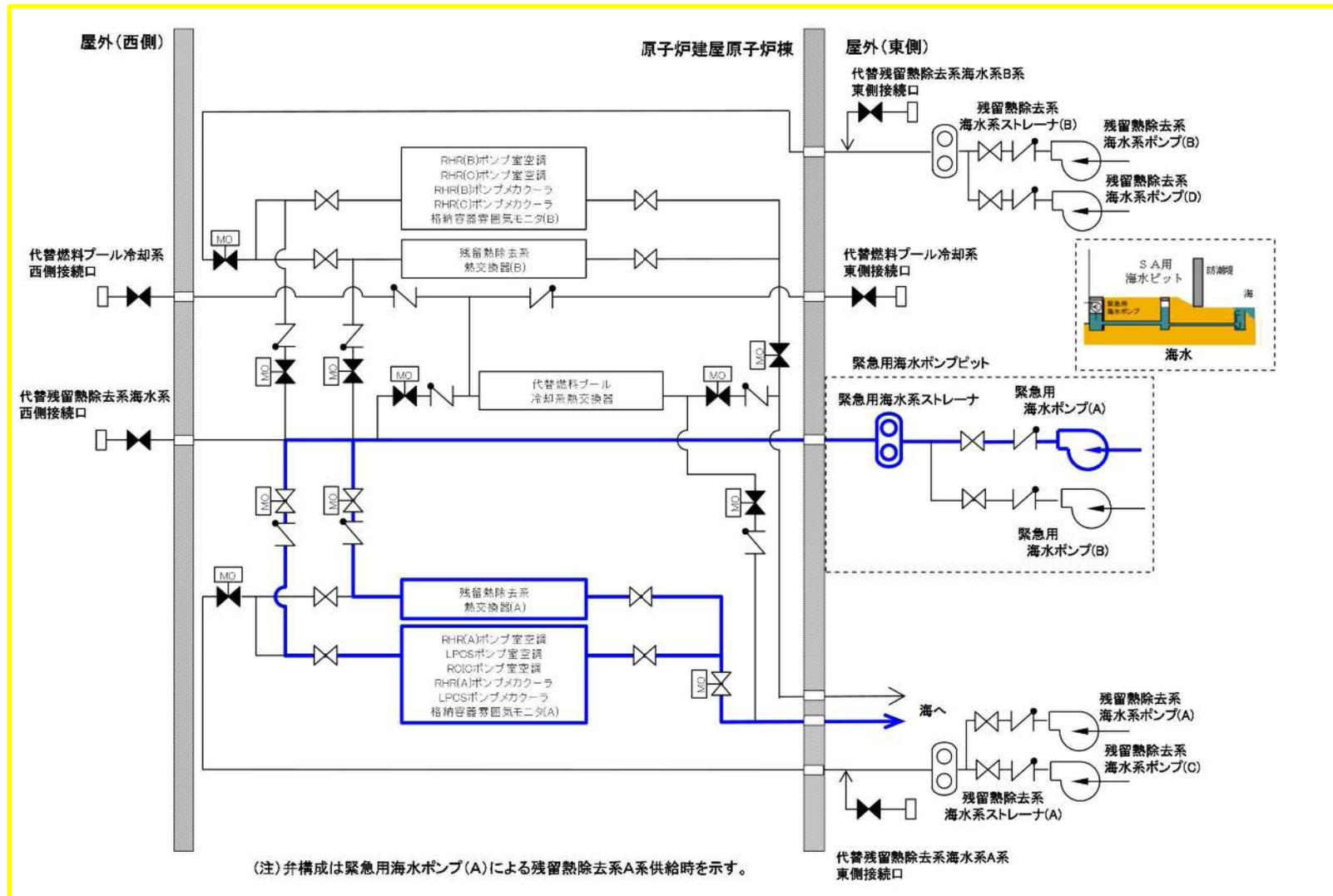
第 1.0.15-2 表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系 / サポート系の関係

		サポート系						
		海水系 A 系	残留熱除去系	海水系 B 系	残留熱除去系	緊急用海水系	海水系	代替残留熱除去系
ライン系	フロント	残留熱除去系 A 系	○			○		○
		残留熱除去系 B 系		○		○		○
		代替循環冷却系 A 系	○			○		○
		代替循環冷却系 B 系		○		○		○

○:使用可能な組合せ

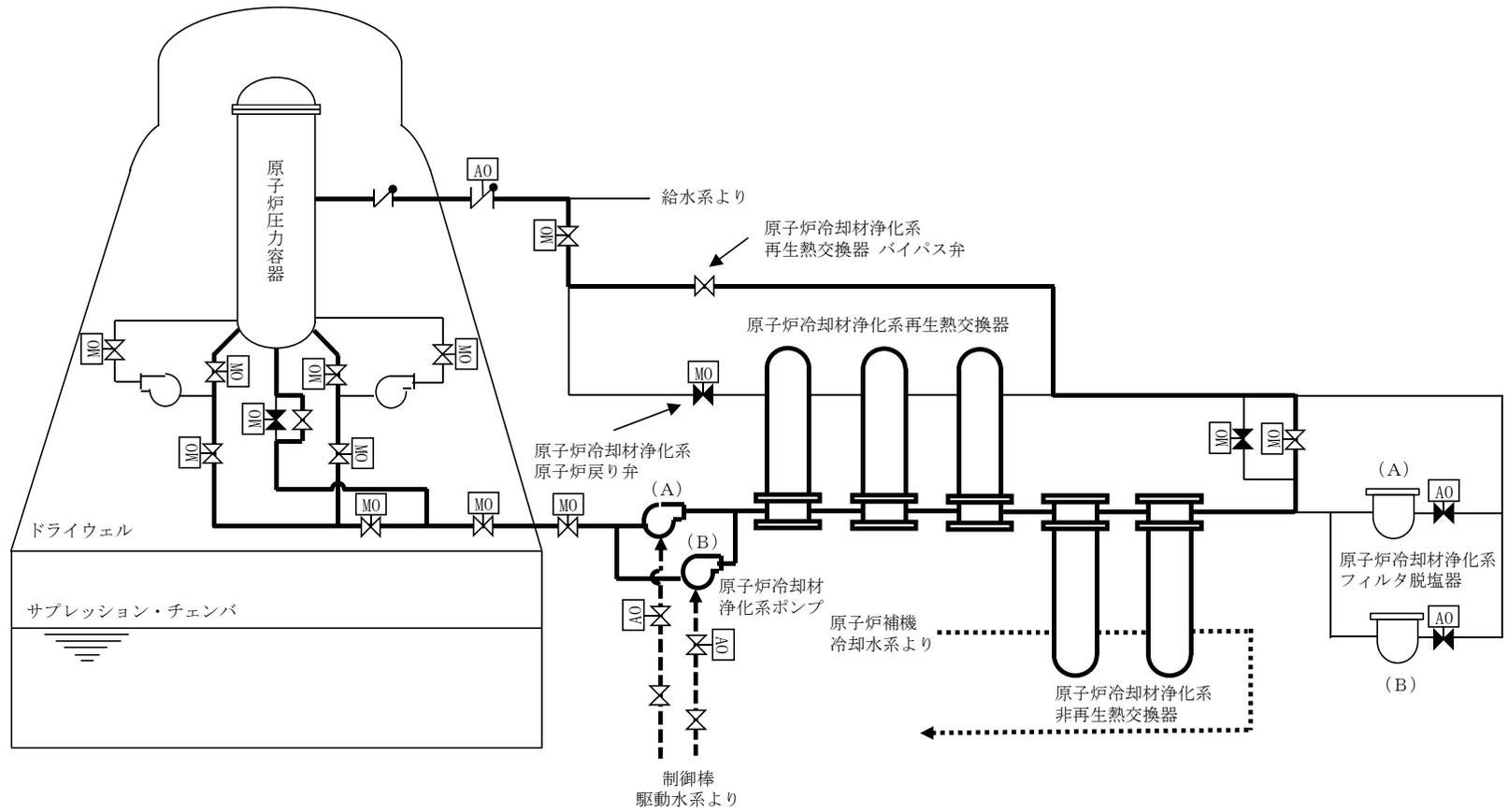


第 1.0.15-1 図 残留熱除去系及び代替循環冷却系 系統概要図

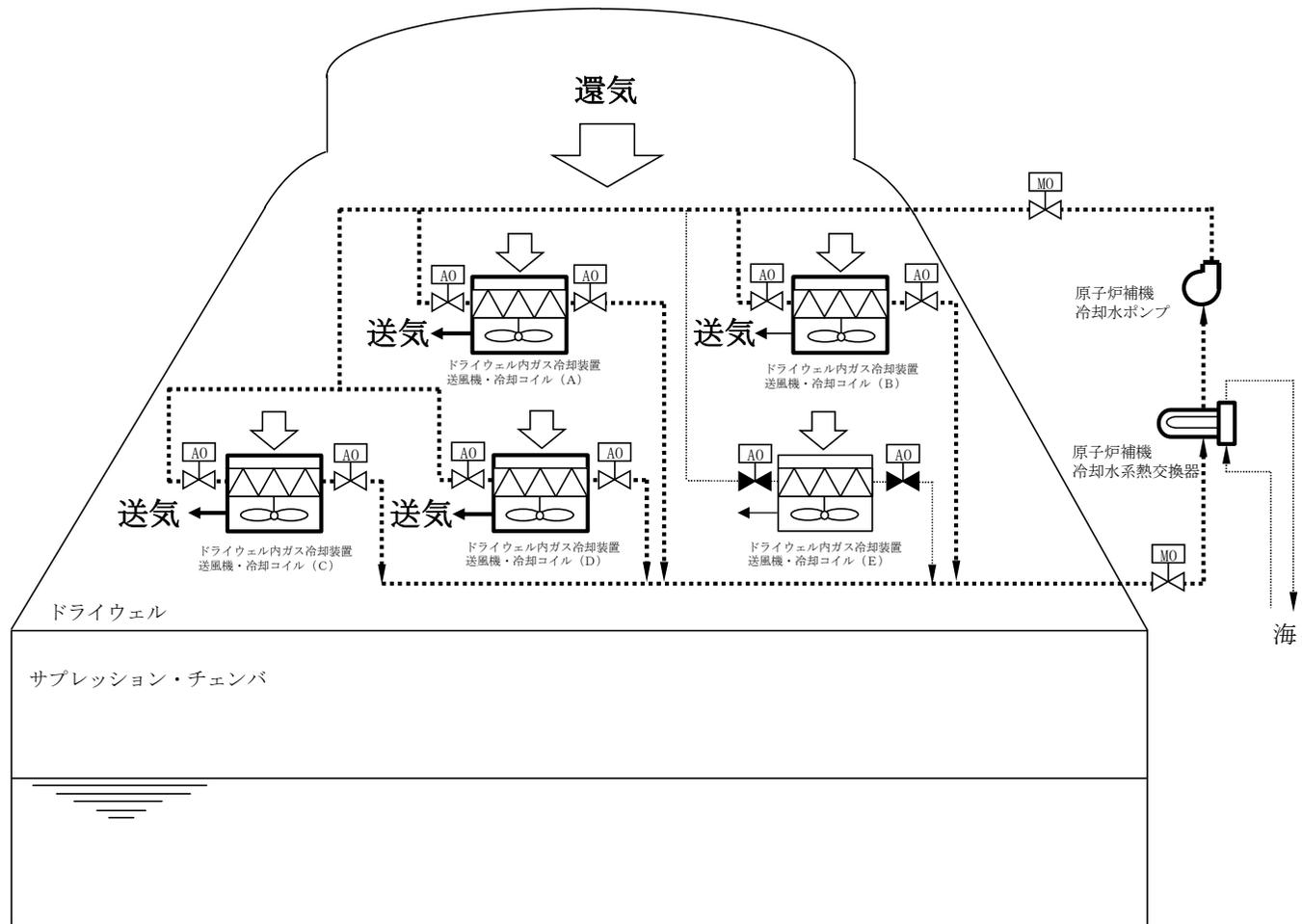


第 1.0.15-2 図 残留熱除去系海水系及び緊急用海水系等 系統概要図





第 1.0.15-4 図 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

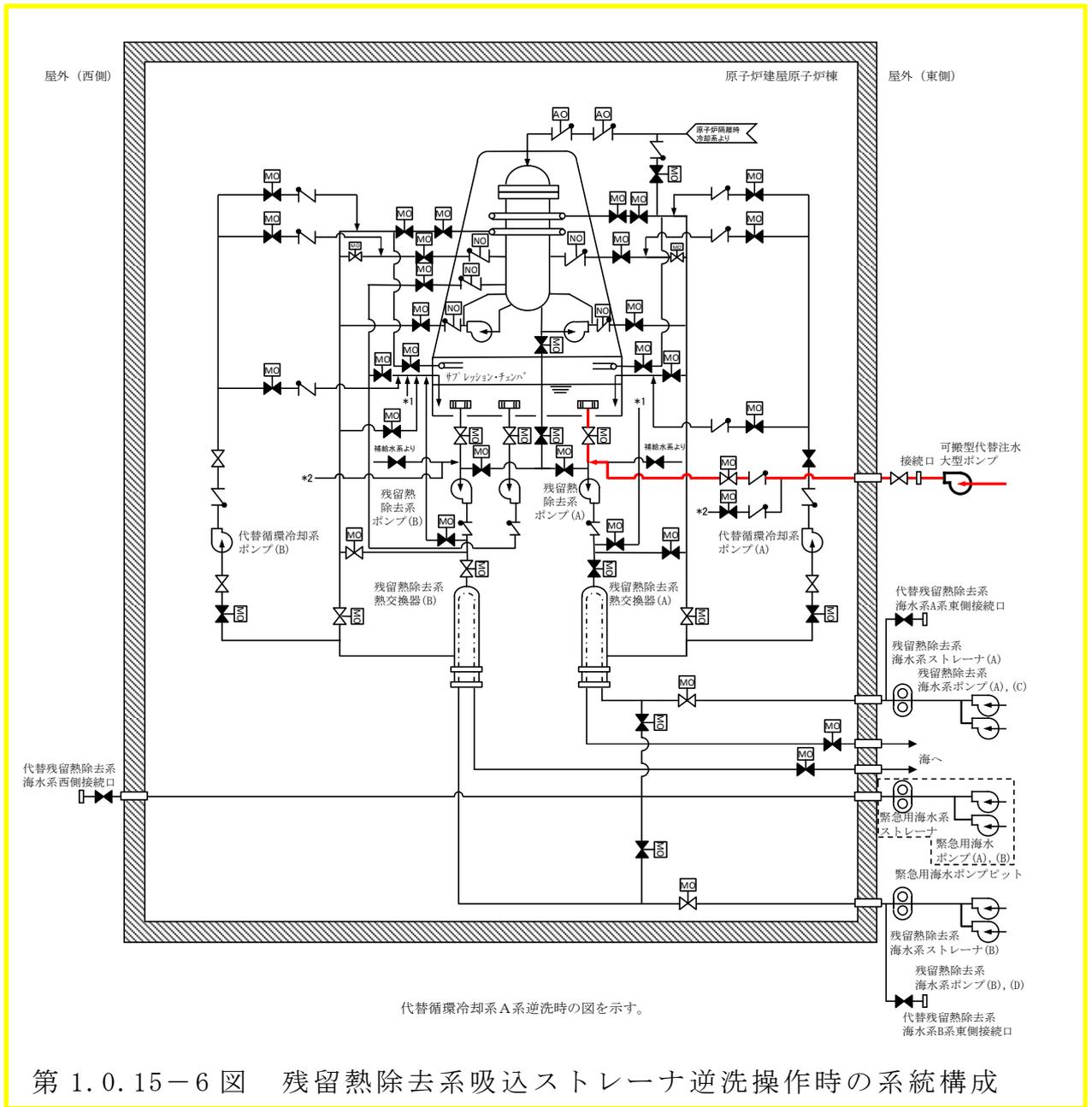


第 1.0.15-5 図 ドライウエル内ガス冷却装置 系統概要図

(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

代替循環冷却系を運転する場合には、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となることがある。このため、代替循環冷却系において放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

また、事故後のサブプレッション・プール水中には異物が流入する可能性がある。サブプレッション・プール水の吸込部には、閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型のストレーナを第 23 回施設定期検査時に設置しており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。なお、ストレーナは、サブプレッション・チェンバの底面から約 1m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸い上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合も考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水大型ポンプを使用した淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第 1.0.15-6 図参照）。



### 3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

#### (1) 代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の対応について

代替循環冷却系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。

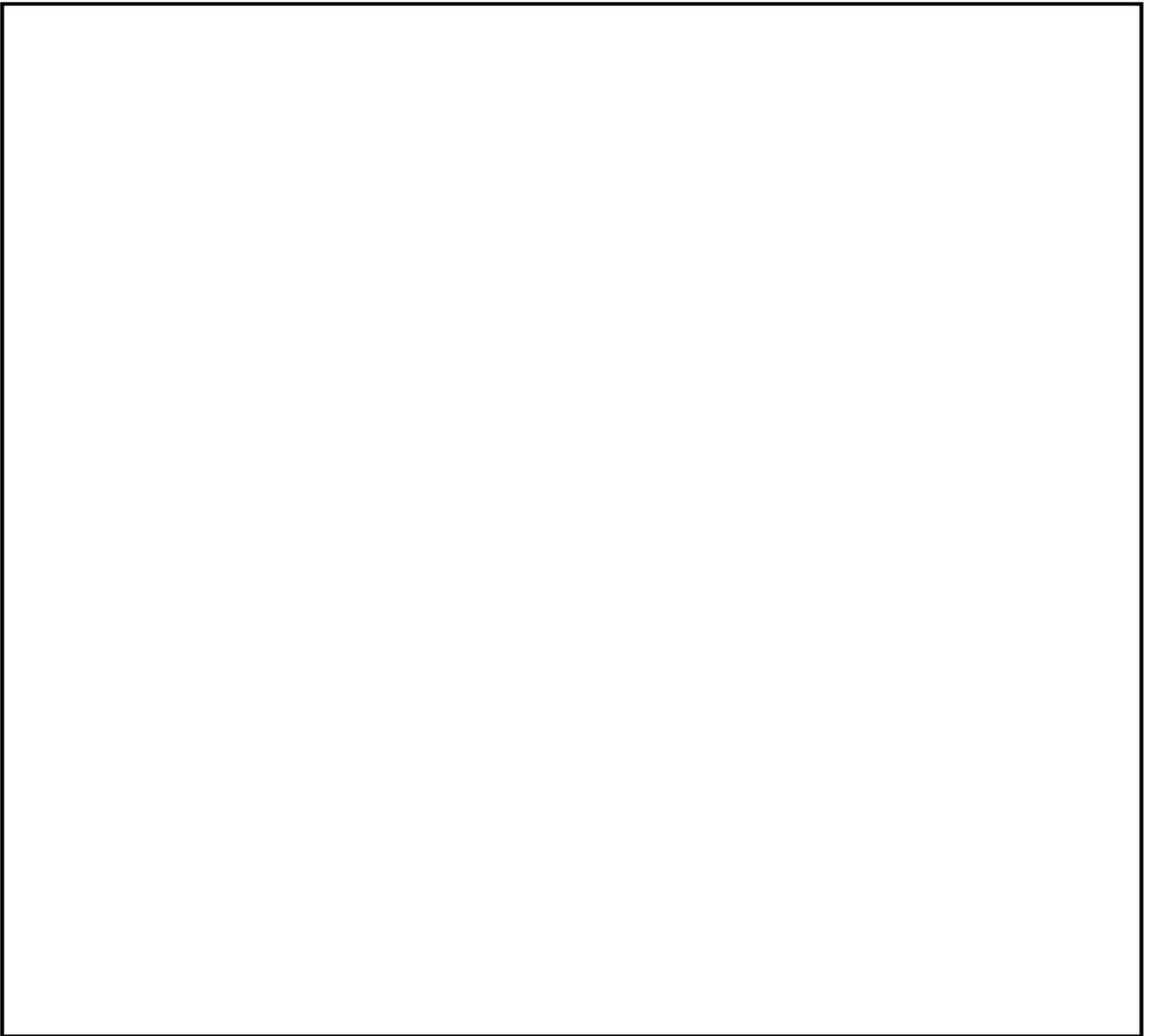
代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、サプレッション・プール水の冷却並びに原子炉及び原子炉格納容器への注水に、残留熱除去系を使用し、代替循環冷却系 A 系については残留熱除去系 A 系、代替循環冷却系 B 系については残留熱除去系 B 系を使用する設計とする。このため、復旧する残留熱除去系は、代替循環冷却系の運転に伴う線量影響を受けにくい系統とし、代替循環冷却系 A 系運転時は残留熱除去系 B 系を、代替循環冷却系 B 系運転時は残留熱除去系 A 系を復旧対象とする。

残留熱除去系ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建屋原子炉棟地下 2 階の残留熱除去系ポンプ室並びに原子炉建屋原子炉棟 1 階及び地下 1 階の残留熱除去系ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

第 1.0.15-7 図に示すとおり、代替循環冷却系の配管等は、主に残留熱除去系の熱交換器室内及びその周辺に敷設され、基本的に A 系と B 系は耐火壁を挟んで異なる区域に設置される。このため、熱交換器室の壁、耐火壁等による遮蔽に期待できることから、アクセスは可能であると考えられる。また、復旧作業時には必要に応じて遮蔽体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図

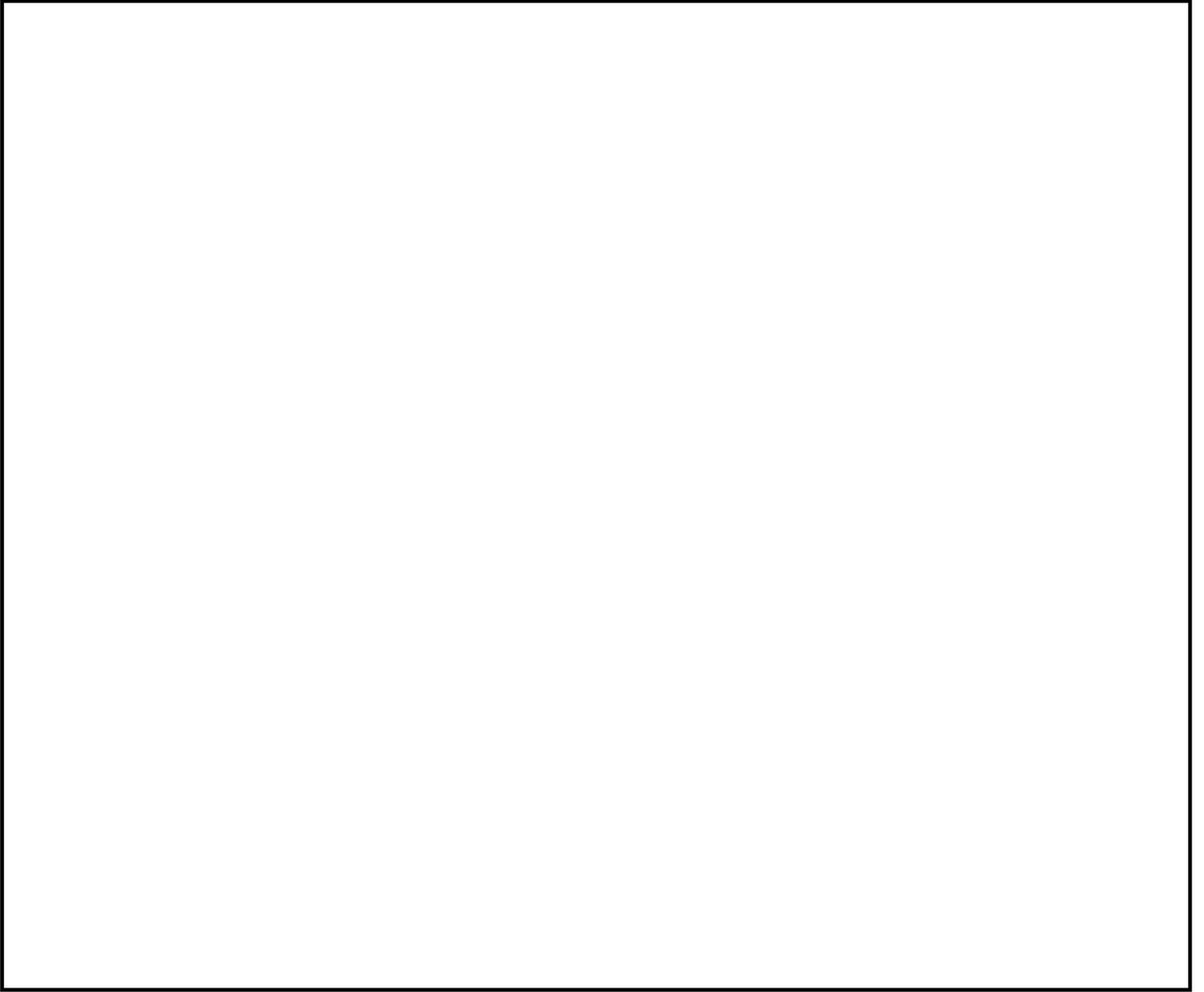
る。

残留熱除去系については，第 1.0.15-6 図に示す系統を使用することで，外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することが可能である。このため，復旧作業の前に，必要に応じて，系統全体のフラッシングを行うことで，配管内の系統水に含まれる放射性物質を，可能な限りサプレッション・プール水中に送水し，放射線量を低減させる。

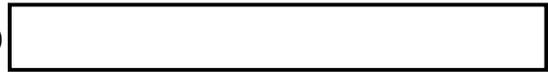


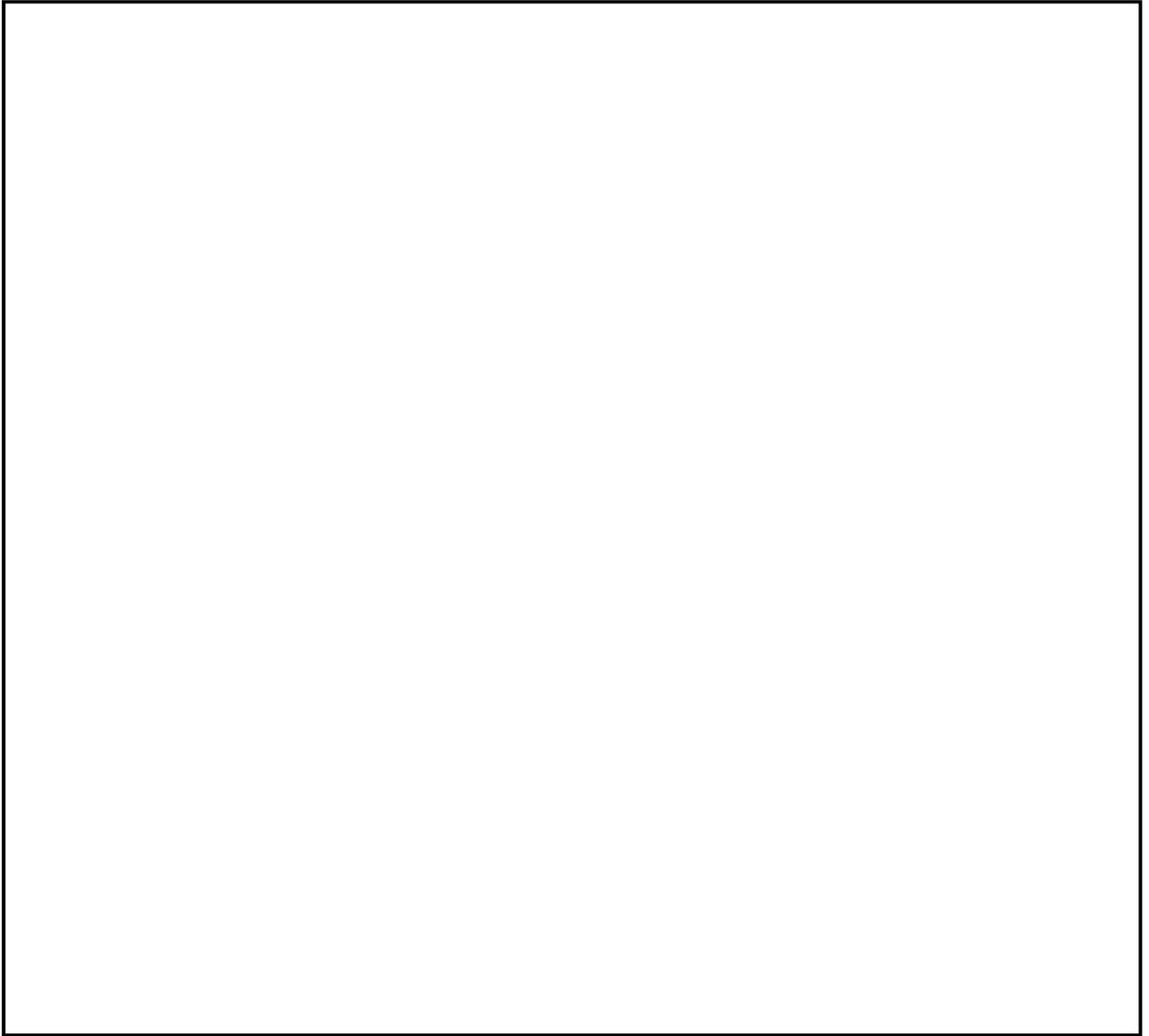
第 1.0.15-7 図 機器配置図 (1/4)





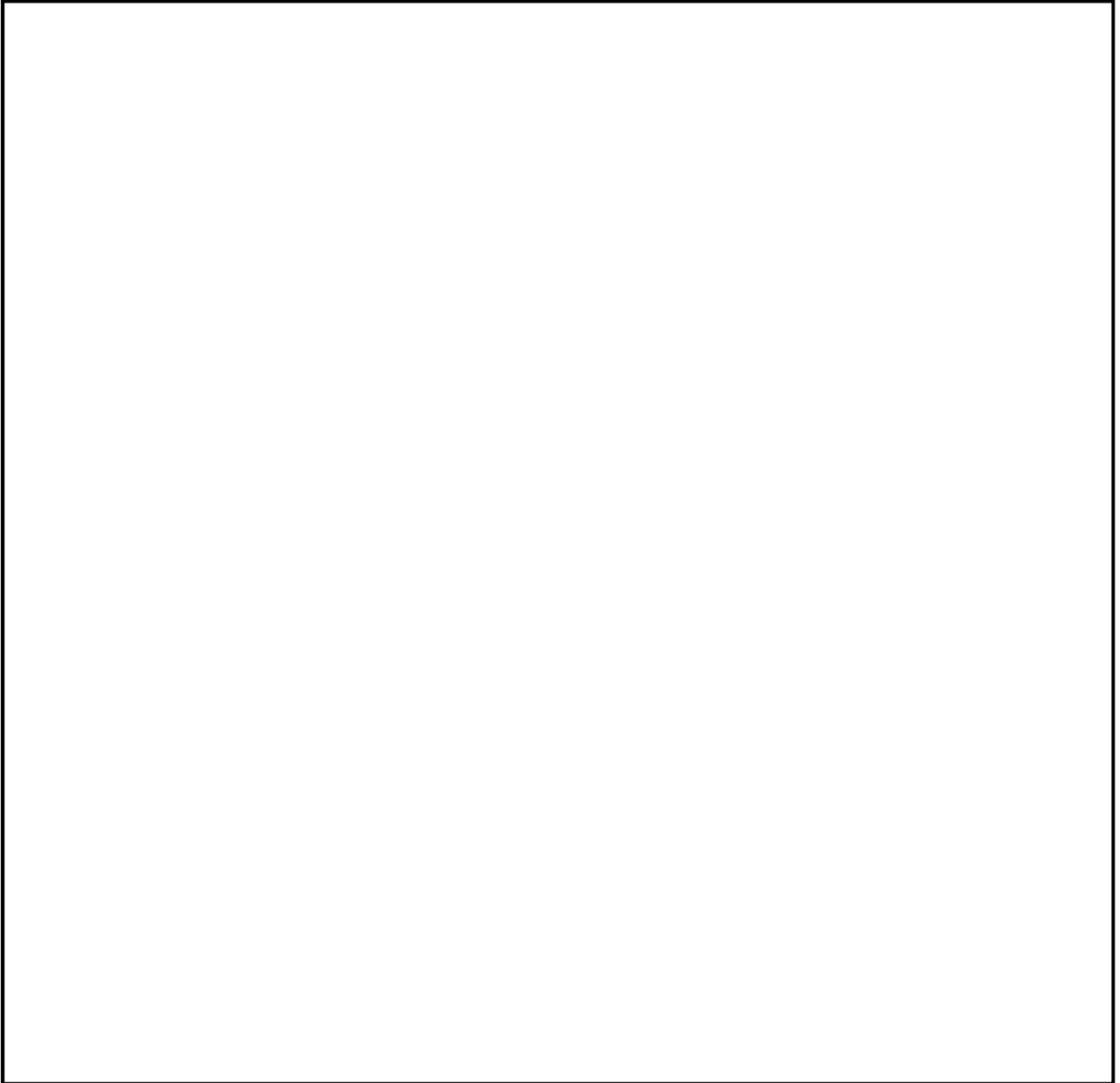
第 1.0.15-7 図 機器配置図 (2/4)





第 1.0.15-7 図 機器配置図 (3/4)





第 1.0.15-7 図 機器配置図 (4/4)



(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても，国内での汚染水処理の知見を活用し，汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

#### 4. 残留熱除去系の復旧方法について

##### (1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、残留熱除去系海水系については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる。また、残留熱除去系海水系ポンプ電動機は、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。(詳細は添付資料 1.0.3「東海第二発電所 予備品等の確保及び保管場所について」参照)

一方、残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていることから、複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられる。

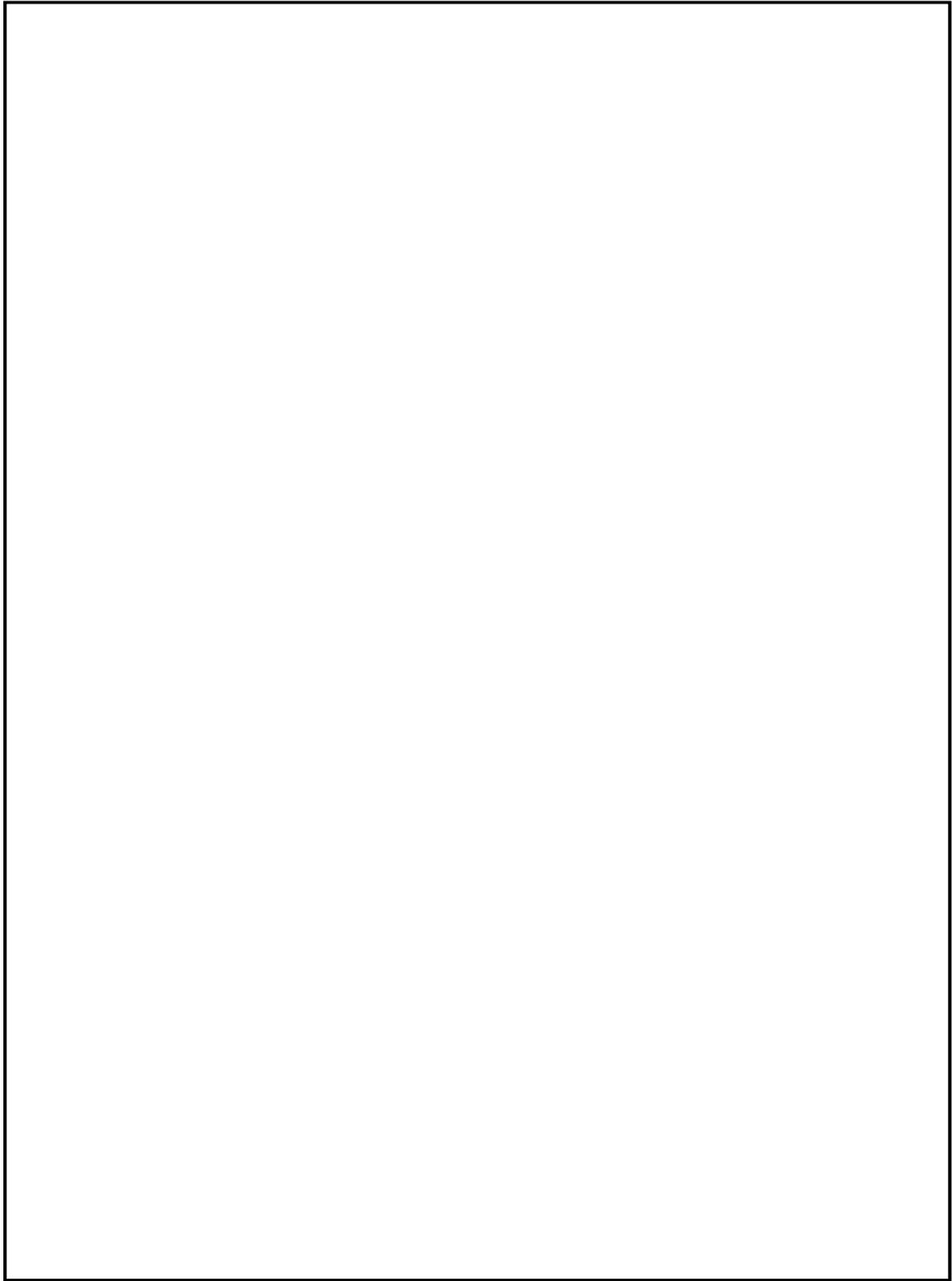
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

##### (2) 残留熱除去系の復旧手順について

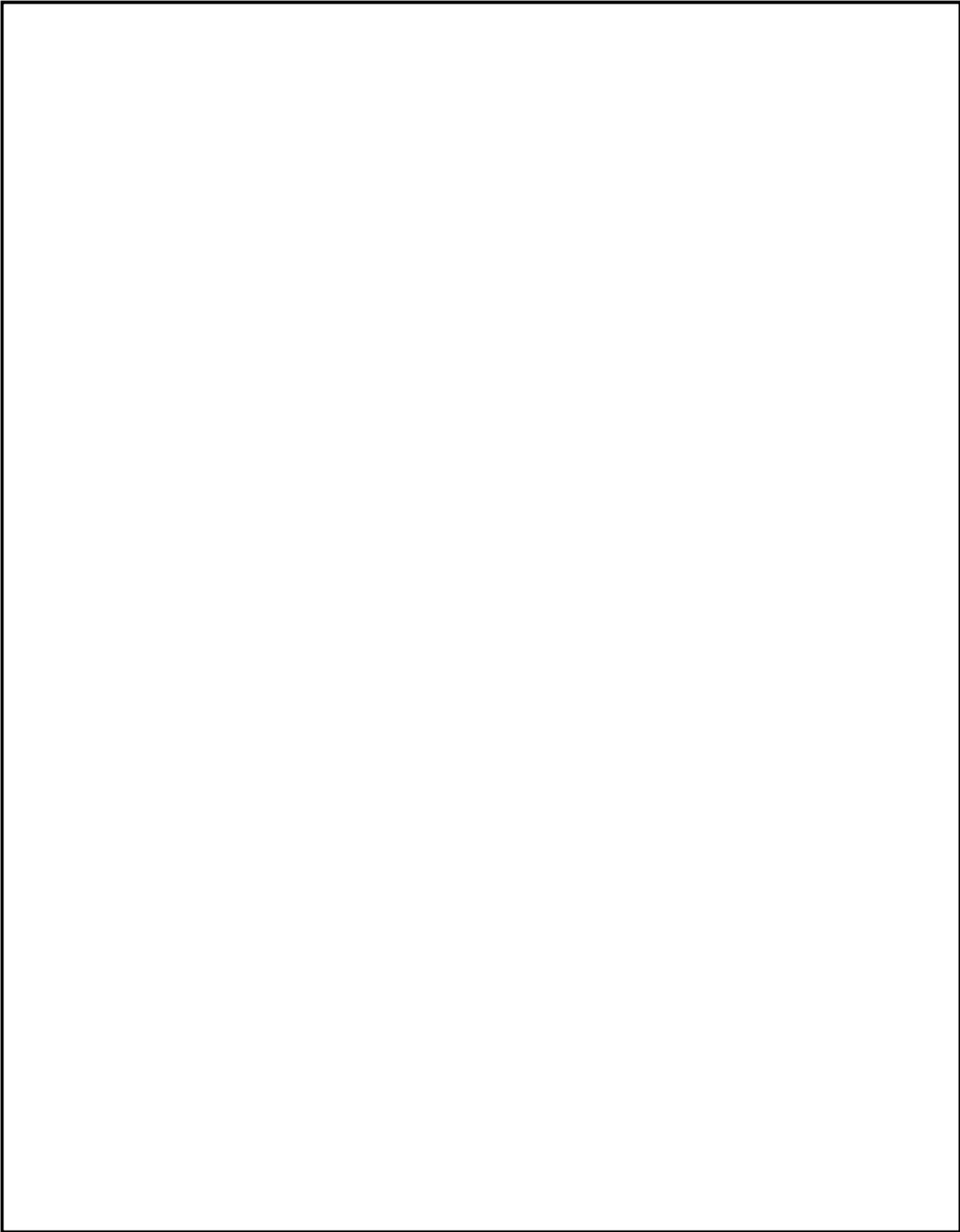
炉心損傷又は原子炉格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、災害対策要員が残留熱除去系を復旧するための手順を「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」にて整備している。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択するものとしている。具体的には、

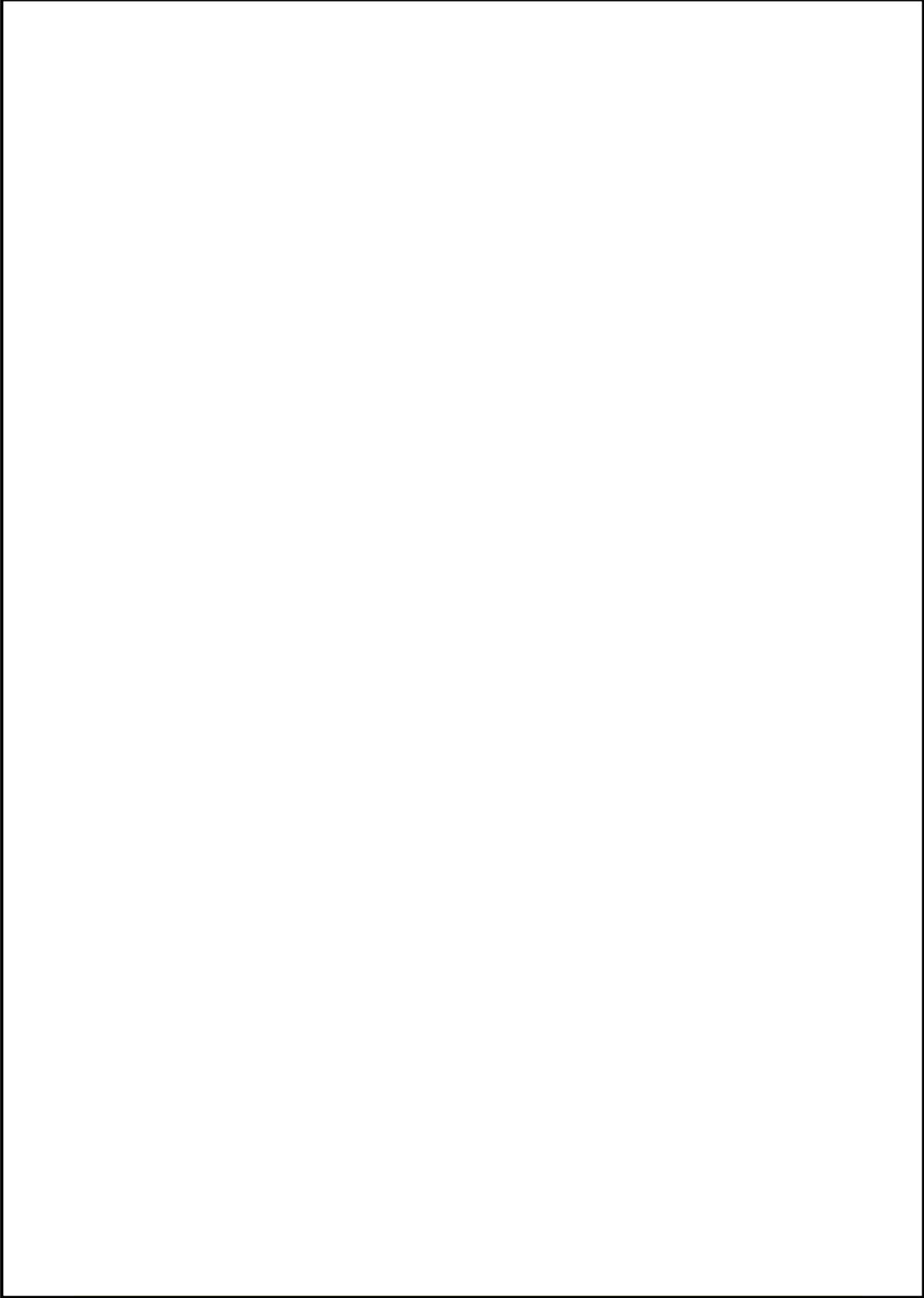
故障個所の特定と対策の選択を行い，故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第 1.0.15-8 図に，手順書の記載例を示す。



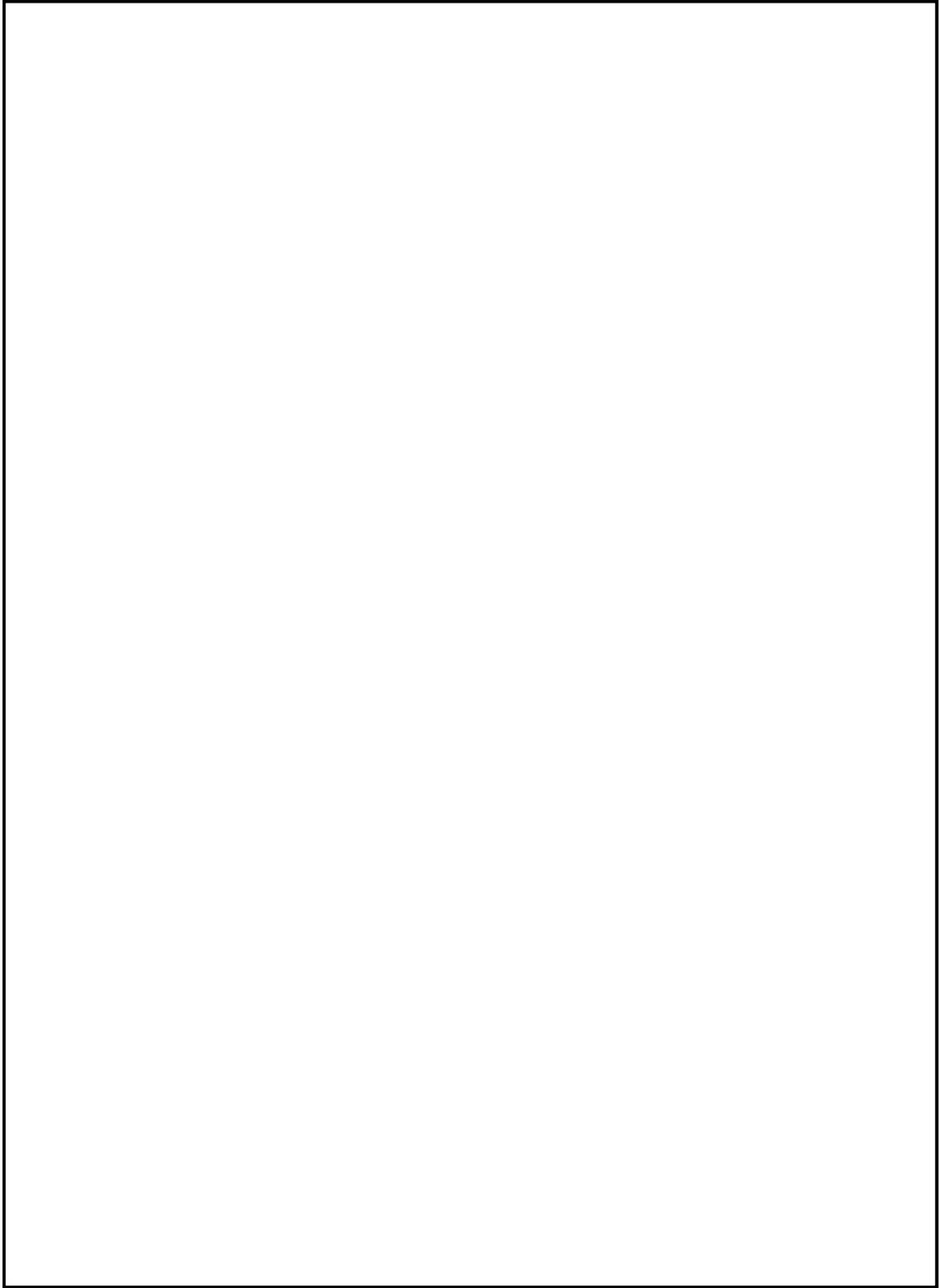
第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/7)



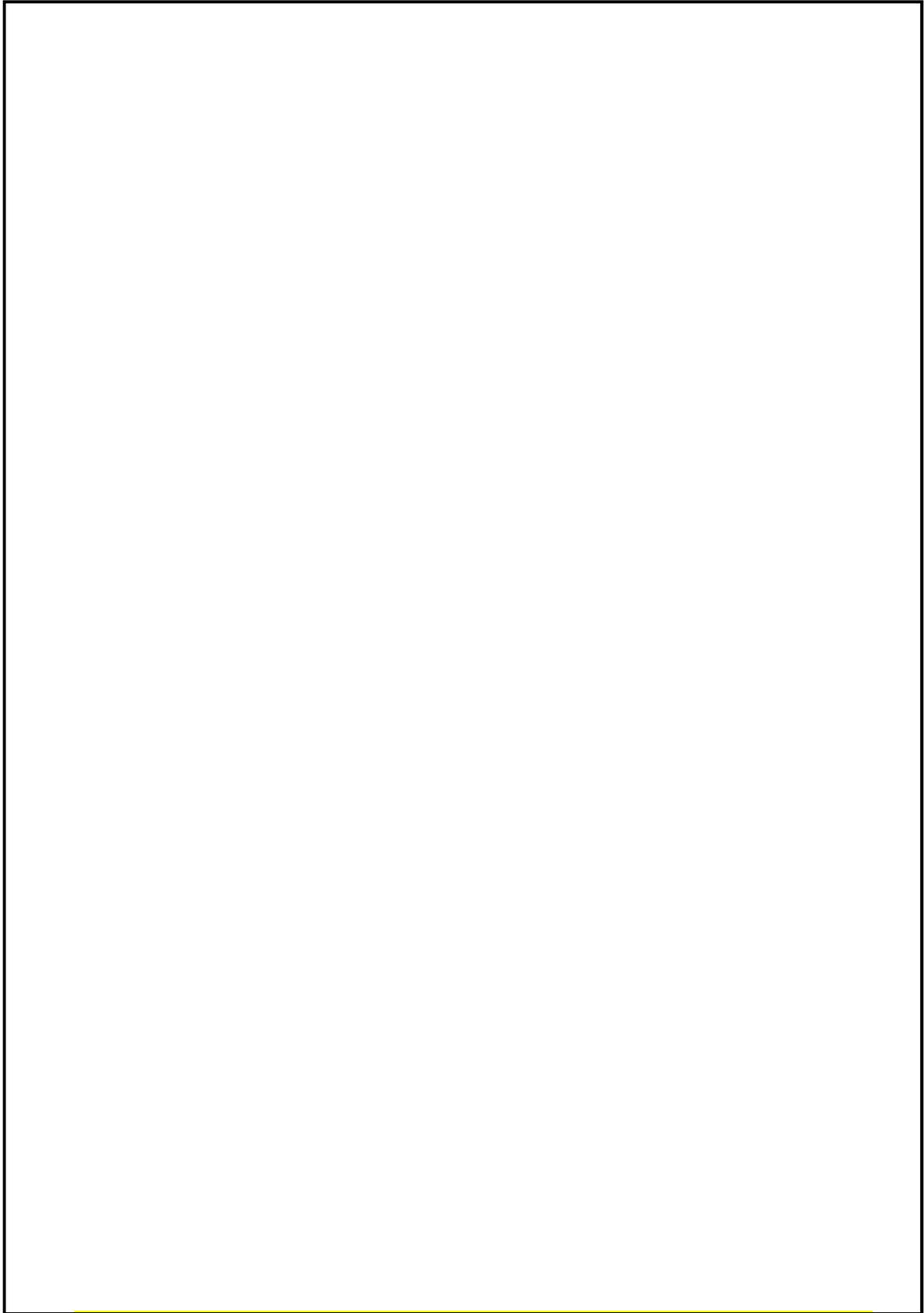
第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)



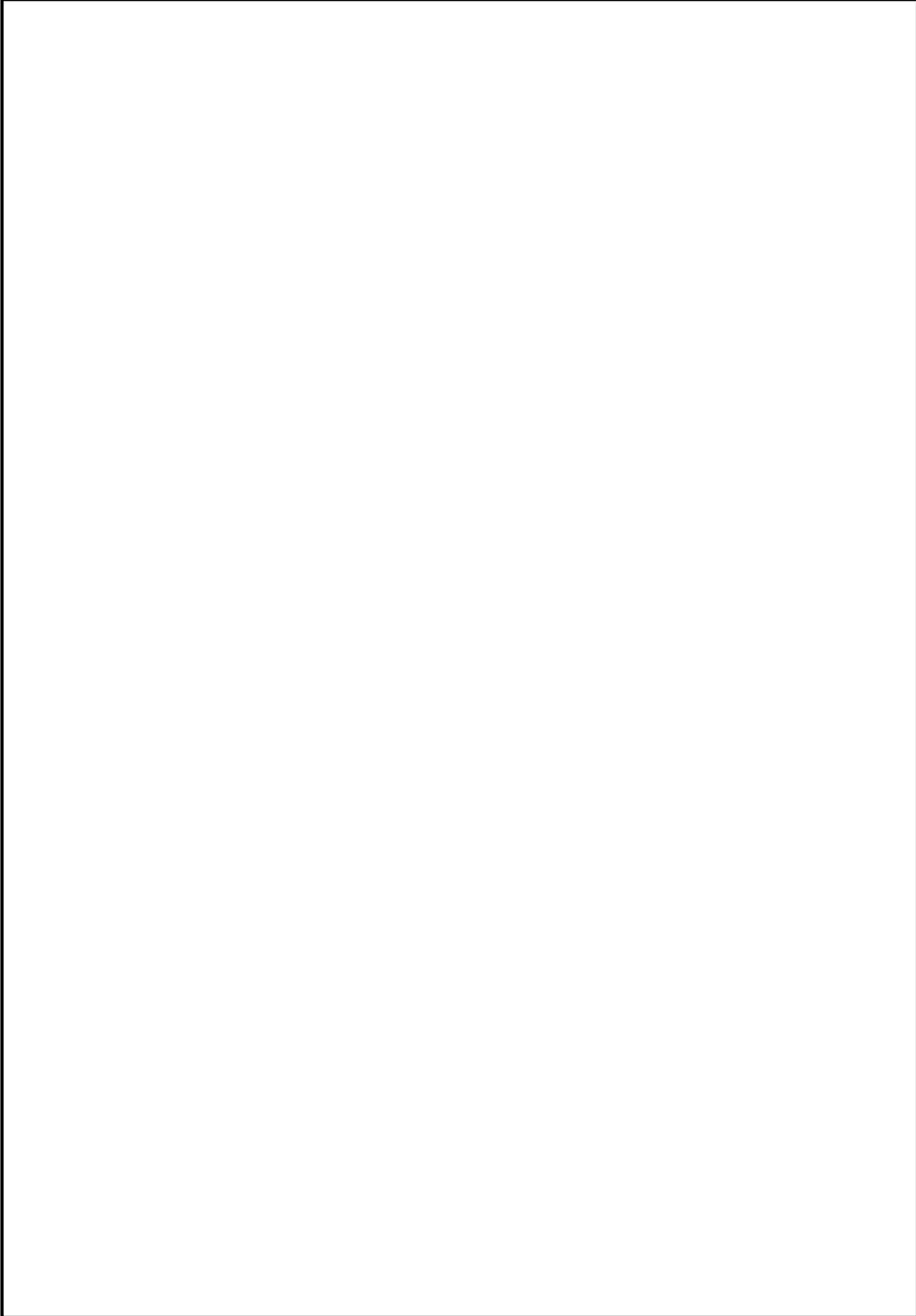
第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)



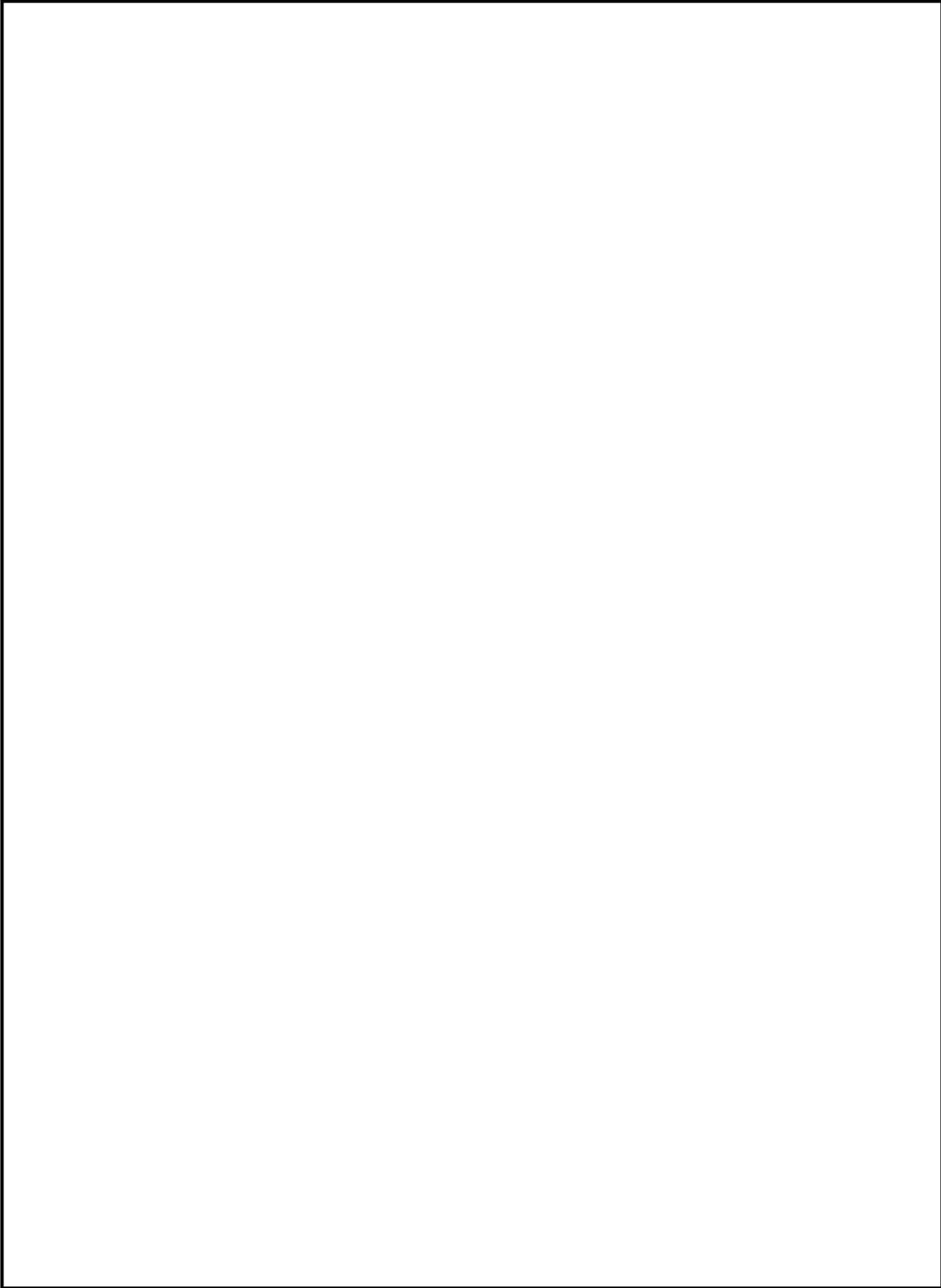
第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6/7)



第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/7)

## 5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について

残留熱除去系及び代替循環冷却系は、それぞれ多重化することで、原子炉格納容器からの除熱機能の信頼性を高めているが、残留熱除去系熱交換器が2基とも機能喪失し、残留熱除去系及び代替循環冷却系が使用できない場合も想定し、格納容器ベント以外の長期的な原子炉格納容器からの除熱手段についても自主的に整備する。

この場合の原子炉格納容器からの除熱手段としては、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に記載したとおり、原子炉冷却材浄化系及びドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの除熱手段がある。

原子炉冷却材浄化系による原子炉格納容器からの除熱手段については、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持でき、原子炉補機冷却系による非再生熱交換器の冷却及び制御棒駆動水系による原子炉冷却材浄化系ポンプのメカシールパージ水供給が可能な場合に有効な手段である。

ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱については、ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルへの原子炉補機冷却系の供給が可能で、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉への注水手段が確保されている場合に有効な手段である。

ここでは、原子炉冷却材浄化系及びドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの除熱以外の手段として、可搬型設備を使用した原子炉格納容器からの除熱手段の整備について記載する。

(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱手段の概要

重大事故等時において、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系又は代替循環冷却系を復旧し、長期的な原子炉格納容器からの除熱を行うが、復旧が困難な場合においても、可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱を行えるようにする。

この対応には、可搬型設備の運搬・設置等の作業を伴うが、事前に可搬型設備を準備しておくことにより 1 ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

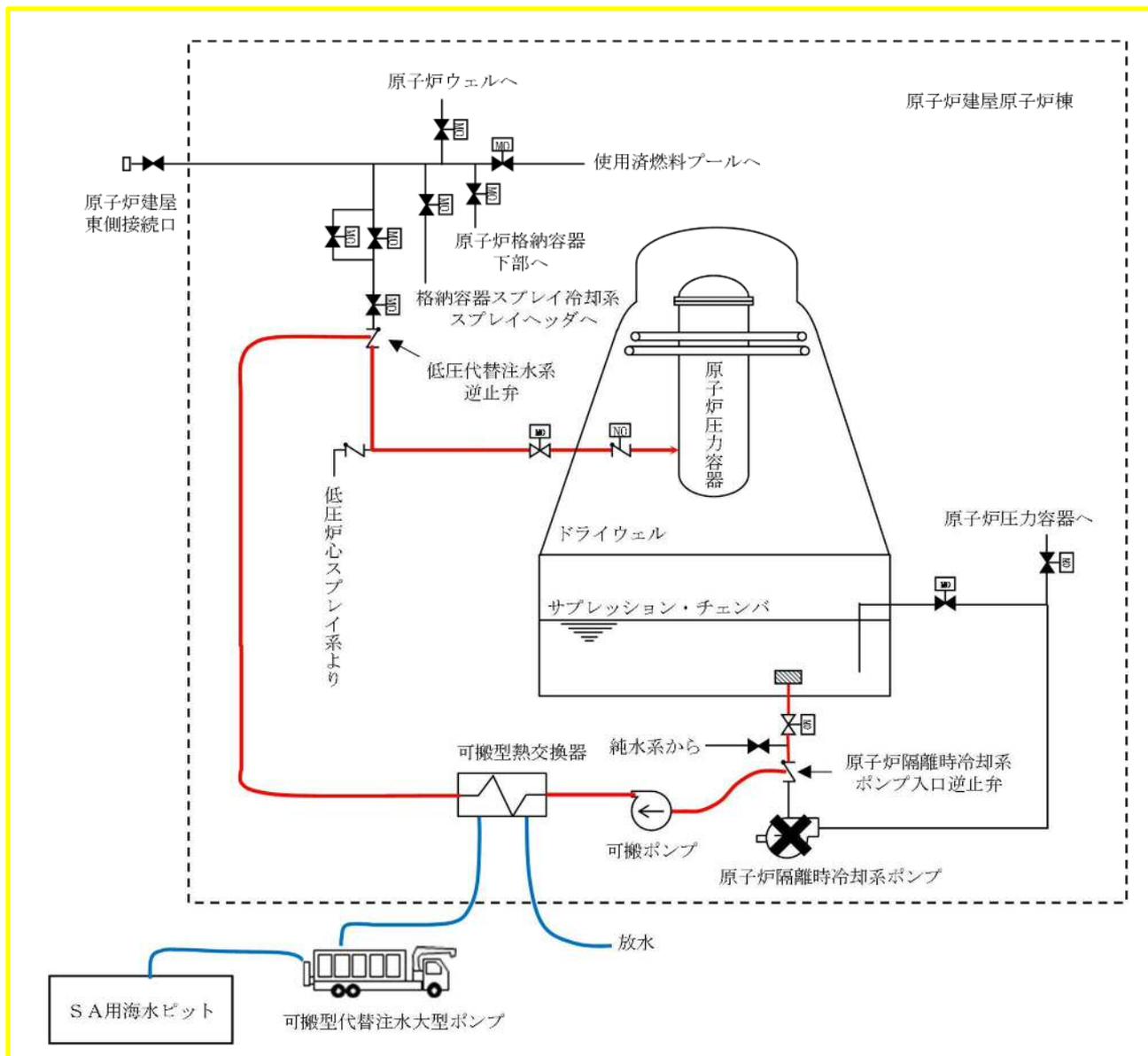
可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込側については、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースを接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出側については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬型熱交換器に接続する構成とする。

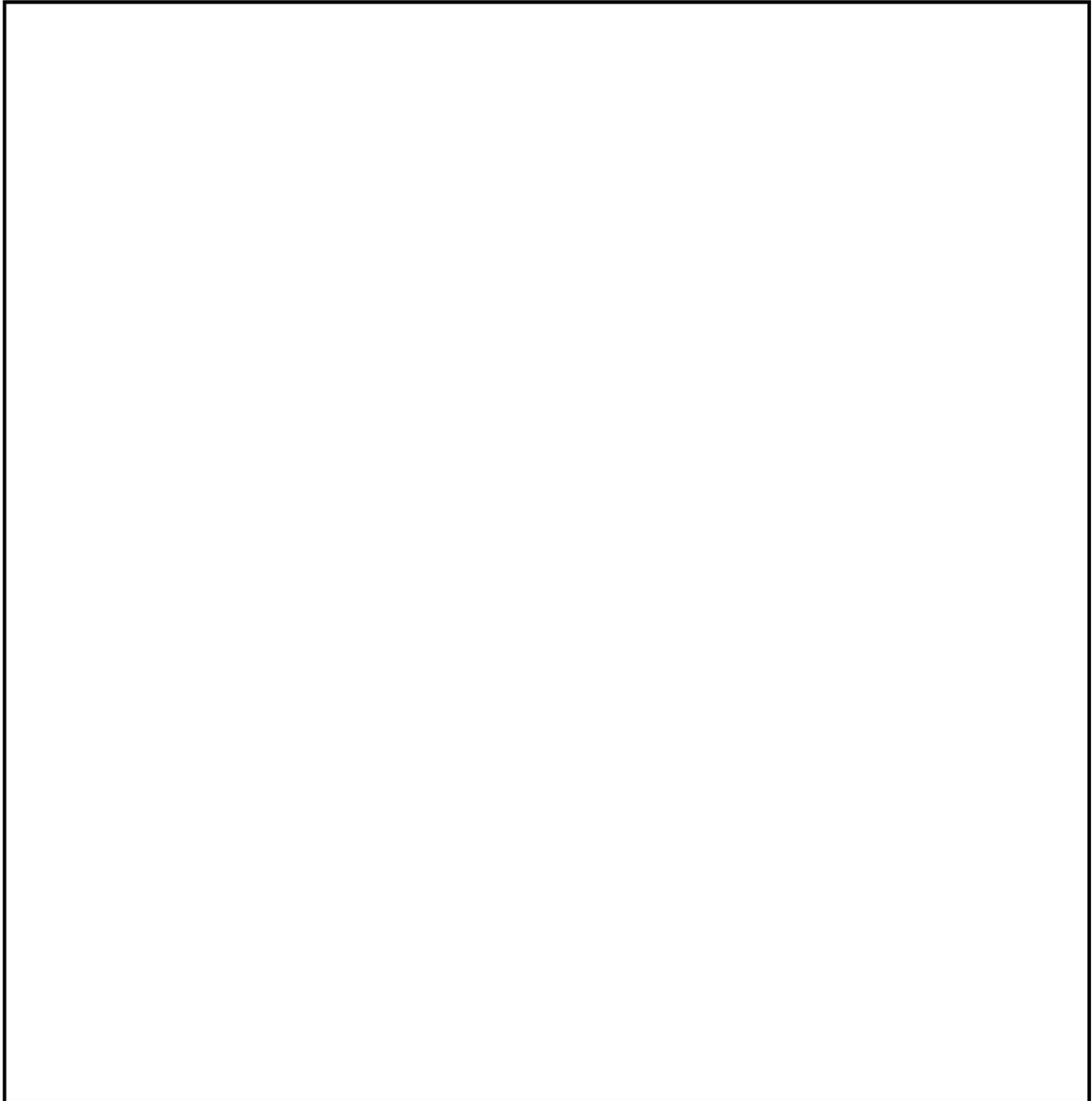
可搬型熱交換器の出口側については、低圧代替注水系（可搬型）の逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬型熱交換器の二次系については、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を通水する構成とする。

系統構成の概略図を第 1.0.15-9 図に、機器配置図を第 1.0.15-10 図に示す。



第 1.0.15-9 図 可搬型原子炉格納容器除熱系統 系統概略図

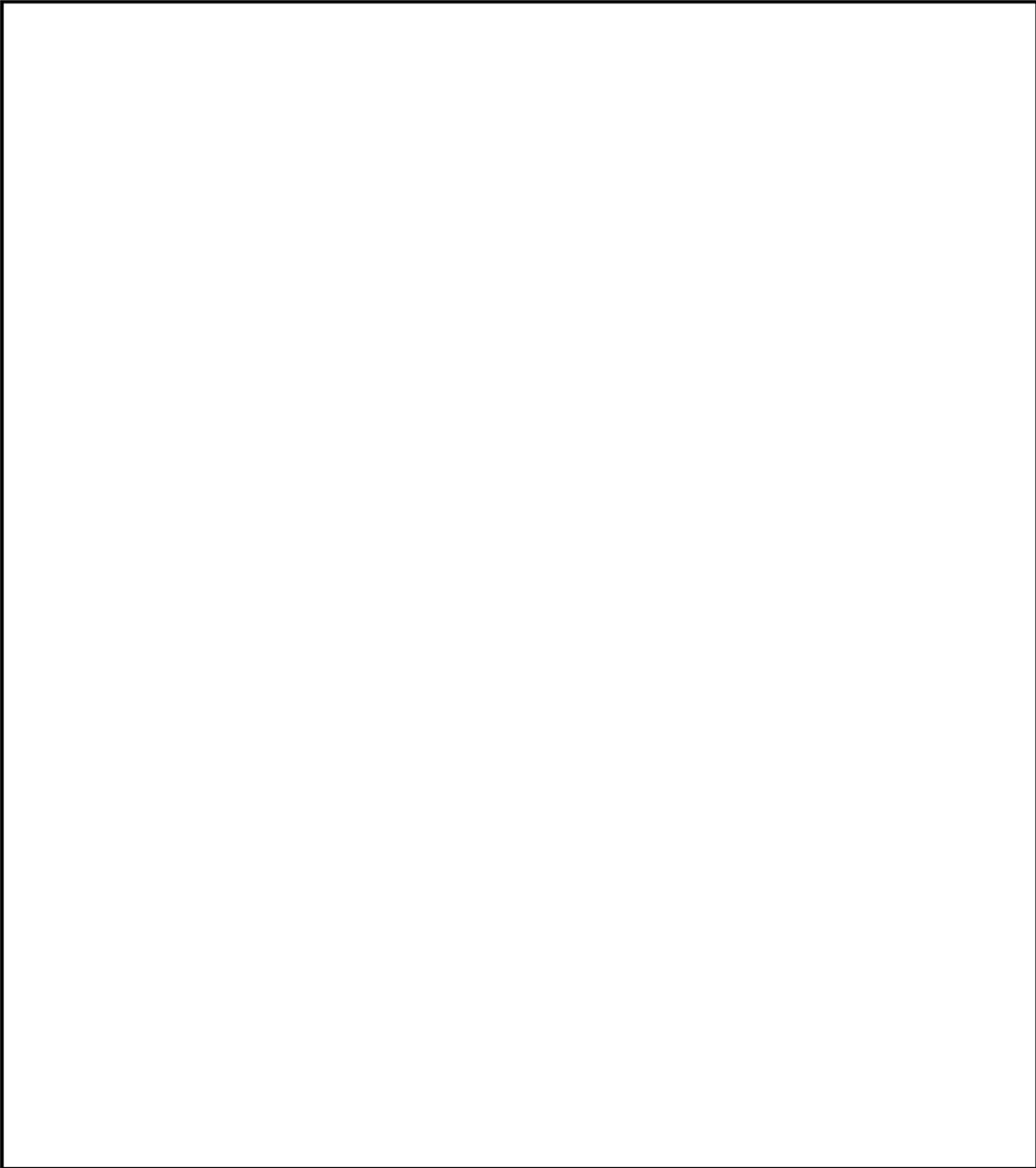


第 1.0.15-10 図 機器配置図 (1/5)

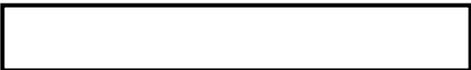


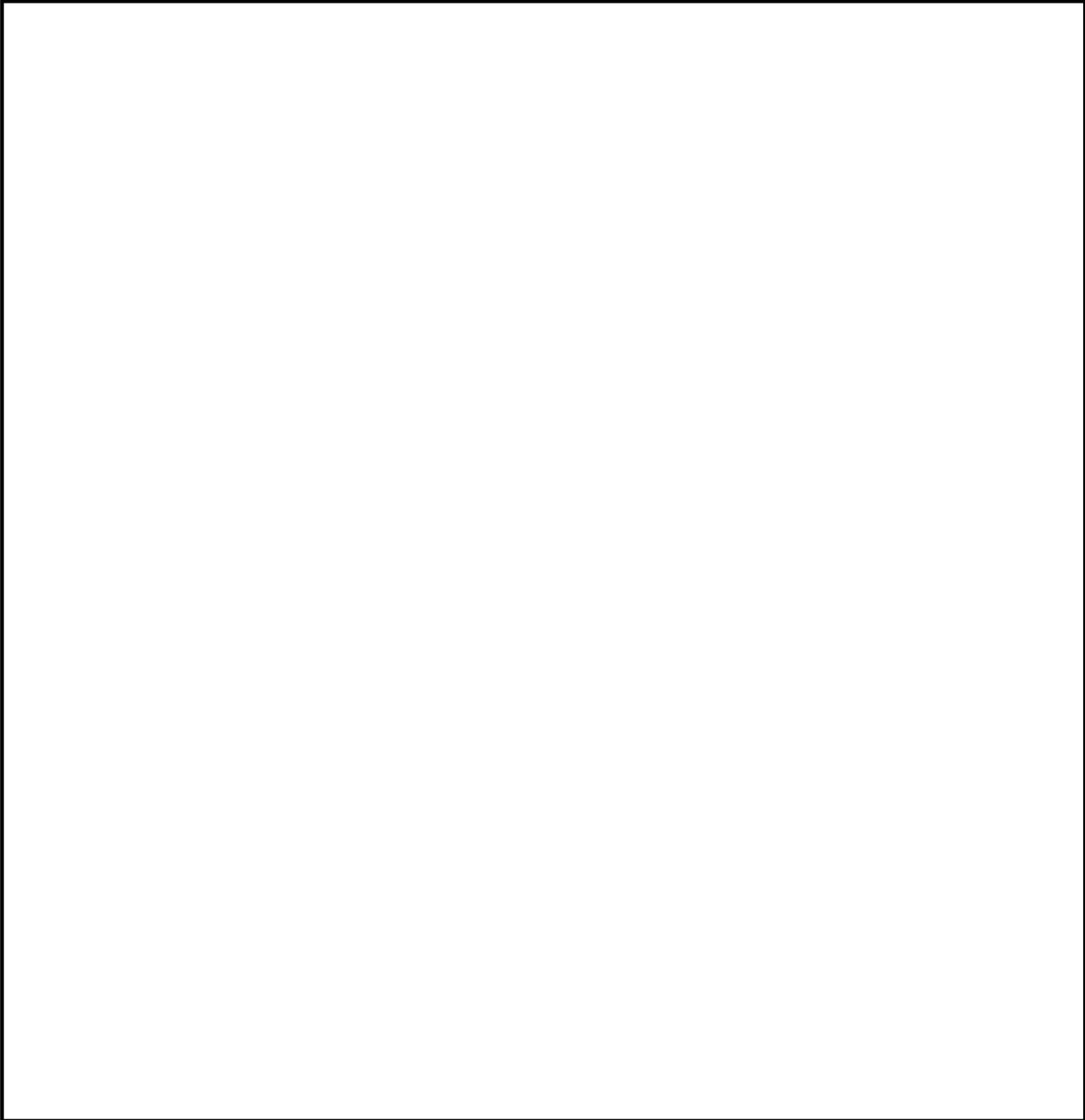
第 1.0.15-10 図 機器配置図 (2/5)





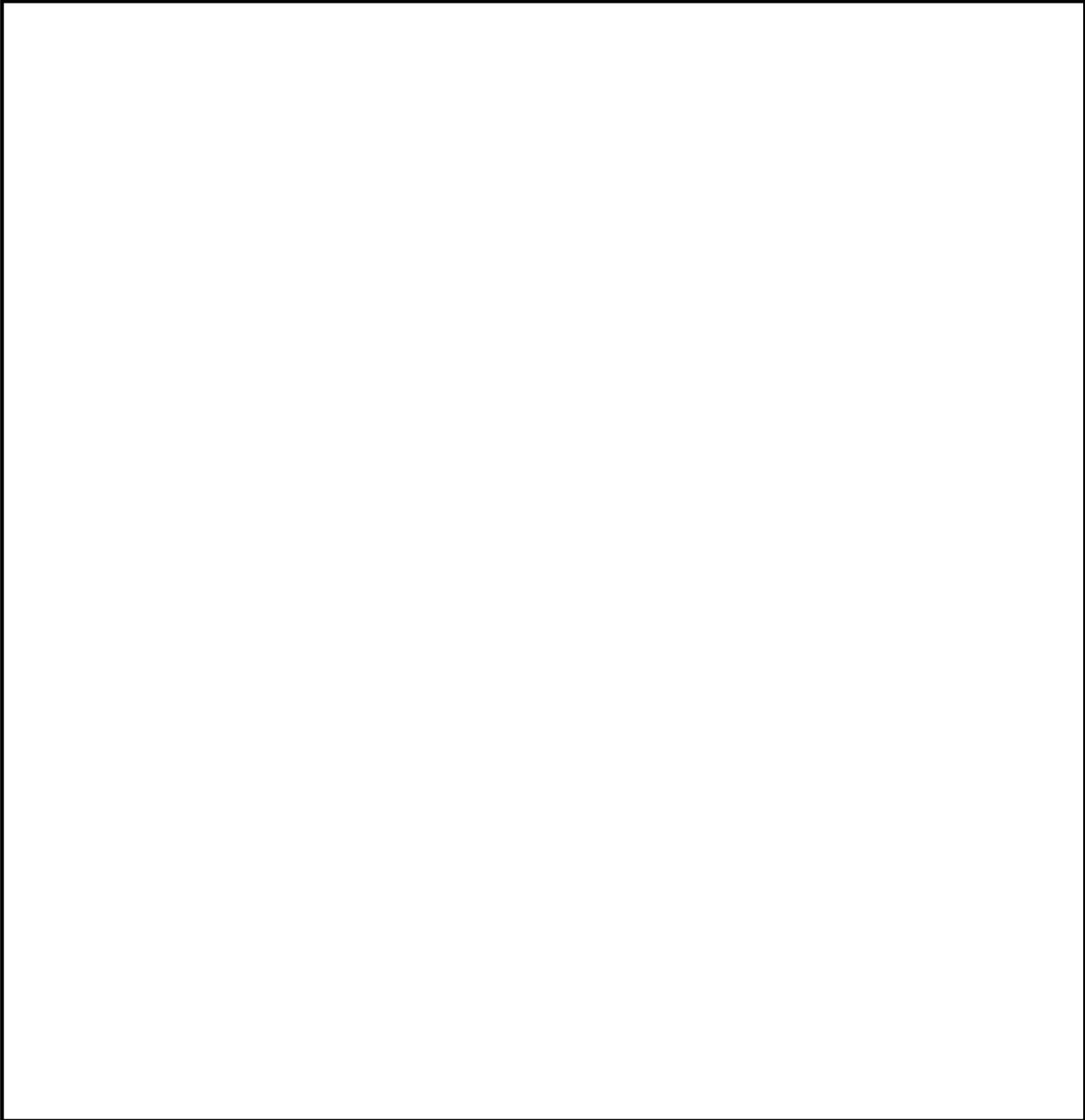
第 1.0.15-10 図 機器配置図 (3/5)





第 1.0.15-10 図 機器配置図 (4/5)





第 1.0.15-10 図 機器配置図 (5/5)



(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サプレッション・プール水中にある。原子炉隔離時冷却系については、サプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽等を使用する系統であり、低圧代替注水系逆止弁が直接汚染水に接することはない。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室内（EL. -4.0m）における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 7.4mSv/h となる。

低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁（EL. 23m）付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 4.1mSv/h となる。

原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置箇所（EL. 8.2m）の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 1.3mSv/h となる。

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、

それぞれ約 13 時間程度（6 人 1 班で作業）と想定しており，必要に応じて遮蔽等の対策を行い，作業員の交代要員を確保し，交代体制を整えることで実施可能である。

### (3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は，直ちに可搬ポンプを停止し，可搬型代替注水大型ポンプからの洗浄用水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後，フランジの増し締め等の補修作業を実施する。

## 6. 外部からの支援について

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー(日立GEニュークリア・エナジー株式会社)、協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、東海第二発電所の技術支援に関する覚書を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「東海第二発電所 復旧作業時に必要な資機材及び外部からの支援について」にて示す。