

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる設計とする。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する設計とする。

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）は原子炉建屋原子炉棟に設置，格納容器圧力逃がし装置は原子炉建屋外に設置することにより，位置的分散を図るとともに，格納容器圧力逃がし装置のケーブルは電線管に布設し，他の系統のケーブルと分離する。

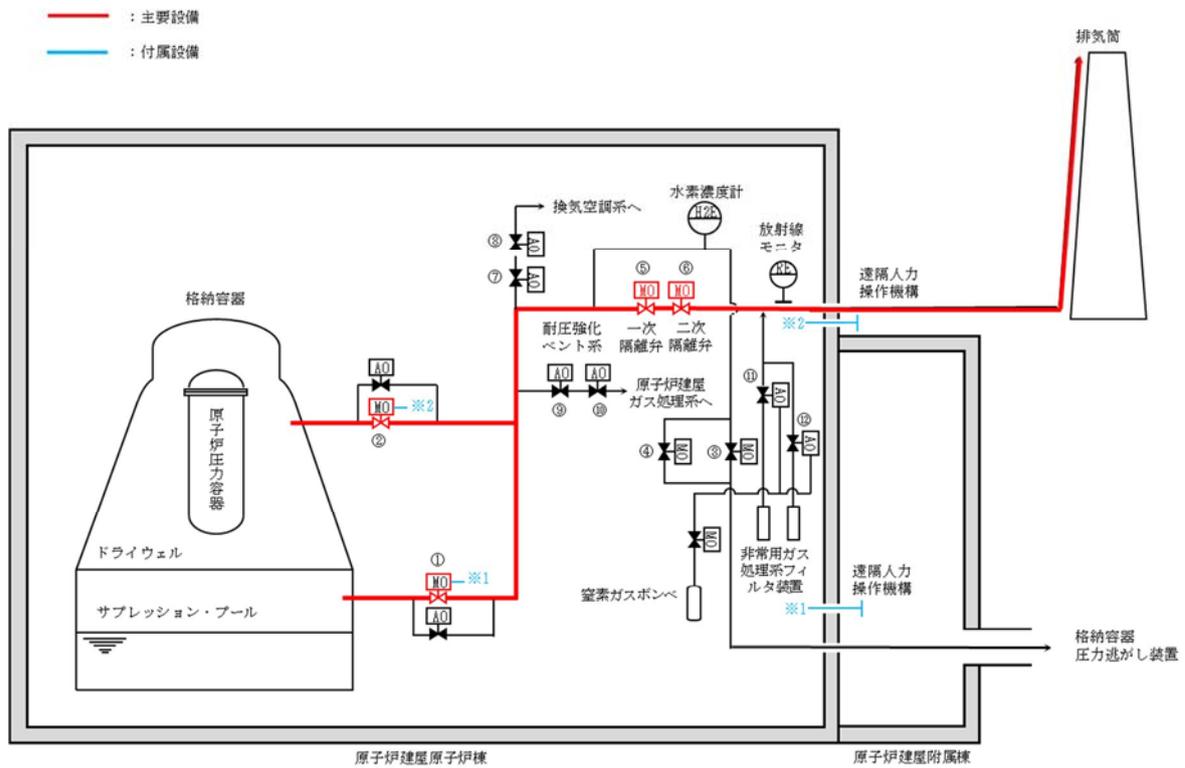
（第8-3～8-6図）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置の電動弁及び電磁弁は，常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由し電源を受電する。一方，電源が喪失した場合を想定し，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置のドレンポンプ及び監視計器は，屋外に設置する常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）は，第16図のとおり原子炉建屋原子炉棟地下1階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計とすることで，常設代替交流電源設備と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図る。また，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置使用時の機器への電路と格納容器スプレー冷却系使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会(IEEE)規格384(1992年版)の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。

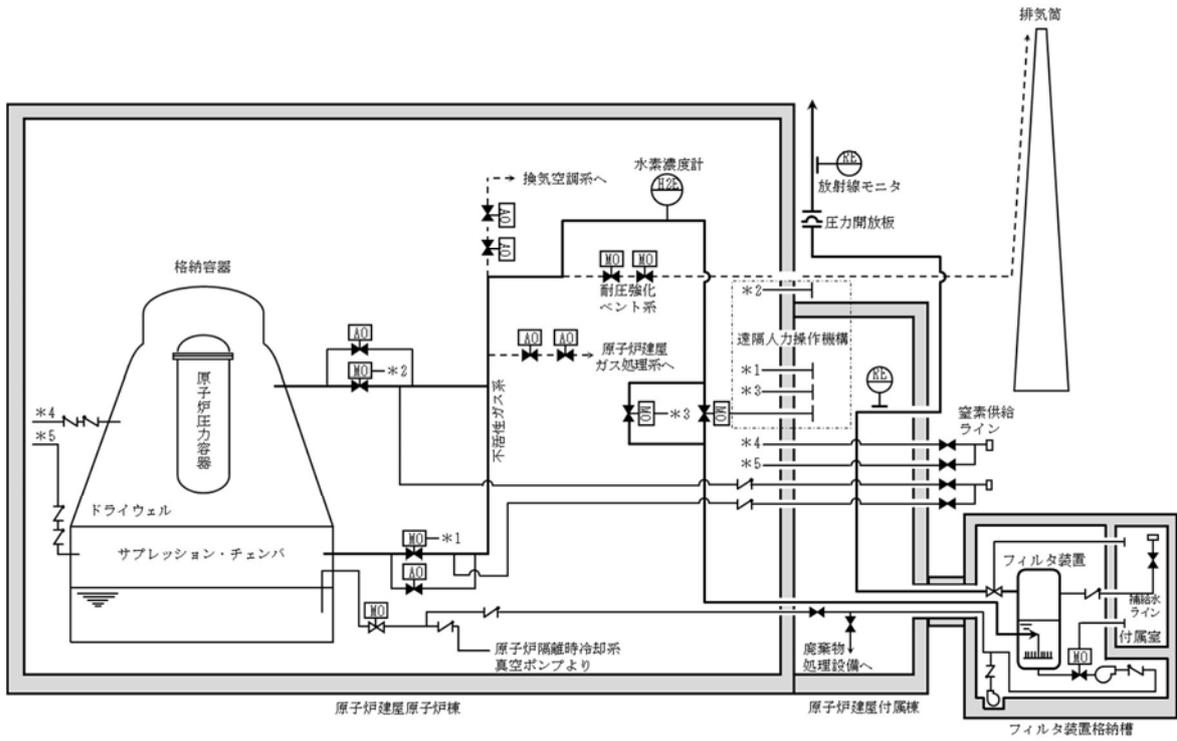
（第8-7，8-8図）

以上より，単一の火災によって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の安全機能は，同時に喪失することなく確保できる設計とする。また，消火設備についてもそれぞれ分散して設置する設計とする。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

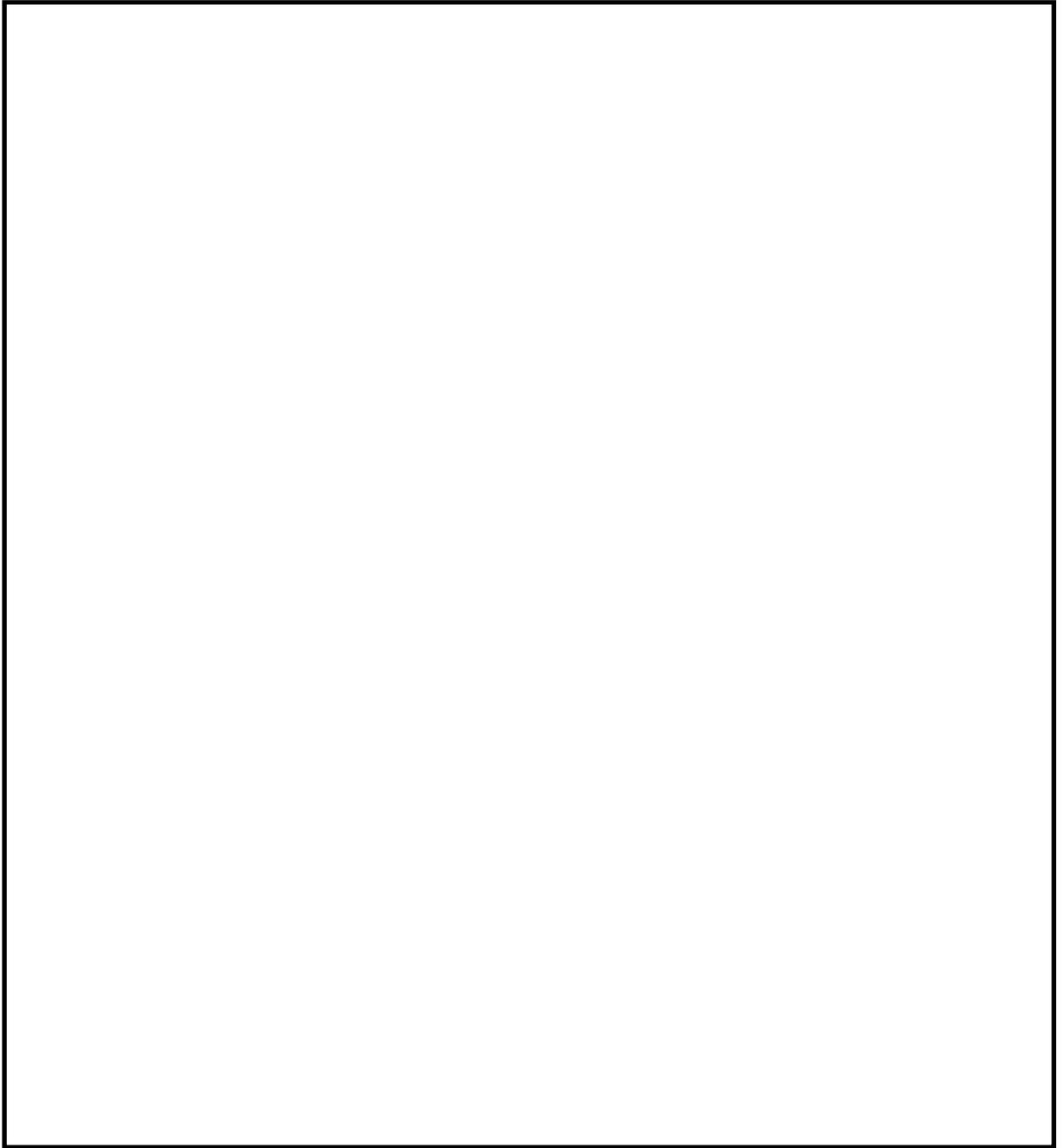


	機器名称		機器名称
①	第一弁(S/C側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	第一弁(D/W側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B

第8-1図 耐圧強化ベント系 系統概要図

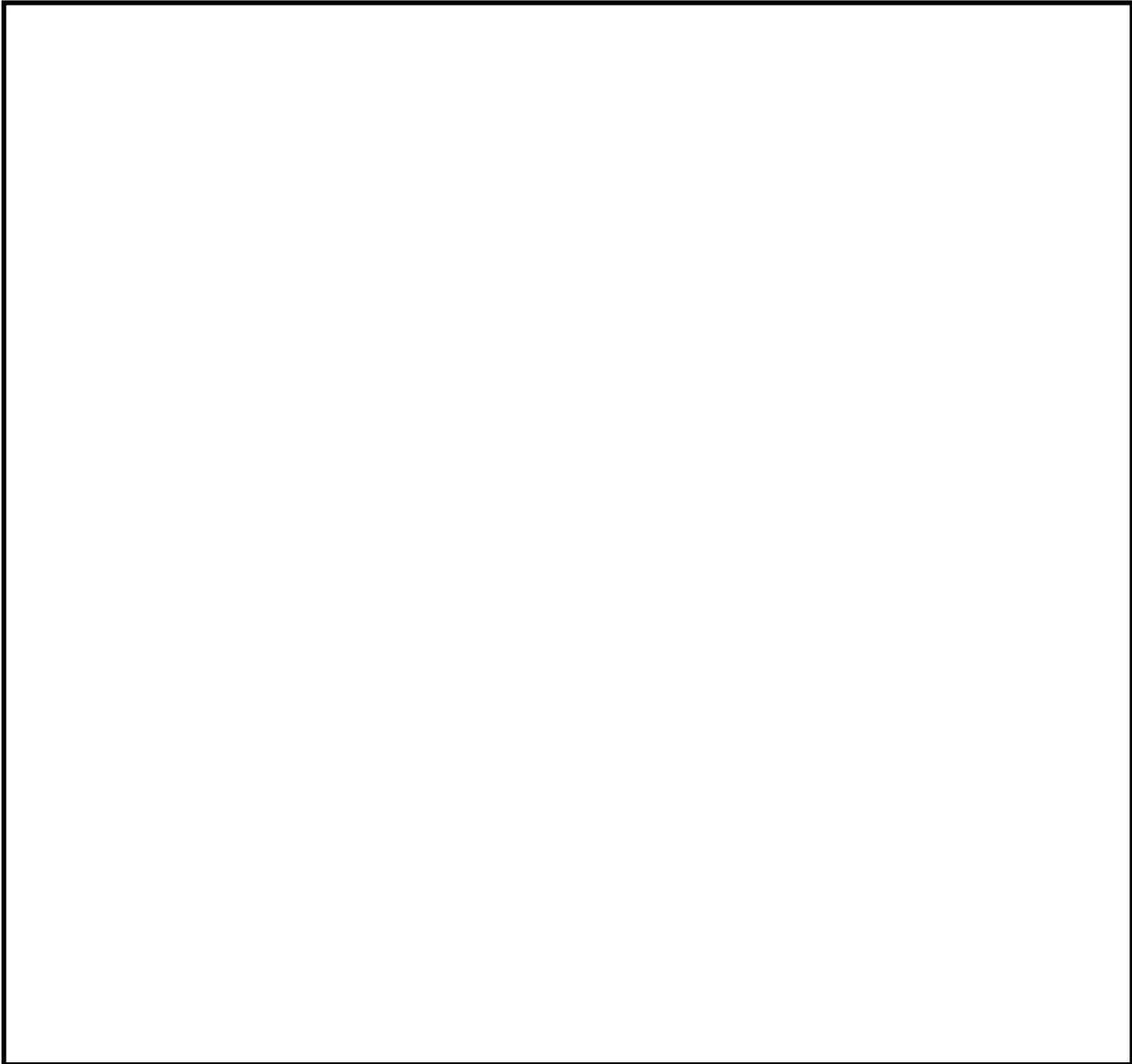


第8-2図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図



第8-3図 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 耐圧強化ベント系の配置

(1/4)



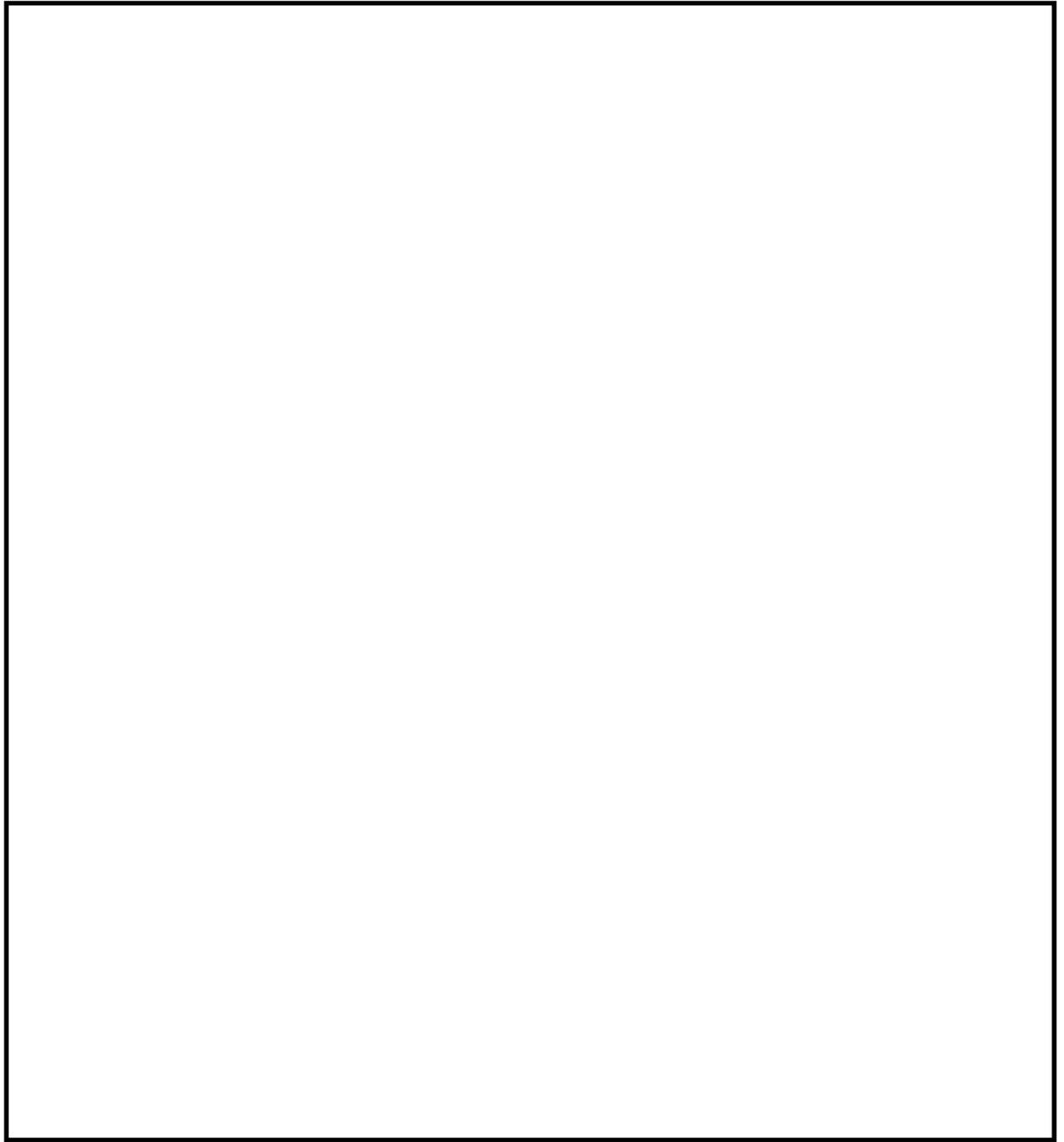
第 8-4 図 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 耐圧強化ベント系の配置

(2/4)



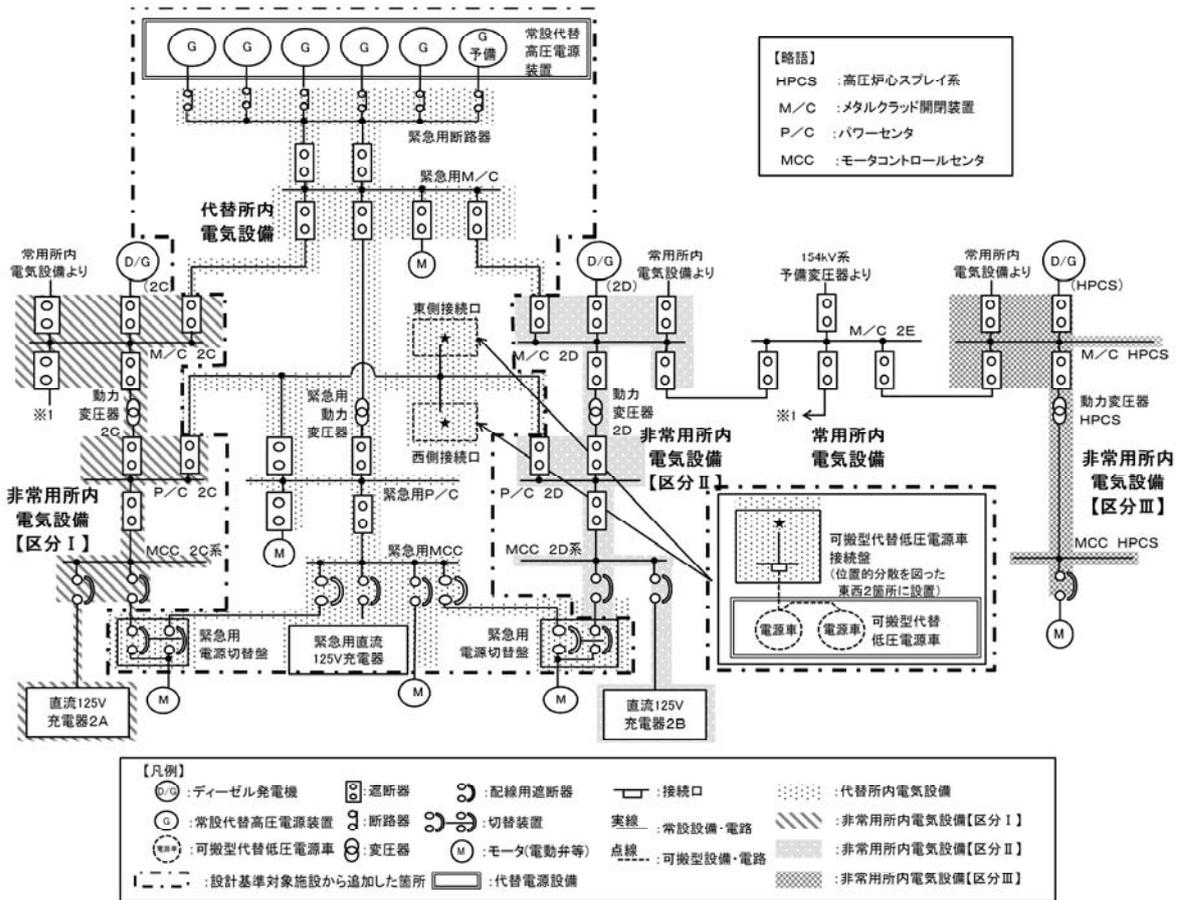
第 8-5 図 残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却系), 耐圧強化ベント系の配置

(3/4)

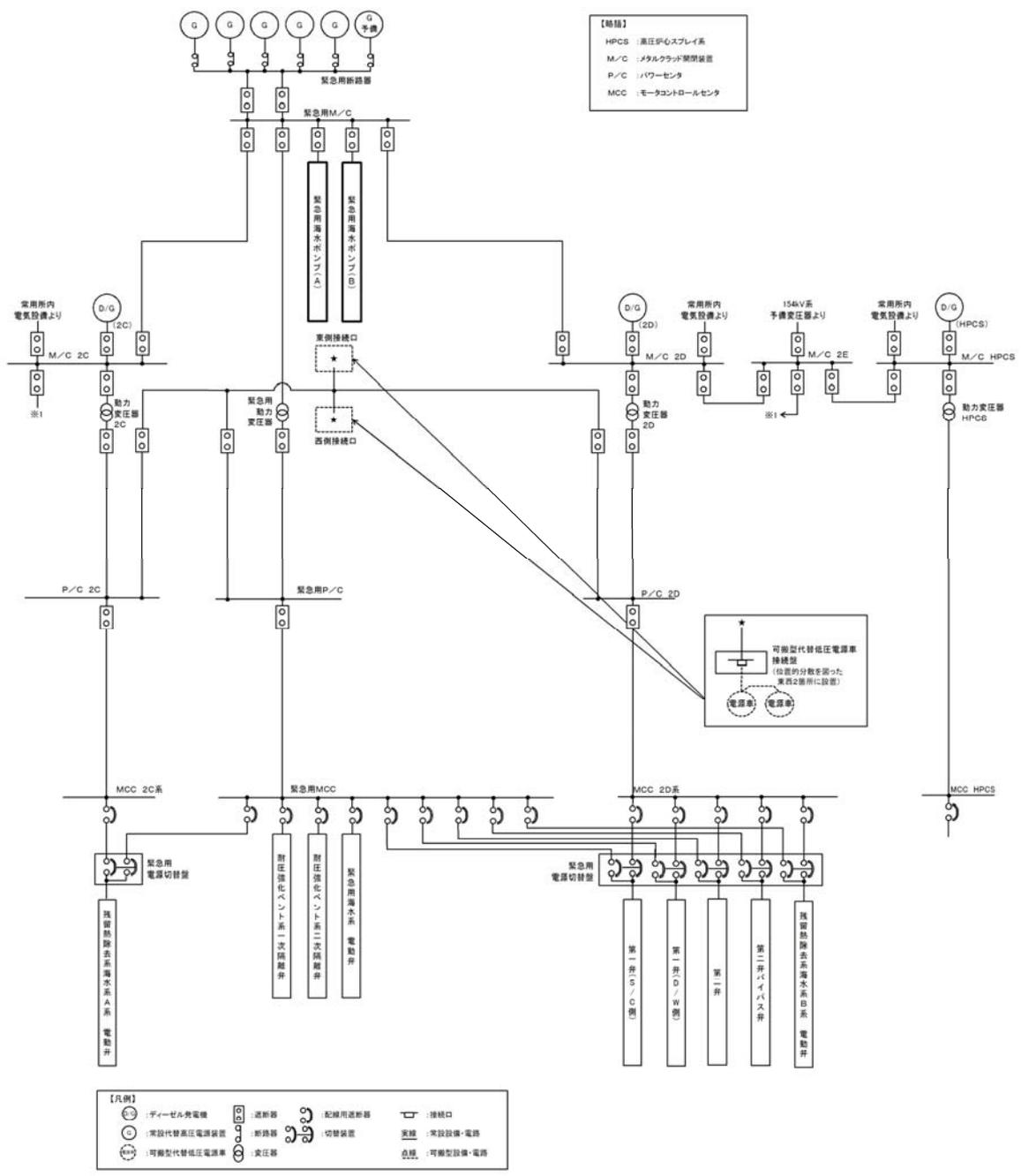


第8-6図 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 耐圧強化ベント系の配置

(4/4)



第 8-7 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第8-8図 電源構成図（交流電源）（2/2）

(7) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） [49条]

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

(第9-1図)

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主要設備を第2-5表に示す。

第2-5表 代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
ポンプ	・常設低圧代替注水系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系A系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系A系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系B系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系B系格納容器スプレイ弁 ・代替格納容器スプレイ冷却系隔離弁A 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系A系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系A系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系A系テストライン弁 ・残留熱除去系B系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系B系格納容器スプレイ弁 ・残留熱除去系A系テストライン弁
監視計器	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・代替淡水貯槽水位 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

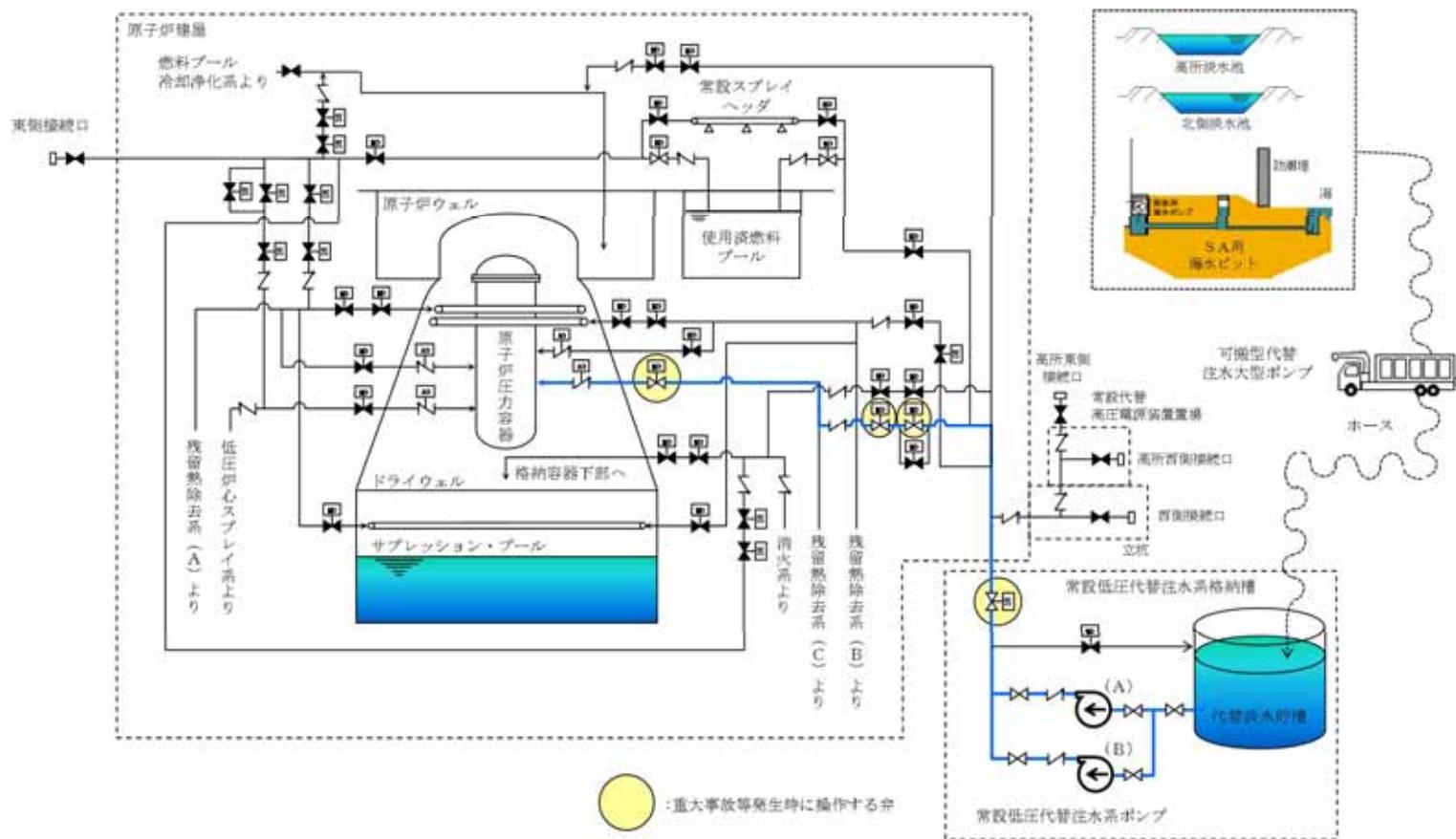
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）とも、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用、過電流による過熱防止対策を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のポンプは地下に埋設された常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のポンプは原子炉建屋原子炉棟に設置することで、位置的分散を図る。

（第9-2図）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、第9-3図のとおり屋外に設置する常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、第9-3図のとおり原子炉建屋附属棟地下1階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とすることで、常設代替交流電源設備と非常用ディーゼル発電機、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会(IEEE)規格384(1992年版)の分離距離を確保することにより、独立性を有する設計とする。

（第9-3、9-4図）

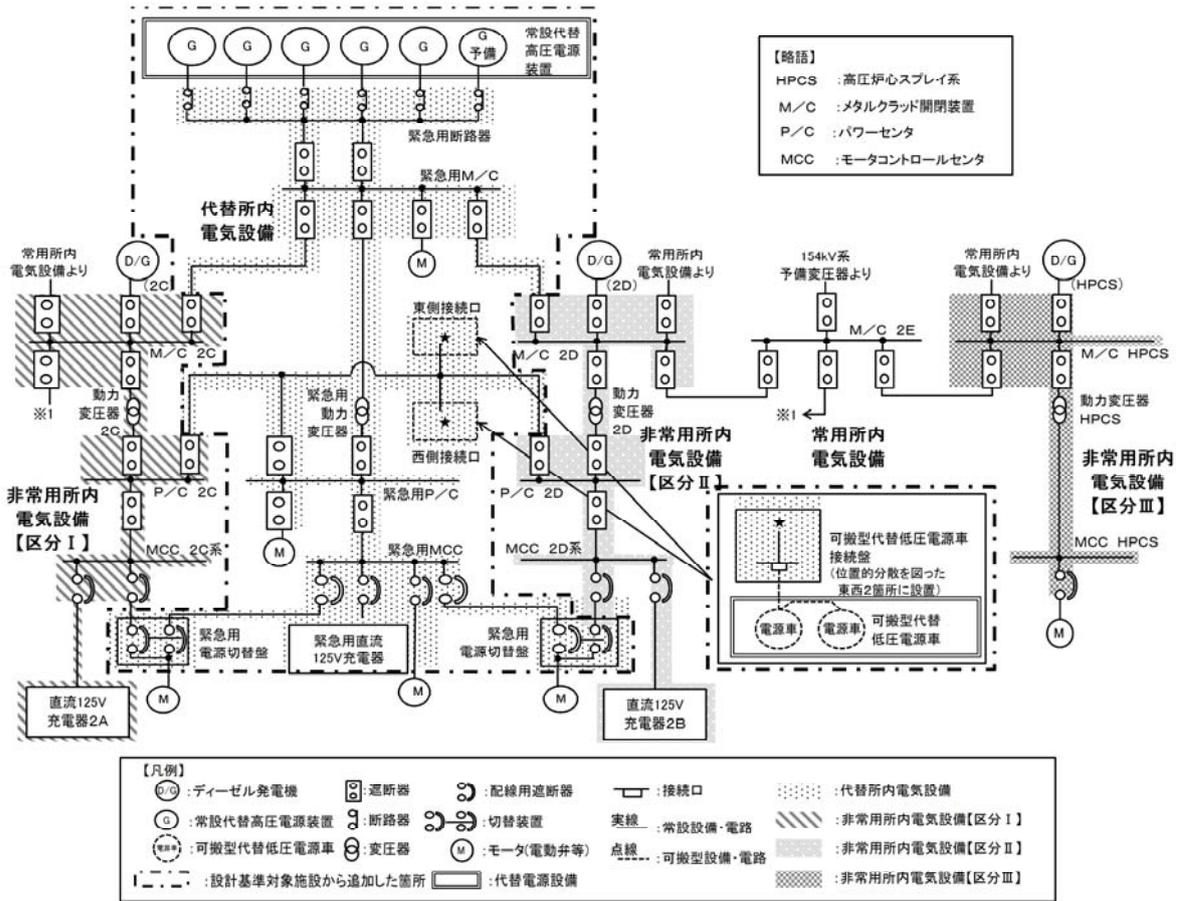
以上より、単一の火災によって代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の安全機能は、同時に喪失することなく確保できる設計とする。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



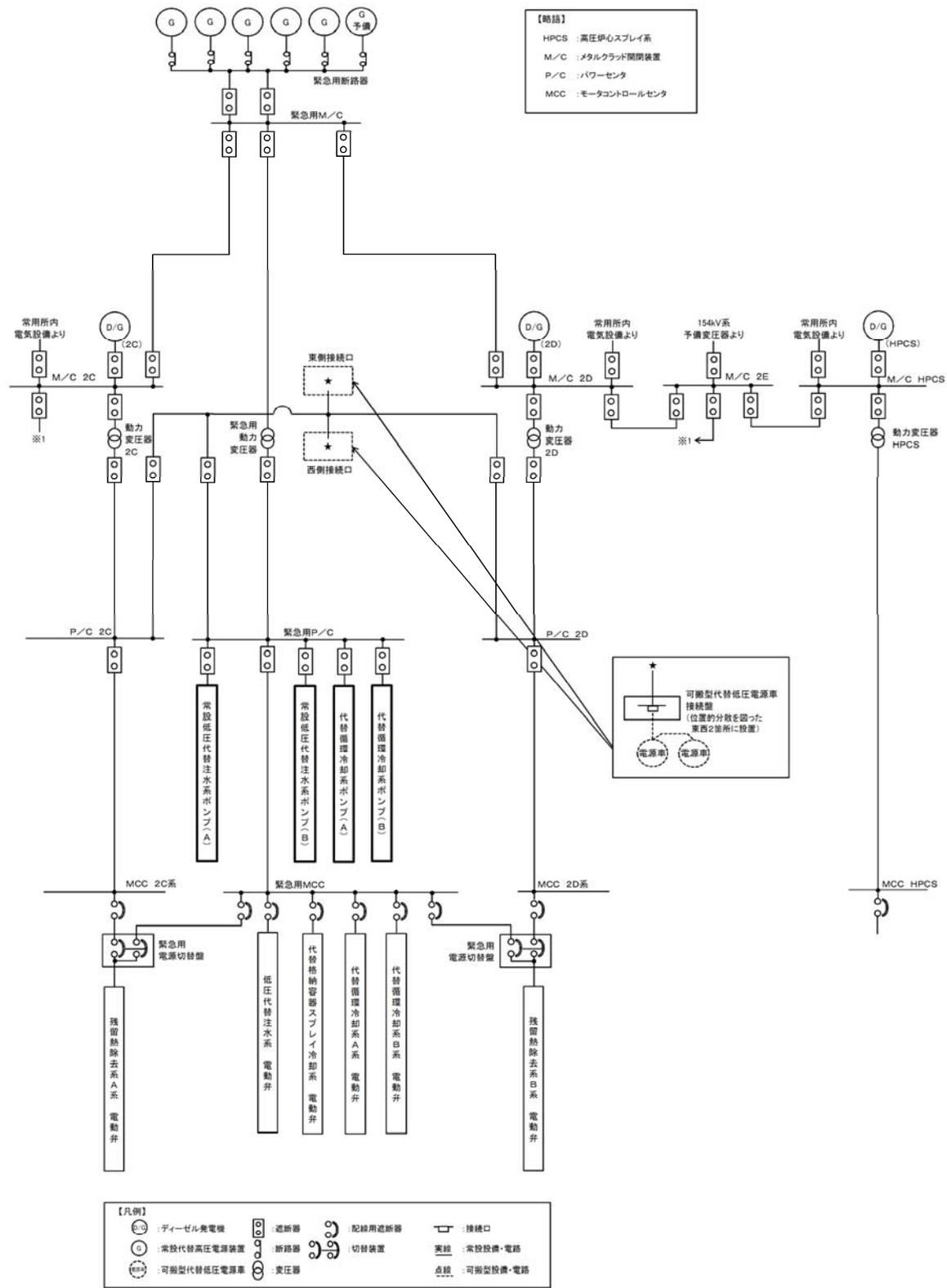
第9-1図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統概略図



第 9-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）,
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配置



第 9-3 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第9-4図 電源構成図 (交流電源) (2/2)

(8) 代替燃料プール注水系及び代替燃料プール冷却系[54条]

代替燃料プール注水系及び代替燃料プール冷却系は重大事故時に使用済燃料プールを冷却するための重大事故防止設備であり、当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）」及び「燃料プール冷却浄化系」である。

(第10-1～10-3図)

代替燃料プール注水系の常設のもののうち、常設低圧代替注水系ポンプ・配管・手動弁・常設スプレイヘッダについては、不燃性材料で構築されていることから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

代替燃料プール冷却系の常設のもののうち、代替燃料プール冷却系ポンプ・代替燃料プール冷却系熱交換器・配管・手動弁・ストレーナ・スキマージタンクについては、不燃性材料で構築されていることから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

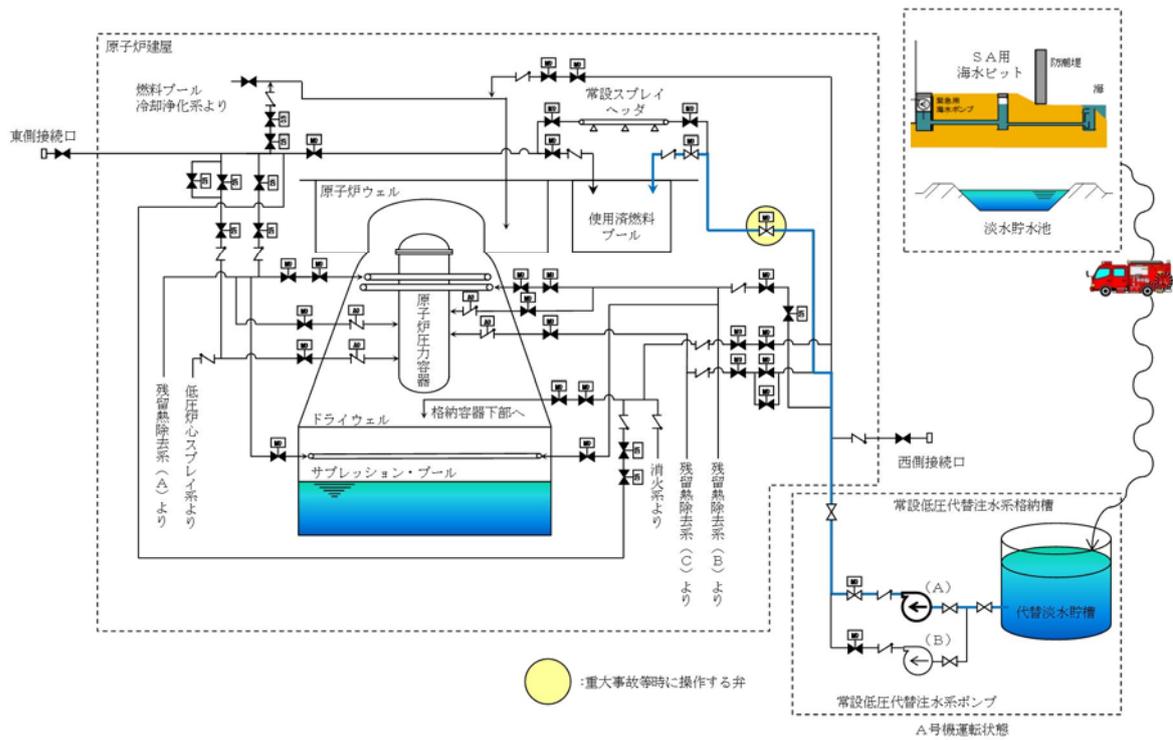
代替燃料プール注水系及び代替燃料プール冷却系、残留熱除去系並びに燃料プール冷却浄化系とも、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用、過電流による過熱防止対策等を講じる設計とする。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。

さらに、代替燃料プール注水系及び代替燃料プール冷却系と、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系は原子炉建屋原子炉棟内のそれぞれ異なる区画に配置し位置的分散を図る。

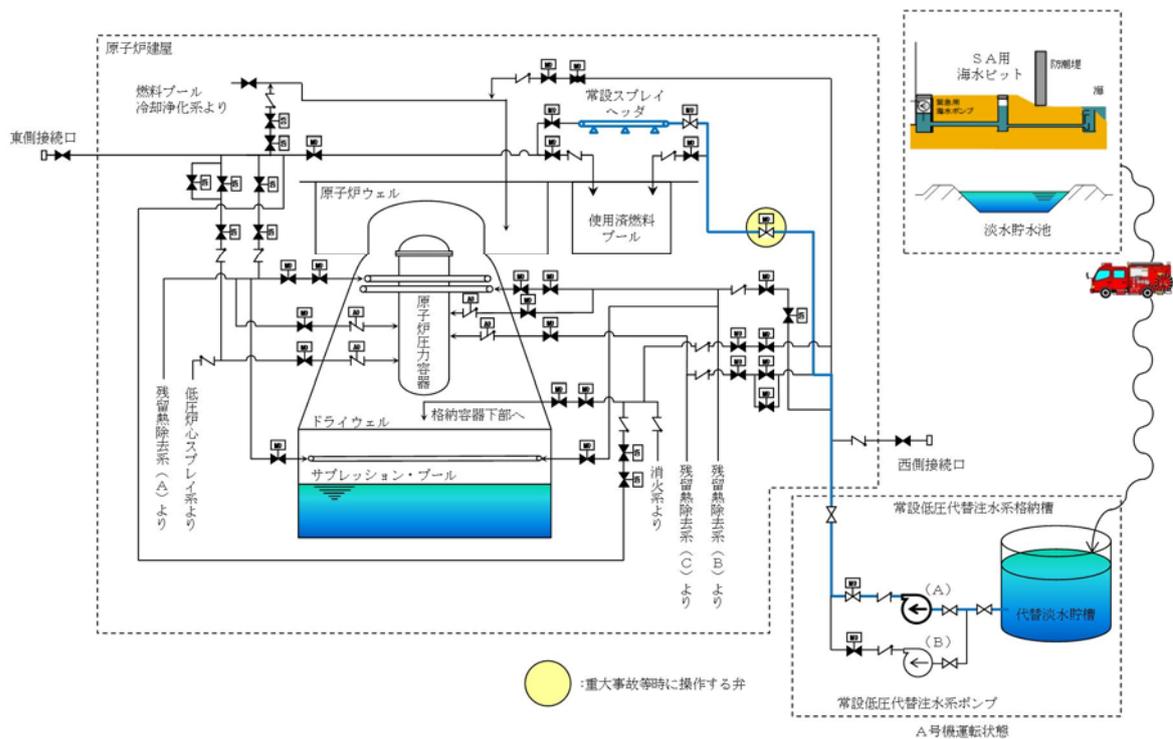
(第10-4～10-6図)

以上より、単一の火災によって代替燃料プール注水系及び代替燃料プー

ル冷却系と，残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の安全機能は，同時に喪失することなく確保できる設計とする。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

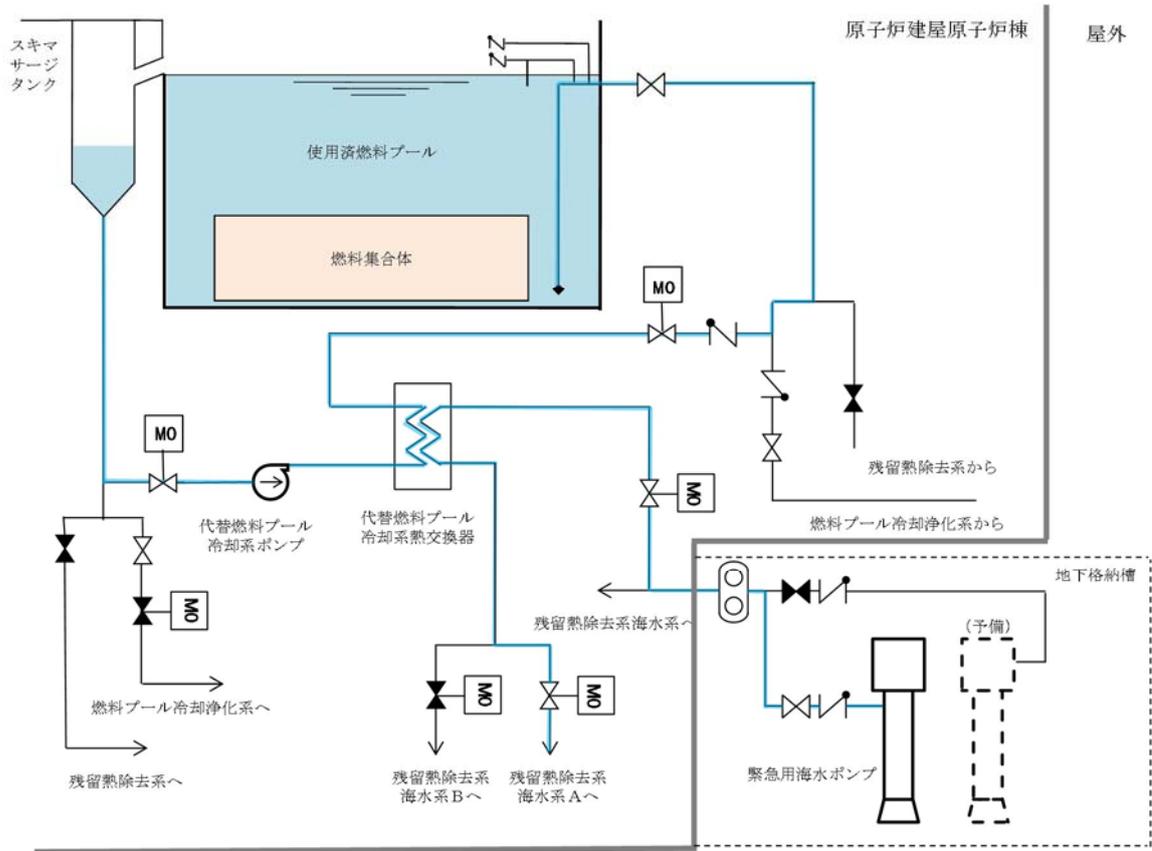


第10-1図 代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統概略図（1/3）

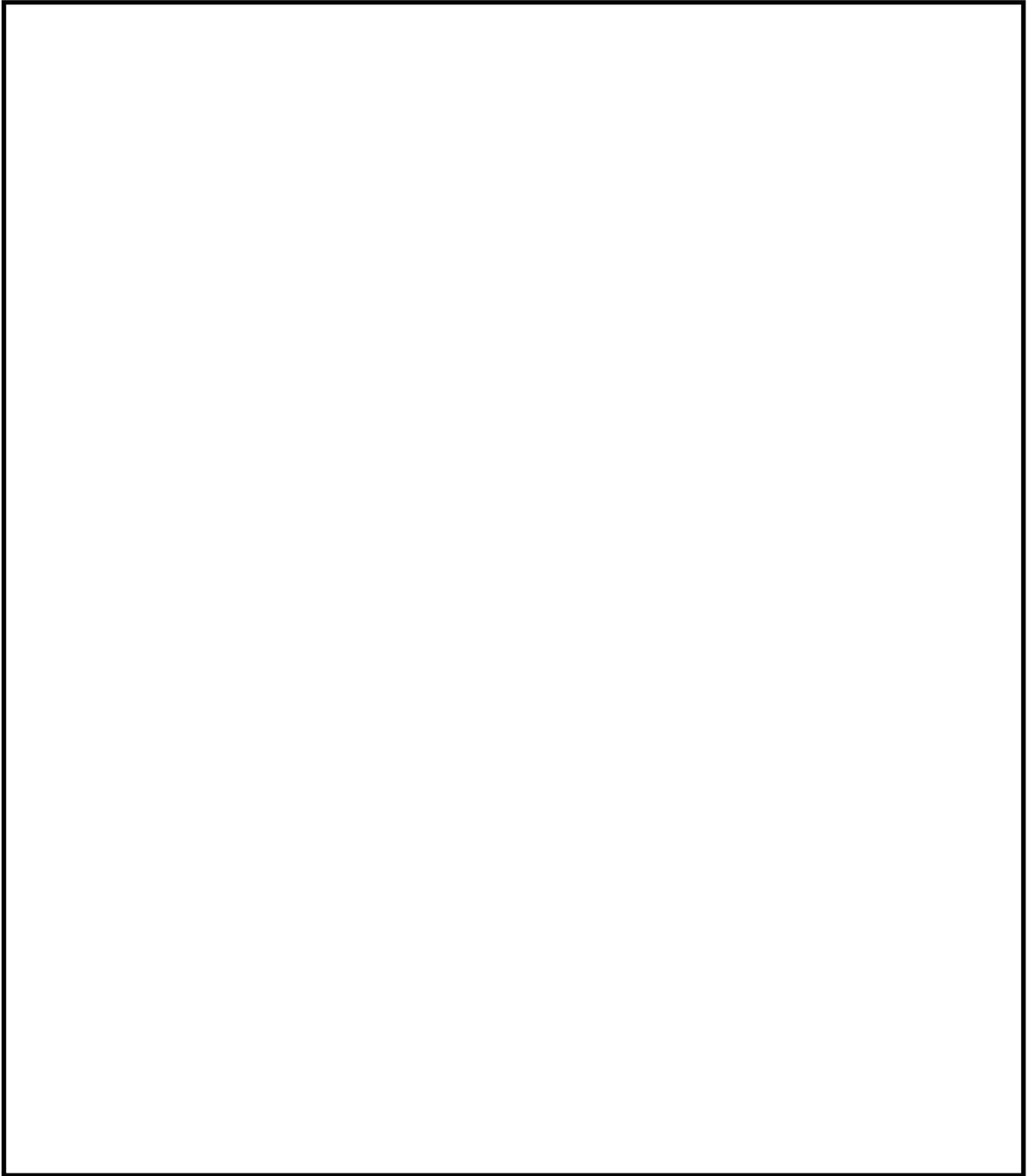


第10-2図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の系統概略図

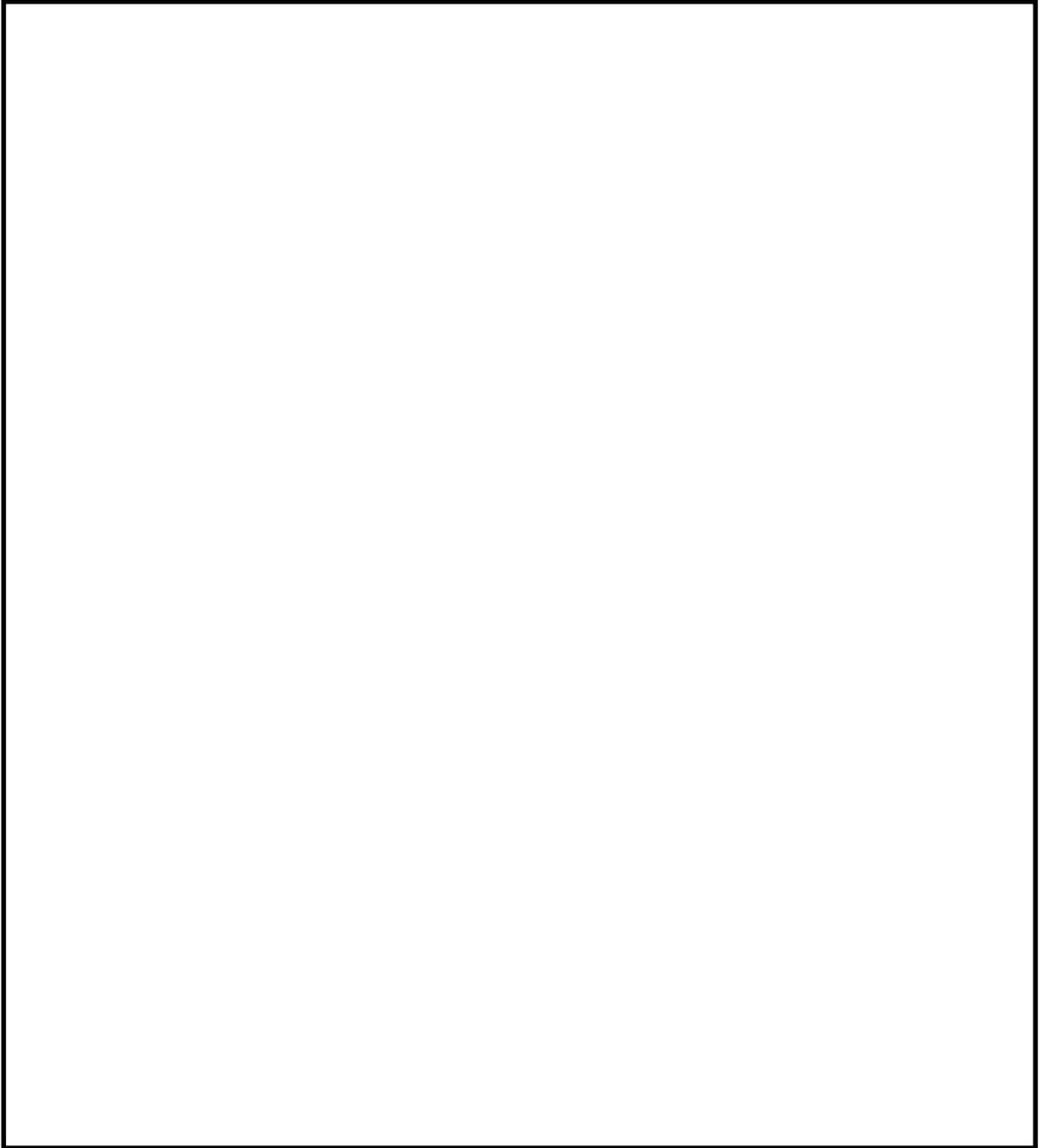
(2/3)



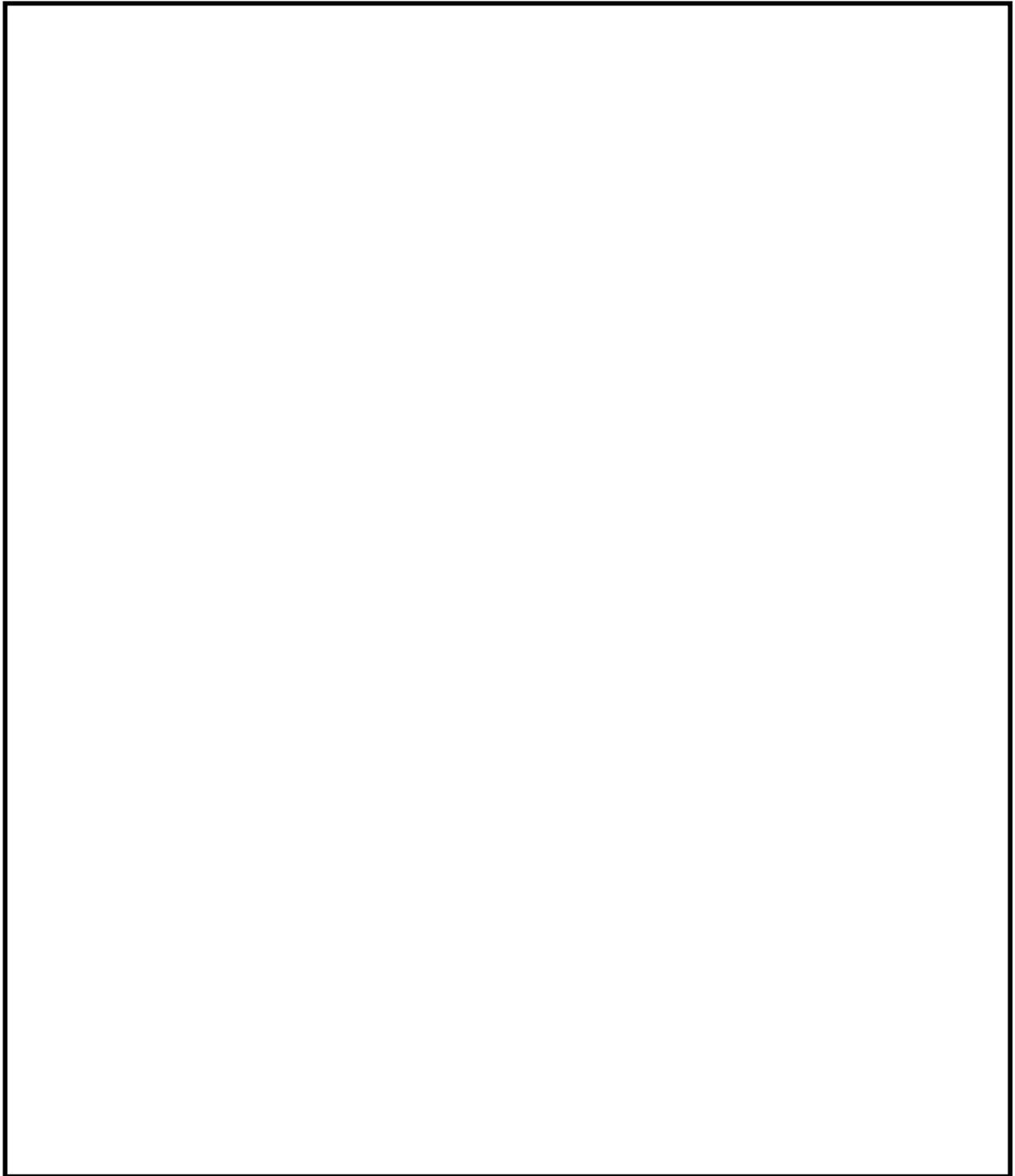
第 10-3 図 代替燃料プール冷却系と残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の系統概略図 (3/3)



第 10-4 図 代替燃料プール冷却系の配置



第 10-5 図 残留熱除去系の配置



第 10-6 図 代替燃料プール冷却系と燃料プール冷却浄化系の配置

(9) 使用済燃料プールの監視設備[54条]

使用済燃料プールの監視設備(使用済燃料プール水位・温度(S A広域), 使用済燃料プール温度(S A), 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ), 使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む))は重大事故時に使用済燃料プールの冷却等を監視するため常設設備であり, 当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「使用済燃料プール水位」, 「燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度」, 「使用済燃料プール温度」, 「燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ」, 「原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ」, 「原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ」である。

使用済燃料プール水位・温度(S A広域), 使用済燃料プール温度(S A), 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)は, 火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じる設計とする。また, 感知・消火対策として当該計器を設置する原子炉建屋オペレーティングフロアについては異なる2種類の感知器を設置するとともに, 消防火に基づき消火設備を設置する設計とする。さらに, これらの計器のケーブルは電線管に布設することによって他の系統のケーブルと分離する。加えて, 使用済燃料プール水位・温度(S A広域), 使用済燃料プール温度(S A), 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の電源(緊急用直流125V蓄電池)は常設高圧電源装置置場に設置し, これらの設備が代替する設計基準対象施設である使用済燃料プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの電源は原子炉建屋(計装用電源母線等)に設置することで, 位置的分散を図る。

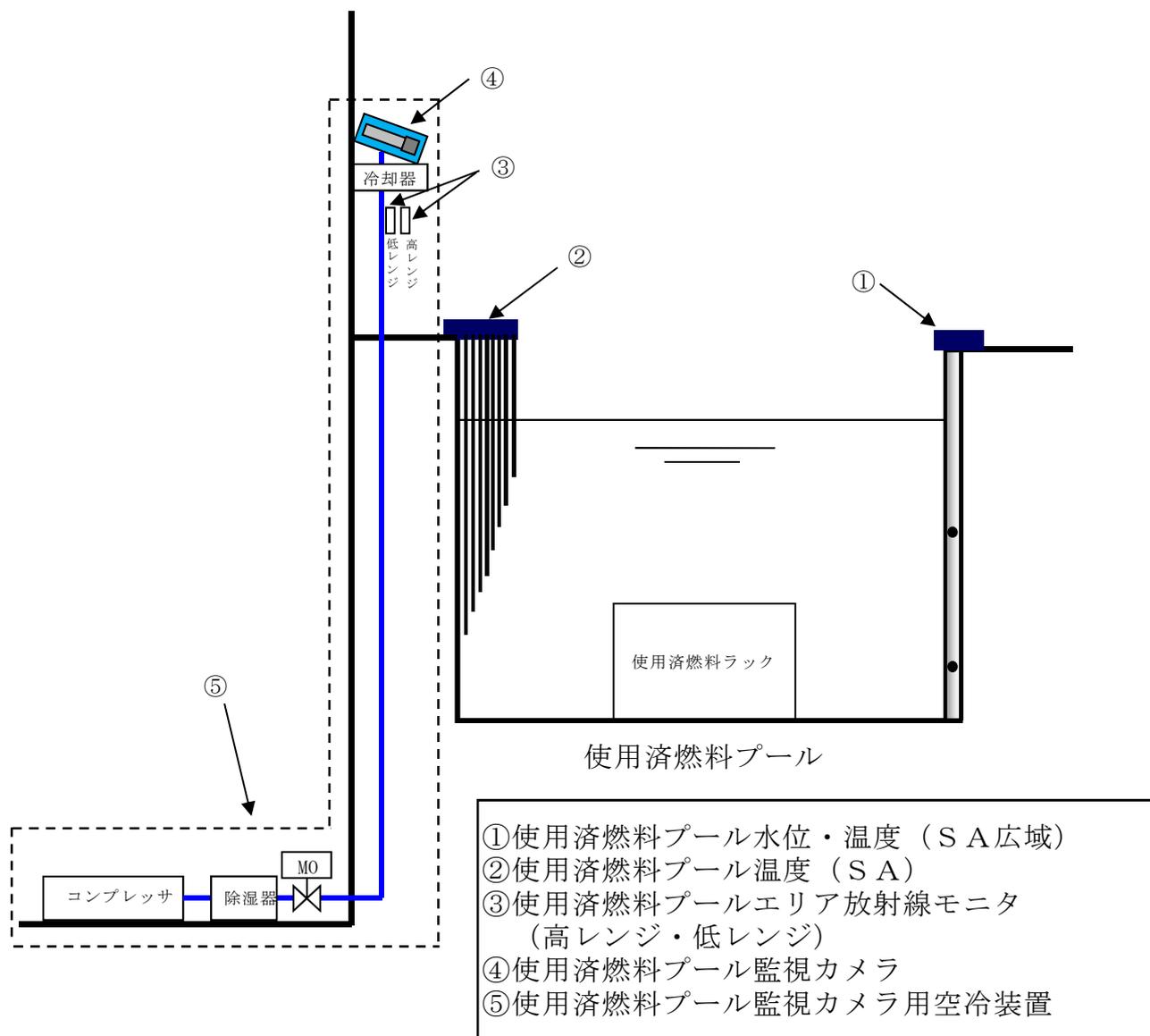
また、各監視パラメータは第2-6表の通り位置的分散を図る。

第2-6表 各監視パラメータ 位置的分散一覧表

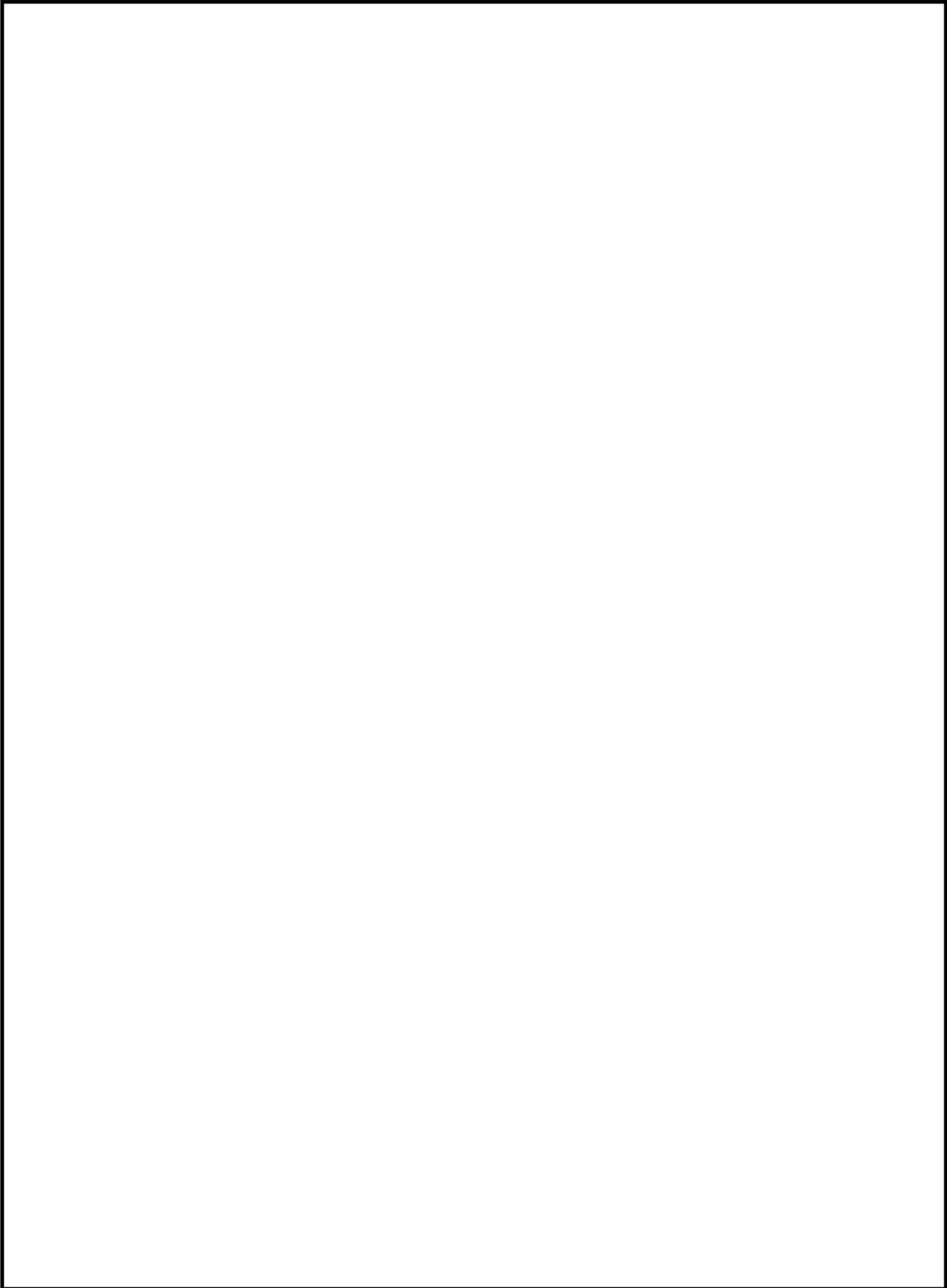
監視パラメータ	評価
水位	・使用済燃料プール水位・温度(SA広域)と使用済燃料プール水位とは約6mの離隔距離。
温度	・使用済燃料プール水位・温度(SA広域)と使用済燃料プール水温(SA), 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, とは約6mの離隔距離。
放射線	・「使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)」、「燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ」、「原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ」の設置場所が原子炉建屋地上6階に対して、「原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ」は原子炉建屋地上3階に設置。

使用済燃料プール監視カメラについては、同じ機能を有する重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料プール温度(SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)と可能な限り異なる階層に設置することによる位置的分散を図り、同時に機能を損なわれない設計とする。

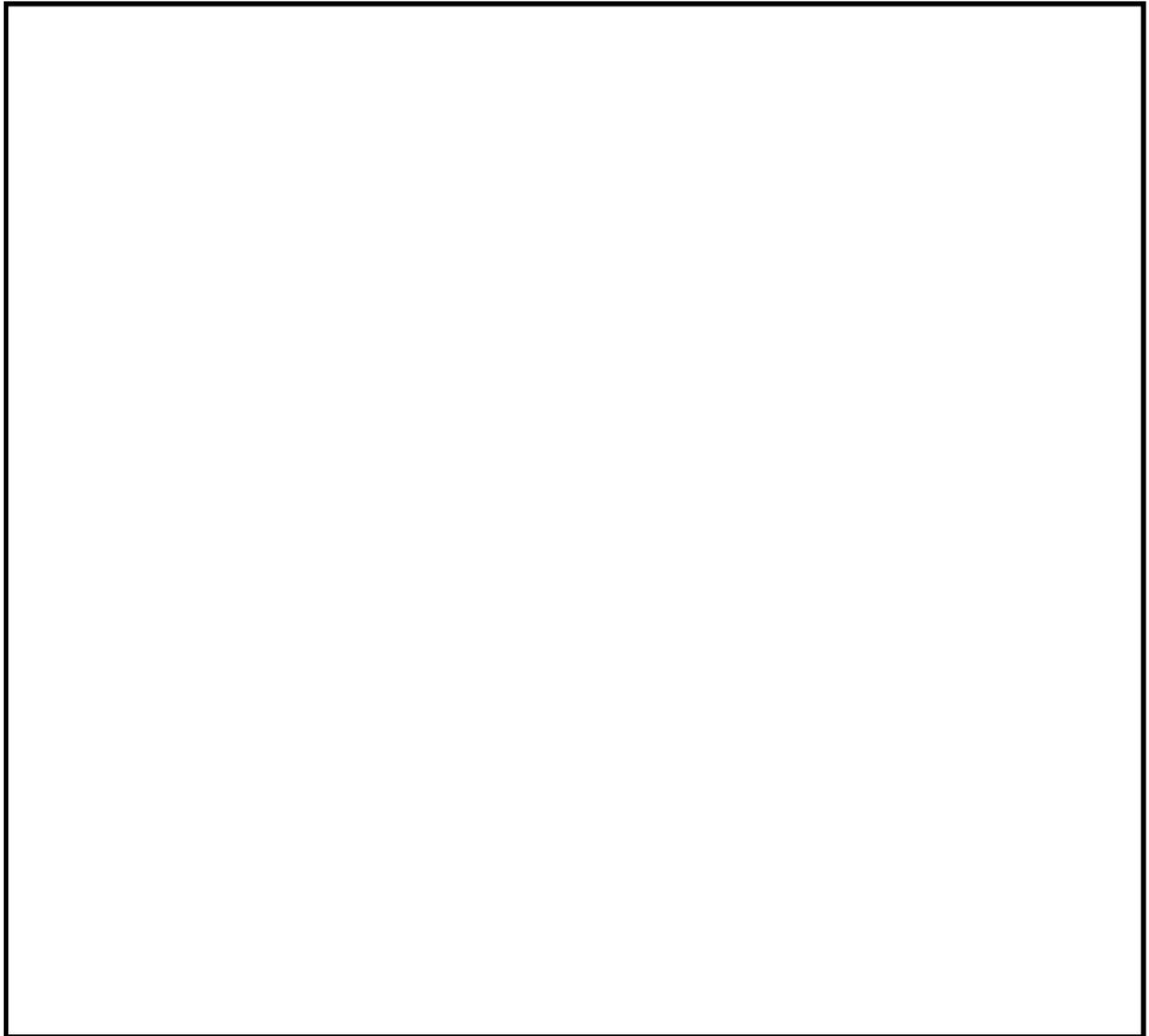
以上より、単一の火災によって使用済燃料プール水位・温度(SA広域)と使用済燃料プール水位、使用済燃料プール水位・温度(SA広域)と使用済燃料プール温度(SA)、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール温度、使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)と燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタとは、それぞれ同時に喪失することなく確保できる設計とする。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置する設計としている。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



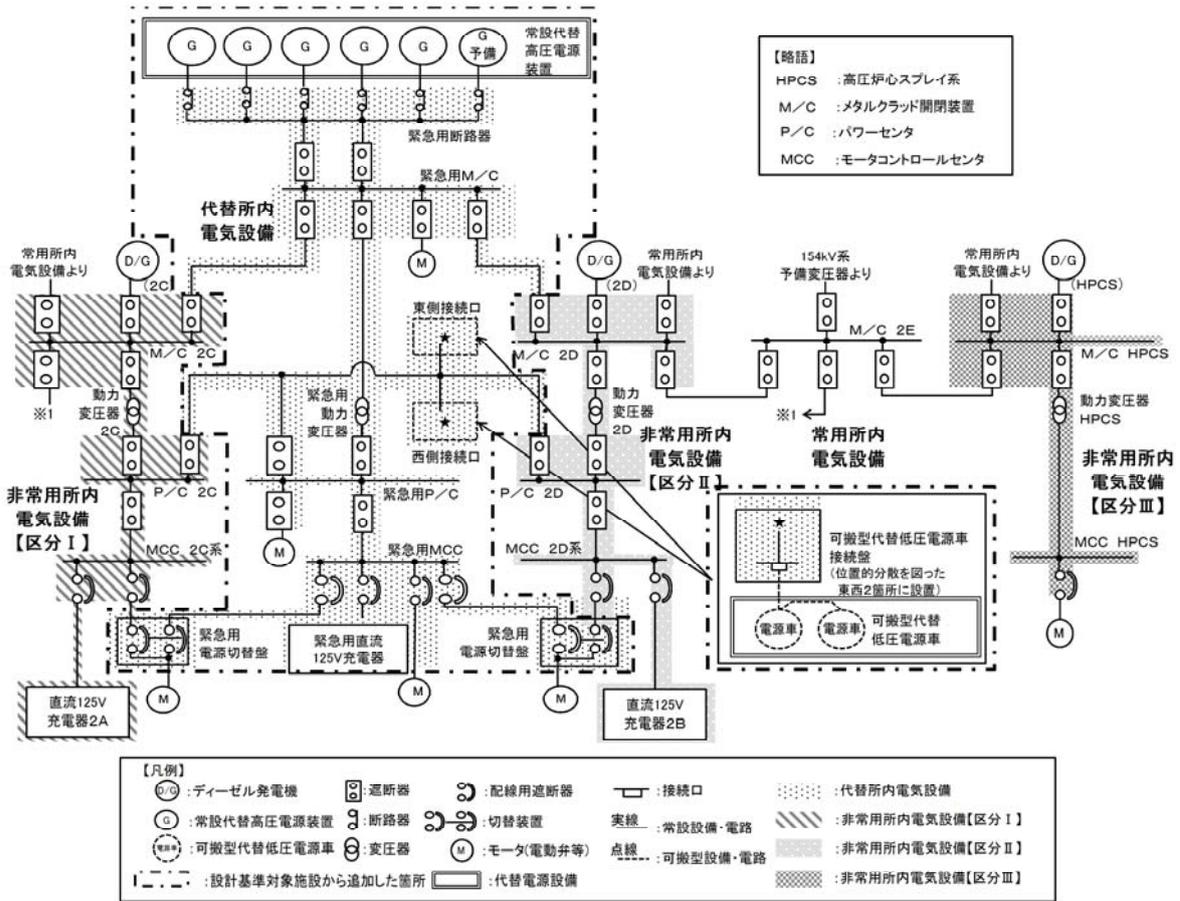
第11-1図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図



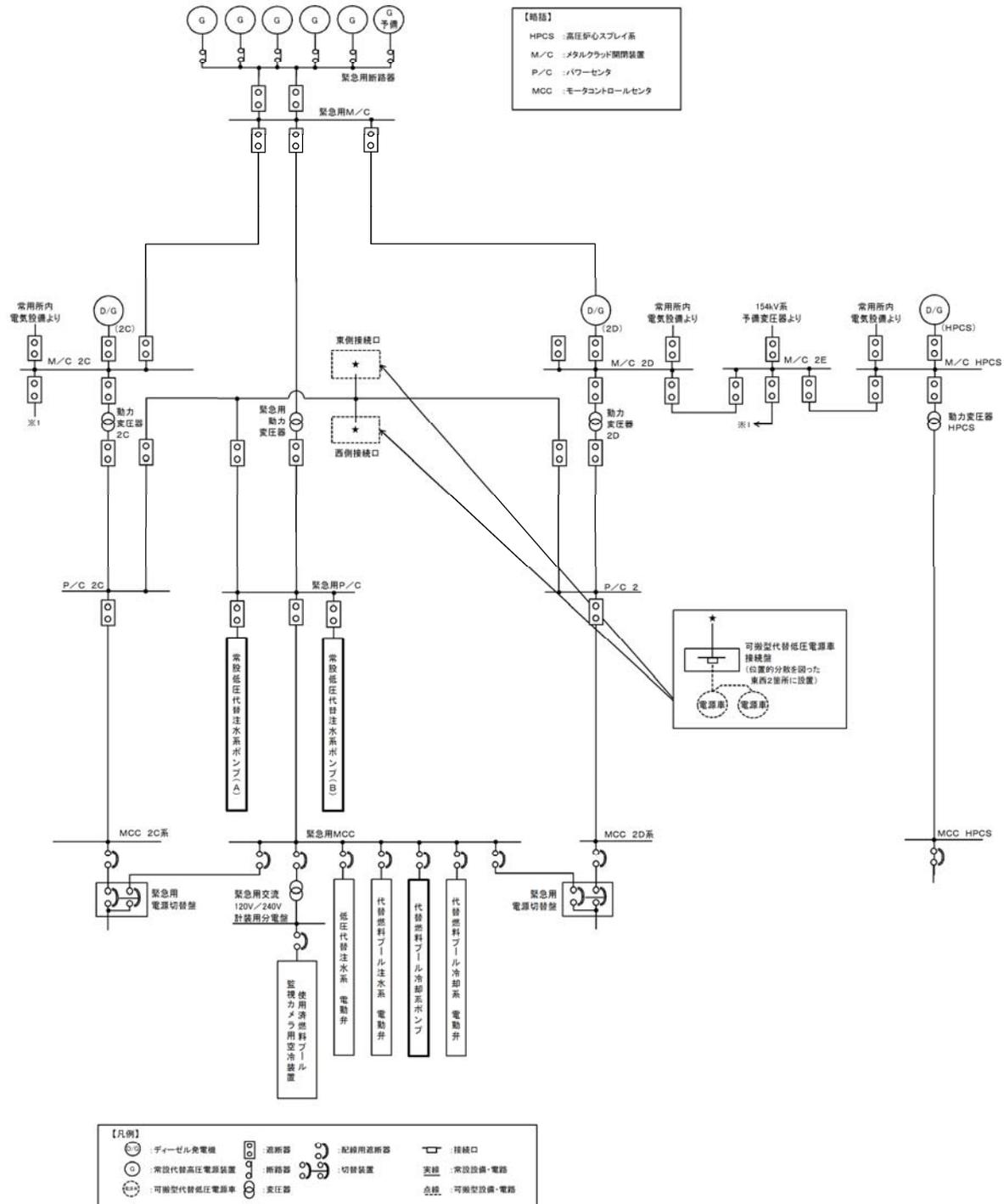
第 11-2 図 使用済燃料プール水位・温度計・放射線モニタ検出器の配置



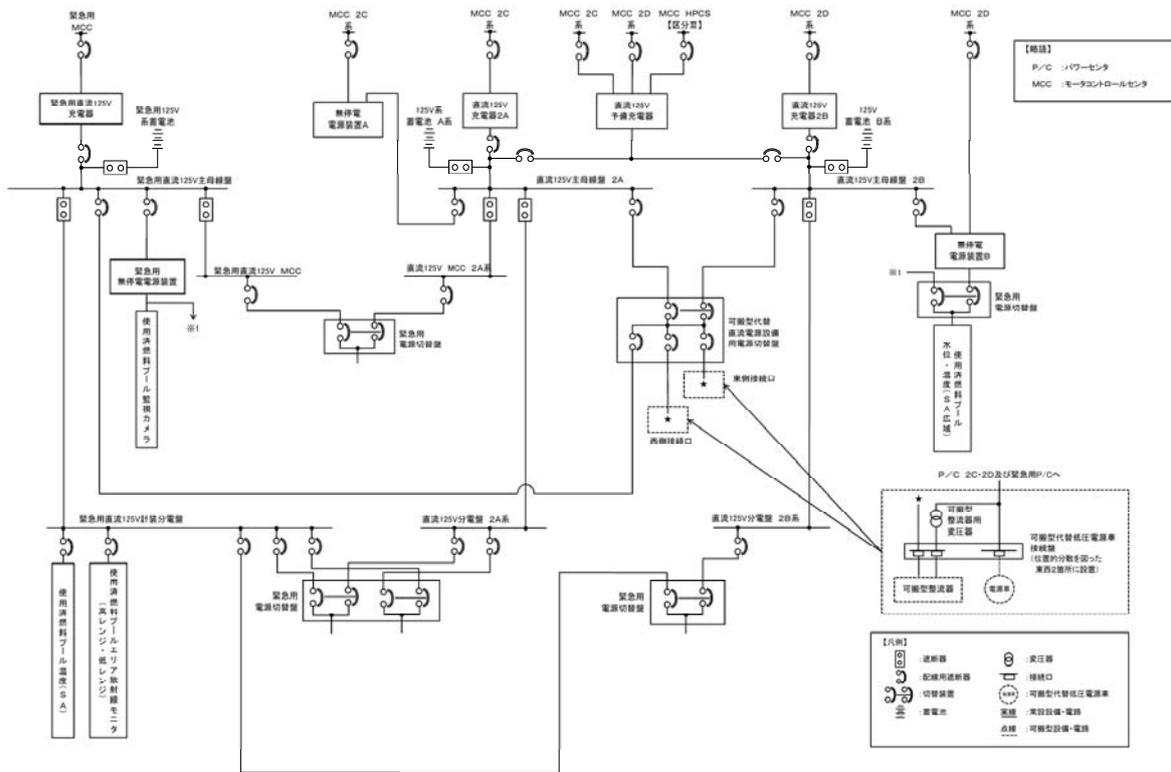
第 11-3 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度検出器の配置



第11-4図 電源構成図 (交流電源) (1/3)



第11-5図 電源構成図（交流電源）（2/3）



第11-6図 電源構成図（直流電源）（3/3）

(10) 常設代替交流電源[57条]

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）は、重大事故時に交流電源を供給するための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「2C・2D 非常用ディーゼル発電機」である。

常設代替高圧電源装置及び非常用ディーゼル発電機については、火災の発生防止対策として難燃ケーブル等の使用、過電流による過熱防止対策等を講じる。また、感知・消火対策として、異なる2種類の感知器を設置、及び非常用ディーゼル発電機室には固定式ガス消火設備を設置する。さらに、常設代替高圧電源装置は常設代替高圧電源装置置場に、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は原子炉建屋付属棟内のディーゼル発電機室に設置することにより、位置的分散を図る。加えて、緊急用M/C、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に接続するM/C 2C・2Dには遮断器及び保護継電器を設置し、電氣的にも分離を図る。

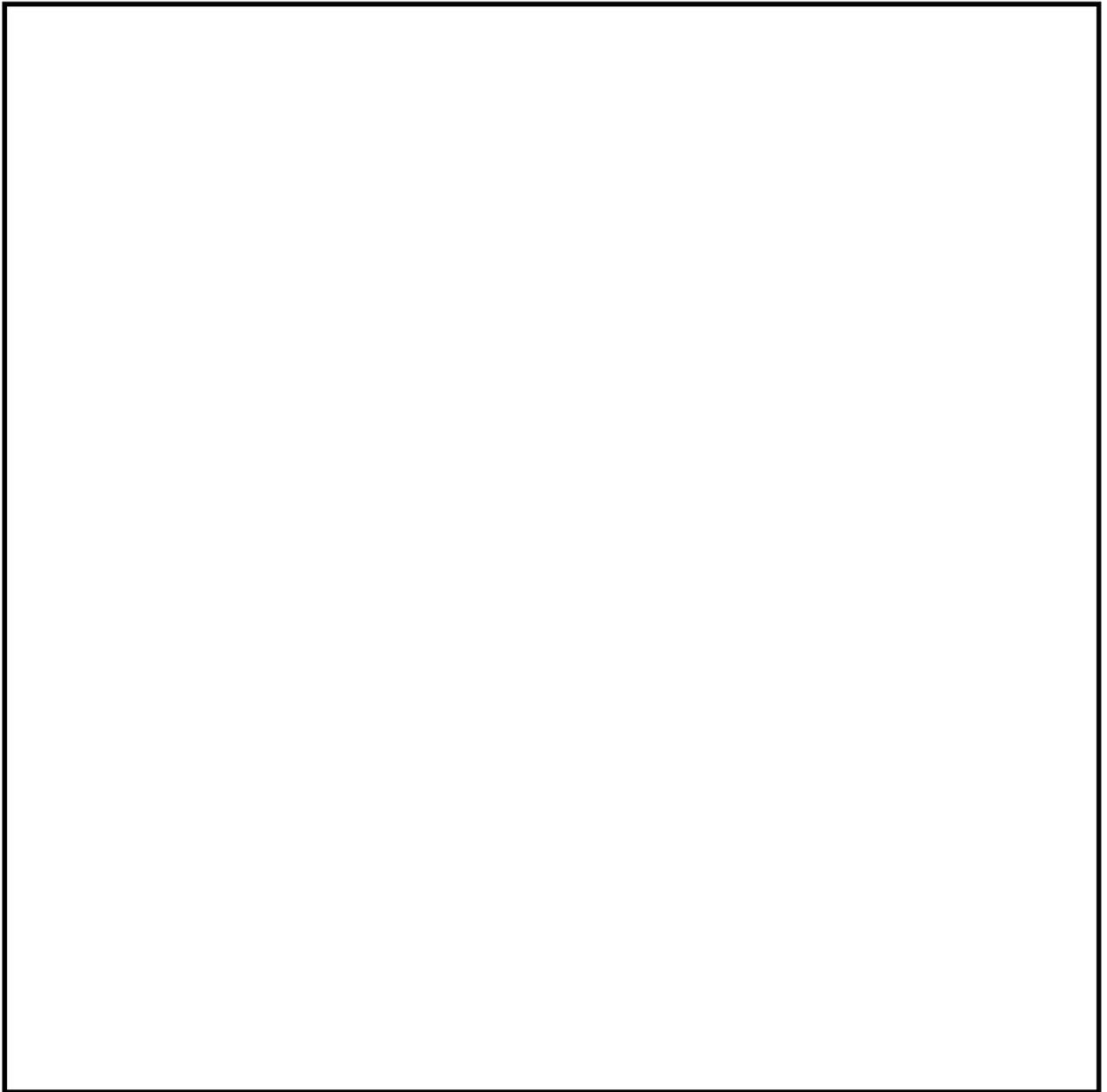
軽油貯蔵タンクについては地下設置型として2系統あるが、外部火災影響評価において、1系統の軽油貯蔵タンクで火災が発生しても他方の軽油貯蔵タンクでは火災が発生せず、単一の火災によって同時に機能喪失しないことが確認されている。

(第12-1~12-3図)

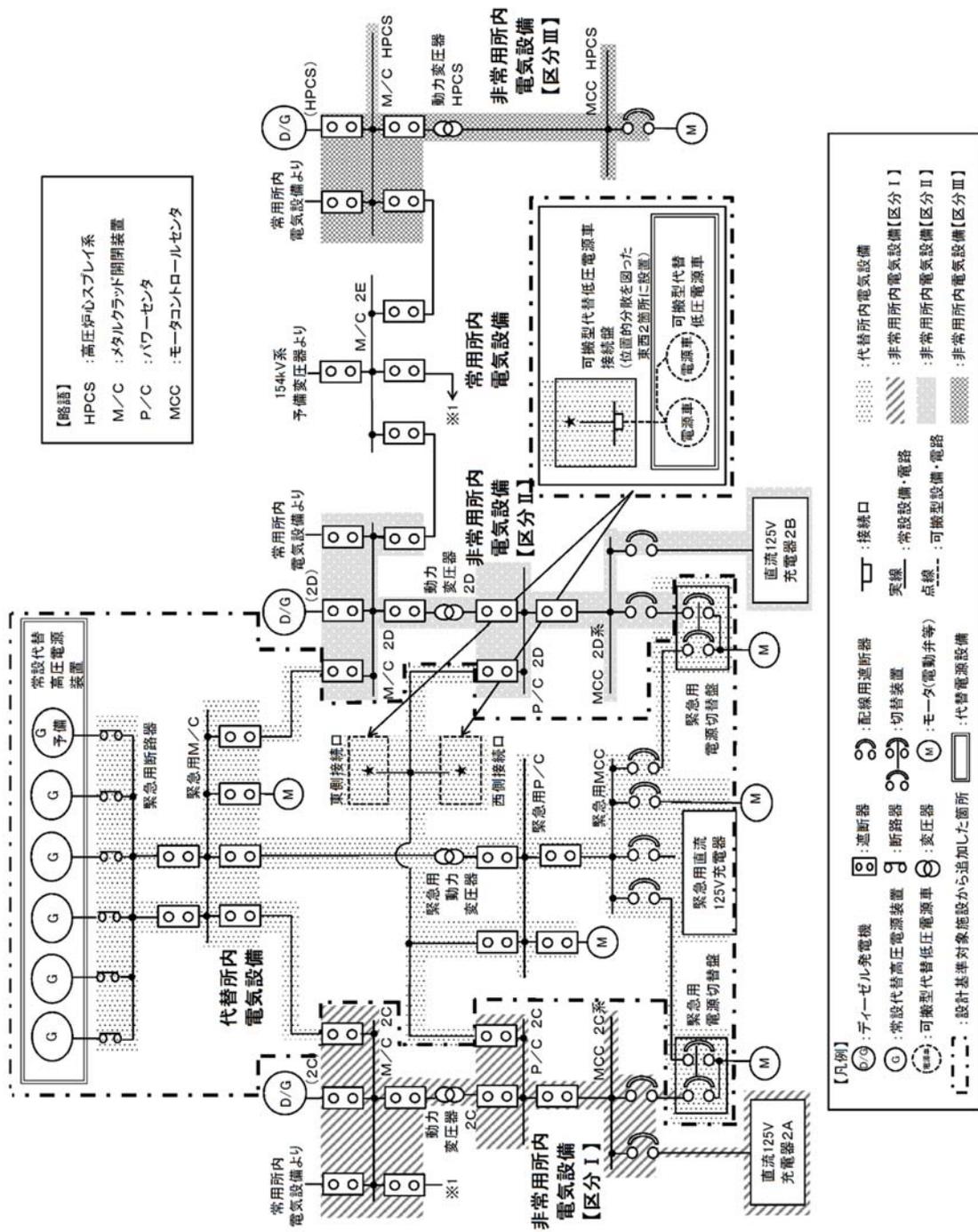
以上より、単一の火災によって常設代替交流電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機の安全機能は同時に喪失することなく確保できる設計とする。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置する。すなわち、2.2. (1) ②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第12-1図 非常用ディーゼル発電機の配置(1/2)



第12-2図 常設代替交流電源設備，非常用ディーゼル発電機の配置(2/2)



第12-3図 交流電源系統図

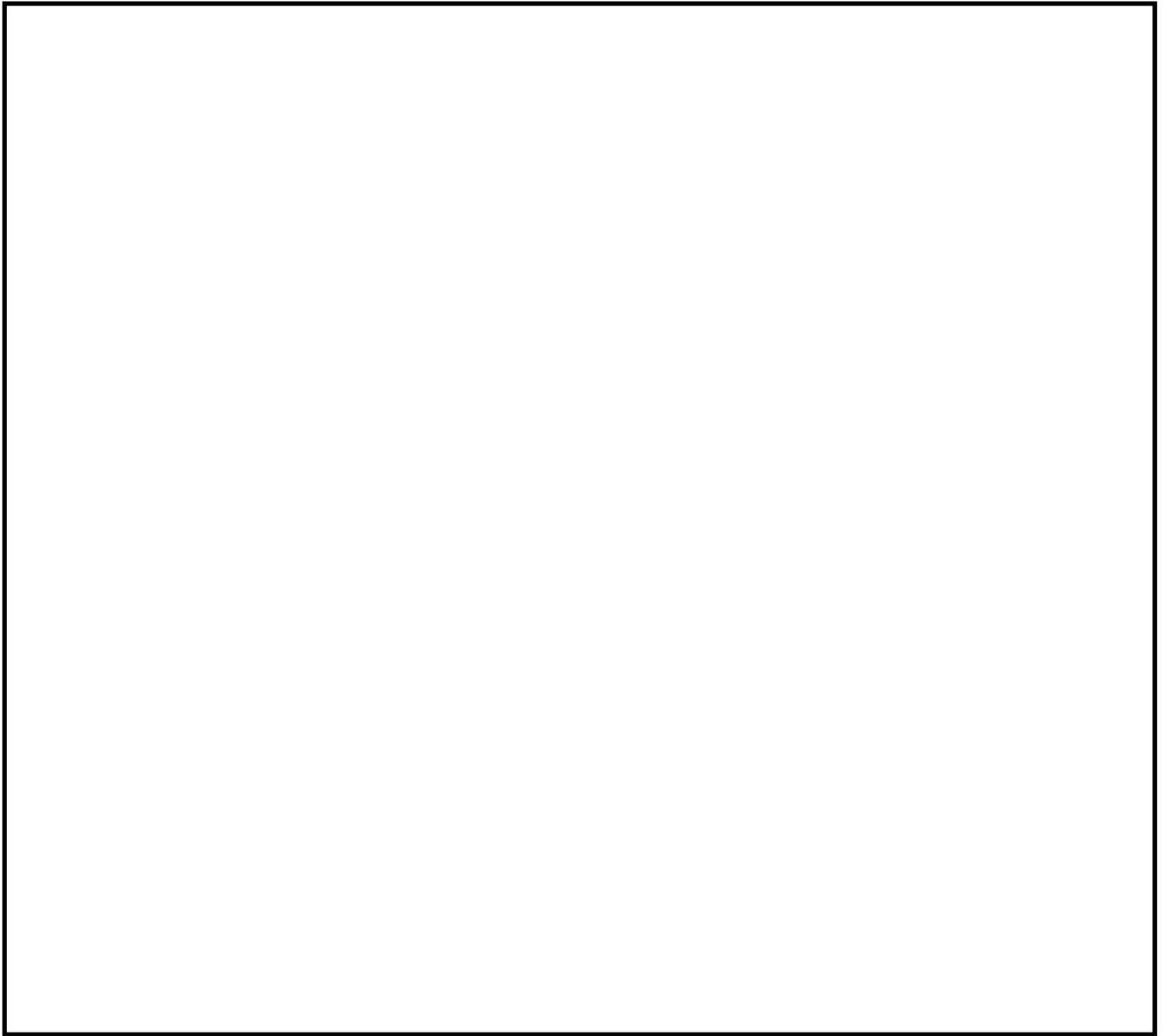
(11) 所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備[57 条]

125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系，中性子モニタ用蓄電池 A系・B系及び緊急用125V系蓄電池は重大事故時に直流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機」及び「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機」である。

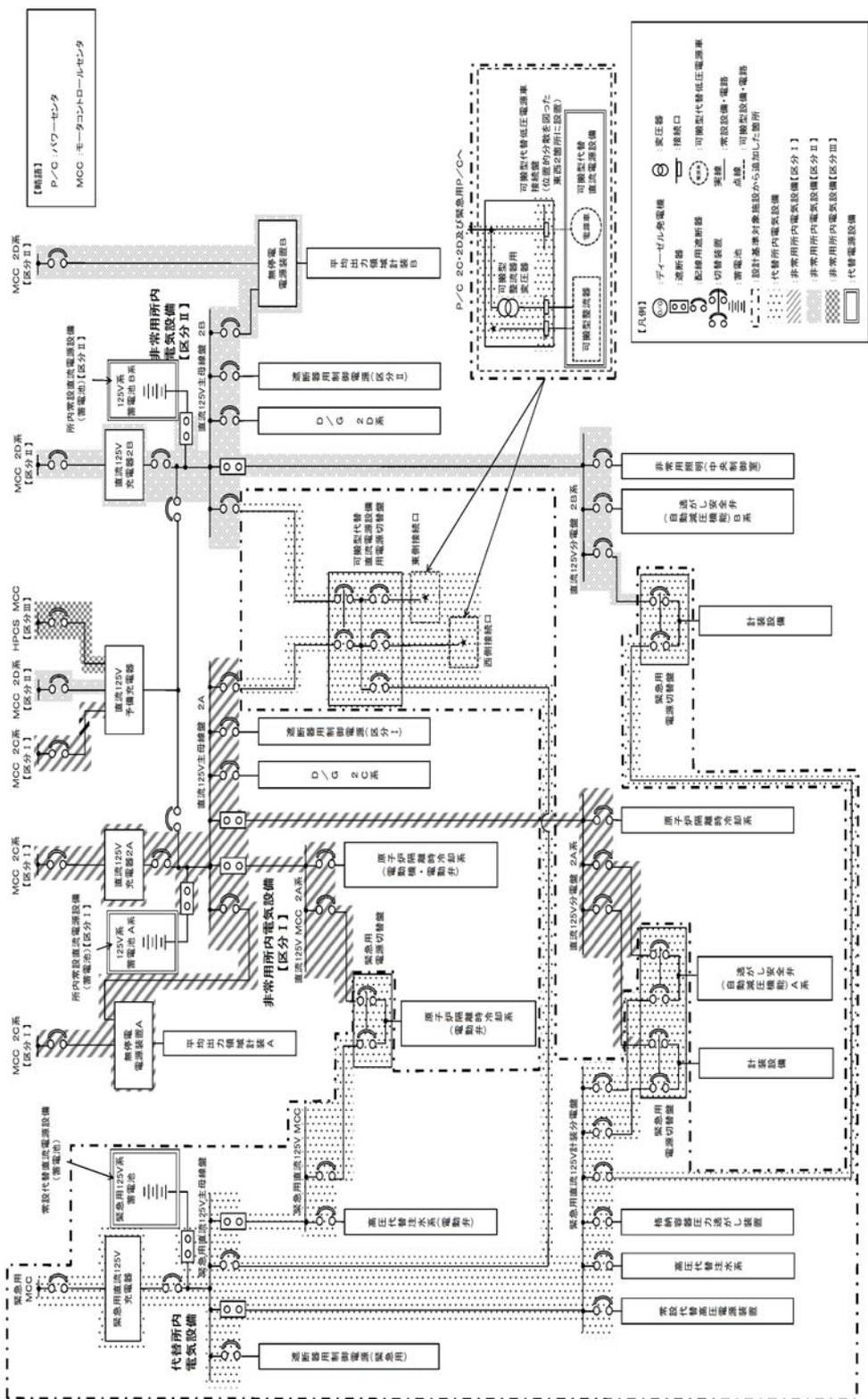
125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系，中性子モニタ用蓄電池 A系・B系，緊急用125V系蓄電池については，火災の発生防止対策として難燃ケーブル等の使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として，異なる2種類の感知器，及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。さらに，125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系，中性子モニタ用蓄電池 A系・B系及び2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は原子炉建屋付属棟内のそれぞれ異なる区画に設置することにより，位置的分散を図る。また，緊急用125V蓄電池は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置することにより，位置的分散を図る。加えて，125V系蓄電池 A系・B系 H P C S系，中性子モニタ用蓄電池 A系・B系及び緊急用125V系蓄電池には遮断器を設置し，電氣的にも分離を図る。

(第13-1~13-3図)

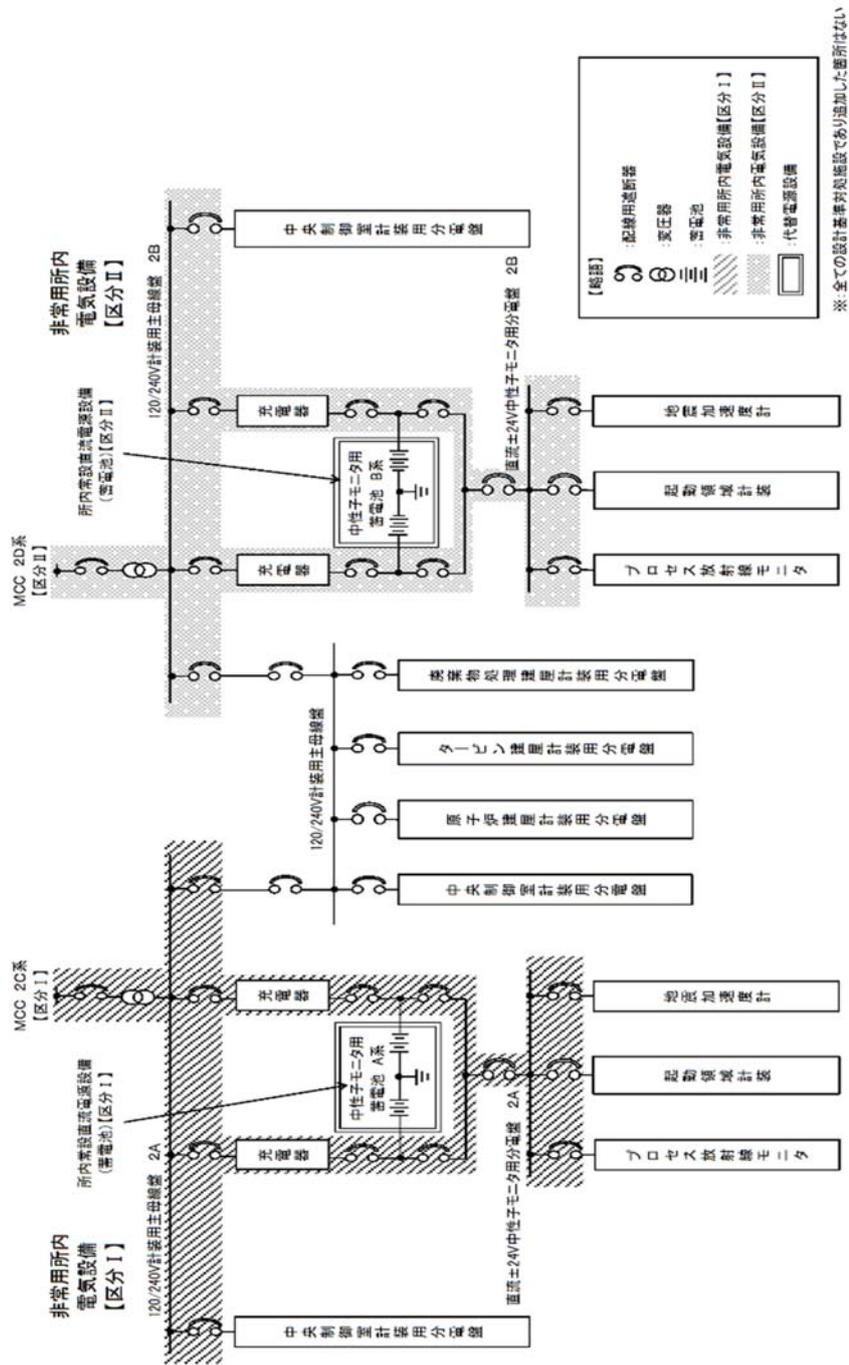
以上より，単一の火災によって125V系蓄電池 A系・B系・H P C S系，中性子モニタ用蓄電池 A系・B系及び緊急用125V系蓄電池の安全機能は，同時に喪失することなく確保できる設計とする。また，消火設備についてもそれぞれ分散させて設置する。すなわち，2.2 (1) ②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第13-1図 125V系蓄電池 2 A・2 B・H P C S系及び中性子モニタ用蓄電池
A系・B系及び緊急用125V系蓄電池の配置



第13-2図 直流電源系統図 (1 / 2)



第 13-3 図 直流電源系統図 (2 / 2)

(12) 代替所内電気設備，燃料給油設備[57条]

代替所内電気設備（緊急用M/C，緊急用P/C，緊急用直流125V主母線盤），燃料給油設備（軽油貯蔵タンク，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，2C・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ）は重大事故時に交流電源及び直流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用所内電気設備」，「2C・2D 非常用ディーゼル発電機」及び「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機」である。軽油貯蔵タンク，2C・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は設計基準対象施設と共用としている。

代替所内電気設備（緊急用M/C，緊急用P/C，緊急用直流125V主母線盤），燃料給油設備（2C・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機），非常用所内電気設備，2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機については，火災の発生防止対策として難燃ケーブル等の使用，過電流による過熱防止対策等を講じ，燃料給油設備（軽油貯蔵タンク，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ）については火災の発生防止対策として主要な構造材に不燃性材料を使用する。また，感知・消火対策として，異なる2種類の感知器，及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。さらに，緊急用M/C及び緊急用P/Cについては屋内（常設代替高圧電源装置置場）に，非常用所内電気設備のうちM/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dについては，原子炉建屋付属棟内に設置することにより，位置的分散を図る。

緊急用直流125V主母線盤については原子炉建屋廃棄物処理棟内に，非常

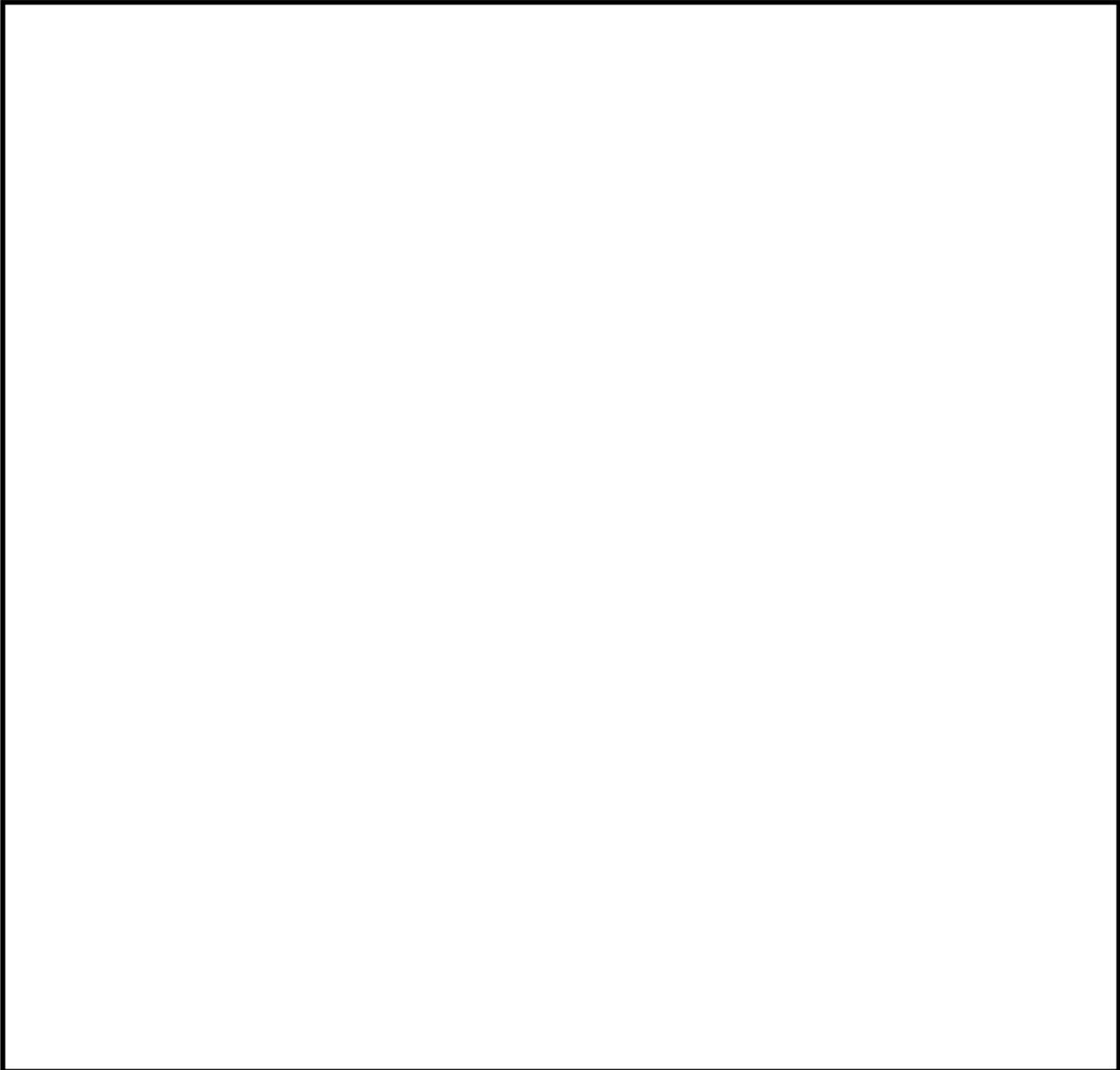
用所内電気設備のうち直流125V主母線盤 2 A・2 Bについては、原子炉建屋付属棟内に設置することにより、位置的分散を図る。

一方、緊急用M/C、緊急用P/C、緊急用直流125V主母線盤、非常用所内電気設備については遮断器又は配線用遮断器を設置し、電氣的にも分離を図る。

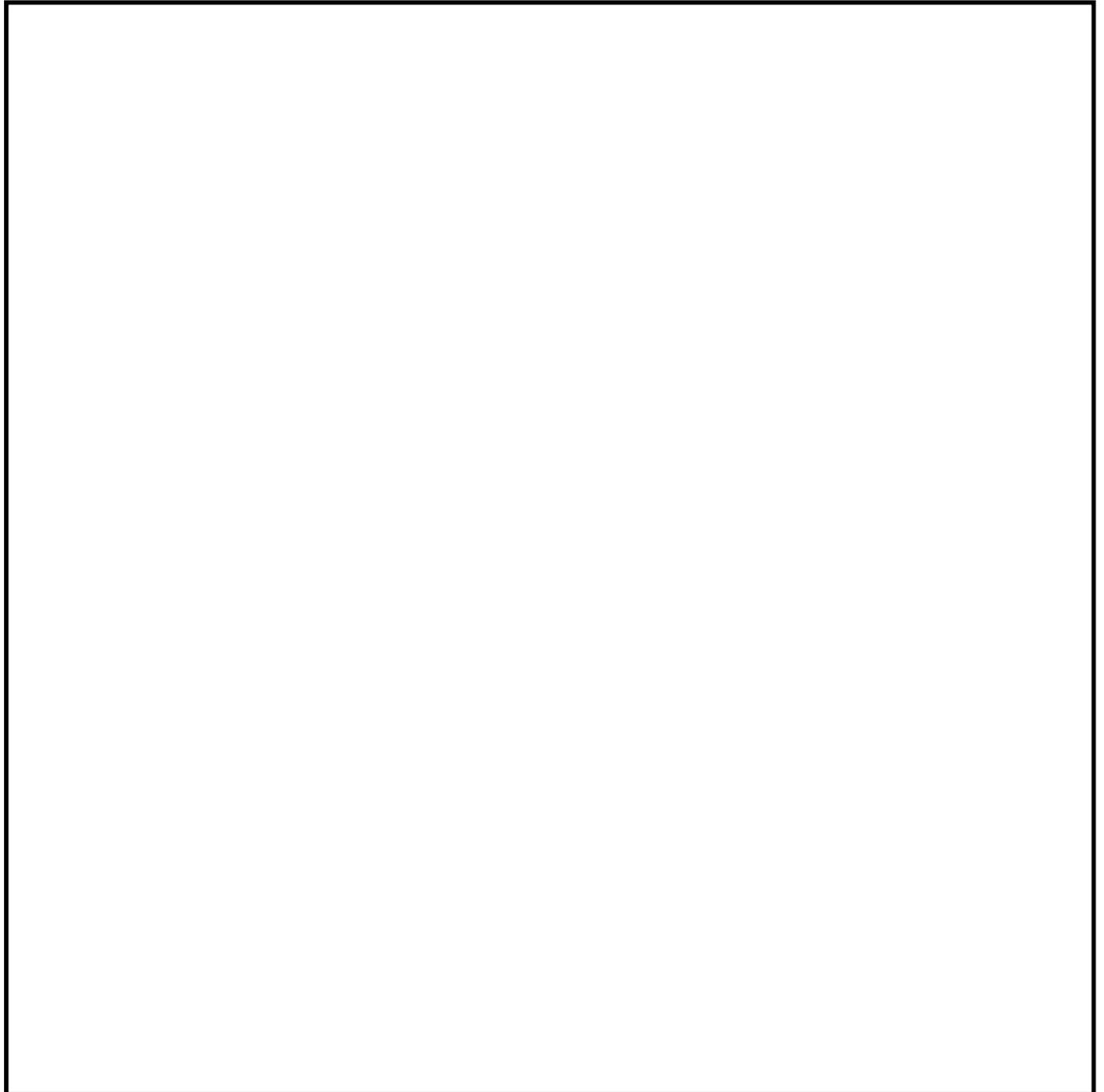
軽油貯蔵タンクについては横置円筒型地下タンクとして2系統とするが、外部火災影響評価において、1系統の軽油貯蔵タンクで火災が発生しても他方の軽油貯蔵タンクでは火災が発生せず、単一の火災によって同時に機能喪失しないことが確認されている。

(第14-1~14-4図)

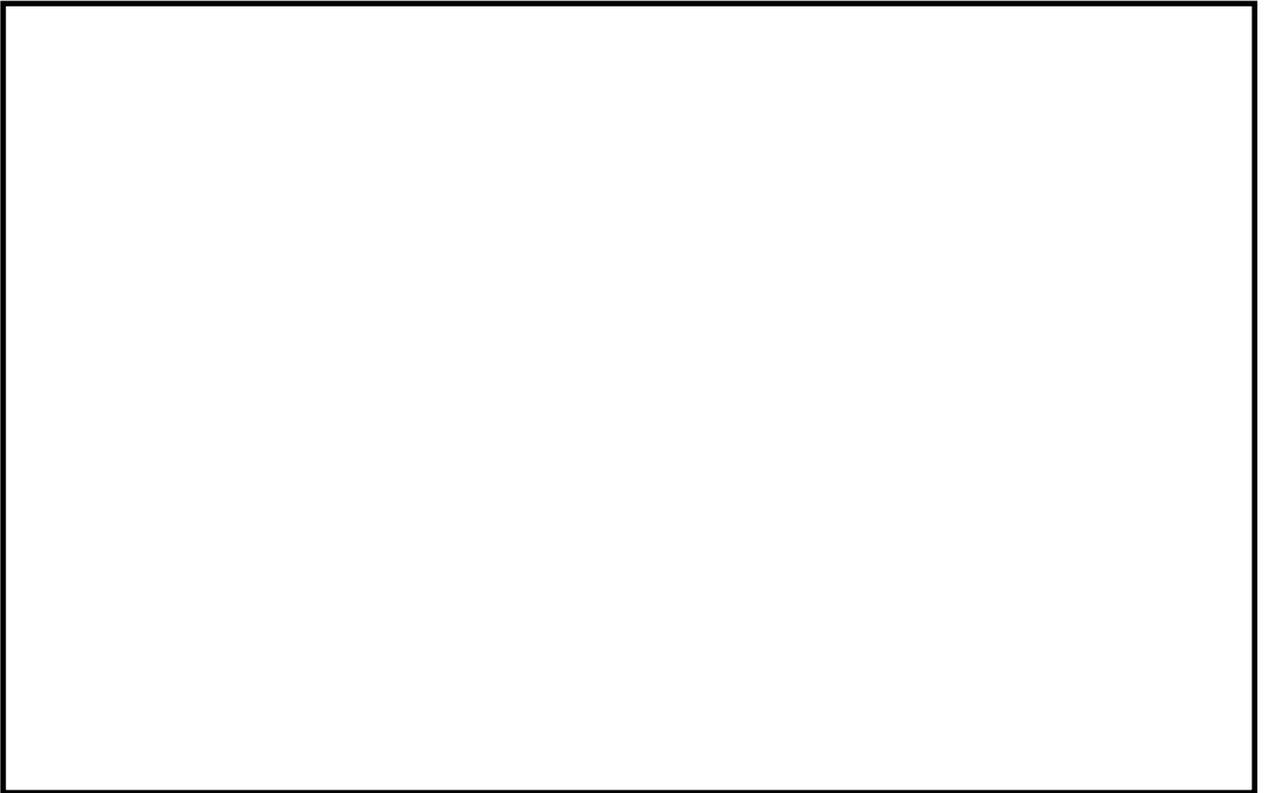
以上より、単一の火災によって緊急用M/C、緊急用P/C、緊急用直流125V主母線盤、非常用所内電気設備の安全機能は、同時に喪失することなく確保できる設計とする。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1) ②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



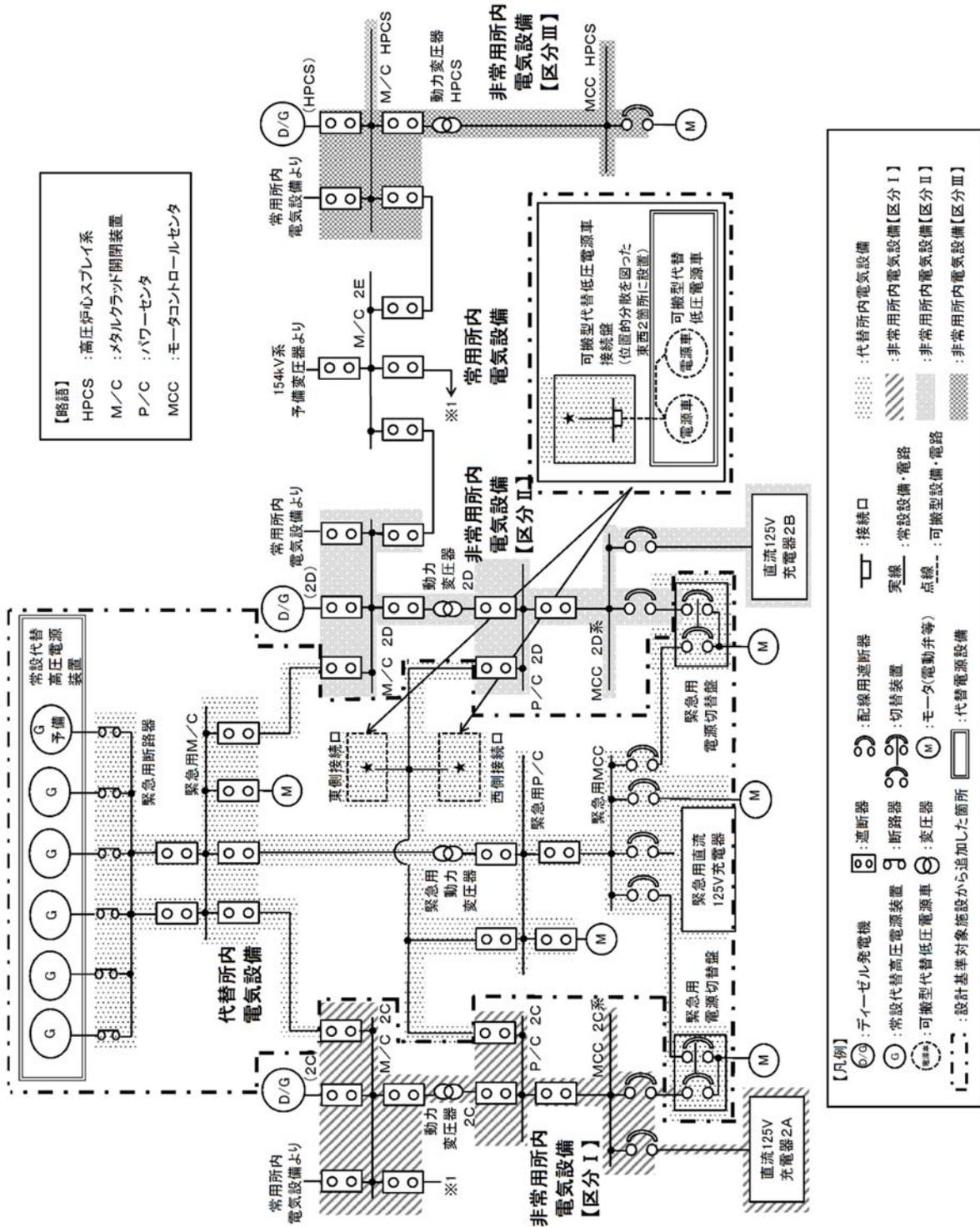
第 14-1 図 代替所内電気設備（緊急用M/C，緊急用P/C，緊急用直流
125V 主母線盤）及び非常用所内電気設備（M/C 2 C・2
D，P/C 2 C・2 D及び直流 125V 主母線盤 2 A・2 B）
の配置（1 / 3）



第 14-2 図 代替所内電気設備（緊急用M/C，緊急用P/C，緊急用直流
125V 主母線盤）及び非常用所内電気設備（M/C 2C・2
D，P/C 2C・2D及び直流 125V 主母線盤 2A・2B）
の配置（2/3）



第 14-3 図 代替所内電気設備（緊急用M/C，緊急用P/C，緊急用直流
125V 主母線盤）及び非常用所内電気設備（M/C 2 C・2
D，P/C 2 C・2 D及び直流 125V 主母線盤 2 A・2 B）
の配置（3 / 3）



第 14-4 図 交流電源系統図

(13) 計装設備[58条]

重大事故等対処設備のうち計装設備は重大事故時に原子炉圧力容器, 原子炉格納容器の状態, 最終ヒートシンクによる冷却状態等を把握するための常設設備であり, これらの設備による計測が困難となった場合の代替監視パラメータについては, 第2-7表に記載のとおりである。

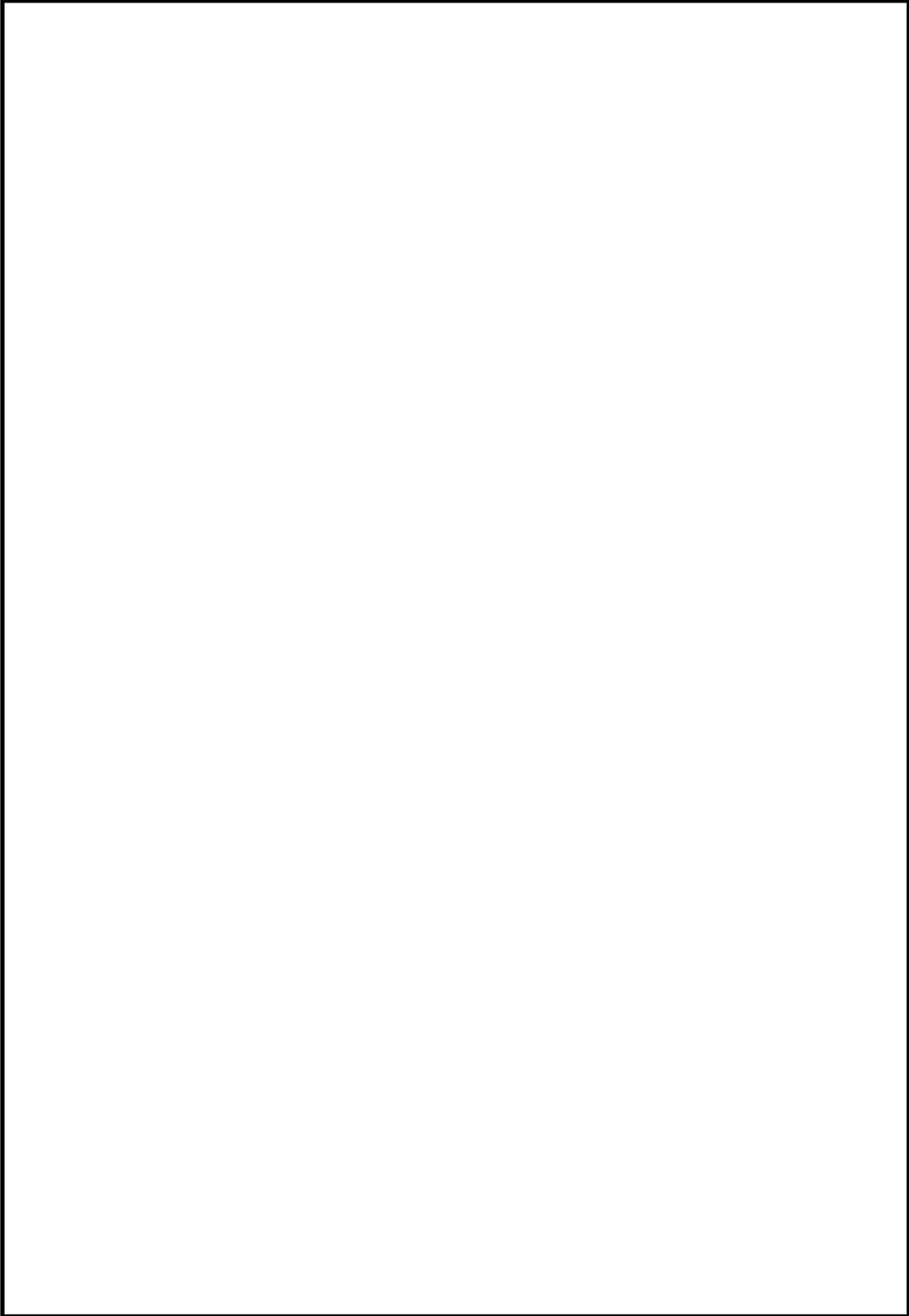
重大事故等対処設備のうち, 計装設備は, 火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また, 感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに, 各計器のケーブルは電線管に布設しており, 他の系統のケーブルと分離しているとともに, 重大事故等対処設備の計装設備の検出器・伝送器等は, 当該設備の計測が困難となった場合の代替パラメータの検出器・伝送器とは位置的に分散して設置している。

(第2-7表, 第15-1~13図, 第16-1~2図)

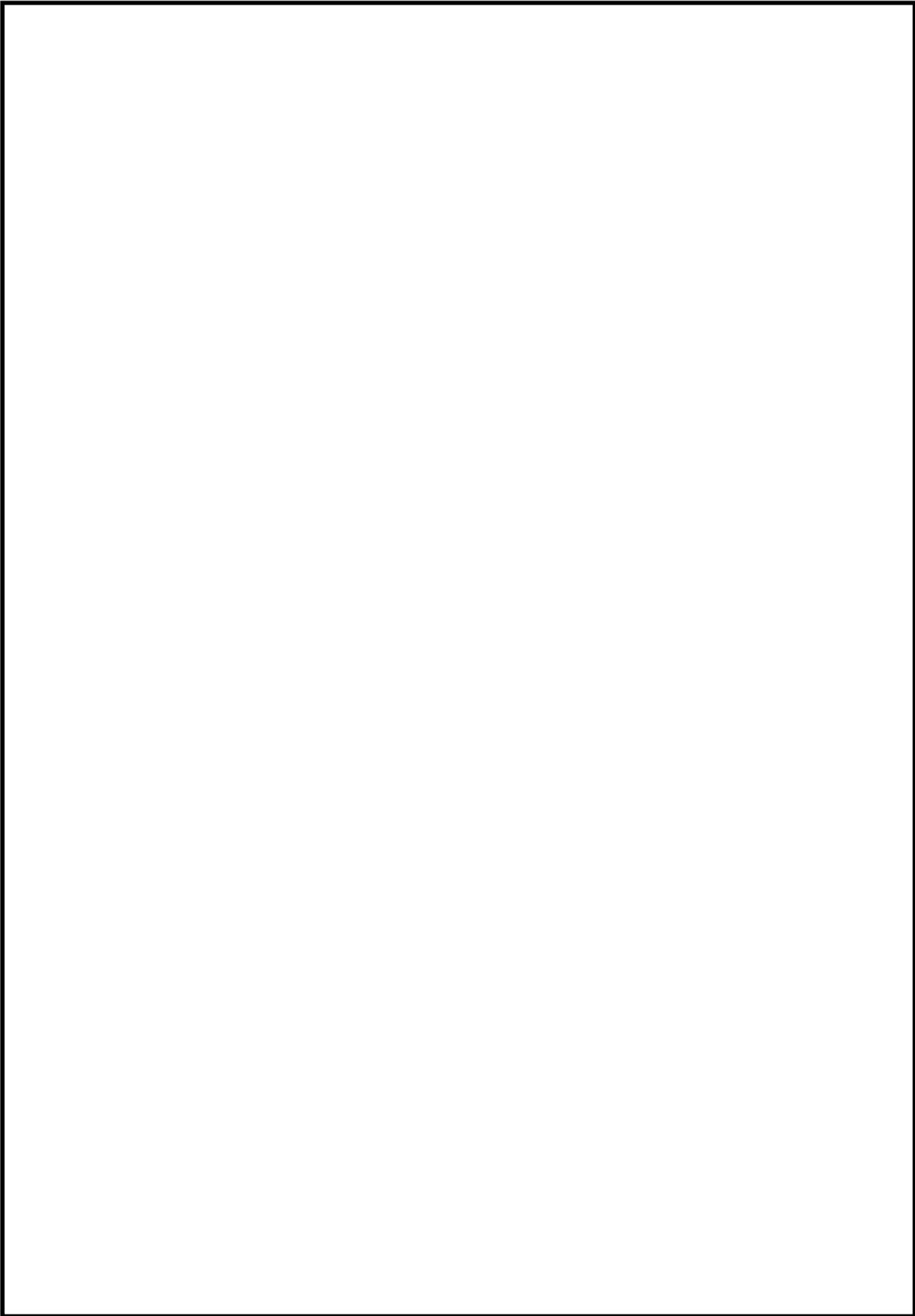
以上より, 単一の火災によって重大事故等対処設備の計装設備と設計基準対象施設の計装設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。すなわち, 2.2(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

第2-7表 重大事故防止設備パラメーター一覧

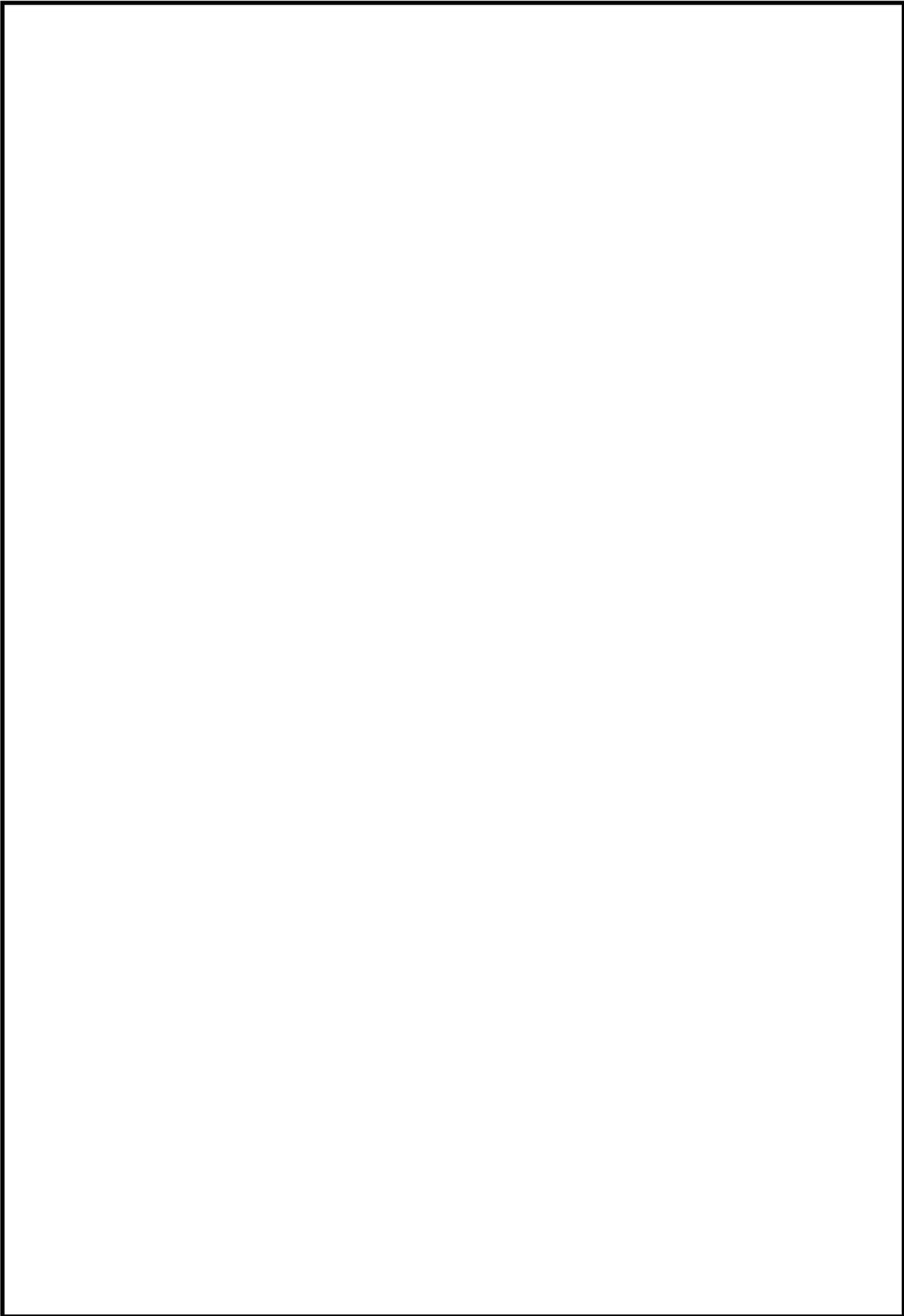
パラメータ名称	設置場所
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内
サプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内
起動領域計装	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	原子炉格納容器内
原子炉圧力	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉圧力 (S A)	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉水位 (広帯域・燃料域)	原子炉建屋原子炉棟2階, 3階
原子炉水位 (S A広帯域・S A燃料域)	原子炉建屋原子炉棟2階, 3階
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下2階
低圧代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟3階
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟2階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下1階, 3階
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟3階
ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟4階
サプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟1階
サプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下2階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋原子炉棟3階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋原子炉棟地下1階
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下1階
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下2階
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系格納槽
代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系格納槽
使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プール温度 (S A)	原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋原子炉棟6階



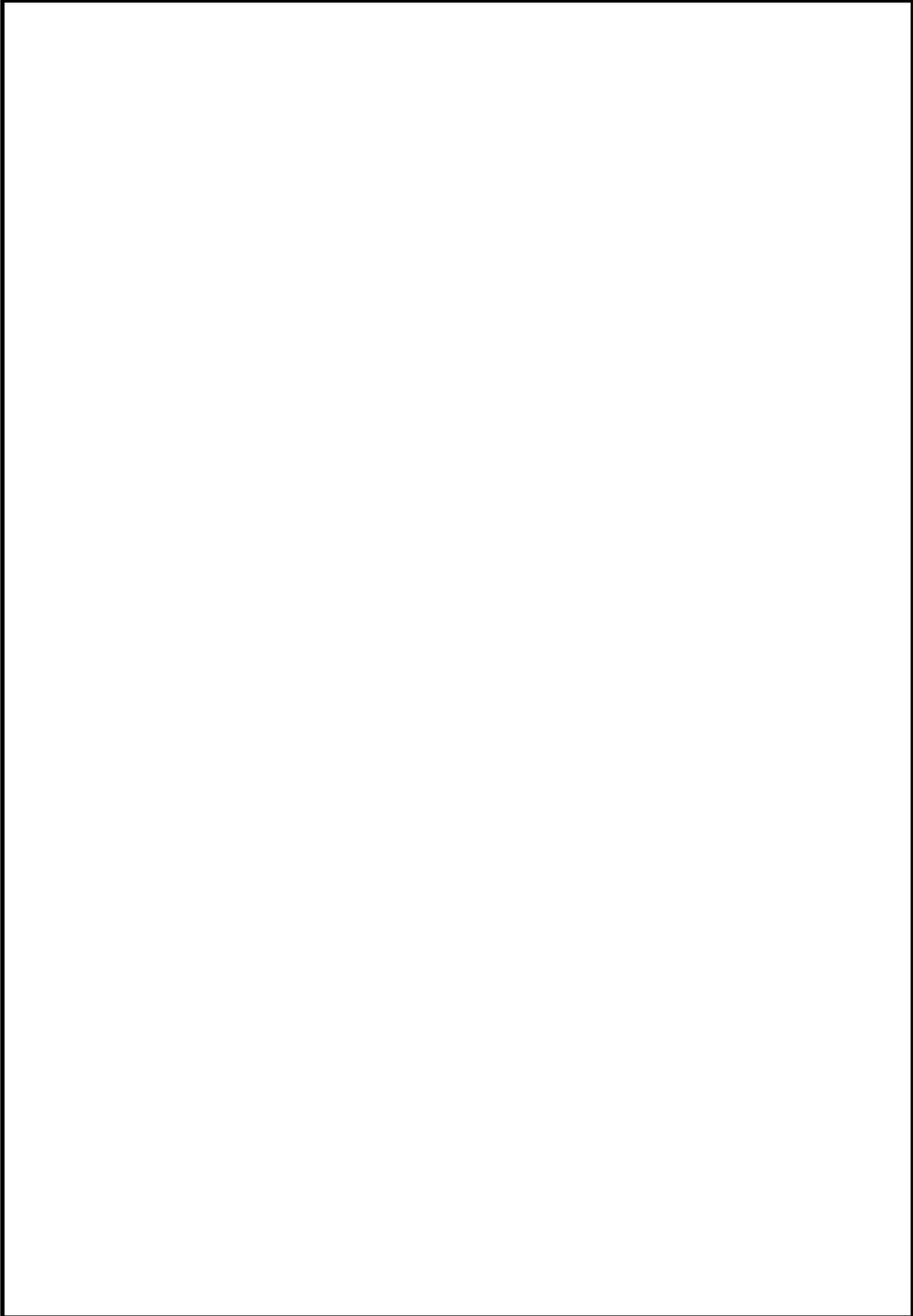
第 15-1 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (1/13)



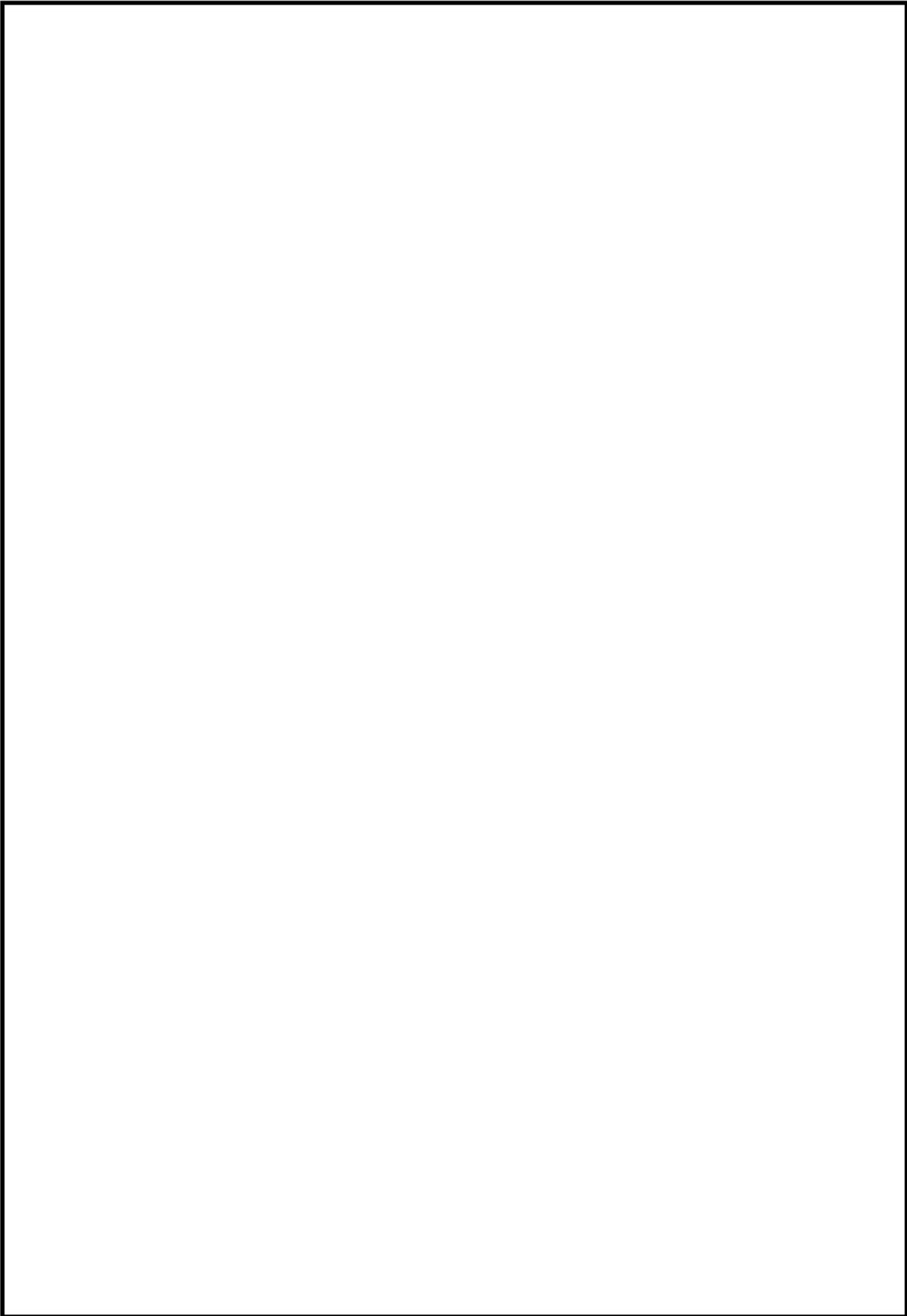
第 15-2 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (2/13)



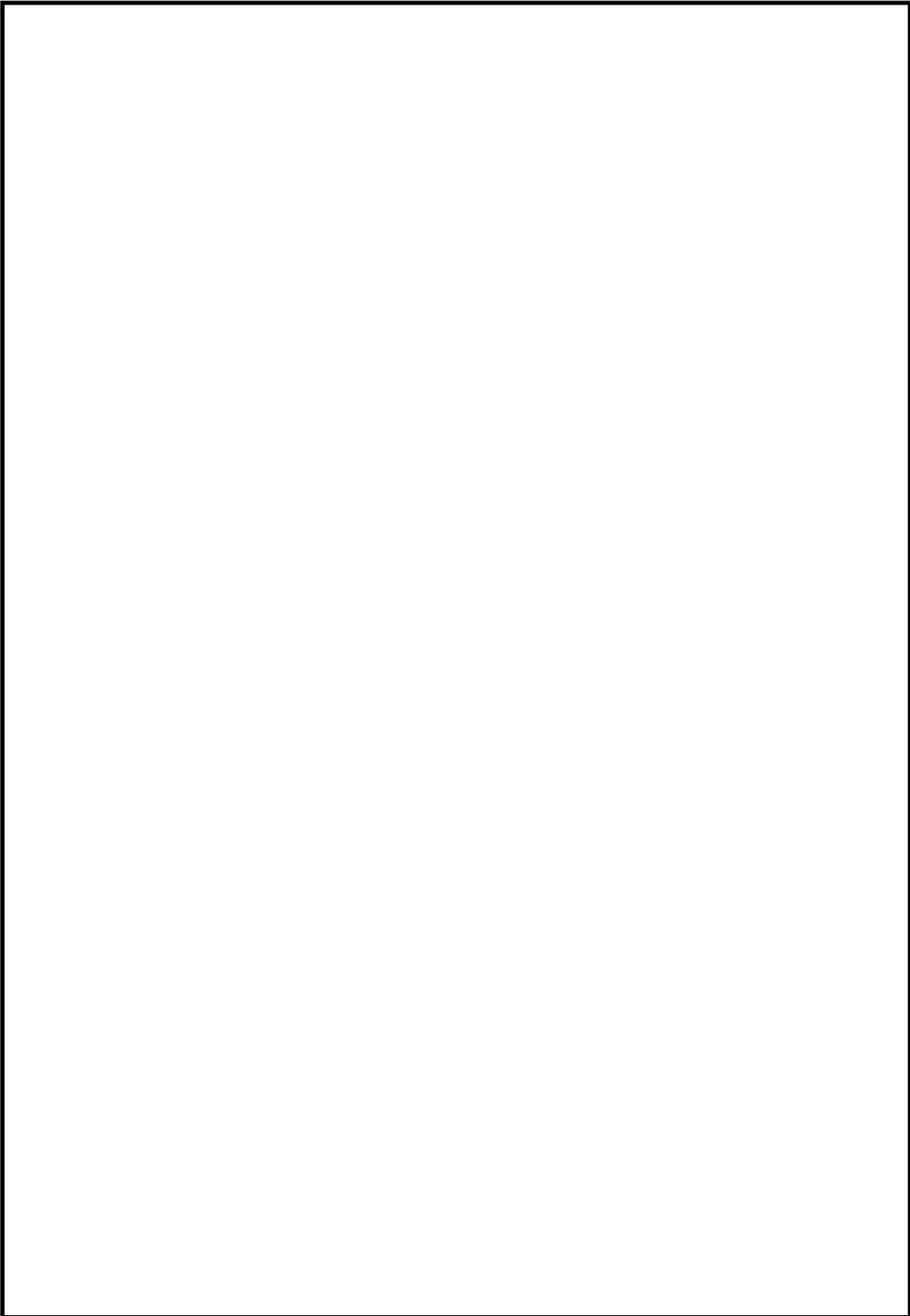
第 15-3 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (3/13)



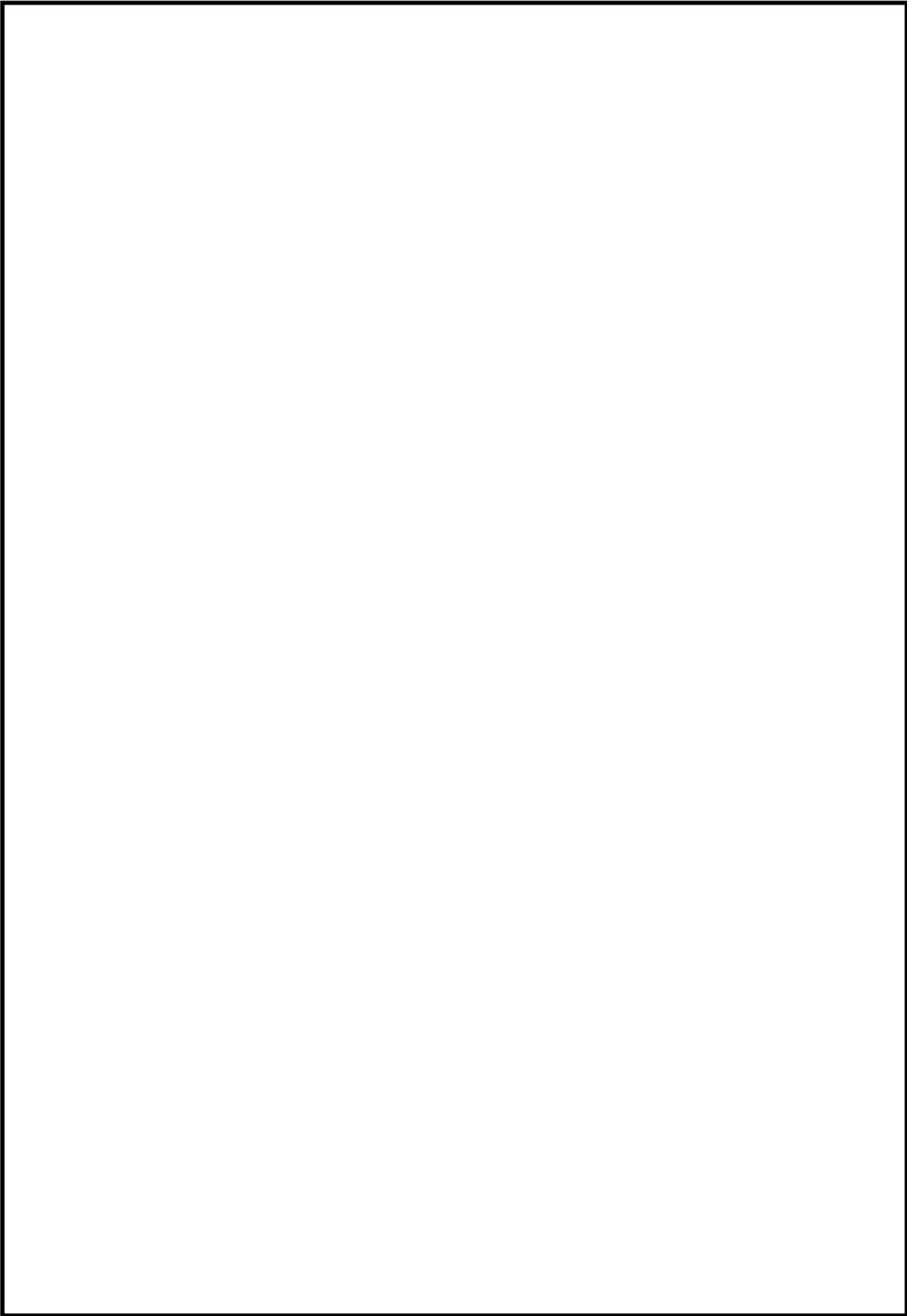
第 15-4 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (4/13)



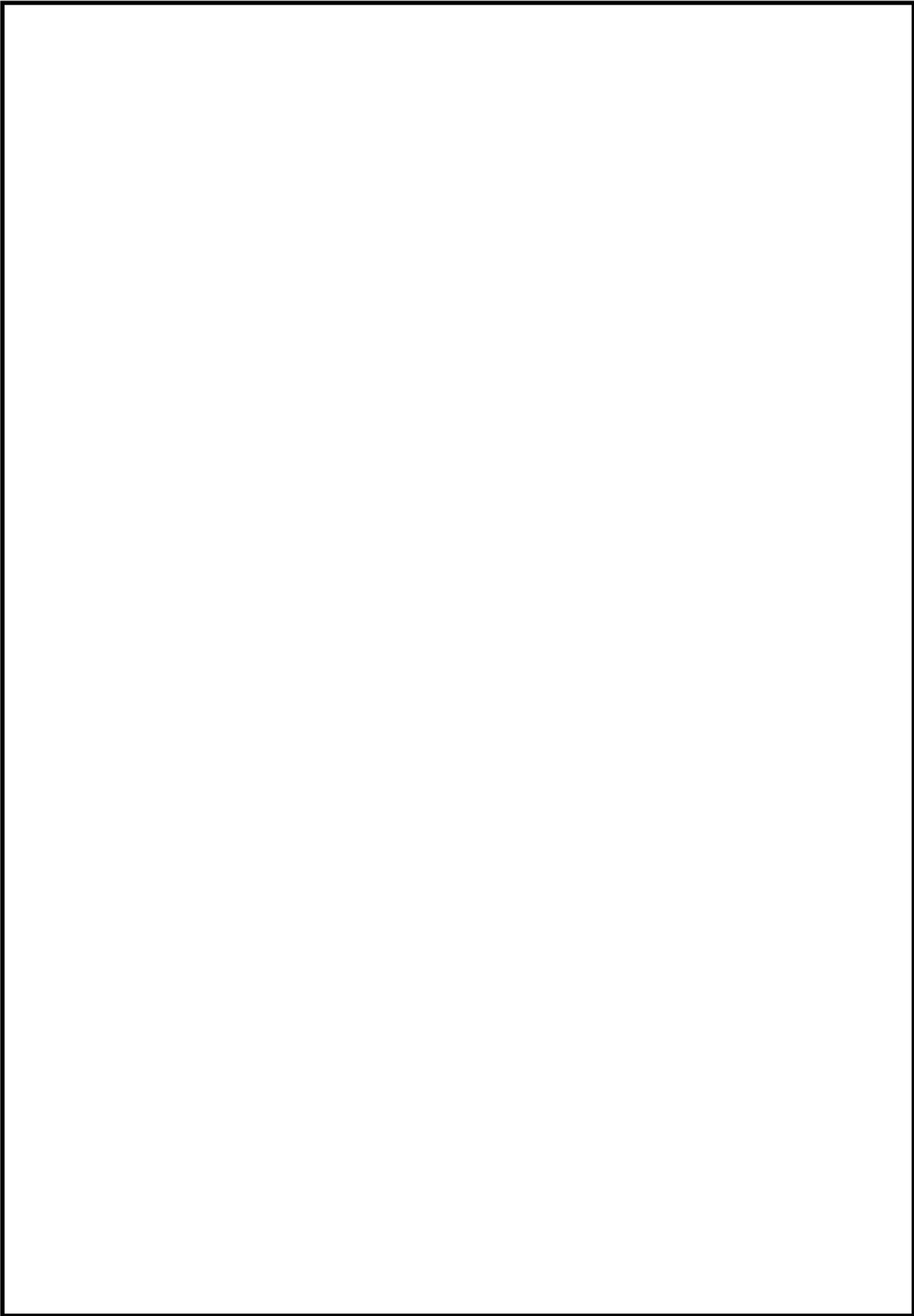
第 15-5 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (5/13)



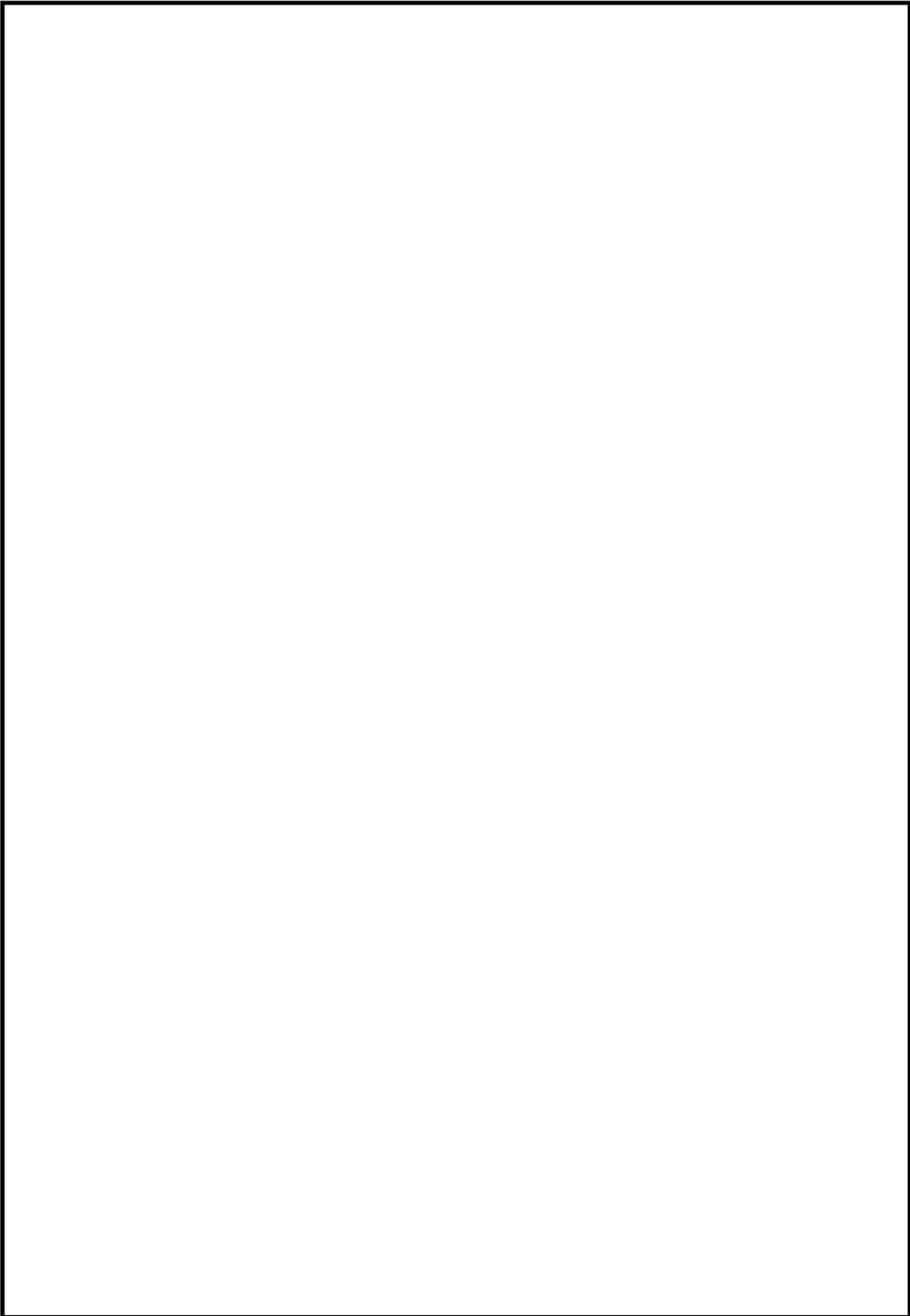
第 15-6 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (6/13)



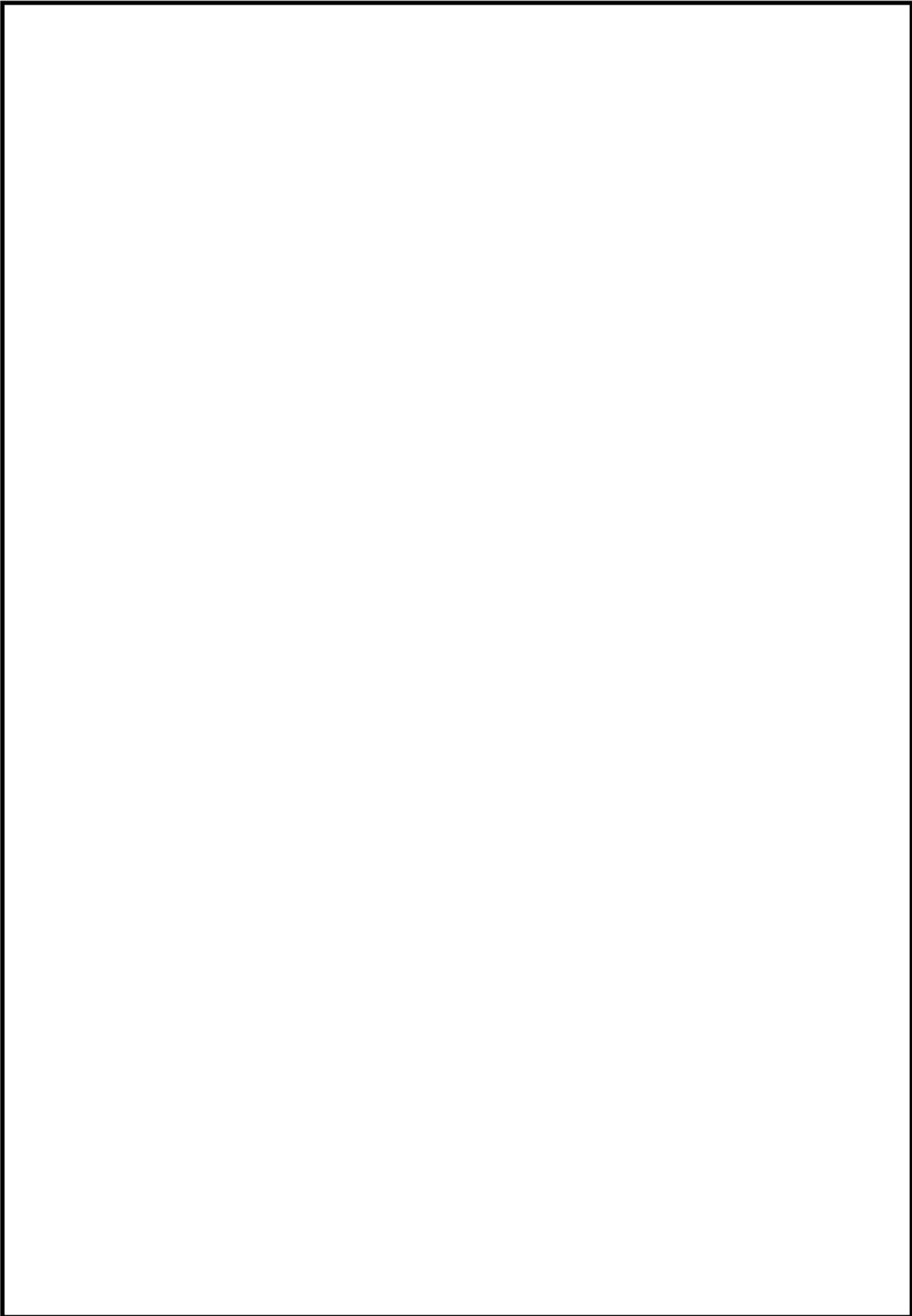
第 15-7 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (7/13)



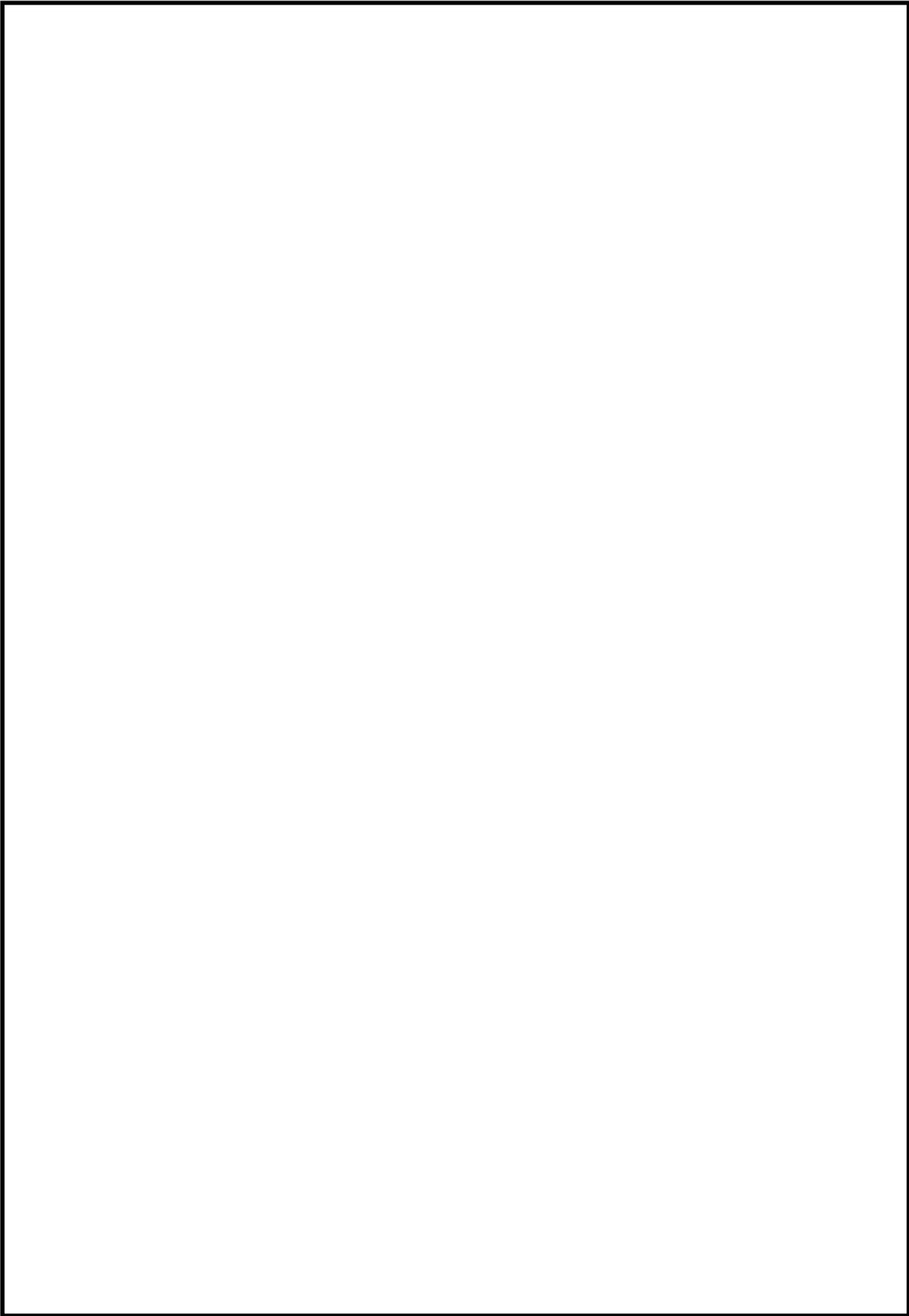
第 15-8 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (8/13)



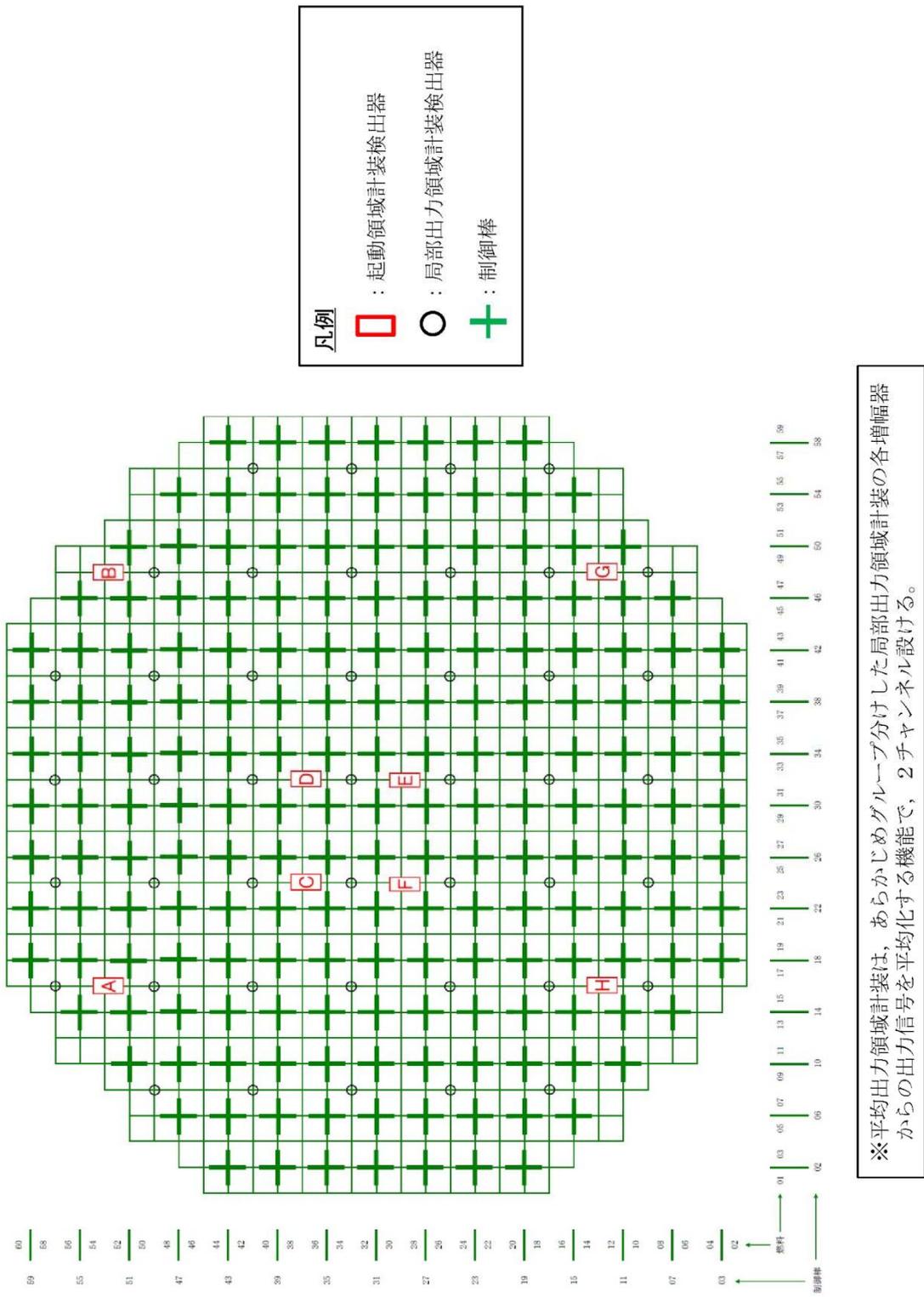
第 15-9 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (9/13)



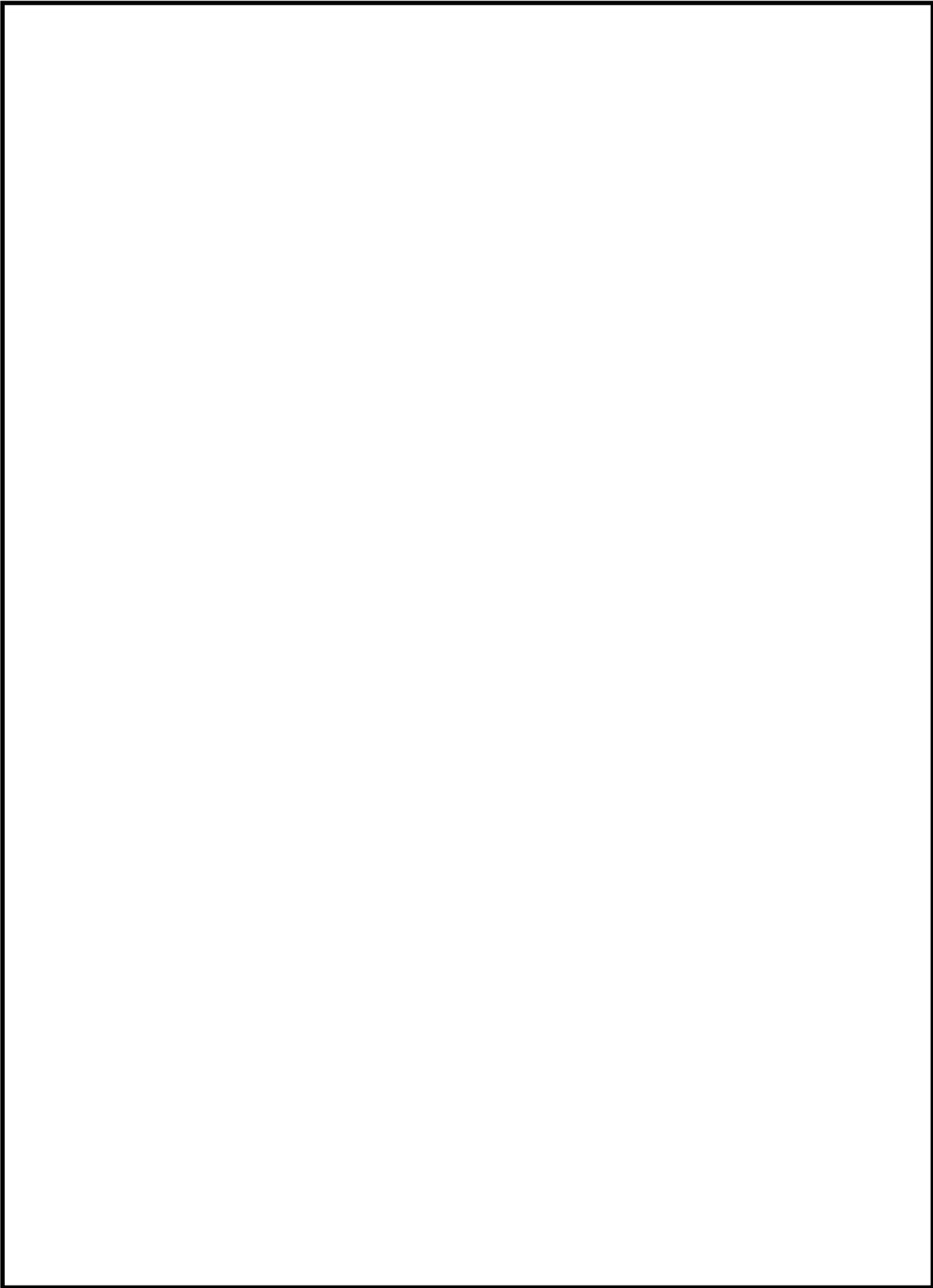
第 15-10 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (10/13)



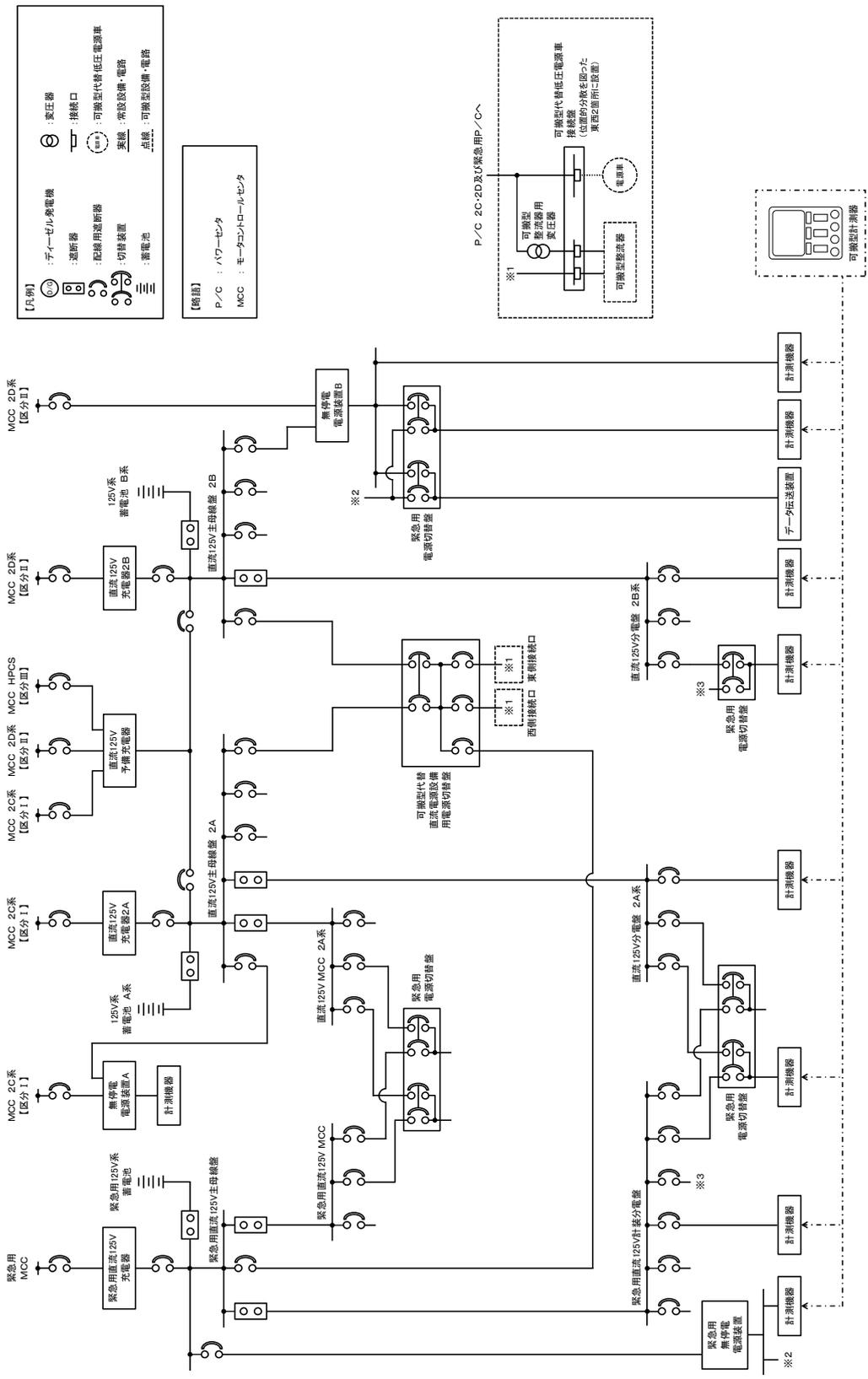
第 15 - 11 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (11 / 13)



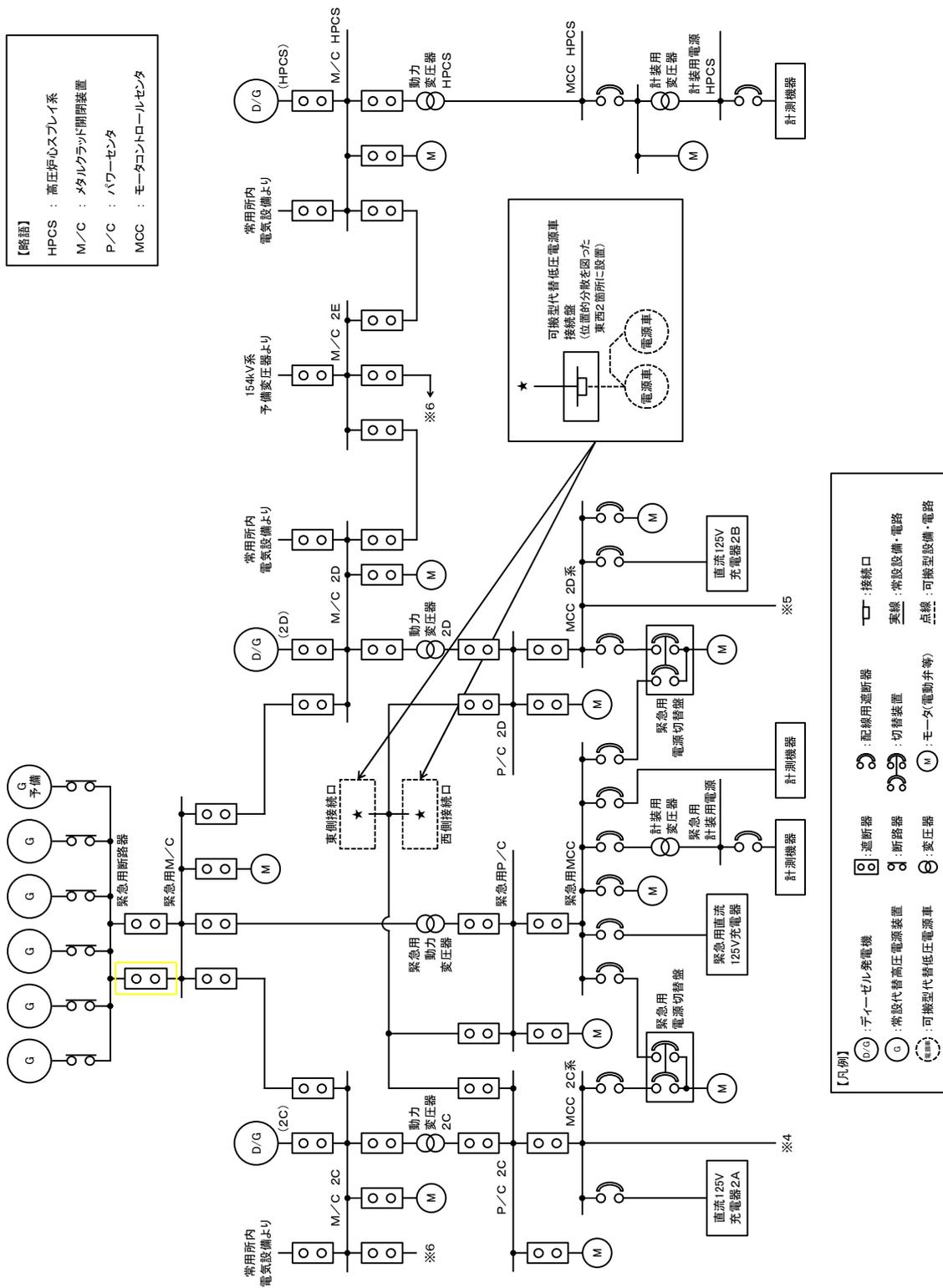
第 15-12 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (12/13)



第 15-12 図 重大事故等時の計装と事故時監視計器の配置 (13/13)



第 16-1 図 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (1/2)



第 16-2 図 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (2/2)

(14) 中央制御室換気系[59条]

中央制御室換気系は、同一機能を有する2系統のフィルタユニット、空気調和機等に対して、火災防護に係る審査基準に基づき発生防止対策として、過電流による過熱防止対策、主要な構造材への不燃性材料の使用等の対策を講じていることから、これらの機器から火災が発生するおそれは小さい。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び固定式消火設備を設置する設計とすることから、これらの機器を設置する場所で火災が発生しても影響がおよぶおそれは小さい。

さらに、フィルタユニット、空気調和機等については、一方の区分で火災が発生した場合でも、火災を感知し消火するまでもう一方の区分に影響をおよぼさないように、フィルタユニット、空気調和機等を3時間以上の耐火性能を有する隔壁等で分離する設計とする。隔壁については、S s機能維持を図るものとし、干渉物等により設置不可能な部分を除き対象となる設備を最大限分離するように設置する設計とする。

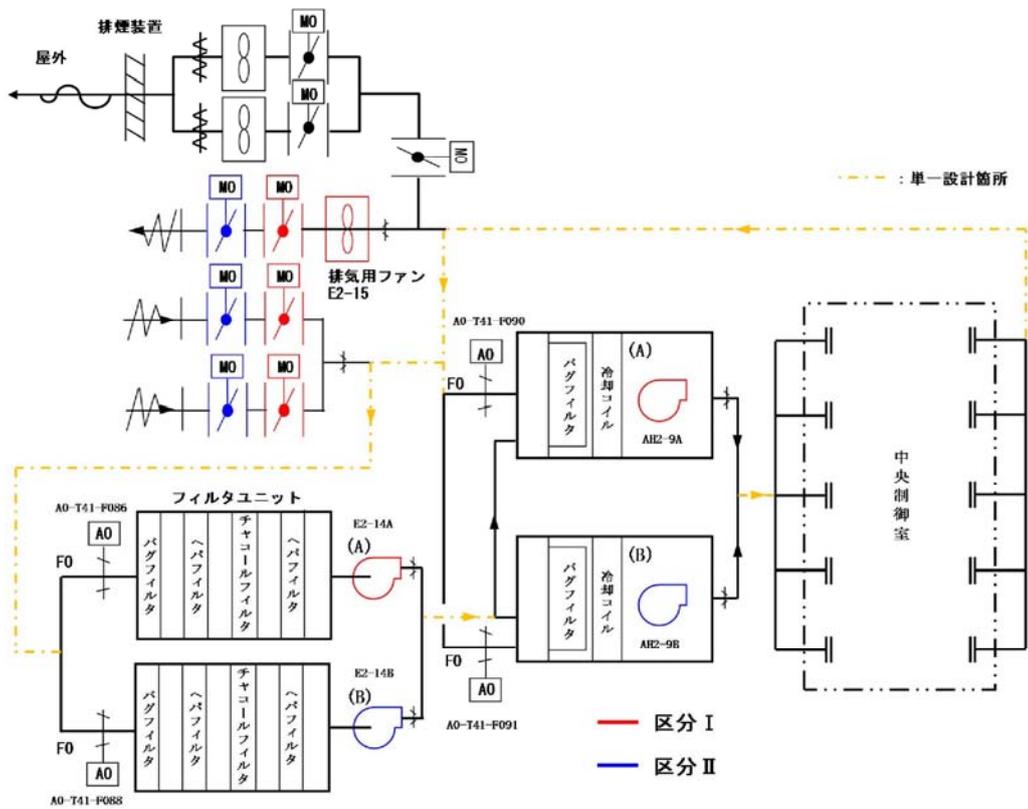
一方、中央制御室換気系のケーブルについては、当該火災区域内で異なる区分ごとに電線管に敷設しており、他の区分のケーブルと分離している。また、電動弁については、駆動部の潤滑油（グリス）等は金属に覆われていることから、発火した場合においても、他の構築物、系統または機器において火災を生じさせるおそれは小さいが、万が一、火災により電動駆動機能が喪失した場合は、当該弁を手動操作することにより中央制御室換気系の機能が維持することが可能である。

なお、静的機器の一部（ダクト）は単一設計としているが、ダクトについては不燃性材料で構成されており、中央制御室内の空気が通気するもので発火する要素がないことから、火災による影響がおよぶおそれはない。

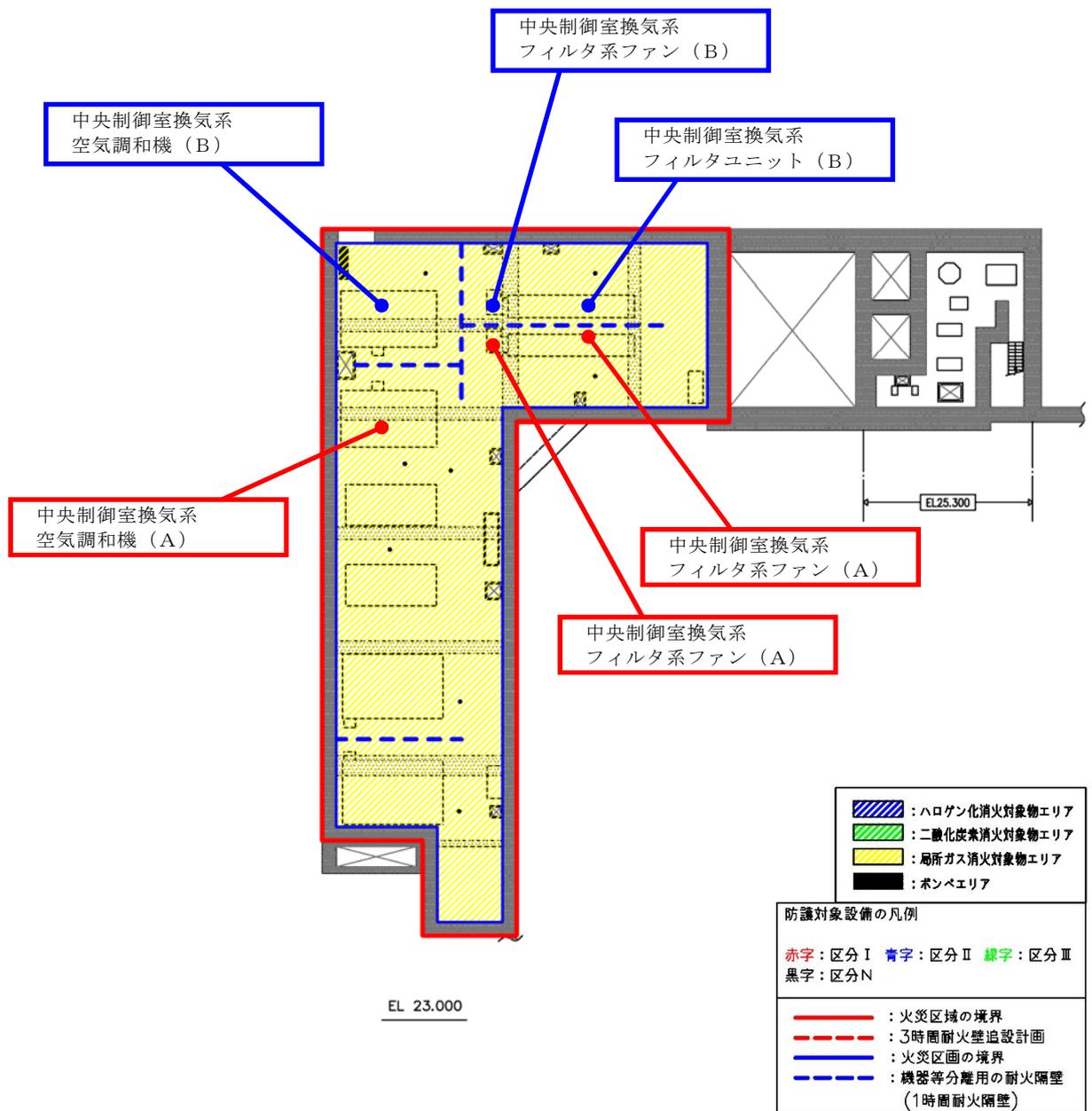
したがって、火災により中央制御室換気系の機能が同時に喪失すること

はないため独立性を有していると考え。すなわち、2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。

(第17-1～17-3図)

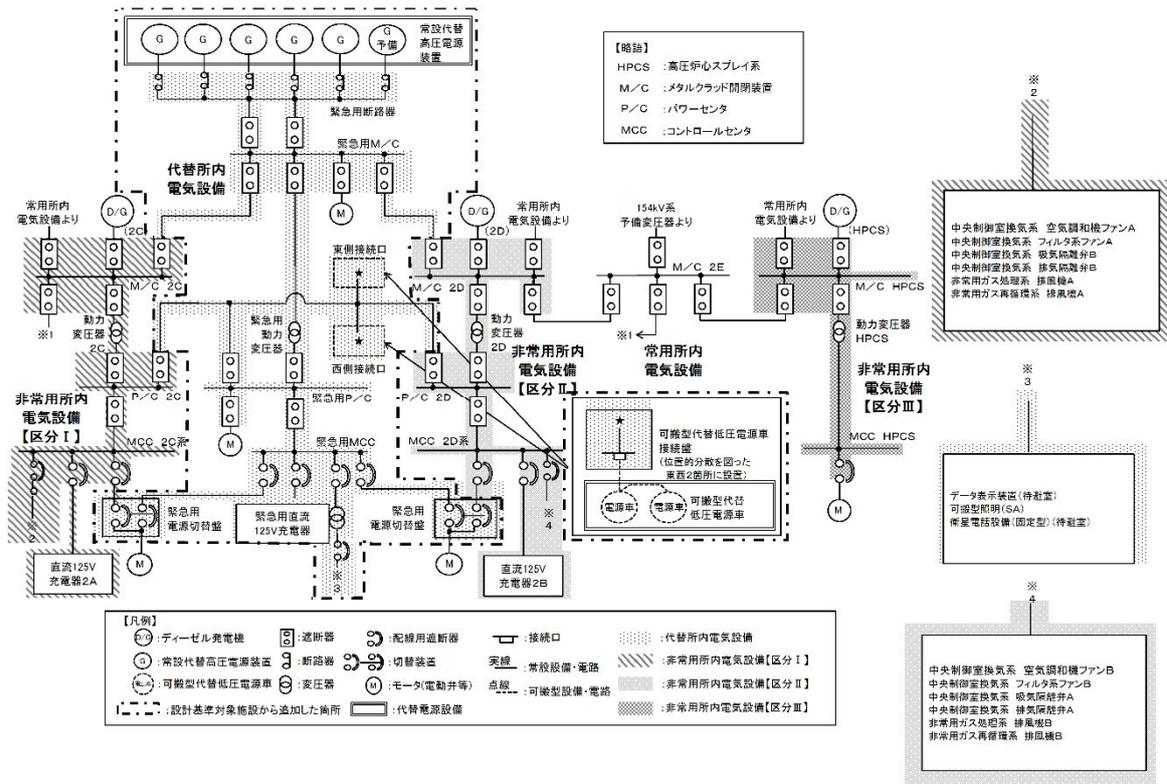


第 17-1 図 中央制御室換気系系統概略図



第 17-2 図 中央制御室換気系配置図

(原子炉建屋附属棟 4 階 空調機械室)



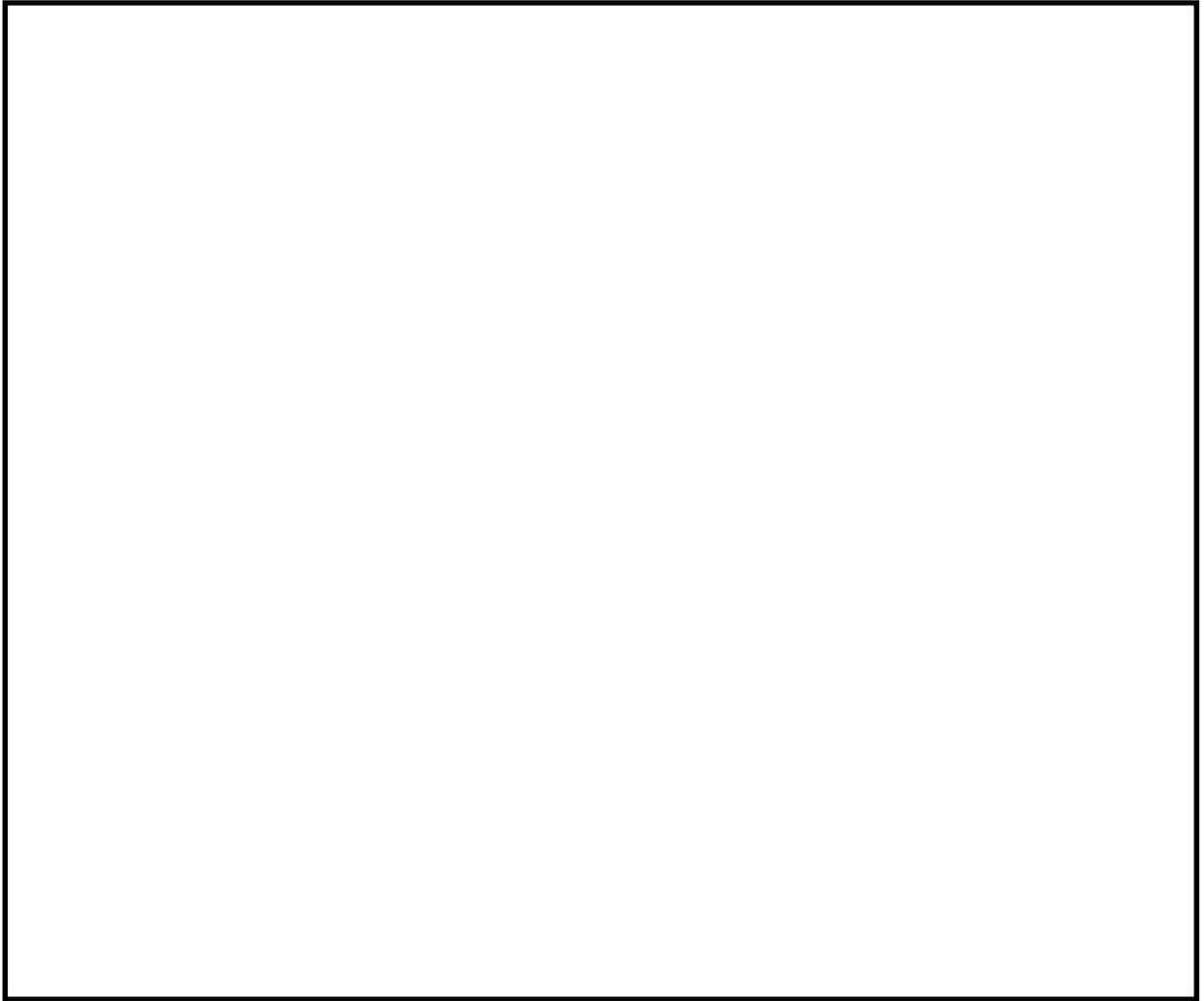
第 17-3 図 電源構成図 (交流電源)

(15) 緊急時対策所[61条]

緊急時対策所（緊急時対策所遮蔽を含む。）は，原子炉建屋と位置的に分散して設置することから，当該対策所における単一の火災によっても原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

すなわち，2.2.(1)②において安全機能が喪失しないと判断する。

(第18図)



第18図 緊急時対策所の配置

(16) 緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機給油ポンプ[61条]

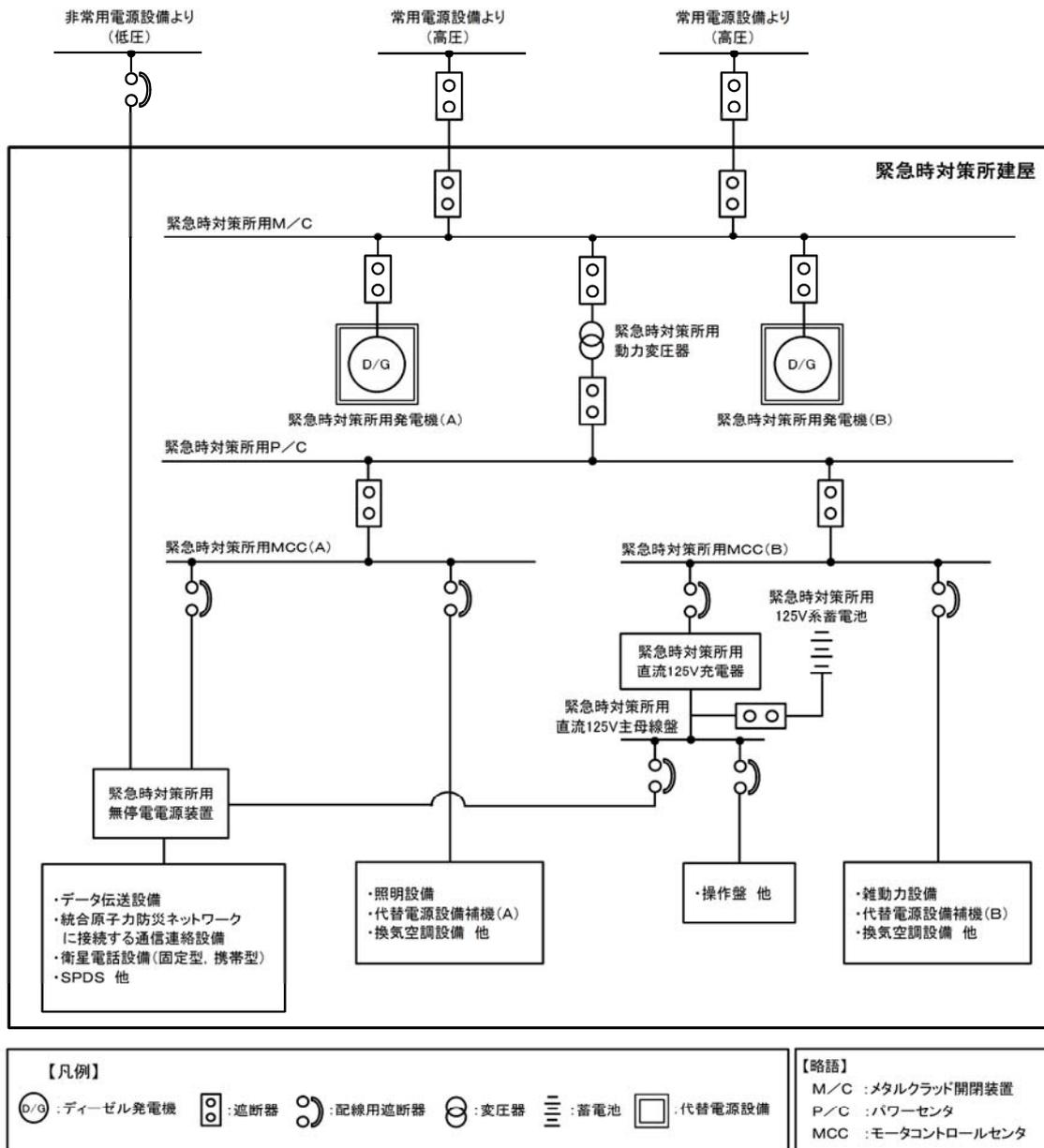
緊急時対策所用発電機（M/C，M/C電圧系，125V系蓄電池を含む。），緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機給油ポンプについては，緊急時対策所が原子炉建屋等と位置的に分散して設置することから，当該設備の単一の火災によっても原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない

緊急時対策所用発電機は重大事故時に緊急時対策所に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「緊急時対策所」の常設電源である。

緊急時対策所用発電機は緊急時対策所1階に設置し，緊急時対策所の通常時電源は，東海第二発電所の所内常用高圧母線（2系列）から受電することで，位置的分散を図る。

（第19図）

以上より，単一の火災によって緊急時対策所用発電機と，緊急時対策所の外部電源は，同時に喪失することなく確保できる設計とする。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第19図 緊急時対策所の単線結線図

(17) 発電所内の通信連絡設備[62条]

発電所内の通信連絡設備である衛星電話設備（固定型）は重大事故時に通信連絡を行うための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器（ページング）」，「電力保安通信用電話設備（固定電話，PHS端末及びFAX）」である。

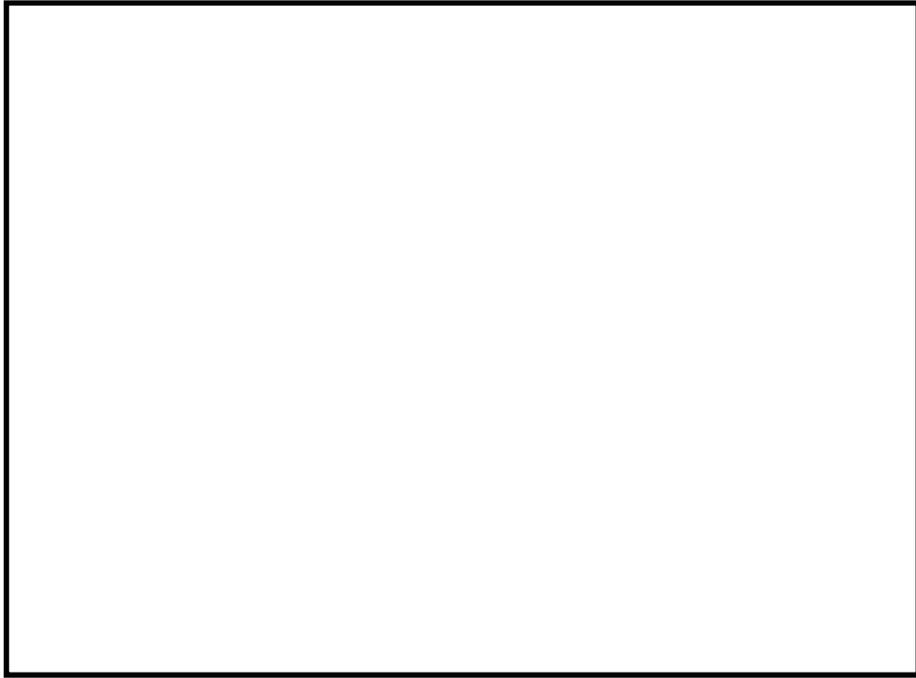
衛星電話設備（固定型）は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じる。また，建屋内においては感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，衛星電話設備（固定型）と送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話，PHS端末及びFAX）はそれぞれ別の火災区域に設置することで，位置的分散を図る。

（第33図）

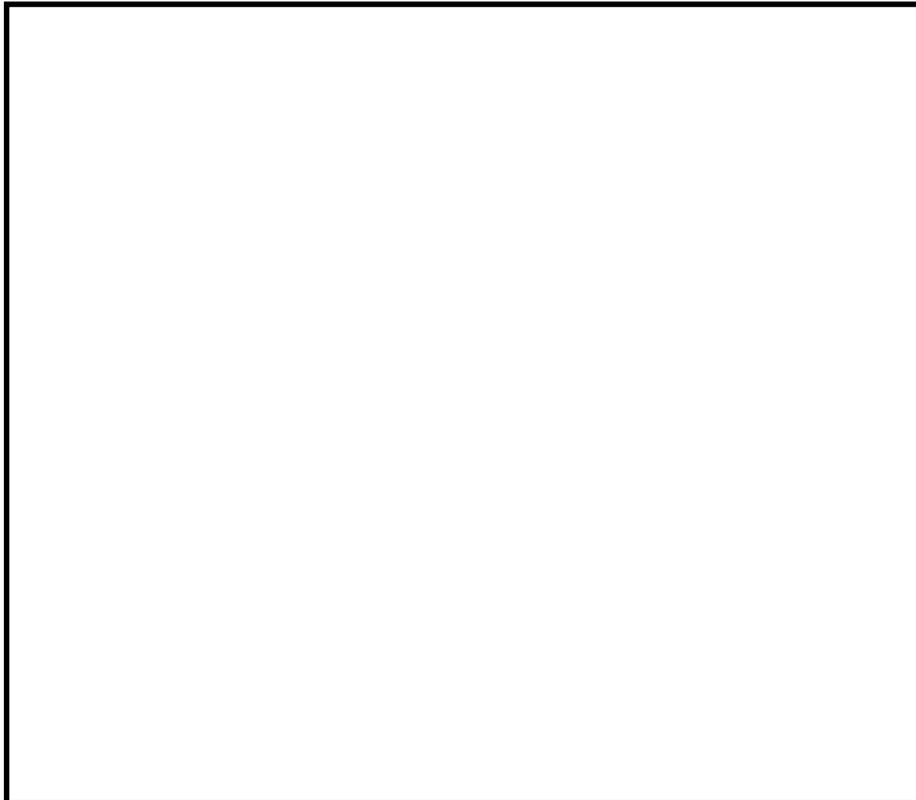
以上より，単一の火災によって衛星電話設備（固定型），送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話，PHS端末及びFAX）の安全機能は，同時に喪失することなく確保できる設計とする。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



第20 - 1図 衛星電話設備(固定型)の配置



第20-2図 送受話器（ページング）の配置



第20-3図 電力保安通信用電話設備の配置

3.2 重大事故防止設備でない重大事故等対処設備の火災による影響(修復性)

重大事故防止設備でない重大事故等対処設備には、常設重大事故緩和設備、常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備、可搬型重大事故緩和設備、可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備に分類される。これらの火災による影響について、以下に示す。

3.2.1 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備の火災による影響

重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備を第3表に示す。

第3表 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (1/3)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第二弁操作室遮蔽	50	緩和
	差圧計		
	移送ポンプ		
	窒素供給配管・弁 [流路]		
	第二弁操作室空気ポンベユニット (配管・弁)		
	移送配管・弁 [流路]		
	補給水配管・弁 [流路]		
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却系ポンプ	50	緩和
	残留熱除去系熱交換器		
	代替循環冷却系配管・弁 [流路]		
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレーヘッダ [流路]		
格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	51	緩和
	コリウムシールド		
	低圧代替注水系配管・弁 [流路]		
	格納容器下部注水系配管・弁 [流路]		
格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	コリウムシールド	51	緩和
	低圧代替注水系配管・弁 [流路]		
	格納容器下部注水系配管・弁 [流路]		
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系配管・弁 [流路]	52	緩和
格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度 (SA)		
	格納容器内酸素濃度 (SA)		

第3表 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (2/3)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機	53	緩和
	非常用ガス処理系フィルタユニット		
	非常用ガス処理系配管・弁 [流路]		
	非常用ガス処理系排気筒 [流路]		
	非常用ガス再循環系排風機		
	非常用ガス再循環系フィルタユニット		
	非常用ガス再循環系配管・弁 [流路]		
静的職場意識水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	53	緩和
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置		
原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	53	緩和
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量		
原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	58	緩和
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位		
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)		
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度		
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム (SPDS)	59	緩和
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	非常用ガス再循環系排風機		
	非常用ガス再循環系配管・弁・フィルタユニット [流路]		
	非常用ガス処理系排風機		
	非常用ガス処理系配管・弁・フィルタユニット [流路]		
	非常用ガス処理系排気筒 [流路]		

第3表 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (3/3)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
中央制御室待避室による居住性の確保	中央制御室待避室遮蔽	59	緩和
	中央制御室待避室空気ポンプユニット（配管・弁）		
	差圧計※ ¹		防止でも緩和でもない
	衛星制御装置		
	衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路〔伝送路〕		
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	緊急時対策所遮蔽	61	緩和
	緊急対策所非常用送風機		
	緊急対策所非常用フィルタ装置		
	緊急時対策所給気・排気配管		
	緊急時対策所給気・排気隔離弁		
	緊急時対策所加圧設備（配管・弁）		
	緊急時対策所用差圧計		
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム（SPDS）		緩和
	無線通信装置〔伝送路〕		
	無線通信用アンテナ〔伝送路〕		
	安全パラメータ表示システム（SPDS）～無線通信用アンテナ電路〔伝送路〕		
発電所外の通信連絡	衛星電話設備（固定型）	62	緩和
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）		
	衛星電話設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕		
	衛星制御装置〔伝送路〕		
	衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路〔伝送路〕		
	衛星無線通信装置〔伝送路〕		
	通信機器〔伝送路〕		
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）～衛星無線通信装置電路〔伝送路〕		
	データ伝送設備		防止でも緩和でもない

第3表の設備のうち、遮蔽、配管、手動弁、熱交換器、ストレーナ、スプレイヘッド、コリウムシールドについては、金属等の不燃性材料で構築されていること、内部の液体の漏えいを防止するためのパッキンが装着されている場合でもパッキン類のシート面は機器内の液体と接触しており大幅な温度上昇は考えにくいことから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の常設重大事故緩和設備及び常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもないものについては、火災防護に係る審査基準にしたがい、火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する。

すなわち、これらの設備については、火災防護対策の実施によって、2.2(2)②における「できる限りの頑健性」を確保する。

3.2.2 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備の火災による影響
重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備を第4表に示す。

第4表 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備(1/2)

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
アクセスルート確保	ホイールローダ	43	防止でも緩和でもない
格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	51	緩和
	ホース [流路]		
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	可搬型窒素供給装置	52	緩和
	可搬型窒素供給装置用電源車		
大気への放射性物質の拡散抑制 ※ 水源は海水を使用	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	55	緩和
	放水砲		
	ホース [流路]		
海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	55	緩和
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	58	緩和
	放水砲		
	泡混合器		
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）		
ホース [流路]			
必要な情報の把握	データ表示装置	58	防止でも緩和でもない
温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	58	防止でも緩和でもない
圧力、水位、注水量の計測・監視	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）		
中央制御室待避室による居住性の確保	中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	59	緩和
	衛星電話設備（可搬型）（待避室）		防止でも緩和でもない
	データ表示装置（待避室）		防止でも緩和でもない
可搬型照明（SA）による居住性の確保	可搬型照明（SA）	59	防止でも緩和でもない
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	酸素濃度計	59	防止でも緩和でもない
	二酸化炭素濃度計		
汚染の持ち込み防止	可搬型照明（SA）	59	防止でも緩和でもない

第4表 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備 (2/2)

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	可搬型モニタリング・ポスト	60	防止でも緩和でもない
可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ		防止でも緩和でもない
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ		
	β線サーベイ・メータ		
可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	ZnSシンチレーションサーベイ・メータ		防止でも緩和でもない
	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ		
	β線サーベイ・メータ		
可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	防止でも緩和でもない	
	電離箱サーベイ・メータ		
可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	小型船舶	60	防止でも緩和でもない
可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測設備		防止でも緩和でもない
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所過圧設備による放射線防護	緊急時対策所加圧設備	61	緩和
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計		防止でも緩和でもない
	二酸化炭素濃度計		
放射線量の測定	緊急時対策所エリアモニタ		防止でも緩和でもない
発電所外の通信連絡	衛星電話設備(携帯型)	62	緩和

第4表の設備のうち、ホイールローダ、可搬型窒素供給装置、可搬型窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、ホース〔流路〕、放水砲、汚濁防止膜、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、小型船舶については、西側、南側保管場所の双方に保管することから、単一の火災によっても同時にすべての機能を喪失するおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備については、火災防護計画にしたがって火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する。すなわち、2.2(2)②における「できる限りの頑健性」を確保する。

4. 火災による重大事故対処設備の機能維持

内部火災が発生した場合, 設計基準対象施設の機能に期待せず, 重大事故等対処設備によって「未臨界移行」, 「燃料冷却」, 「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるかについて, 以下に示す。

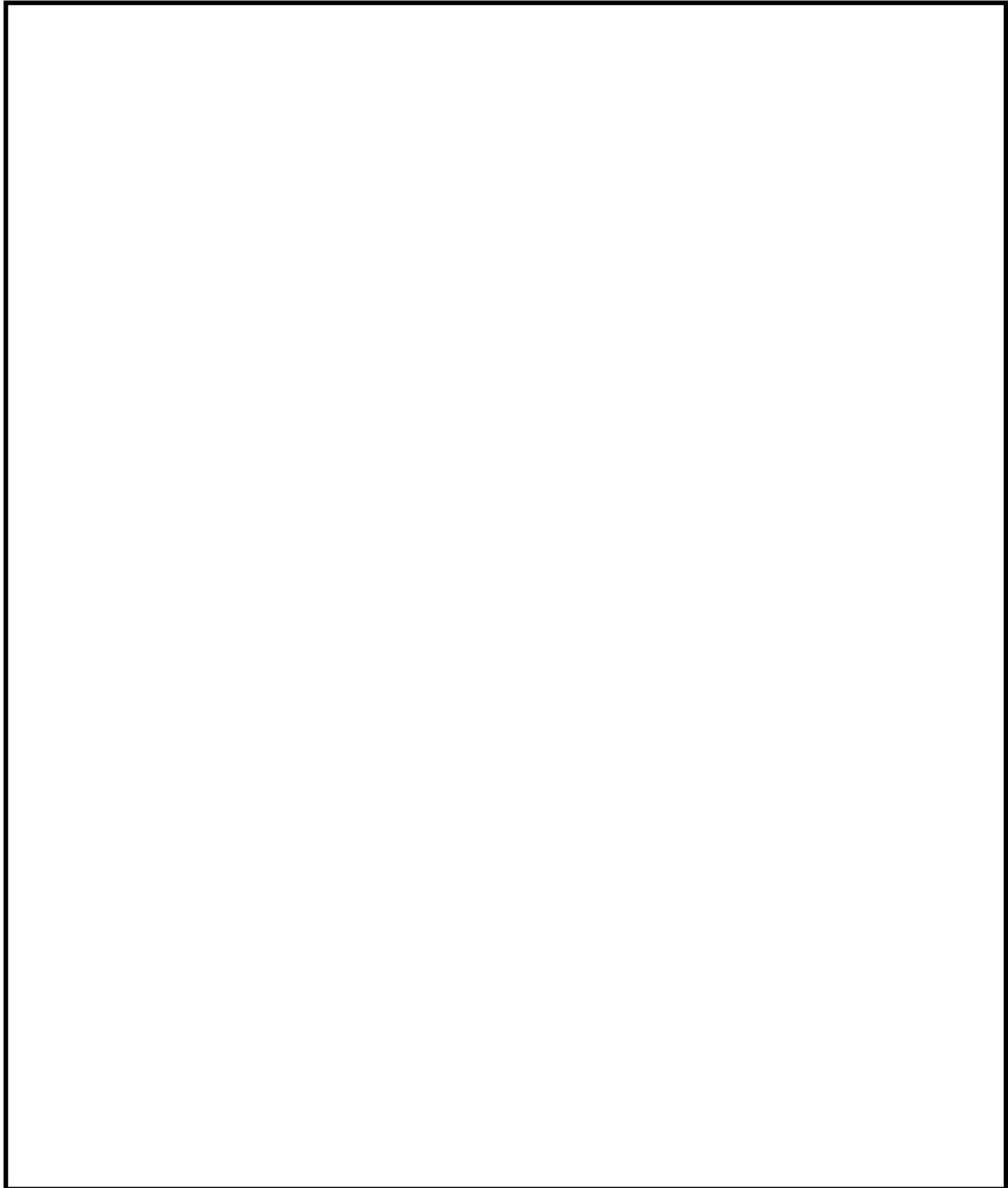
4.1 火災による未臨界移行機能の維持について

未臨界移行機能を有する設計基準対象施設である原子炉緊急停止系が機能喪失した場合で, 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための常設重大事故防止設備である代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能によって, 原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。

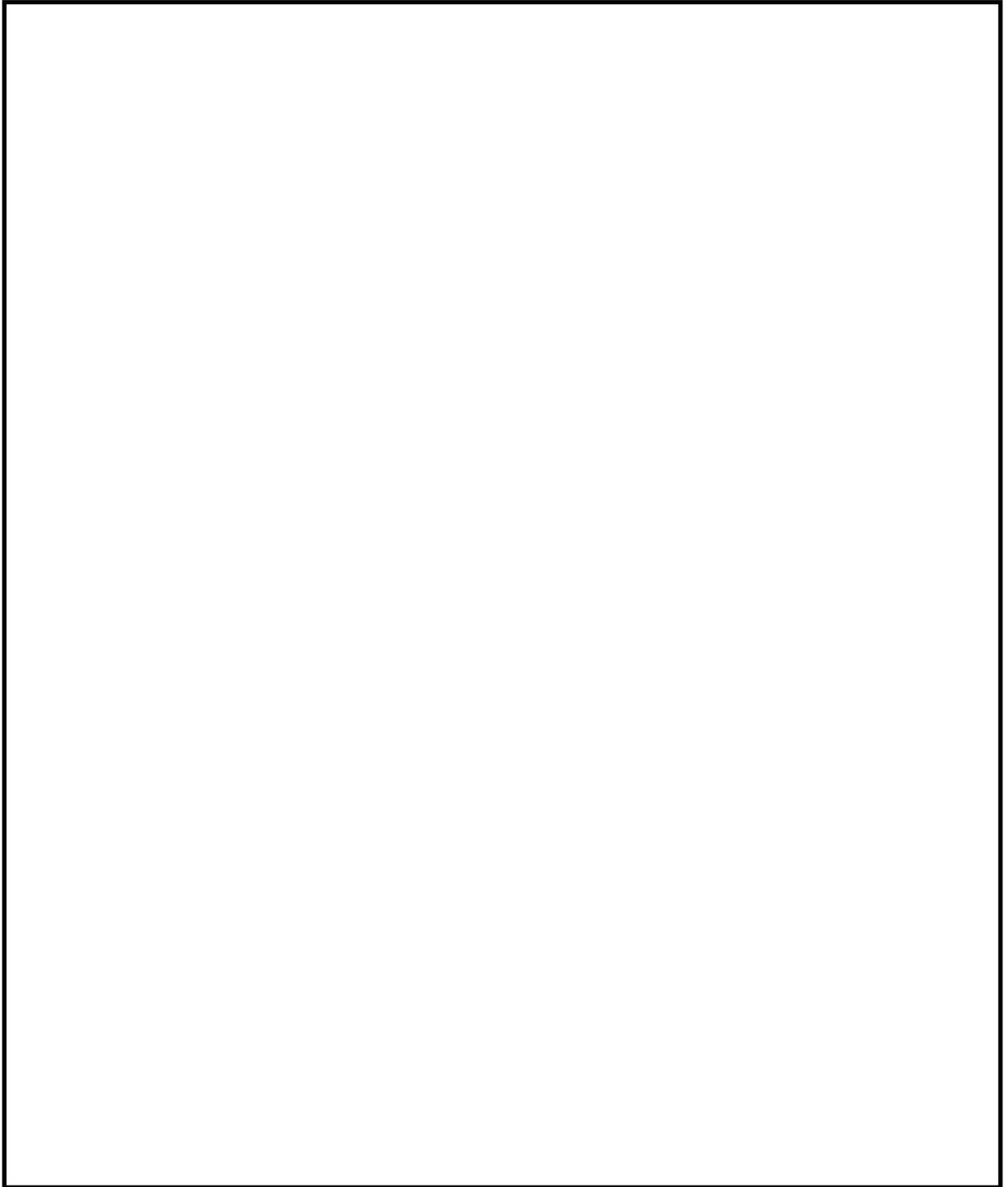
ここで, 火災によって代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能の制御電源がすべて喪失した場合は, ほう酸水注入系によって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。また, 火災によってほう酸水注入系が機能喪失した場合, 代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。なお, 代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能の制御盤は中央制御室に設置, 制御電源は原子炉建屋附属棟に設置しているが, ほう酸水注入系は原子炉建屋原子炉棟5階に設置しており, 位置的分散を図っている。

(第21-1, 21-2図)

さらに, これら常設重大事故防止設備がすべて機能喪失した場合でも, スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを引き抜くことによって原子炉を停止し未臨界を維持することが可能である。



第21-1図 代替制御棒挿入機能制御盤, 代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能制御盤とほう酸水注水系の配置(1/2)



第21-2図 代替制御棒挿入機能制御盤, 代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能制御盤とほう酸水注水系の配置(2/2)

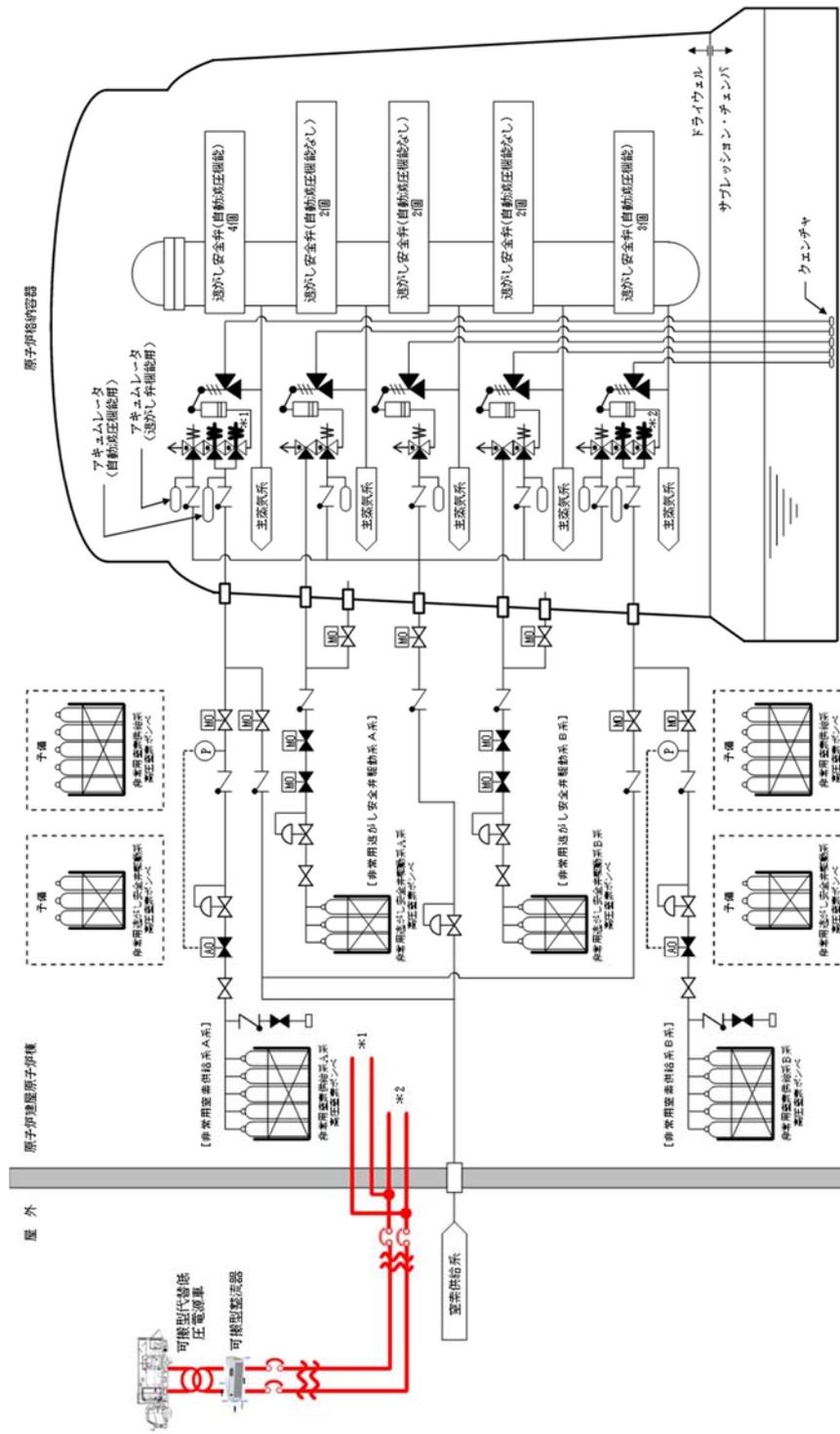
4.2 火災発生時の燃料冷却機能の維持について

燃料冷却機能を有する設計基準対象施設のうち、高圧炉心冷却機能である高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、常設高圧代替注水系ポンプによって、燃料冷却機能を維持することが可能である。

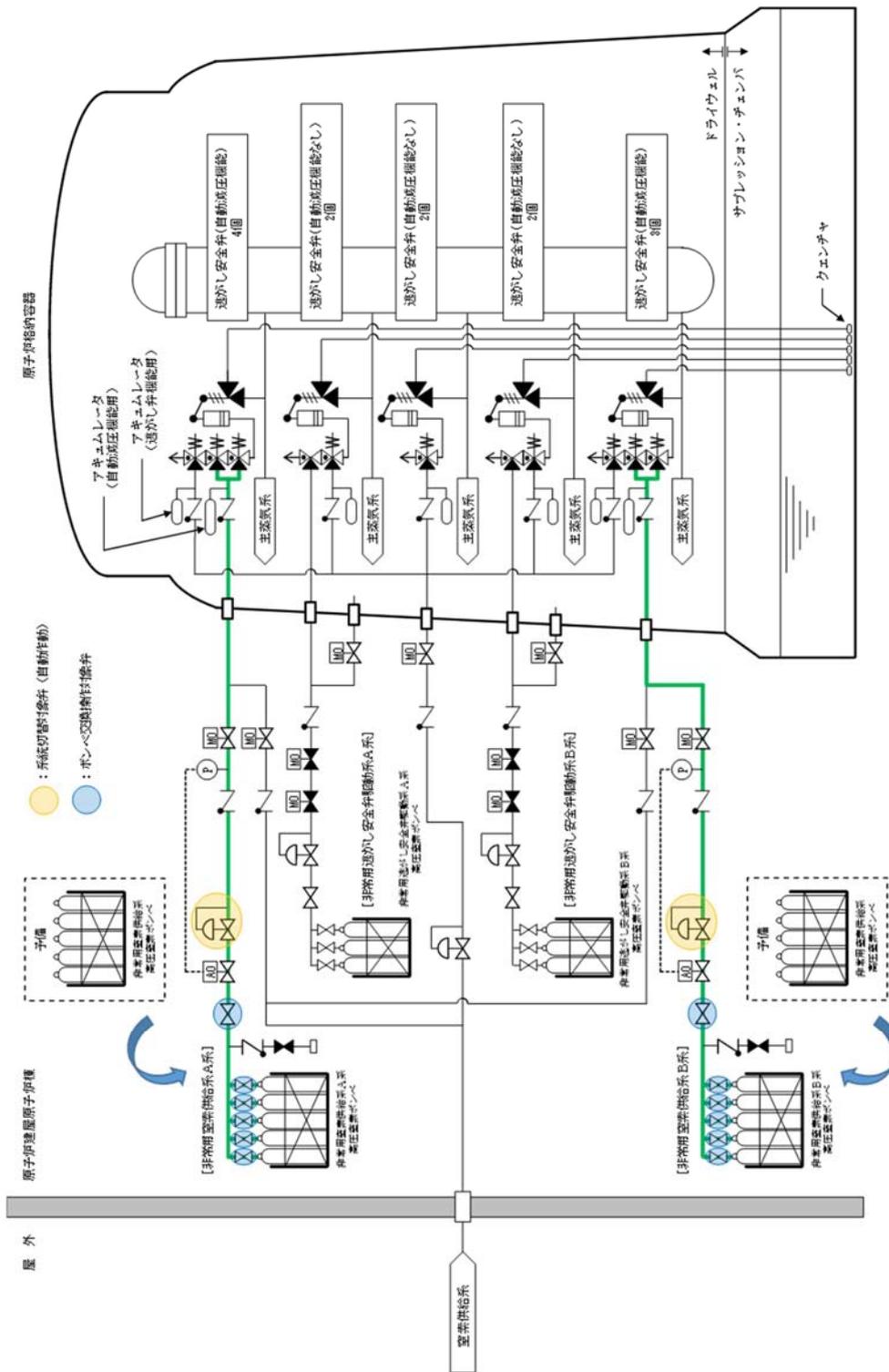
ここで、火災によって高圧代替注水系が機能喪失した場合、原子炉を減圧し低圧で冷却することによって燃料冷却機能を維持する。設計基準対象施設のうち、原子炉を減圧する機能である自動減圧系、及び低圧炉心冷却機能である残留熱除去系が機能喪失した場合でも、原子炉冷却材バウンダリを減圧するための常設重大事故防止設備である代替自動減圧機能、及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための常設重大事故防止設備である常設低圧代替注水系ポンプによって、燃料冷却機能を維持することが可能である。

ここで、火災によって代替自動減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備、及び可搬型重大事故防止設備である非常用窒素供給系高圧窒素ポンプを使用して逃がし安全弁を開操作することにより、原子炉を減圧することが可能である。また、火災によって常設低圧代替注水系ポンプが機能喪失した場合、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによって低圧で炉心を冷却する機能を維持できる。以上より、火災によっても燃料冷却器を維持することが可能である。

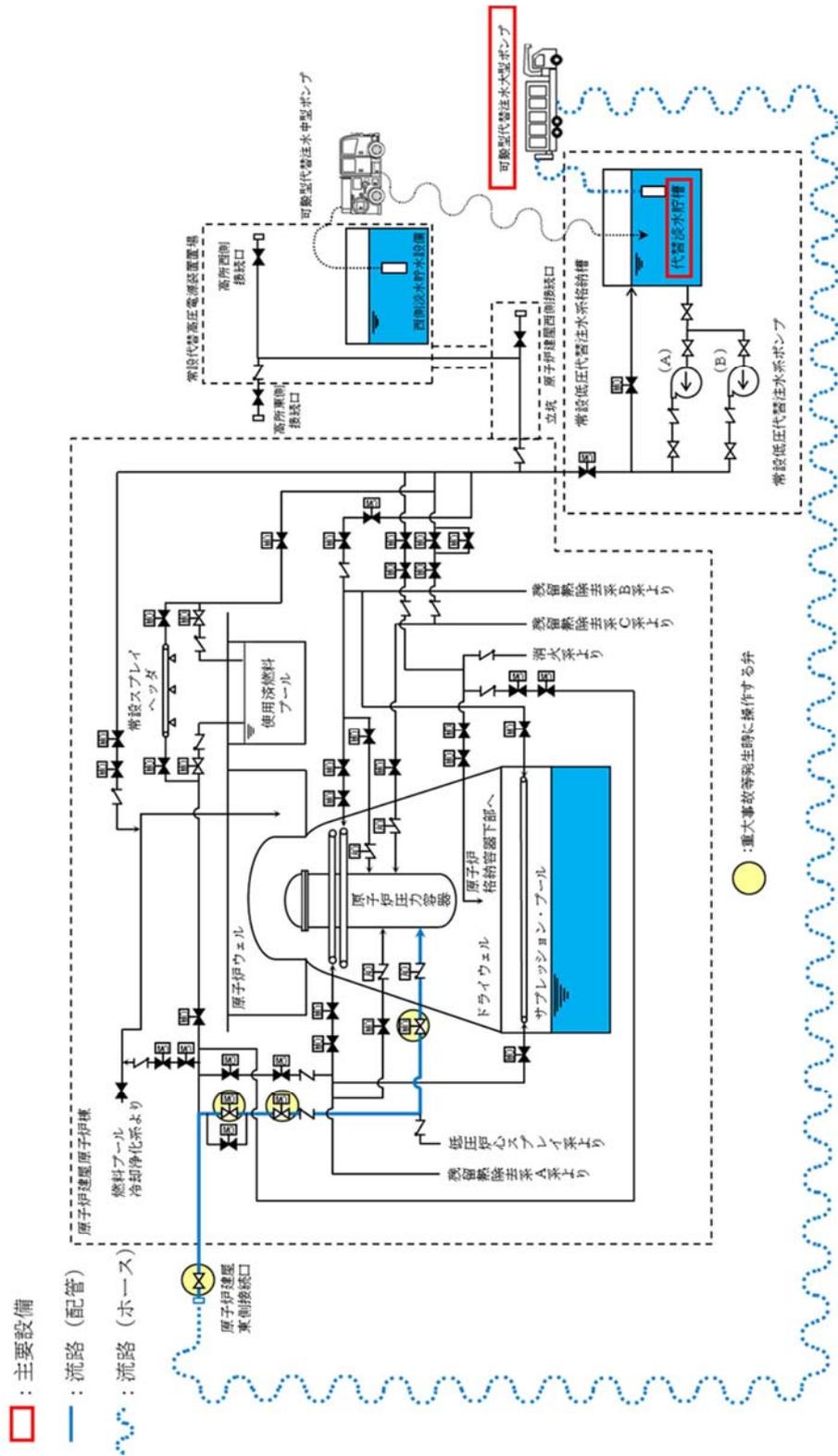
(第22-1～22-3図)



第 22-1 図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁作動概要図



第 22-2 図 非常用窒素供給系概要図



第 22-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
 （代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口）

4.3 火災発生時の格納容器除熱機能の維持について

格納容器除熱機能を有する設計基準対象施設である格納容器スプレイ冷却系が機能喪失した場合、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の除熱機能を維持することが可能である。

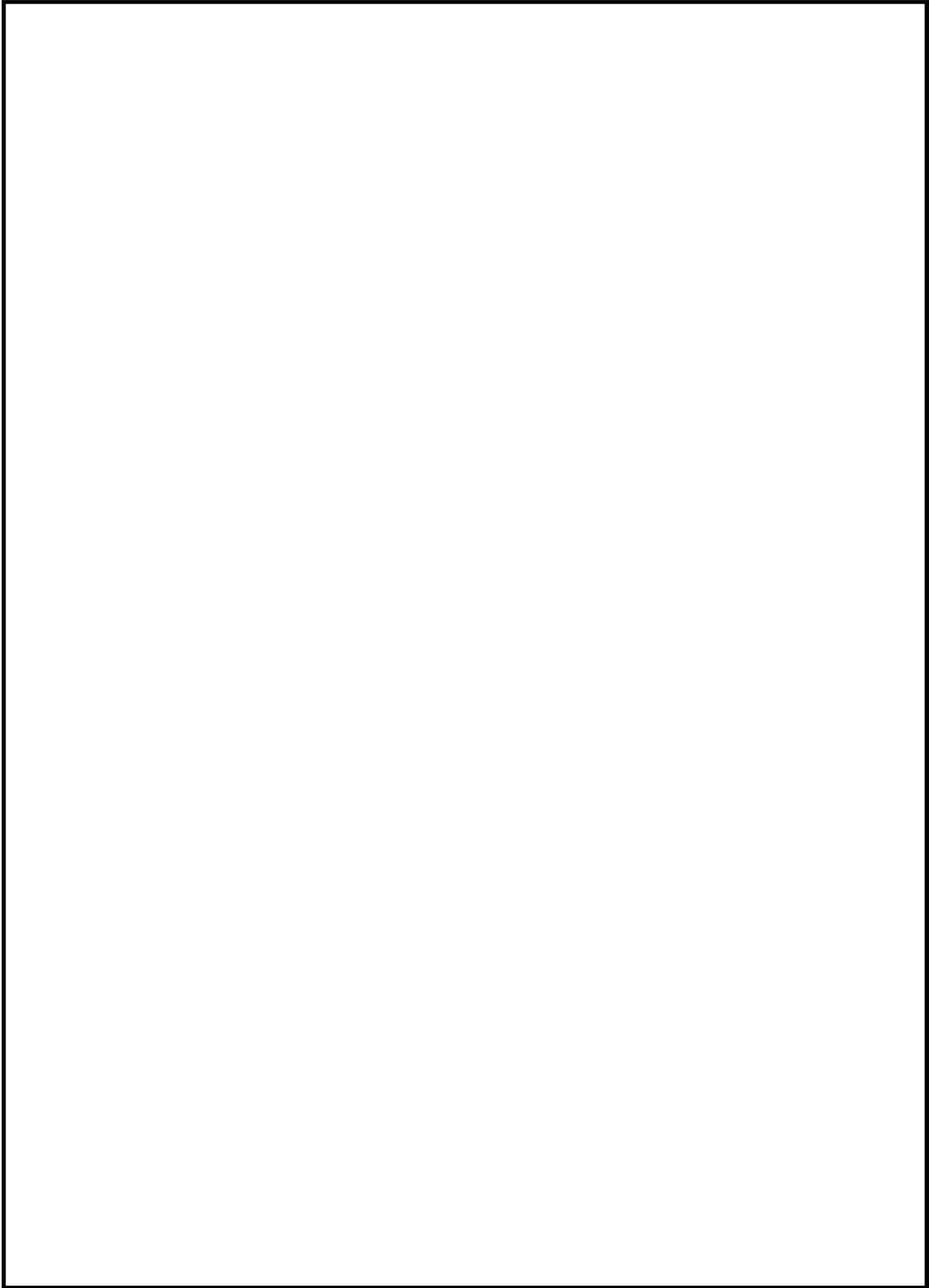
代替循環冷却統は、サプレッション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟に設置する代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を原子炉格納容器にスプレイする設計とする。本系統は、同一の機能を有する2系統を有し、それぞれ別の部屋に設置し位置的分散を図ることとしており、2系統が同時に喪失することはない。

(第23-1～23-4図)

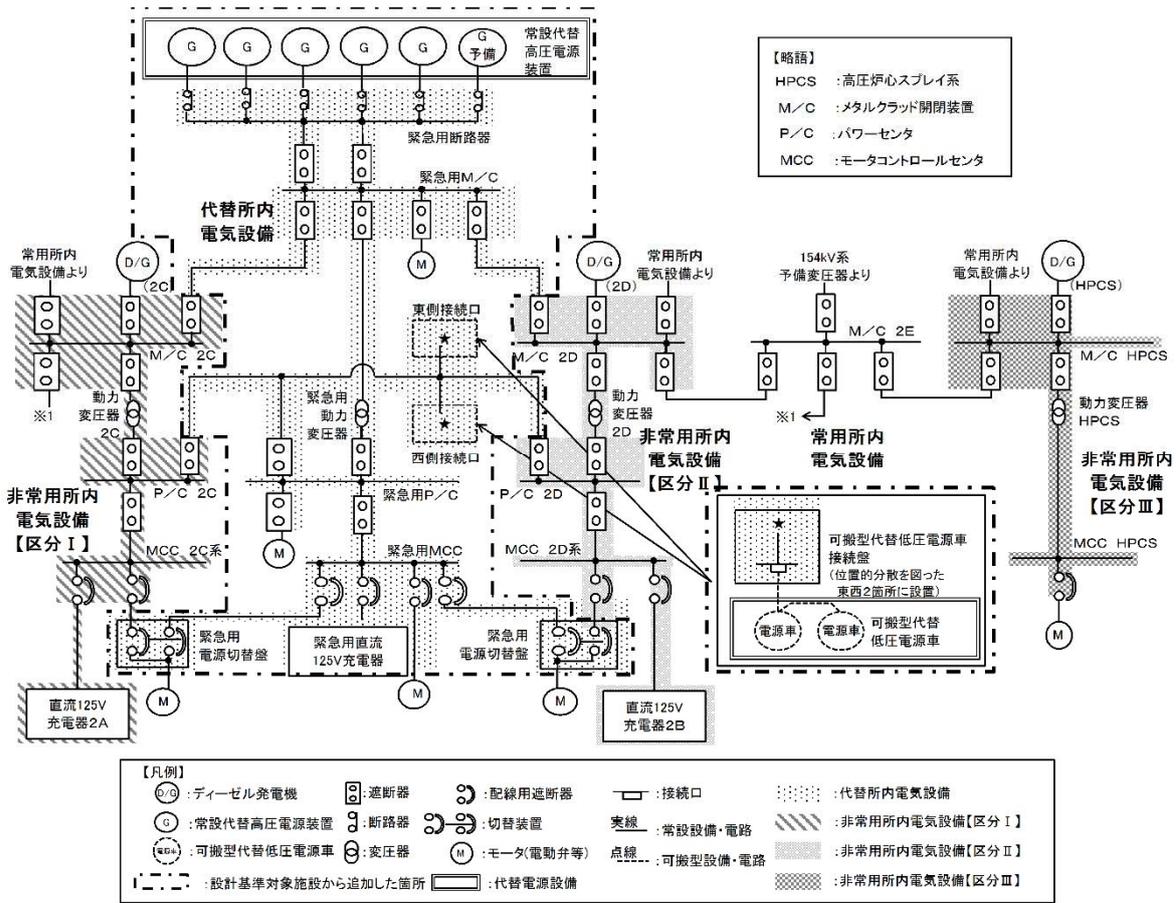
さらに、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための常設重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の除熱機能を維持することが可能である。

ここで、火災によって格納容器圧力逃がし装置の電動弁等が機能喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置の遠隔手動弁操作設備を使用することによって格納容器圧力逃がし装置を動作させることが可能であり、格納容器除熱機能を維持することができる。

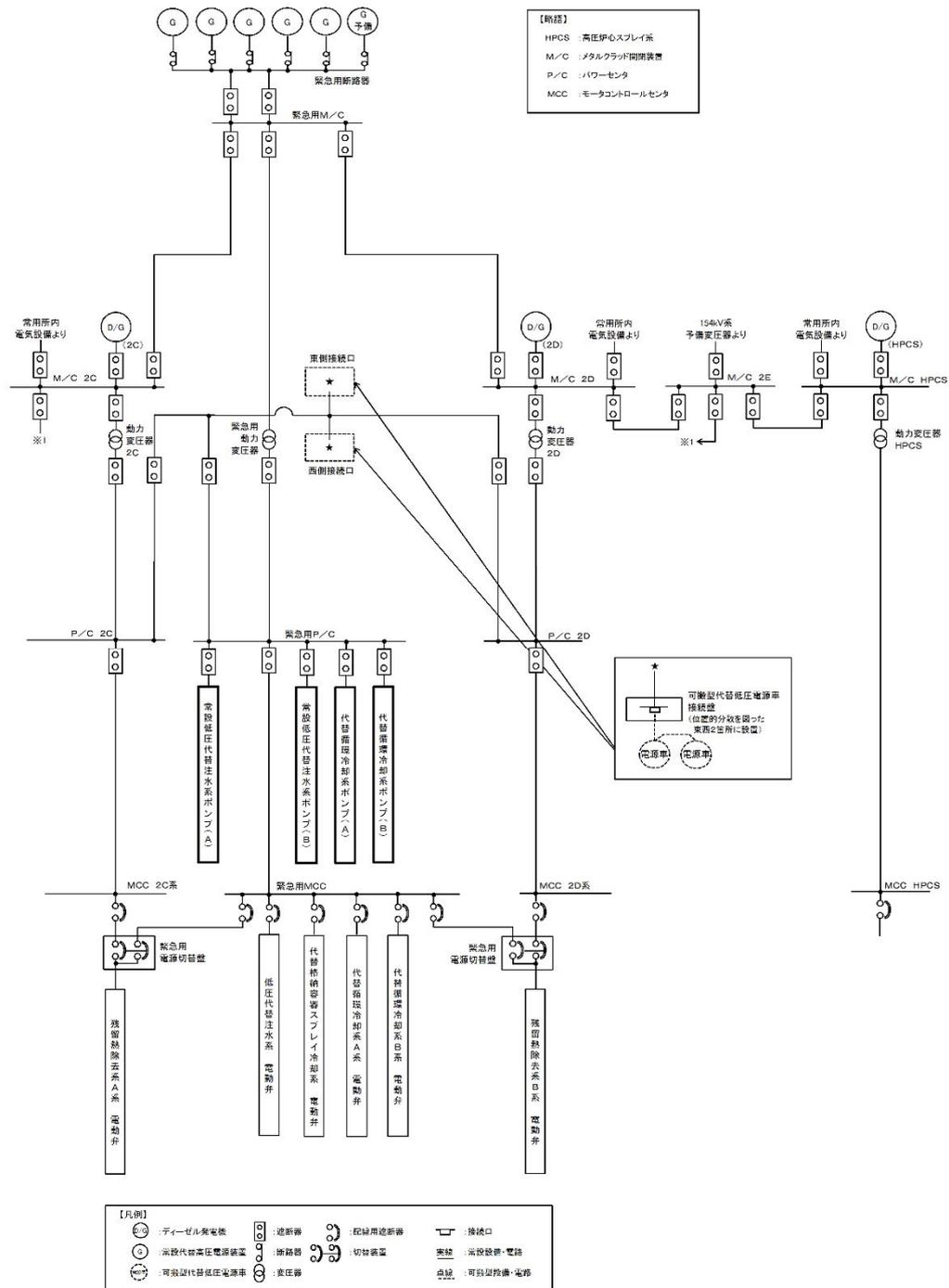
(第24図)



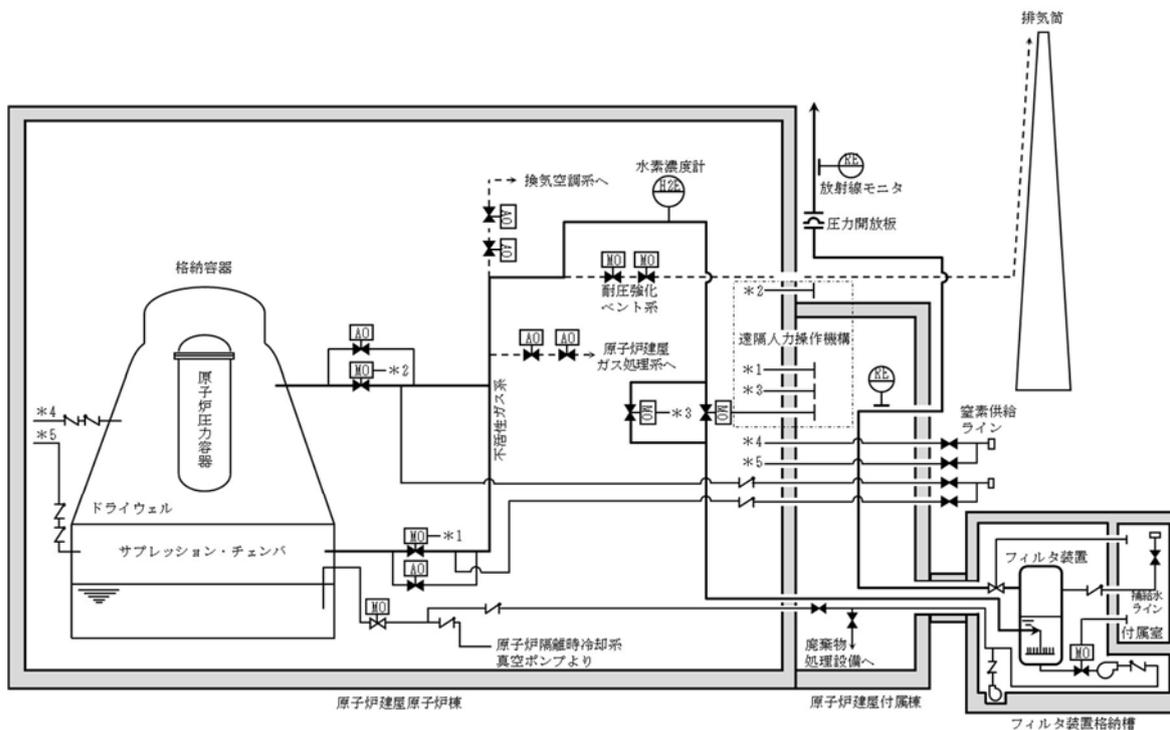
第 23-2 図 代替循環冷却系の配置図



第 23-3 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第 24-4 図 電源構成図 (交流電源) (2/2)



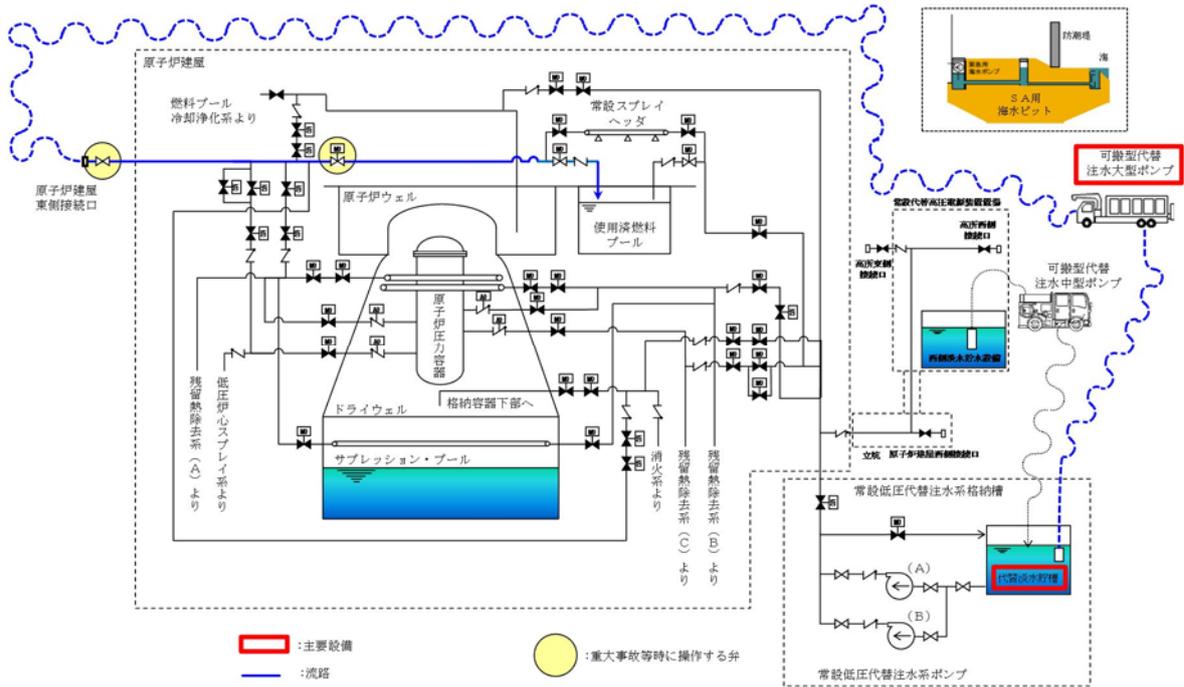
第24図 格納容器圧力逃がし装置の系統概略図

4.4 火災発生時の使用済燃料プール注水機能の維持について

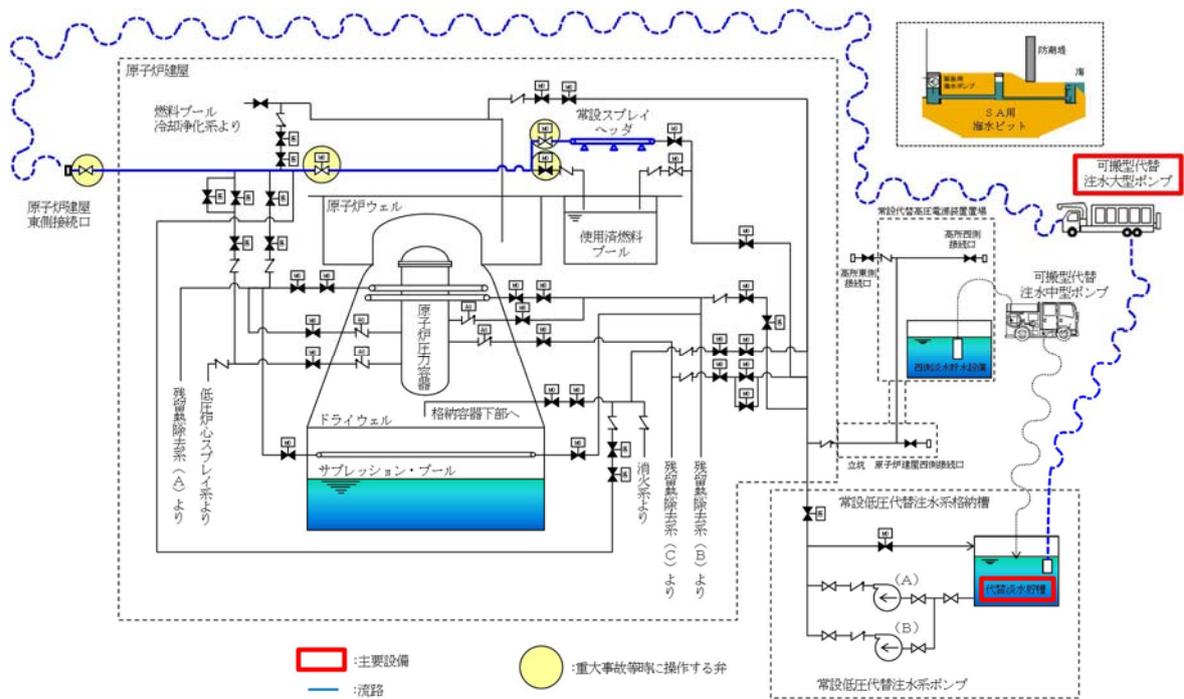
使用済燃料プール注水機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給)が機能喪失した場合、使用済燃料プールの冷却等のための可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水大型ポンプによって使用済燃料プール注水機能を維持することが可能である。

ここで、可搬型代替注水大型ポンプに火災が発生した場合、当該ポンプは原子炉建屋東側、原子炉建屋西側にそれぞれ位置的に分散して設置していることから、すべての可搬型代替注水大型ポンプが火災によって機能喪失することはなく、使用済燃料プール注水機能を維持することができる。

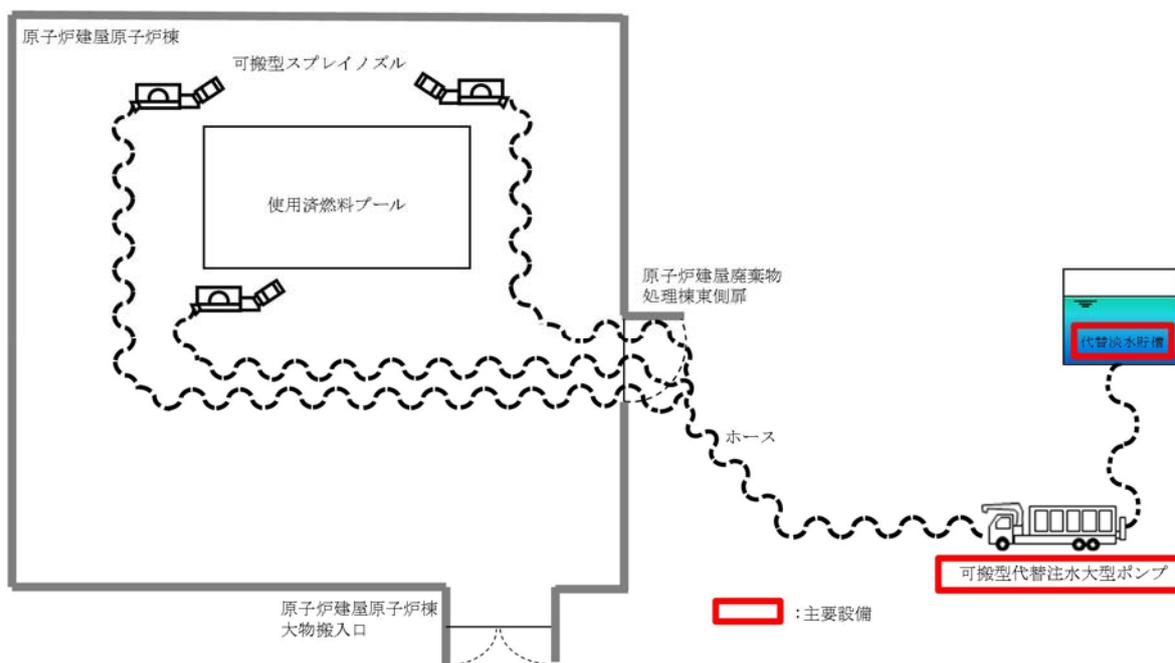
(第25-1～25-3図)



第24-1図 代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統概略図



第24-2図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の系統概略図



第 24-3 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の系統概略図

共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

東海第二発電所における，重大事故等対処設備を対象とした内部溢水についての基本的な防護方針を以下に示す。

1. 溢水防護の基本方針

1.1 基本的な防護方針の整理

内部溢水が発生した場合の重大事故等対処設備に対する基本的な防護方針を以下に整理する。なお，想定する内部溢水は，設置許可基準規則第九条及び内部溢水影響評価ガイドにて定められる内部溢水と同等とする。さらに，運転員等による各種対応操作^{*1}に関しても，溢水による影響を考慮の上，期待することとする。またスロッシングに伴う溢水の影響に関しては，以下の方針とは独立に重大事故等対処設備の安全機能を損なわない方針とする。

方針Ⅰ【独立性】

：重大事故防止設備は，内部溢水によって対応する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれのないこと

方針Ⅱ【修復性】

：重大事故等対処設備であって，重大事故防止設備でない設備は，修復性等も考慮の上，できる限り内部溢水に対する頑健性を確保すること

方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

：内部溢水が発生した場合においても，設計基準対象施設の機能に期待せず，重大事故等対処設備によりプラントの安全性に関する主要な

機能^{*2}が損なわれるおそれのないこと

- ※1 対応操作例:溢水の影響により一時的に電動弁の遠隔操作機能が喪失した場合に、現場の環境状況を考慮の上、運転員等が現場へアクセスし、手動にて弁操作を実施する、等
- ※2 主要な機能:「未臨界移行」, 「燃料冷却」, 「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能とする

1.2 方針への適合性確認の流れ

1.1にて示した防護方針への適合性の確認においては、まず、設置許可基準規則第四十三条～六十二条の各条文に該当する重大事故等対処設備を抽出し、それらを「防止設備」, 「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類する。これらの分類を行った上で、方針Ⅰ及びⅡへの適合性を確認する一次評価と、方針Ⅲへの適合性を確認する二次評価の、二つの段階にて確認する。

(a) 方針Ⅰへの適合性の確認(一次評価)

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は、「防止設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①:各条文の防止設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②:①にて維持できない場合は、同一の溢水により対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③:②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

(b) 方針Ⅱへの適合性の確認(一次評価)

方針Ⅱへの適合について確認すべき対象は、「緩和設備」及び「防止でも緩和でもない設備」に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の緩和設備又は防止でも緩和でもない設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、修復性等を考慮したできる限りの頑健性を確保する

(c) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：溢水による影響を考慮した上で、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって「未臨界移行」、「燃料冷却」、「格納容器除熱」及び「使用済燃料プール注水」機能が維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、各種対応を実施する

1.3 重大事故等対処設備

設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する設備、それらの分類、及び対応する設計基準対象施設を第1.3-1表に整理する。なお本表には、重大事故等対処設備として有効性評価にてその機能に期待する設備は全て含まれる。

1.4 方針への適合性確認フロー

上記を踏まえ、方針への適合性確認フローを補足第1.4-1図に示す。

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
43	アクセスルートの確保	※2	なし	なし
44	代替制御棒挿入機能	防止	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系 水圧制御ユニット
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能			
	ほう酸水注入系			
45	高压代替注水系	防止	炉心冷却機能(高压注水)	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系
	高压代替注水系の機能回復			
	ほう酸水注入系			
46	逃がし安全弁	防止	炉心冷却機能(自動減圧)	自動減圧系
	過渡時自動減圧機能			
	逃がし安全弁機能回復(可搬型代替直流電源供給)			
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)			
47	低压代替注水系(常設)	防止	炉心冷却機能(低压注水)	残留熱除去系(低压注水系)
	低压代替注水系(可搬型)			
	非常用取水設備			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
48	緊急用海水系	防止	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系海水系 残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却系）
	S/Pへの蓄熱補助			
	耐圧強化ベント系			
	格納容器圧力逃がし装置			
	非常用取水設備			
49	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	防止	放射性物質の閉じ込め機 能，放射線の遮蔽及び放 出低減機能	残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却系）
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）			
	非常用取水設備			
50	格納容器圧力逃がし装置	緩和	なし	なし
	代替循環冷却系			
	S/Pへの蓄熱補助			
	非常用取水設備			
51	格納容器下部注水系（常設）	緩和	なし	なし
	格納容器下部注水系（可搬型）			
	溶融炉心の落下遅延及び防止			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
52	格納容器内の水素濃度監視設備	緩和	事故時のプラント状態の把握機能	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度
	格納容器圧力逃がし装置			
53	静的触媒式水素再結合器	緩和	なし	なし
	原子炉建屋内の水素濃度監視設備			
54	代替燃料プール注水系(可搬型)	防止	燃料プール水の補給機能	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
	代替燃料プール注水系(常設)			
	代替燃料プール冷却系(常設)			
	非常用取水設備			
	大気への放射性物質の拡散抑制			
	使用済燃料プールの監視設備			
55	大気への放射性物質の拡散抑制	緩和	なし	なし
	海洋への放射性物質の拡散抑制			
	航空機燃料火災への泡消火			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
56	水源の確保	防止	必要な水の供給機能	(サプレッション・プール)
	水の移送手段			
57	常設代替交流電源設備	防止	安全上特に重要な関連機能(非常用所内電源系)(直流電源系)	非常用ディーゼル発電機 M/C 2C, 2D 直流125V蓄電池2A, 2B ±24V中性子モニター用蓄電池 2A, 2B 非常用MCC(2C, 2D)
	可搬型代替交流電源設備			
	所内常設直流電源設備			
	常設代替直流電源設備			
	可搬型代替直流電源設備			
	代替所内電気設備			
	燃料補給設備			

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設 ^{※3}
58	原子炉圧力容器内の温度	防止	事故時のプラント状態の把握機能	原子炉圧力
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力(SA)
	原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位(広帯域, 燃料域)
	原子炉圧力容器への注水量			原子炉水位(SA広帯域, SA燃料域)
	原子炉格納容器への注水量			原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の温度			高压代替注水系系統流量
	原子炉格納容器内の圧力			低压代替注水系原子炉注水流量
	原子炉格納容器内の水位			代替循環冷却系原子炉注水流量
				原子炉隔離時冷却系系統流量
				高压炉心スプレイ系系統流量
				残留熱除去系系統流量
				低压炉心スプレイ系系統流量
				サプレッション・プール水位
				代替淡水貯槽水位
				サプレッション・プール水温度
				サプレッション・チェンバ霧囲気温度
				サプレッション・チェンバ圧力
				ドライウェル圧力
				低压代替注水系格納容器スプレイ流量
				低压代替注水系格納容器下部注

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設 ^{※3}
58	原子炉格納容器内の水素濃度	防止	事故時のプラント状態の把握機能	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)
	原子炉格納容器内の酸素濃度			格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)
	原子炉格納容器内の放射線量率			平均出力領域計装
	未臨界の監視			起動領域計装
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認			ドライウェル雰囲気温度
	格納容器バイパスの監視			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	水源の確認			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
				原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
				高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
				残留熱除去系ポンプ吐出圧力
				低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
				常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類 ^{※1}	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設 ^{※3}
58	原子炉建屋内の水素濃度	防止	事故時のプラント状態の把握機能	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール水位・温度(SA広域)
	使用済燃料プールの監視			
	発電所内の通信連絡			
	温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視			

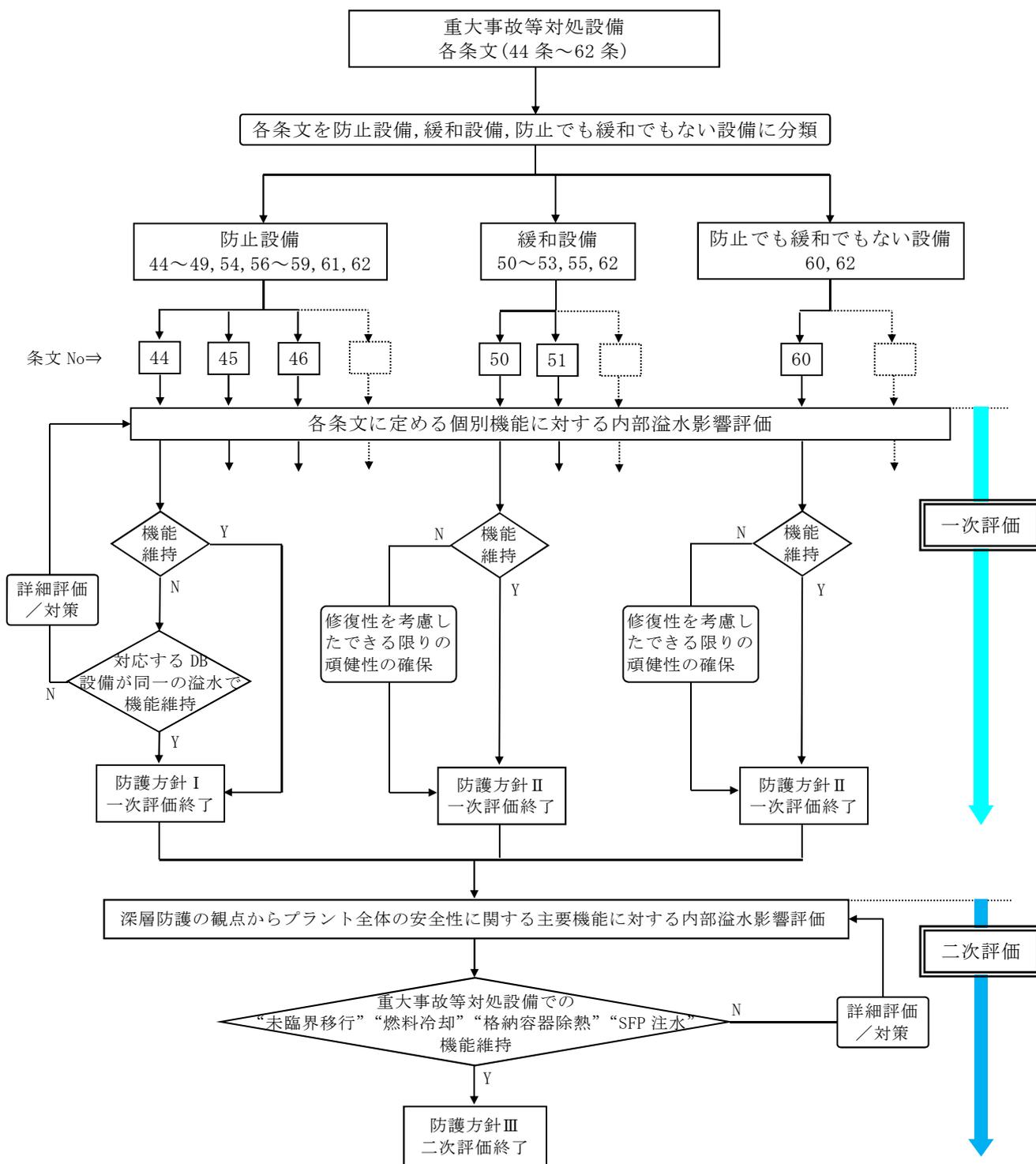
第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
59	居住性の確保	防止	安全上特に重要な関連機能	(中央制御室換気系) 中央制御室照明
	汚染の持ち込み防止			
60	放射線量の測定	※2	なし	モニタリング・ポスト 放射能観測車 気象観測設備
	放射能観測車の代替測定装置			
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器			
	風向・風速その他気象条件の測定			
	電源の確保			
61	居住性の確保	防止	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX)
	必要な情報の把握			
	通信連絡			
	電源の確保			
62	発電所内の通信連絡	防止	当該通信連絡設備が必要となる設備と同様の機能	送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及び FAX)
	発電所外の通信連絡			

※1 防止:重大事故防止設備 緩和:重大事故緩和設備

※2 防止でも緩和でもない設備

※3 主要設備の計測が困難になった場合の代替監視パラメータ



第1.4-1図 方針への適合性確認フロー

2. 評価結果

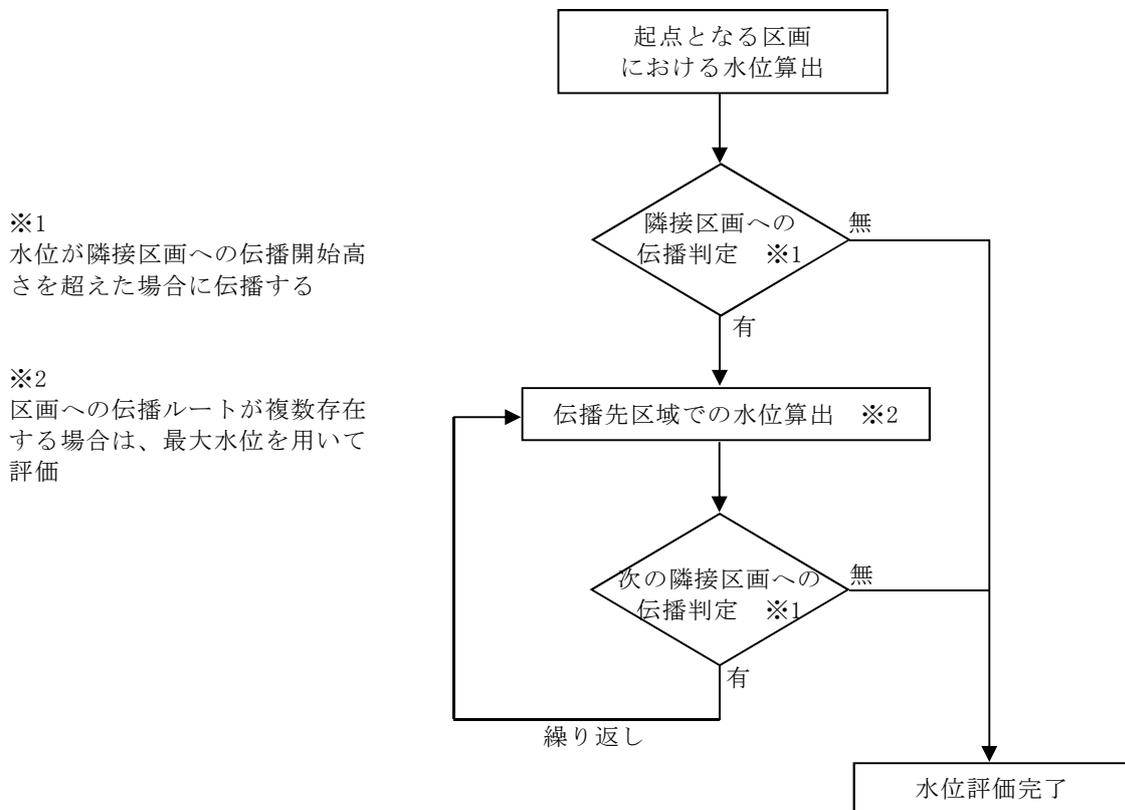
2.1 重大事故等対処設備を対象とした溢水評価結果について

重大事故等対処設備について、評価の一例を示す。

2.2 想定破損による没水影響評価

単一機器の破損により生じる溢水箇所を起点とし、溢水経路を經由して最終的な滞留箇所に到達するまでを一つの評価ケースと定め、溢水経路に位置する全ての溢水防護区画における溢水水位を算定した。算定した溢水水位と当該区画内の防護対象設備の機能喪失高さとを比較することにより、当該設備の機能への影響を評価し、1. 溢水防護の基本方針が確保されるかを判定した。

第2.2-1図に溢水伝播における水位の算定フローを示す。



第2.2-1図 溢水伝播における水位の算定フロー

2.2.1 評価ケースの設定

東海第二発電所における評価ケースの一例を以下に示す。

○ 溢水発生区画

: 原子炉建屋 1階 通路 (RB-1-1)

○ 溢水源

: RB-1-1内に敷設されている全溢水源とそれらの溢水量を以下にまとめる。これより最も溢水量の大きい残留熱除去系を溢水源として設定する。

存在する溢水源	溢水量 (m ³)	代表溢水源
屋内消火系	92	—
低圧炉心スプレイ系	300	—
原子炉隔離時冷却系	288	—
残留熱除去系	382	○
原子炉補機冷却系	298	—
復水・純水移送系	325	—

※重大事故等対処設備については、設計中のため今後反映する。

2.2.2 溢水伝播評価

溢水伝播モデルを用いて2.2.1の評価ケースにおける最終滞留区画に到達するまでの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価は溢水区画を起点とし、隣接する区画への伝播を段階的に評価を進め、それを最終滞留区画まで実施する。

2.2.3 重大事故等対処設備の防護対象設備の機能喪失判定

2.2.2で実施した溢水伝播評価の結果を基に、各防護対象設備の機能喪失判定を実施し、第2.2.3-1表に示す。

第2.2.3-1表 没水影響評価結果

溢水防護 区画	溢水防護対象設備		溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
	機器名称	機器番号			没水	被水 ^{※1}
RB-1-1	—	—	0.10	—	—	—
RB-1-6	—	—	0.10	—	—	—
RB-B1-1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	FT-SA11-403	0.10	※2	×	×
	常設高圧代替系注水系ポンプ吐出圧力	—		※2	×	×
	高圧代替注水系蒸気供給弁 (MO弁)	—		3.26	○	○
	RHR DIV-I 計装ラック	H22-P018		0.42	○	○
	RCIC DIV-I 計装ラック	H22-P017		0.38	○	○
	LPCS 計装ラック	H22-P001		0.42	○	○
RB-B2-13	高圧代替注水系系統流量	—	4.99	1.40	×	○
	常設高圧代替系注水系ポンプ	—		0.51	×	○
	高圧代替注水系注入弁 (MO弁)	—		0.75	×	○
RB-B2-12	LPCS ポンプ	LPCS-PMP-C001	4.99	2.48	×	○
	LPCS ポンプ入口弁	E21-F001 (MO)		1.30	×	○
RB-B2-11	—	—	4.99	—	—	—

※1 上階からの溢水伝播がある場合は、被水による影響も評価する。(無い場合は評価不要とし、「—」で示す。)

※2 設置高さが未調査の機器のため、設置区画に浸水した時点で機能喪失として評価している。

2.2.4 判定

2.2.1にて示した評価ケースについて、1. 溢水防護の基本方針にて定めた方針を踏まえ、重大事故等対処施設の没水影響評価結果の判定を実施する。

設置許可基準規則第43条～第62条の条文ごとに溢水による影響でその安全機能が維持できるか、また維持できない場合の対応について判定する。(第

2.2.4-1表参照)

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
43	アクセスルート確保	○	○	※3	なし					○
44	代替制御棒挿入機能	○	○	防止	原子炉緊急停止系	○	○			○
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	○			原子炉緊急停止系 制御棒	○				
	ほう酸水注入系	○			制御棒駆動系 水圧制御ユニット					
45	高圧代替注水系	×	×	防止	高圧炉心スプレイ系	○	○			○
	高圧代替注水系の機能回復	○			原子炉隔離時冷却系 (直流125V蓄電池2A, 2B)	○				
	ほう酸水注入系	○			なし					
46	逃がし安全弁	○	○	防止	(主蒸気逃がし安全弁) (アキュムレータ) (主蒸気逃がし安全弁排気管)	○	○			○
	過渡時自動減圧機能	○			自動減圧系	○				
	逃がし安全弁機能回復(可搬型代替直流電源供給)	○			(直流125V蓄電池2A, 2B)	○				
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)	○			(アキュムレータ)	○				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
47	低圧代替注水系(常設)	○	○	防止	残留熱除去系(低圧注水系)	○	○			○
	低圧代替注水系(可搬型)	○			残留熱除去系(低圧注水系)	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							
48	緊急用系海水系	○	○	防止	残留熱除去系海水系	○	○			○
	S/Pへの蓄熱補助	○			(真空破壊弁(S/C→D/W))	○				
	耐圧強化ベント系	○			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系海水系	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 残留熱除去系海水系	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
49	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	○	○	防止	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	○	○			○
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	×			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○	緩和	なし	—	○	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系, サプレッション・プール冷却系)は機能維持している。	○	○
	代替循環冷却系	○			なし	—				
	S/Pへの蓄熱補助	○			(真空破壊弁(S/C→D/W))	○				
	非常用取水設備	○			(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
		(取水ピット)	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
51	格納容器下部注水系(常設)	○	○	緩和	なし	—	—	・ 溢水による影響なし		○
	格納容器下部注水系(可搬型)	○			なし	—				
	溶融炉心の落下遅延及び防止	○			高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系	○				
		○			なし	—				
		○			残留熱除去系(低圧注水系), 低圧炉心スプレイ系	○				
		○								
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○	緩和	(格納容器内水素濃度)	○	○	・ 溢水による影響なし	○	○
					(格納容器内酸素濃度)	○				
	格納容器圧力逃がし装置	○	なし	—						
53	静的触媒式水素再結合器	○	○	緩和	なし	—	—	・ 溢水による影響なし		○
	原子炉建屋内の水素濃度監視設備	○			なし	—				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
54	代替燃料プール注水系 (可搬型)	○	○	防止	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	○	○			○
	代替燃料プール注水系 (常設)	○			燃料プール冷却浄化系	○				
	代替燃料プール冷却系 (常設)	○			残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	○				
	非常用取水設備	○			燃料プール冷却浄化系	○				
					(貯留堰)	※2				
					(取水路)	○				
	大気への放射性物質の拡散抑制	○			(取水ピット)	○				
	使用済燃料プールの監視設備	○			なし	—				
					使用済燃料プール水位	○				
					燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	○				
					使用済燃料プール温度	○				
					燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	○				
					原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	○				
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	○									

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判定	頑健性の有無等	判定	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○	緩和	なし	—	—	溢水による影響なし	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○			なし	—				
	航空機燃料火災への泡消火	○			なし	—				
56	水源の確保	○	○	防止	(サブプレッション・プール)	○	○			○
	水の移送手段	○			なし	—				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
57	常設代替交流電源設備	○	○	防止	非常用ディーゼル発電機	○	○			○
	可搬型代替交流電源設備	○			非常用ディーゼル発電機	○				
	所内常設直流電源設備	○			直流125V蓄電池 2 A	○				
					直流125V蓄電池 2 B	○				
					±24V中性子モニタ用蓄電池 2 A	○				
					±24V中性子モニタ用蓄電池 2 B	○				
					直流125V蓄電池 2 A	○				
	常設代替直流電源設備	○			直流125V蓄電池 2 B	○				
					直流125V蓄電池 2 A	○				
	可搬型代替直流電源設備	○			直流125V蓄電池 2 B	○				
					非常用MCC(2C, 2D)	○				
	代替所内電気設備	○			M/C 2C	○				
					M/C 2D	○				
燃料補給設備	○	(軽油貯蔵タンク) (燃料移送ポンプ)	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉圧力容器内の温度	○	○	防止	原子炉圧力	○	○	■	■	○
					原子炉圧力 (SA)	○				
					原子炉水位 (広帯域・燃料域)	○				
					原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域)	○				
					原子炉圧力容器温度	○				
					残留熱除去系熱交換器入口温度	○				
	原子炉圧力容器内の圧力	○	○		原子炉水位 (広帯域・燃料域)	○				
					原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域)	○				
					原子炉圧力容器温度	○				
					高压代替注水系系統流量	×				
	原子炉圧力容器内の水位	○	○		低压代替注水系原子炉注水流量	○				
					代替循環冷却系原子炉注水流量	○				
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○				
					高压炉心スプレイ系系統流量	○				
					残留熱除去系系統流量	○				
					低压炉心スプレイ系系統流量	○				
原子炉圧力容器への注水量	○	○	サプレッション・プール水位	○						
			代替淡水貯槽水位	○						

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉格納容器内への注水量	○	○	防止	代替淡水貯槽水位	○	○	-	-	○
					格納容器下部水位	○				
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	×				
					低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○				
	原子炉格納容器内の温度	○			ドライウエル圧力	○				
					サブプレッション・プール水温度	○				
					サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○				
					ドライウエル雰囲気温度	○				
	原子炉格納容器内の圧力	○			サブプレッション・チェンバ圧力	○				
					ドライウエル圧力	○				
	原子炉格納容器内の水位	○			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	×				
					低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○				
	原子炉格納容器内の水素濃度	○			格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	○				
					格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○				
					ドライウエル圧力	○				
					サブプレッション・チェンバ圧力	○				
原子炉格納容器内の放射線量率	○	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	○							
		格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○							

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定	
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定		
58	未臨界の維持又は確認	○	○	防止	平均出力領域計装	○	○			○	
	最終ヒートシンクの確保					起動領域計装					○
						フィルタ装置水位					○
						フィルタ装置圧力					○
						フィルタ装置スクラビング水温度					○
						フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)					○
						フィルタ装置入口水素濃度					○
						耐圧強化ベント系放射線モニタ					○
						代替循環冷却系ポンプ入口温度					○
						代替循環冷却系格納容器スプレイ流量					○
						残留熱除去系熱交換器入口温度					○
						残留熱除去系熱交換器出口温度					○
						残留熱除去系海水系系統流量					○
						緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)					○
						緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)					○
常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	※2										

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	格納容器バイパスの監視	○	○	防止	ドライウエル雰囲気温度	○	○	■	■	○
					ドライウエル圧力	○				
					原子炉水位 (広帯域・燃料域)	○				
					原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域)	○				
					原子炉圧力	○				
					原子炉圧力 (SA)	○				
	水源の確保	○			代替淡水貯槽水位	○				
					高圧代替注水系系統流量	×				
					代替循環冷却系原子炉注水流量	○				
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○				
					高圧炉心スプレイ系系統流量	○				
					残留熱除去系系統流量	○				
					低圧炉心スプレイ系系統流量	○				
	原子炉建屋内の水素濃度	○			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○				
					原子炉建屋水素濃度	○				
				静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○					

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
58	原子炉格納容器内の酸素濃度	○	○	防止	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	頑健性の有無等	判定	○
					格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	○				
					格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○				
					ドライウエル圧力	○				
					サブプレッション・チェンバ圧力	○				
	使用済燃料プール温度(SA)	○								
	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	○								
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	○								
使用済燃料プール監視カメラ	○									
使用済燃料プールの監視	○									

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
59	居住性の確保	○	○	防止	(中央制御室)	○	○		○	
					(中央制御室遮蔽)	○				
			(中央制御室換気系)	○						
			中央制御室照明	○						
	汚染の持ち込み防止	○	なし	—						
60	放射線量の測定	○	○	※3	モニタリング・ポスト	○	○	・溢水による影響なし	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○			放射能観測車	○				
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○			なし	—				
	風向・風速その他気象条件の測定	○			気象観測設備	○				
	電源の確保	○			なし	—				

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I/ II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能 維持判定	条文 判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別 機能 維持 判定	判 定	頑健性の有無等	判 定	
61	居住性の確保	○	○	防止	なし	—	○			○
	必要な情報の把握	○			なし	—				
	通信連絡	○			送受話器, 電力保安通信用電話設備	○				
	電源の確保	○			なし	—				
62	発電所内の通信連絡	○	○	防止	送受話器,	○	○			○
	発電所外の通信連絡	○			電力保安通信用電話設備	○				
					電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)	○				
					加入電話設備(加入電話及び加入FAX)					
			専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))							
未臨界移行		○	—							○
燃料冷却		○	—							○
格納容器除熱		○	—							○
使用済燃料プール注水		○	—							○

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

2.2.4.1 重大事故防止設備の独立性について

2.2.1のケースでは、重大事故防止設備のうち第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の高圧代替注水系の設備が機能喪失する。しかし、同様の機能を有する設計基準対象施設である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能維持できている。

したがって、設計基準対象施設と重大事故防止設備が同時に機能喪失しないことが確認でき、重大事故防止設備は1.の方針Ⅰ「独立性」に適合していることが確認できる。

2.2.4.3 重大事故等対処設備による安全機能の確保について

1.の方針Ⅲの観点から、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか判断し、内部溢水事象が発生した場合でも、主要な安全機能が重大事故等対処設備によって確保されることを確認する。

未臨界移行機能：第44条の設備（代替制御棒挿入，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系）により当該機能が維持される

燃料冷却機能：第46条の設備（代替自動減圧機能，逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給））による原子炉減圧，及び第47条の設備（低圧代替注水系（可搬型））による注水機能が確保されるため当該機能は維持される

格納容器除熱機能：上記の燃料冷却機能と第48条の設備（耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置）により格納容器に対する除熱機能が確保さ

れるため、当該機能は維持される

使用済燃料プール注水機能：第54条の設備(燃料プール代替注水系(可搬型))により使用済燃料プールへの注水機能が確保されるため、当該機能は維持される。

以上より主要安全機能が重大事故等対処設備によって維持されていることから、1.方針Ⅲに適合していることが確認できる。

2.3 例示評価以外の影響評価プロセスについて

2.2にて示した想定破損による没水評価以外のケースについても同様の評価プロセスで1. 溢水防護の基本方針の方針に適合していることを今後確認していく。

3. スロッシングに伴う溢水による重大事故等対処設備への影響について

スロッシングが発生した場合の重大事故等対処設備への影響についても評価し、安全機能に影響のないことを確認する。(第3-1表参照)

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定※1	条文判定※1
43	アクセスルート確保	○	○
44	代替制御棒挿入機能	○	○
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	○	
	ほう酸水注入系	○	
45	高圧代替注水系	(○)	(○)
	高圧代替注水系の機能回復	(○)	
	ほう酸水注入系	○	
46	逃がし安全弁	○	(○)
	過渡時自動減圧機能	(○)	
	逃がし安全弁機能回復(可搬型代替直流電源供給)	(○)	
	逃がし安全弁機能回復(代替窒素供給)	○	
47	低圧代替注水系(常設)	(○)	(○)
	低圧代替注水系(可搬型)	(○)	
	代替循環冷却系	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
48	緊急用系海水系	(○)	(○)
	S/Pへの蓄熱補助	○	
	耐圧強化ベント系	○	
	格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
49	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	(○)	(○)
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	(○)	
	代替循環冷却系	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
50	格納容器圧力逃がし装置	(○)	(○)
	代替循環冷却	(○)	
	S/Pへの蓄熱補助	○	
	非常用取水設備	(○)	
51	格納容器下部注水系(常設)	(○)	(○)
	格納容器下部注水系(可搬型)	(○)	
	熔融炉心の落下遅延及び防止	(○)	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定※1	条文判定※1
52	格納容器内の水素濃度監視設備	(○)	(○)
	格納容器圧力逃がし装置	(○)	
53	静的触媒式水素再結合器	(○)	(○)
	原子炉建屋内の水素濃度監視	(○)	
54	代替燃料プール注水系 (可搬型)	(○)	(○)
	代替燃料プール注水系 (常設)	(○)	
	代替燃料プール冷却系 (常設)	(○)	
	非常用取水設備	(○)	
	大気への放射性物質の拡散抑制	(○)	
	使用済燃料プールの監視設備	(○)	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	(○)	(○)
	海洋への放射性物質の拡散抑制	(○)	
	航空機燃料火災への泡消火	(○)	
56	水源の確保	(○)	(○)
	水の移送手段	(○)	
57	常設代替交流電源設備	(○)	(○)
	可搬型代替交流電源設備	(○)	
	所内常設直流電源設備	○	
	常設代替直流電源設備	(○)	
	可搬型代替直流電源設備	(○)	
	代替所内電気設備	(○)	
	燃料補給設備	(○)	

※1 ○ : 当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○) : 今後, 当該設備の有する安全機能が維持されるよう, 評価及び対策を実施

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定※1	条文判定※1
58	原子炉圧力容器内の温度	(○)	(○)
	原子炉圧力容器内の圧力	(○)	
	原子炉圧力容器内の水位	(○)	
	原子炉圧力容器への注水量	(○)	
	原子炉格納容器への注水量	(○)	
	原子炉格納容器内の温度	(○)	
	原子炉格納容器内の圧力	(○)	
	原子炉格納容器内の水位	(○)	
	原子炉格納容器内の水素濃度	(○)	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	(○)	
	原子炉格納容器内の放射線量率	(○)	
	未臨界の監視	(○)	
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	(○)	
	格納容器バイパスの監視	(○)	
	水源の確認	(○)	
	原子炉建屋内の水素濃度	(○)	
	使用済燃料プールの監視	(○)	
発電所内の通信連絡	(○)		
温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	(○)		
59	居住性の確保	○	○
	汚染の持ち込み防止	○	
60	放射線量の測定	(○)	(○)
	放射能観測車の代替測定装置	(○)	
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	(○)	
	風向・風量その他気象条件の測定	(○)	
	電源の確保	(○)	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第3-1表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設(設備)	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
61	居住性の確保	(○)	(○)
	放射線量の測定	(○)	
	必要な情報の把握	(○)	
	通信連絡	(○)	
	電源の確保	(○)	
62	発電所内の通信連絡	(○)	(○)
	発電所外の通信連絡	(○)	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認

(○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

共－9 自主対策設備の悪影響防止について

1. はじめに

自主対策設備として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配置・配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水等による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下に示す2種類の影響について考慮する必要がある。

- ・ 自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・ 自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないように、自主対策設備の設計及び運用において、以下のとおり考慮する。

(1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電氣的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

(2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保することや、溢水経路を確認すること、必要な強度を有していることを確認すること等により、他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等、自主対策設備の使用により他の設備の周辺環境が悪化する場合には、環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また、自主対策設備の内部を高

放射線量の流体が流れることにより、当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や、通路にホース等を敷設して使用する場合等、現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については、予め通路を確保するよう配置することや、他の設備を使用する場合には移動することにより、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

(3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合、駆動源の燃料として軽油を使用する場合、操作に人員を要する場合等、発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

これらの影響を考慮し、自主対策設備に関する悪影響の評価について、次頁以降に示す。

※「○」影響が懸念されるため、対応(設計・運用)を検討する項目
「ー」影響が無く、対応(設計・運用)を検討する必要が無い項目

第1表 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

条文番号 技術的 能力番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
44(1.1)	手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」	ー	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム・スイッチは、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 原子炉モード・スイッチ「停止」は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	ー	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム・スイッチは、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 原子炉モード・スイッチ「停止」は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム・スイッチの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 原子炉モード・スイッチ「停止」の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
45(1.2)	選択制御棒挿入機構 スクラム・バイロケット弁継電器用ヒューズ、スクラム個別回路用空気系配管・弁、スクラム個別制御棒挿入手動操作系	ー	<ul style="list-style-type: none"> 選択制御棒挿入機構は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 スクラム・バイロケット弁継電器用ヒューズ、スクラム個別回路用空気系配管・弁、スクラム個別制御棒挿入手動操作系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	ー	<ul style="list-style-type: none"> 選択制御棒挿入機構は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 スクラム・バイロケット弁継電器用ヒューズ、スクラム個別回路用空気系配管・弁、スクラム個別制御棒挿入手動操作系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 選択制御棒挿入機構の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 スクラム・バイロケット弁継電器用ヒューズ、スクラム個別回路用空気系配管・弁、スクラム個別制御棒挿入手動操作系に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 制御棒挿入手動操作系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
46(1.3)	タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系 ほう酸水注入系による原子炉注水 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 逃がし安全弁(逃がし弁機能)の手動操作による減圧	ー	<ul style="list-style-type: none"> 給水制御系、給水系(タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ)は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 ほう酸水注入系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 制御棒駆動水圧系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 逃がし安全弁(逃がし弁機能)は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	ー	<ul style="list-style-type: none"> 給水制御系、給水系(タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ)は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 ほう酸水注入系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 制御棒駆動水圧系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 逃がし安全弁(逃がし弁機能)は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 給水制御系、給水系(タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ)の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ほう酸水注入系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 制御棒駆動水圧系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 逃がし安全弁(逃がし弁機能)の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 逃がし安全弁(逃がし弁機能)は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
47(1.4)	タービン・バイパス弁による減圧 (タービン・バイパス弁、タービン制御系) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧 可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保(可搬型窒素供給装置(小型)) 消火系による原子炉注水(電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク)	ー	<ul style="list-style-type: none"> タービン・バイパス弁及びタービン制御系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 原子炉隔離時冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 可搬型窒素供給装置(小型)は、非常用窒素供給系に接続するが、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンプの始動後に使用することから、使用による悪影響なし。 可搬型格納容器窒素供給設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 	ー	<ul style="list-style-type: none"> タービン・バイパス弁及びタービン制御系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 原子炉隔離時冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。 可搬型窒素供給装置(小型)は、非常用窒素供給系に接続するが、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンプの始動後に使用することから、使用による悪影響なし。 可搬型格納容器窒素供給設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> タービン・バイパス弁及びタービン制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 原子炉隔離時冷却系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 原子炉隔離時冷却系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 可搬型窒素供給装置(小型)は、非常用窒素供給系に接続するが、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンプの始動後に使用することから、使用による悪影響なし。 可搬型格納容器窒素供給設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 消火系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 消火系による原子炉注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。

条文番号 技術的 能力番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
48 (1.5)	補給水系による原子炉注水（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	—	・補給水系による原子炉注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却への流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による過水貯蔵タンク、デューゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、系水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・第一弁パイパス弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・補給水系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系による原子炉注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による残存溶融炉心の冷却（電駆動消火ポンプ、デューゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	—	・補給水系による残存溶融炉心の冷却への流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却への流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による過水貯蔵タンク、デューゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・第一弁パイパス弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・補給水系による残存溶融炉心の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系による原子炉注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（第一弁パイパス弁を使用した場合）	—	・第一弁パイパス弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・第一弁パイパス弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・第一弁パイパス弁による耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・第一弁パイパス弁による耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
49 (1.6)	代替残留熱除去系海水系による除熱（可搬型代替注水大型ポンプ）	○	・可搬型代替注水大型ポンプにより、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替注水大型ポンプは、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・可搬型代替注水大型ポンプによる代替残留熱除去系海水系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替残留熱除去系海水系は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による格納容器内の冷却（電駆動消火ポンプ、デューゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	—	・消火系を用いた格納容器内の冷却への流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要が火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いた格納容器内の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。 ・補給水系を用いた格納容器内の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系を用いた格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による格納容器内の冷却（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	—	・補給水系を用いた格納容器内の冷却への流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があり、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系を用いた格納容器内の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系を用いた格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
50 (1.7)	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱（ドライウェル内ガス冷却装置送風機、ドライウェル内ガス冷却装置直冷型冷却ユニット）	—	・格納容器pH制御設備は、アルカリ薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器へ注入するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器パワータンクへの影響が考えられるが、低濃度であり材料への腐食影響がないことを確認している。また、原子炉格納容器のシール材は耐アルカリ性を確認している。影	—	・ドライウェル冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ドライウェル冷却系を用いた格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	サブプレッション・ブール水pH制御装置による薬液注入（薬液タンク、蓄圧タンク加圧用薬液ガスボンベ）	○	・薬液タンクは、アルカリ薬液が漏えいする可能性があるが、薬液タンクには十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には覆いを設ける設計としており、悪影響なし。	○	・薬液タンクは、アルカリ薬液が漏えいする可能性があるが、薬液タンクには十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には覆いを設ける設計としており、悪影響なし。	○	・格納容器pH制御設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・格納容器pH制御設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

条文番号 技術的 能力番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
51 (1. 8)	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水（ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系を用いたベデスタル（ドライウエル部）への注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することによる悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いたベデスタル（ドライウエル部）への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。 ・補給水系を用いたベデスタル（ドライウエル部）への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水（ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・補給水系を用いたベデスタル（ドライウエル部）への注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 ・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系を用いた原子炉圧力容器への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
52 (1. 9)	消火系による原子炉圧力容器への注水（ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・補給水系を用いた原子炉圧力容器への注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系を用いた原子炉圧力容器への注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御（可燃性ガス濃度制御系ブロー、可燃性ガス濃度制御系加熱器、可燃性ガス濃度制御系再結合器、可燃性ガス濃度制御系冷却器）	○	・可燃性ガス濃度制御系には、格納容器圧力逃がし装置のドレン配管が接続されているが、可燃性ガス濃度制御系は、格納容器圧力逃がし装置のドレン排出と干渉しないように運用することから、使用による悪影響なし。	○	・内部に高濃度の放射性物質を含む流体が流れることにより、機器周囲の放射線量が上昇する場合は、必要に応じて遮蔽体を設置する等の破ばく低減対策を講ずることから、悪影響なし。	○	・可燃性ガス濃度制御系に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可燃性ガス濃度制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	－	・格納容器雰囲気モニタは、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・格納容器雰囲気モニタは、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・格納容器雰囲気モニタの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・格納容器雰囲気モニタは、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
54 (1. 11)	消火系による使用済燃料プール注水（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系による使用済燃料プール注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による使用済燃料プール注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による使用済燃料プール注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による使用済燃料プール注水（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	－	・補給水系による使用済燃料プール注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系による使用済燃料プール注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系による使用済燃料プール注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
55 (1.12)	漏えい緩和（シールド材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろロープ）	－	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和は、想定事象としては大規模損傷等の重大事象を認める事象への対応であり、ステンレス鋼板を単独で使用済燃料プール壁面に吊下ろす設計とすることから、使用による悪影響なし。	－	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和は、ステンレス鋼板の使用済燃料プール壁面への設置後、ロープを手摺等に固縛し、ステンレス鋼板の移動を防止することから、使用による悪影響なし。	○	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和の実施に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	大気への放射性物質の拡散抑制（ガンマカメラ・サーモカメラ）	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ガンマカメラ及びサーモカメラは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ガンマカメラ及びサーモカメラの使用に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材）	－	・放射性物質吸着材は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・放射性物質吸着材は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・放射性物質吸着材の設置に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。

条文番号 技術的 能力番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
	初機対応における延焼防止処置（化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、泡消火薬剤容器（消防車用）、消火栓（原水タンク））、消火栓（原水タンク）は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	<ul style="list-style-type: none"> 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、泡消火薬剤容器（消防車用）、消火栓（原水タンク）は、他の設備を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、水を要するが、使用可能な水源を選択して使用することから、悪影響なし。 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、水を要するが、使用可能な水源を選択して使用することから、悪影響なし。 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。

条文番号 技術的 能力番号	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
		自主対策設備				
		初期対応における延焼防止処置（化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、水槽付消防ポンプ自動車、水槽付消防ポンプ自動車、消防火薬剤容器（消防車用）、防炎水槽）	○	<ul style="list-style-type: none"> 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、消防火薬剤容器（消防車用）、防炎水槽は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、水を要するが、使用可能な水源を選択して使用することから、悪影響なし。 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
56(113)		多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク	○	<ul style="list-style-type: none"> 多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。 復水貯蔵タンクは、他の水源であるサブプレッジョン・プール、代替淡水貯槽、高所淡水池及び北側淡水池と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。 メタルクラッド開閉装置 2 E は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できているため、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクを水源として使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 復水貯蔵タンクを水源として使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 メタルクラッド開閉装置 2 E の系統操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機が使用可能かつ、高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機が使用可能かつ、高圧炉心を必要とする場合、必要となる燃料を確保できる場合のみ使用する。
57(114)		メタルクラッド開閉装置 2 E	○	<ul style="list-style-type: none"> メタルクラッド開閉装置 2 E は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できているため、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> メタルクラッド開閉装置 2 E の系統操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機が使用可能かつ、高圧炉心を必要とする場合、必要となる燃料を確保できる場合のみ使用する。
		可搬型代替注水大型ポンプ	○	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプは、水を要するが、使用可能な水源を選択して使用することから、悪影響なし。 可搬型代替注水大型ポンプは、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
		予備充電器	○	<ul style="list-style-type: none"> 予備充電器は、接続先の電氣設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 予備充電器を用いた直流電源融通に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 予備充電器が使用不能であるが、高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機が使用可能な場合のみ使用する。
58(1.15)		有効監視パラメータの計器	○	<ul style="list-style-type: none"> 有効監視パラメータの計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 有効監視パラメータの計器は、監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 有効監視パラメータの計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 常用代替監視パラメータの計器は、監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 常用代替監視パラメータの計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
		常用代替監視パラメータの計器	○	<ul style="list-style-type: none"> 常用代替監視パラメータの計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 常用代替監視パラメータの計器は、監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 常用代替監視パラメータの計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
		常用計器	○	<ul style="list-style-type: none"> 常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 常用計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
		常用代替計器	○	<ul style="list-style-type: none"> 常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 常用代替計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
		プロセス計算機による記録	○	<ul style="list-style-type: none"> プロセス計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> プロセス計算機による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 プロセス計算機による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
		記録計による記録	○	<ul style="list-style-type: none"> 記録計による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 記録計による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 記録計による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
60(117)		モニタリング・ポスト	○	<ul style="list-style-type: none"> モニタリング・ポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。 	○	<ul style="list-style-type: none"> モニタリング・ポストの運転には電源を要するが、専用の電源であるモニタリング・ポスト用発電機から給電するため、悪影響なし。

条文番号 技術的 能力番号	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
		自主対策設備				
	－	放射能観測車は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	放射能観測車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	放射能観測車の使用には燃料及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
Ge γ 線多重重波高分析装置	－	Ge γ 線多重重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	Ge γ 線多重重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	Ge γ 線多重重波高分析装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
ガスフロー式カウンタ	－	ガスフロー式カウンタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	ガスフロー式カウンタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	ガスフロー式カウンタの使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射能測定装置）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
気象観測設備	－	気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	気象観測設備の使用には電源を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
61 (1.18)	－	送受話器（ベージング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	送受話器（ベージング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	テレビ会議システム（社内）の操作に人員を要するが、対応可能な範囲内で操作を行うため、悪影響なし。 送受話器（ベージング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
62 (1.19)	－	通信連絡設備【送受話器（ベージング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。】	－	送受話器（ベージング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	テレビ会議システム（社内）の操作に人員を要するが、対応可能な範囲内で操作を行うため、悪影響なし。 送受話器（ベージング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
その他	○	長期安定冷却設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 格納容器下部水位調整設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	内部に高濃度の放射性物質を含む流体が流れることにより、機器周囲の放射線量が上昇する場合は、必要に応じて遮蔽体を設置する等の放ばく低減対策を講ずることから、悪影響なし。 長期安定冷却設備は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	長期安定冷却設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 長期安定冷却設備は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。 格納容器下部水位調整設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 格納容器下部水位調整設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	○	塗布するフランジ面に設置されたシール材の押し込み量に影響を与える可能性があるが、試験体を用いた開口量確認の結果、影響が無視できる程度であると確認したため、使用による悪影響なし。 塗布するフランジ面に設置されたシール材とバックアップシール材との化学反応が生じる可能性があるが、フランジモジュール試験による気密性確認において、気密性が確保されていることから、使用による悪影響なし。	－	バックアップシール材は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	バックアップシール材は操作が不要なことから、リソースの消費なし。

共－10 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の
整理について

「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」にて，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることを要求されている以下の条文について，重大事故等対処設備の多様性及び独立性並びに位置的分散の状況を整理する。

- ・ 第 47 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）
- ・ 第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
- ・ 第 49 条（原子炉格納容器内の冷却塔のための設備）
- ・ 第 57 条（電源設備）

第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考	
常設低圧代替注水系ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	○	○	○		
代替淡水貯槽							サブレーション・プール
低圧代替注水系（常設）	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	—	—	—	—	常設重大事故緩和設備であることから、代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備はない。	
可搬型代替注水中型ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	○	○	○		
可搬型代替注水大型ポンプ							サブレーション・プール
西側淡水貯水設備〔水源〕							
代替淡水貯槽〔水源〕							
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	—	—	—	—	常設重大事故緩和設備であることから、代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備はない。	
代替循環冷却系ポンプ	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	○	○	○		
残留熱除去系熱交換器							（サブレーション・プール）
サブレーション・プール							
残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	（残留熱除去系（低圧注水系）） 低圧炉心スプレイ系	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。	
残留熱除去系熱交換器							（サブレーション・プール）
サブレーション・プール							
低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	（低圧炉心スプレイ系） （サブレーション・プール）	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。	
サブレーション・プール							

第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する 主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系））	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系熱交換器			—	—	—	
緊急用海水ポンプ	緊急用海水系	残留熱除去系海水系	○	○	○	
緊急用海水ストレーナ						
残留熱除去系海水ポンプ	残留熱除去系海水系	（残留熱除去系海水系）	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系海水ストレーナ						
貯留堰	非常用取水設備	（貯留堰） （取水路） （取水ピット）	—	—	—	残留熱除去系海水ポンプ等の流路となる。
取水路						
取水ピット						
S A用海水ピット取水塔	非常用取水設備		○	○	○	緊急用海水ポンプ等の流路となる。
海水引込み管						
S A用海水ピット						
緊急用海水取水管						
緊急用海水ポンピット						

第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	○	○	○	
耐圧強化ベント系配管・弁						
第一弁（S/C側）	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	○	○	○	
第一弁（D/W側）						
耐圧強化ベント系一次隔離弁						
耐圧強化ベント系二次隔離弁						
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系））	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱	（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系））	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系））	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系海水ポンプ	残留熱除去系海水系による除熱	（残留熱除去系海水系）	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系海水ストレーナ						

第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
緊急用海水ポンプ	緊急用海水系による除熱	残留熱除去系海水系	○	○	○	
緊急用海水ストレーナ						
貯留堰	非常用取水設備	(貯留堰)	-	-	-	残留熱除去系海水ポンプ等の流路となる。
取水路		(取水路)				
取水ピット		(取水ピット)				
S A用海水ピット取水塔						
海水引込み管						
S A用海水ピット	緊急用海水系による除熱		○	○	○	緊急用海水ポンプ等の流路となる。
緊急用海水取水管						
緊急用海水ポンプピット						

第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
代替循環冷却系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱	— (サブプレッション・プール)	—	—	—	
残留熱除去系熱交換器						
サブプレッション・プール						
常設低圧代替注水系ポンプ	代替格納容器スプレイレイン冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイレイン冷却系） サブプレッション・プール	○	○	○	
代替淡水貯槽						
可搬型代替注水中型ポンプ	代替格納容器スプレイレイン冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイレイン冷却系） サブプレッション・プール	○	○	○	
可搬型代替注水大型ポンプ						
西側淡水貯水設備〔水源〕						
代替淡水貯槽〔水源〕						
残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系（格納容器スプレイレイン冷却系）による格納容器内の除熱	(残留熱除去系（格納容器スプレイレイン冷却系）) (サブプレッション・プール)	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系熱交換器						
サブプレッション・プール						
残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱	(サブプレッション・プール)	—	—	—	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
残留熱除去系熱交換器						
サブプレッション・プール						

第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考	
緊急用海水ポンプ	緊急用海水系	残留熱除去系海水系	○	○	○		
緊急用海水ストレーナ							
残留熱除去系海水ポンプ	残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	-	-	-	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。	
残留熱除去系海水ストレーナ							
貯留堰	非常用取水設備	(貯留堰)	-	-	-	残留熱除去系海水ポンプ等の流路となる。	
取水路							(取水路)
取水ピット							(取水ピット)
SA用海水ピット取水塔	緊急用海水系		○	○	○	緊急用海水ポンプ等の流路となる。	
海水引込み管							
SA用海水ピット							
緊急用海水取水管							
緊急用海水ポンプピット							

設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理表

第57条 電源設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
2C 非常用ディーゼル発電機	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	(2C・2D 非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイスレー系ディーゼル発電機)	-	-	-	重大事故等時も設計基準事故対処設備と同一の機能で使用するもの。
2D 非常用ディーゼル発電機						
高圧炉心スプレイスレー系ディーゼル発電機						
2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ						
2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ						
高圧炉心スプレイスレー系ディーゼル発電機用海水ポンプ						
常設代替高圧電源装置	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機	○	○	○	
可搬型代替低圧電源車	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機	○	○	○	
125V系蓄電池 A系	所内常設代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	2C・2D 非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイスレー系ディーゼル発電機	○	○	○	
125V系蓄電池 B系						
125V系蓄電池 HPCS系						
中性子モニタ用蓄電池 A系						
中性子モニタ用蓄電池 B系						

設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理表

第57条 電源設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する 主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器	可搬型代替直流電源設備 による非常用所内電気設 備への給電	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機	○	○	○	
常設代替高圧電源装置 緊急用M/C	常設代替交流電源設備に よる代替所内電気設備へ の給電	非常用所内電気設備	○	○	○	
可搬型代替低圧電源車 緊急用P/C	可搬型代替交流電源設備 による代替所内電気設備 への給電	非常用所内電気設備	○	○	○	
緊急用125V系蓄電池 緊急用直流125V主母線盤	常設代替直流電源設備に よる代替所内電気設備へ の給電	非常用所内電気設備	○	○	○	
可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 緊急用直流125V主母線盤	可搬型代替直流電源設備 による代替所内電気設備 への給電	非常用所内電気設備	○	○	○	
可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	可搬型設備用軽油タンク から各機器への給油	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機	○	○	○	
軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置燃料移 送ポンプ	軽油貯蔵タンクから常設 代替高圧電源装置への給 油	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機				

設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理表

第57条 電源設備

重大事故等対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が代替する機能を有する主要な設計基準事故対処設備等	多様性	独立性	位置的分散	備考
軽油貯蔵タンク	軽油貯蔵タンクから2 C・2D 非常用ディー ゼル発電機及び高圧炉心 スプレイスディーゼル発 電機への給油	2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ				
2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		2C・2D 非常用ディーゼル発電機及びH PCS ディーゼル発電機				
高圧炉心スプレイスディーゼル 発電機 燃料移送ポンプ						

44-1 S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		A T W S 緩和設備 代替制御棒挿入機能		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内 その他建屋内	B, C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	44-3 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	J
			関連資料	44-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-8 A T W S 緩和設備について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
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	屋内	A a
			サポート系要因	異なる駆動源	B a
			関連資料	44-2 単線結線図 44-8 A T W S 緩和設備について	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉格納容器内	A	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	44-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		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	(対象外)	—
				サポート系要因	別的手段	B b
				関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動機構		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉格納容器内	A	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	44-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		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	(対象外)	—
				サポート系要因	別的手段	B b
				関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動系水圧制御ユニット		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	44-3 配置図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M
			関連資料	44-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
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	(対象外)	—
			サポート系要因	別的手段	B b
			関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		A T W S 緩和設備 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能		類型化区分	
第43条	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内 その他建屋内	B, C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		44-3 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	J
		関連資料		44-5 試験検査	
	第4号	代替性		本来の用途として使用する	対象外
		関連資料		44-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-8 ATWS緩和設備について	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B
		関連資料		44-3 配置図	
	第2号	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		共用の禁止		共用しない設備	対象外
		関連資料		—	
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	屋内	A a
	サポート系要因		異なる駆動源	B a	
	関連資料		44-2 単線結線図 44-8 A T W S 緩和設備について		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注入ポンプ	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	44-5 試験検査		
	第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	44-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		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	(対象外)
	サポート系要因			別的手段	B b
	関連資料			44-3 配置図, 44-4 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水貯蔵タンク		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器	C	
		関連資料		44-5 試験検査		
	第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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	(対象外)	—	
			サポート系要因	別的手段	B b	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 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	J	
		関連資料	44-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
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	屋内	A a
			サポート系要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 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	J	
		関連資料	44-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
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	屋内	A a
			サポート系要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

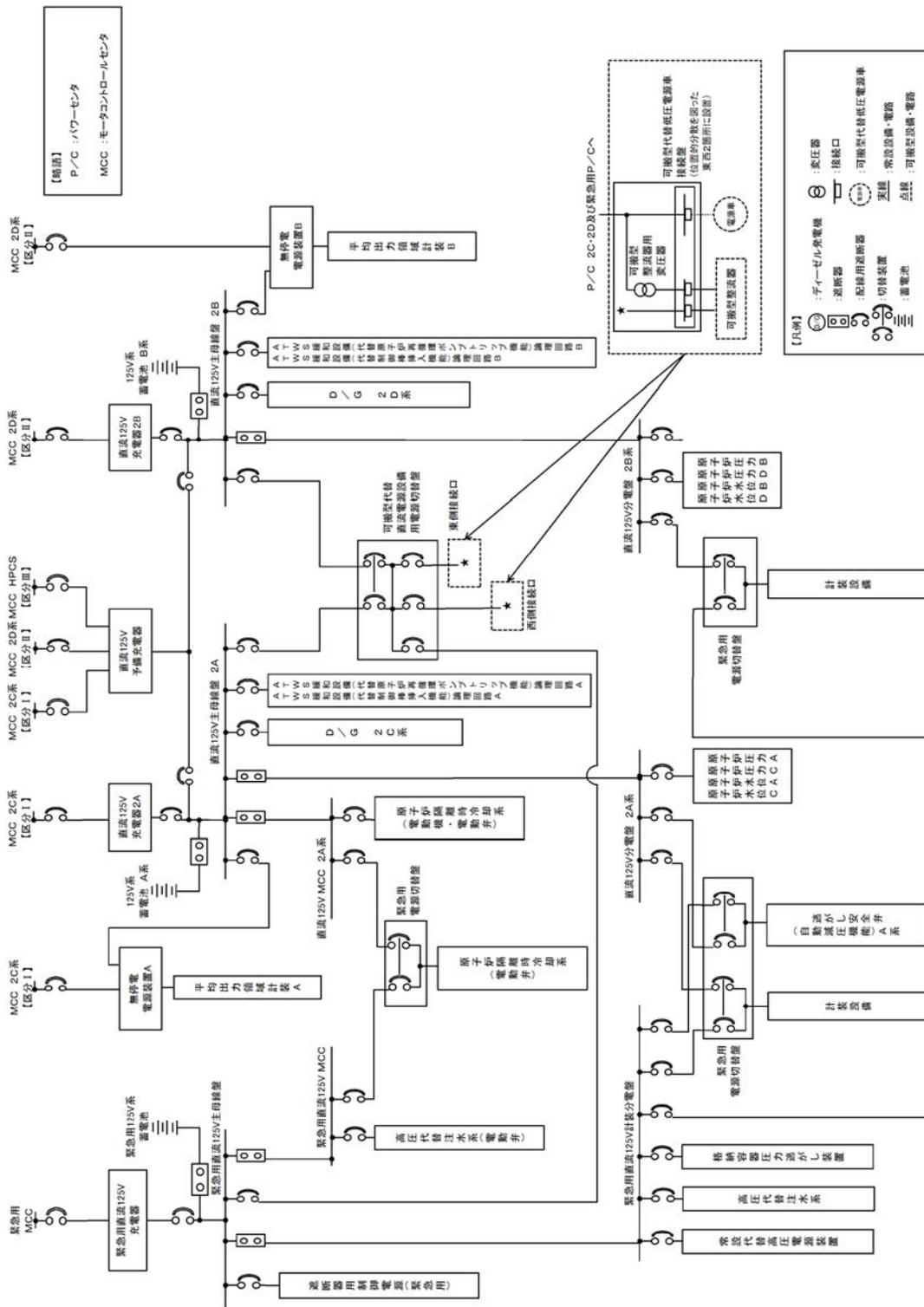
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		低速度用電源装置遮断器手動スイッチ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 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	J	
		関連資料	44-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
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	屋内	A a
			サポート系要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

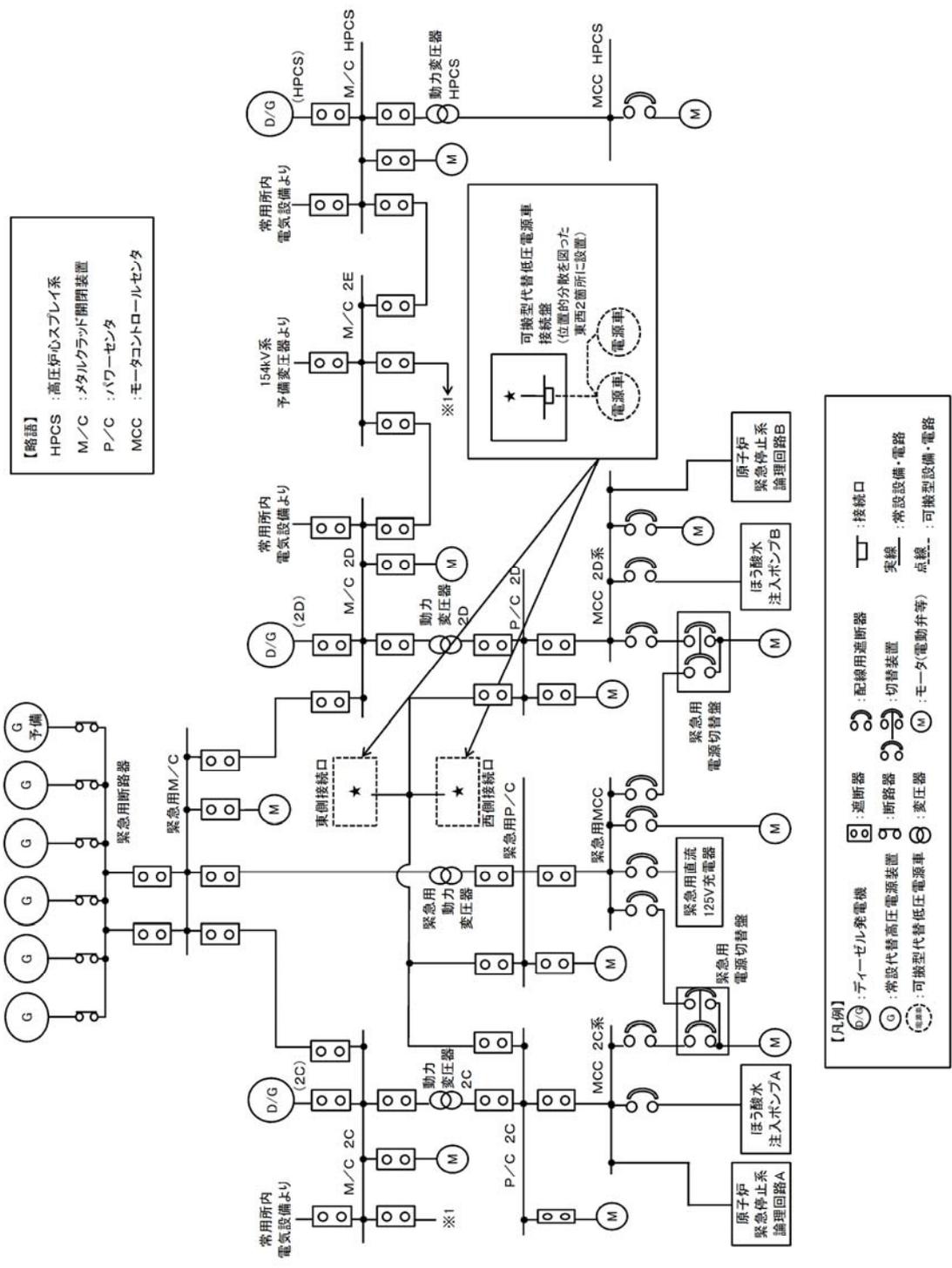
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 44 条 : 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		44-3 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	J	
		関連資料		44-5 試験検査		
	第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料		—	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		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	屋内	A a
				サポート系要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

44-2 単線結線図



第 44-2-1 図 直流電源単線結線図

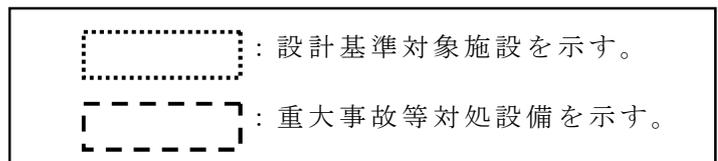


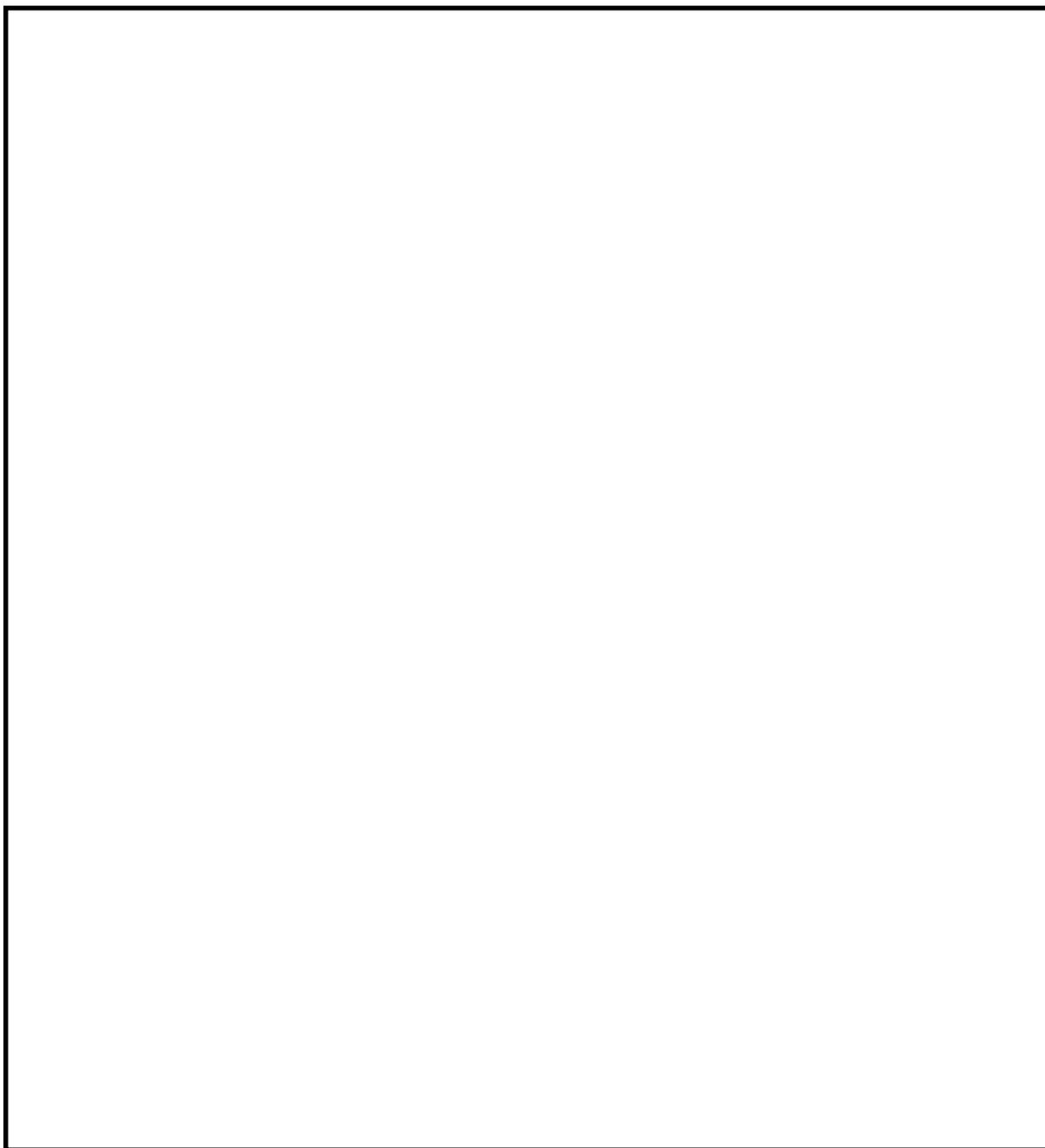
【略語】
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系
 M/C : メタルラッド開閉装置
 P/C : パワーセンタ
 MCC : モータコントロールセンタ

【凡例】
 (G) : ディーゼル発電機
 (M) : モーター(電動弁等)
 (D/G) : 常設代替高圧電源装置
 (HPCS) : 可搬型代替低圧電源車
 (2C) : 遮断器
 (2D) : 配線用遮断器
 (M/C) : 断路器
 (M/C HPCS) : 切替装置
 (M/C 2E) : 常設設備・電路
 (M/C 2D) : 緊急用直流125V充電器
 (M/C HPCS) : 可搬型代替低圧電源車
 (M) : モーター(電動弁等)
 (M) : 点線 : 可搬型設備・電路
 (M) : 実線 : 常設設備・電路
 (M) : 接続口
 (M) : 原子炉緊急停止系論理回路A
 (M) : ほう酸水注入ポンプA
 (M) : 緊急用電源切替盤
 (M) : 緊急用直流125V充電器
 (M) : ほう酸水注入ポンプB
 (M) : 原子炉緊急停止系論理回路B

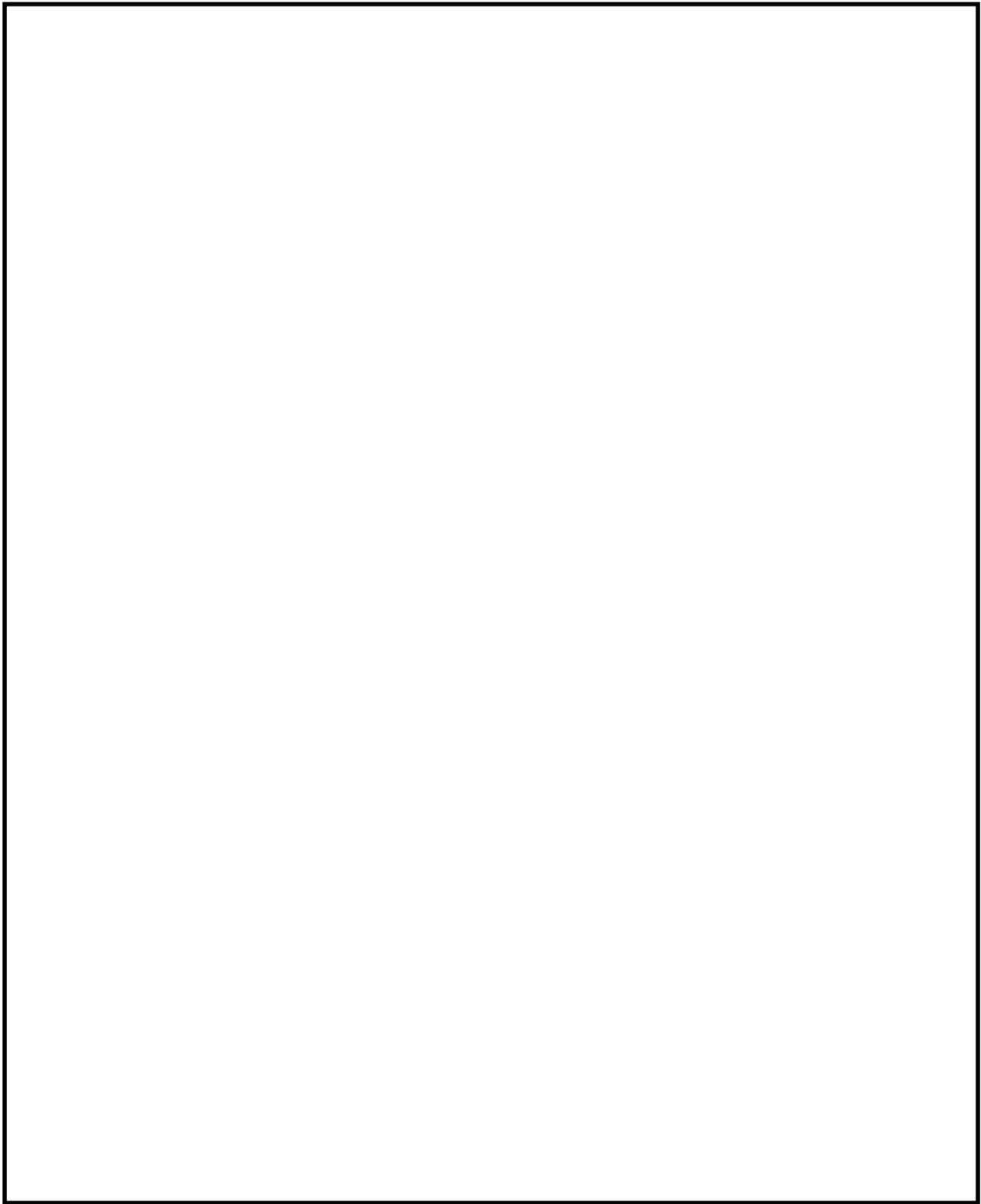
第 44-2-2 図 交流電源単線結線図

44-3 配置図

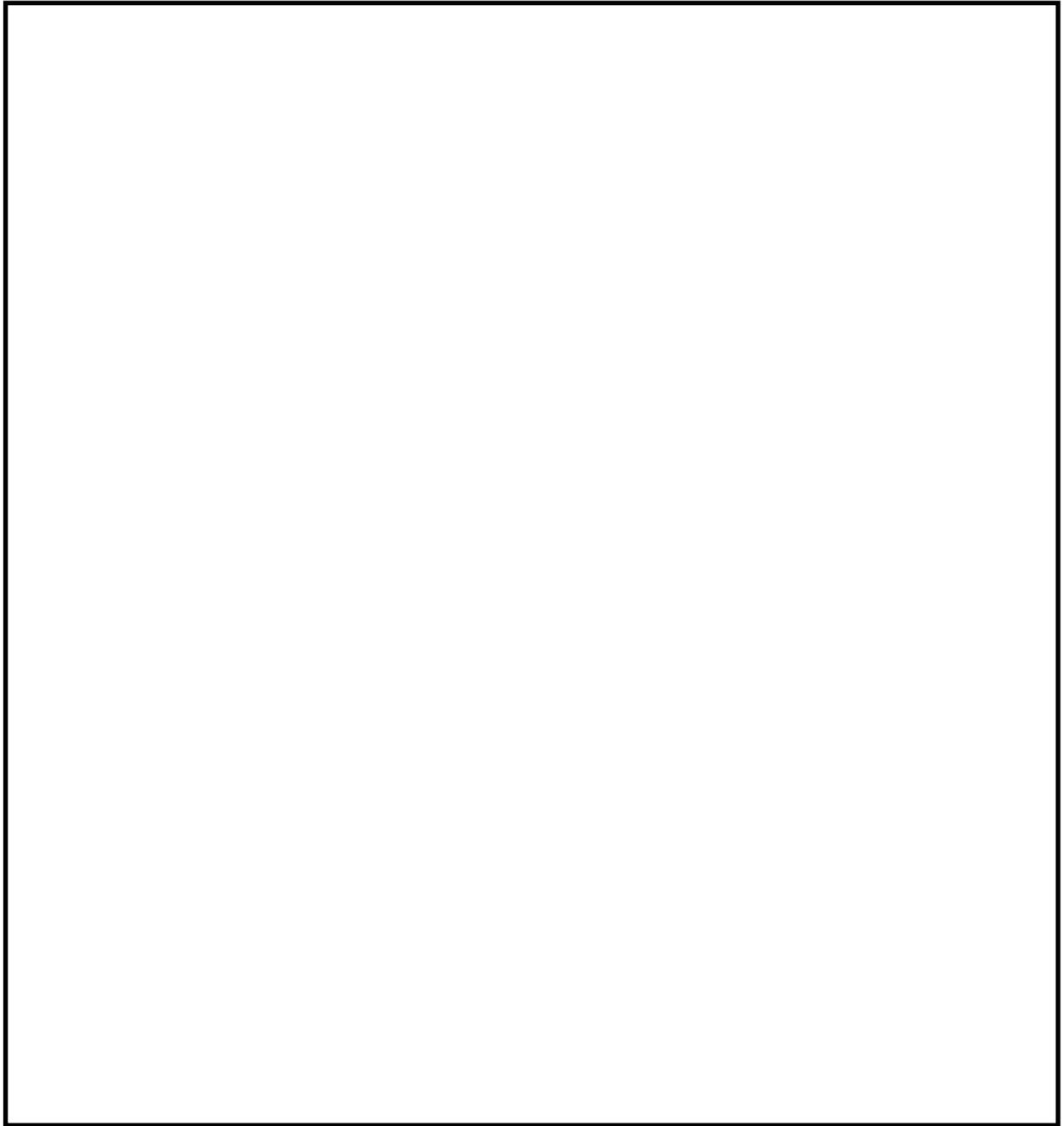




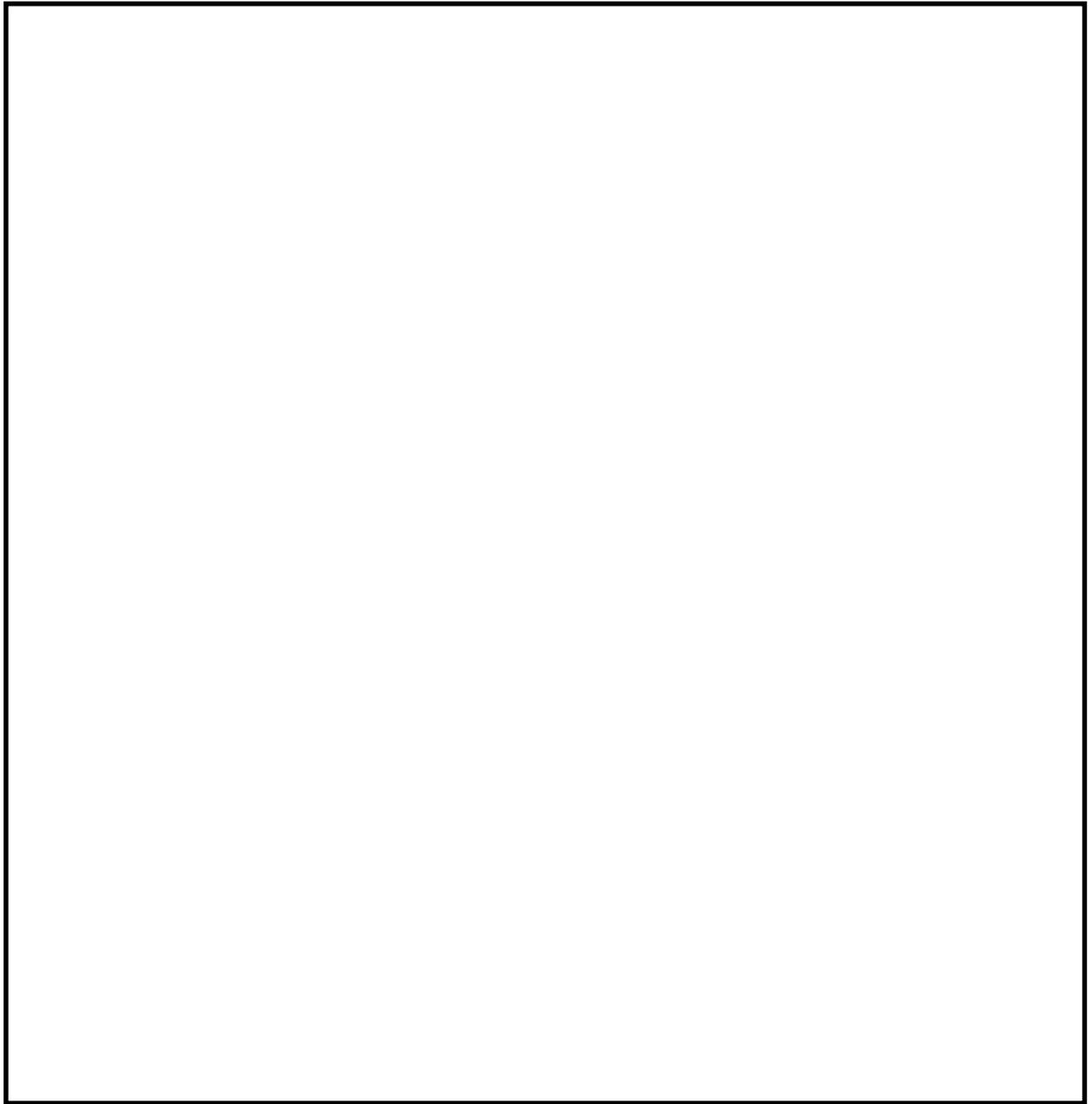
第44-3-1図 A T W S 緩和設備（計器）配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



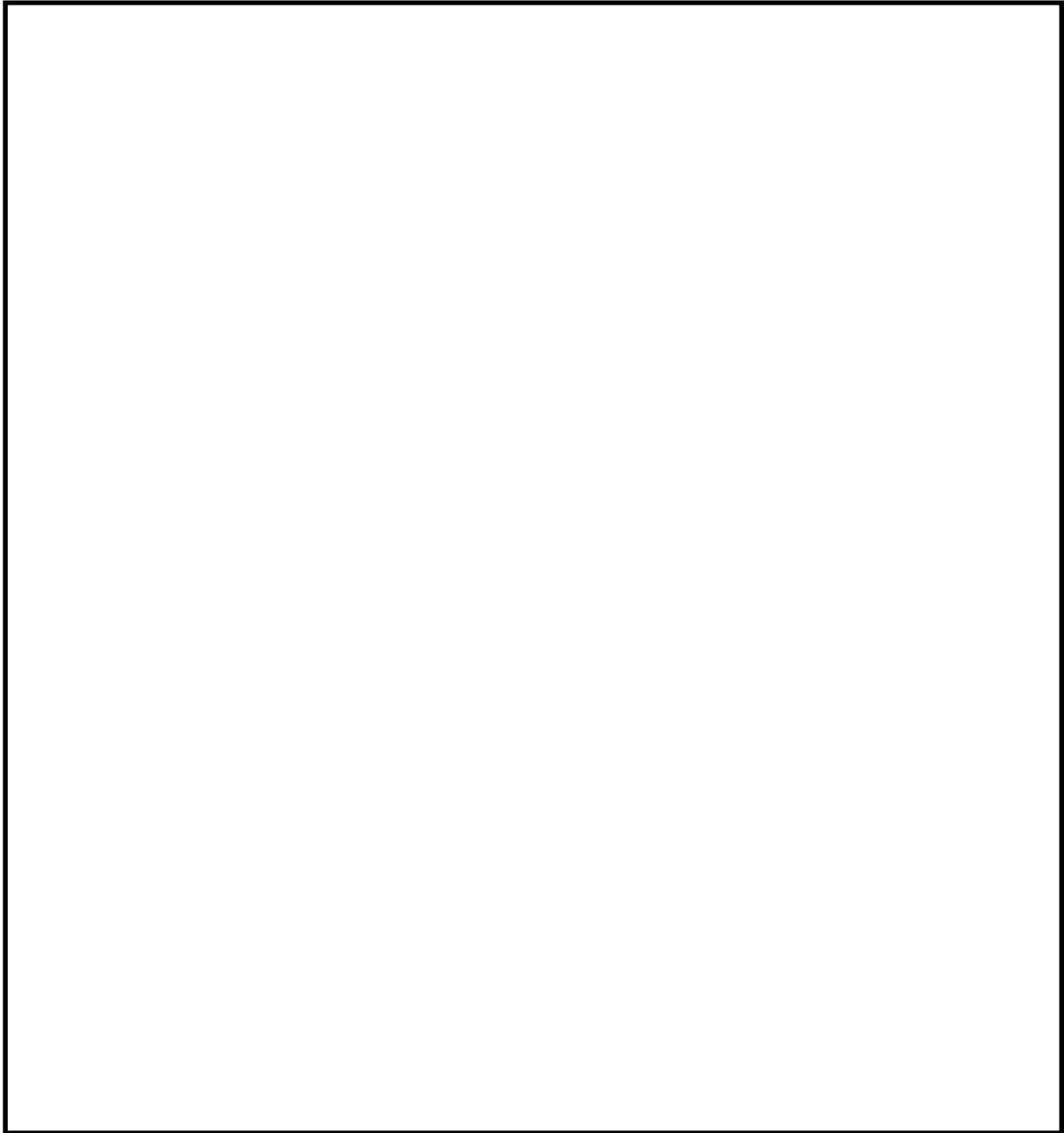
第44-3-2図 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能用電磁弁）配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



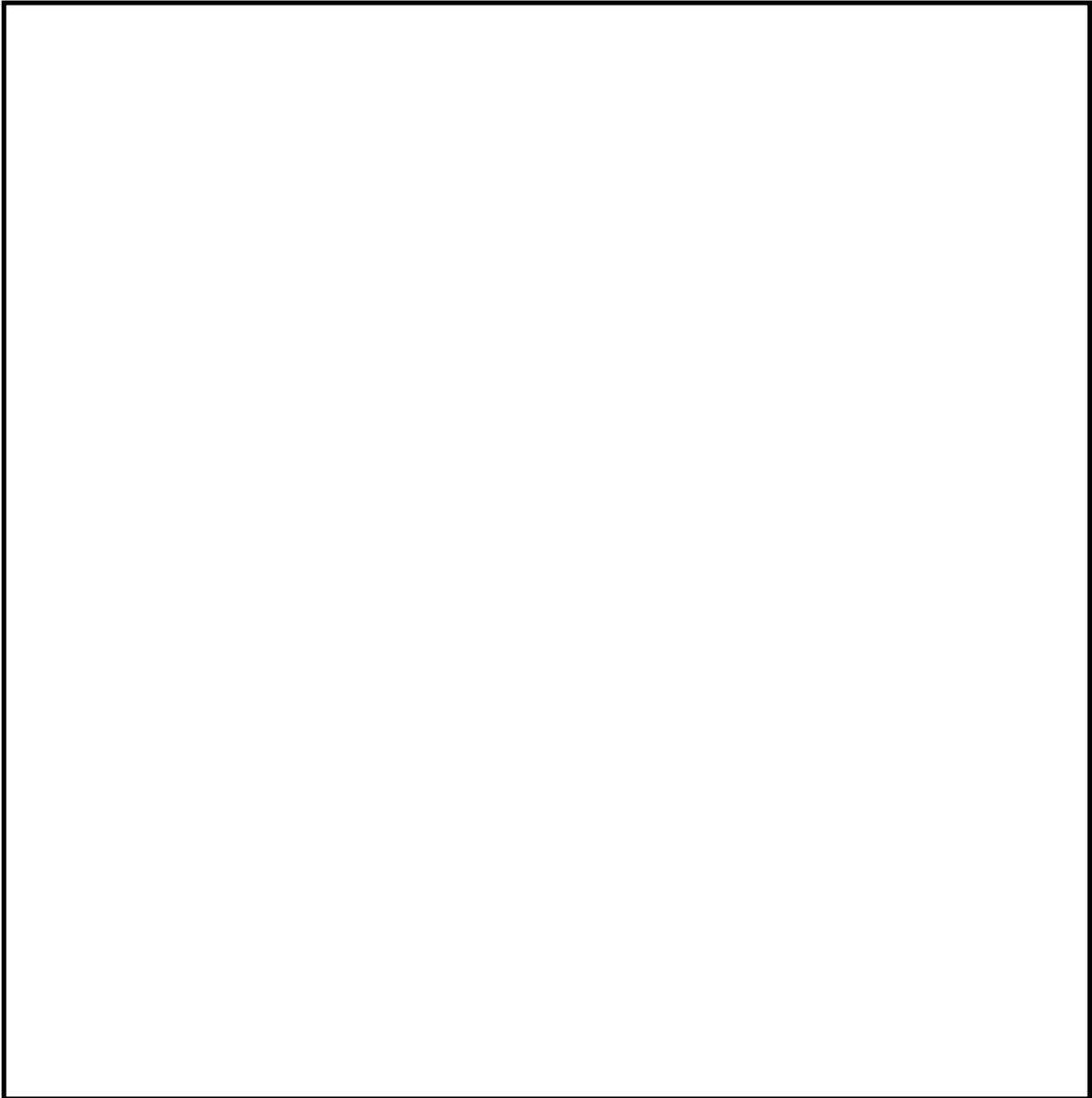
第44-3-3図 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ、タンク）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 5階）



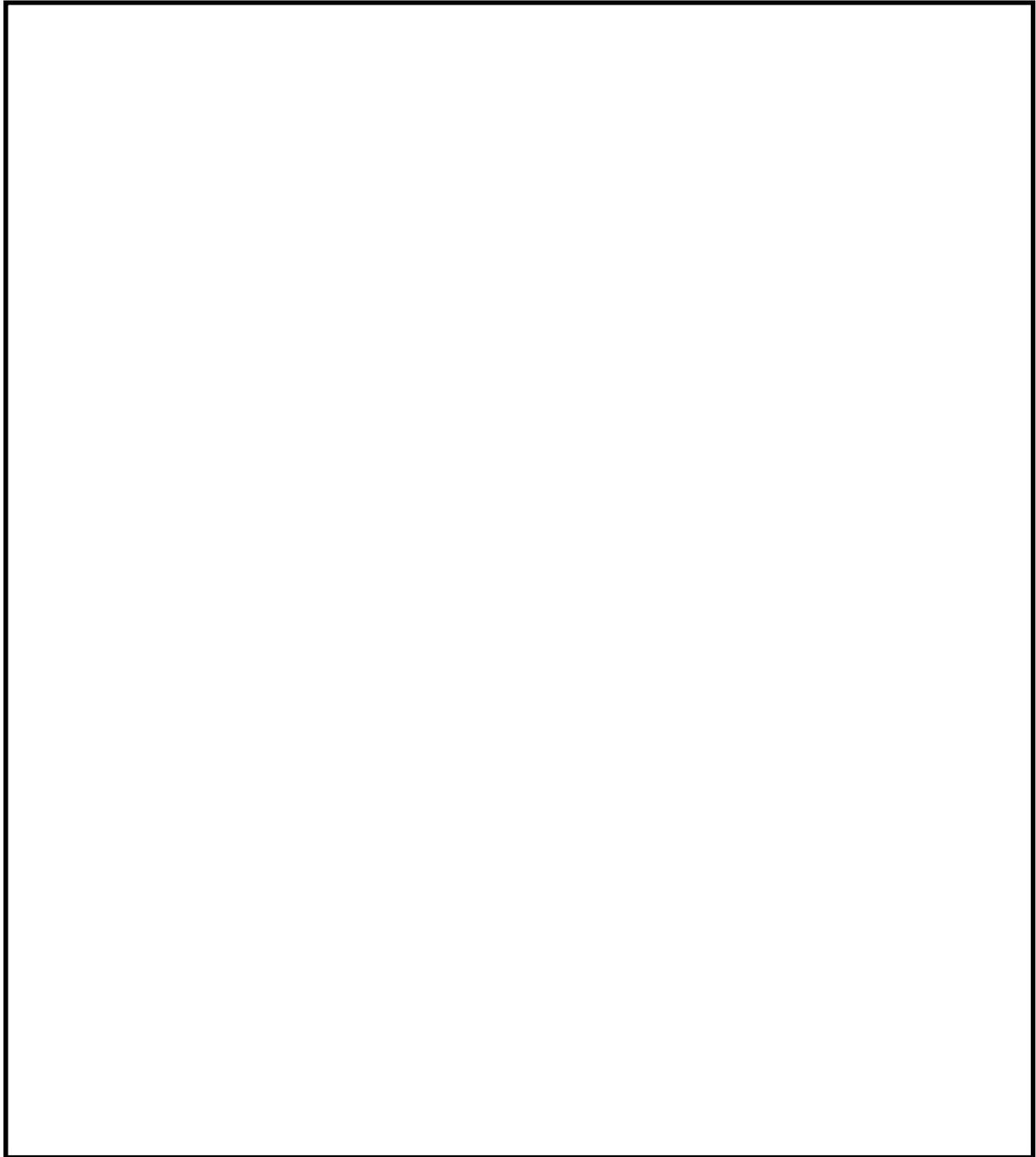
第44-3-4図 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



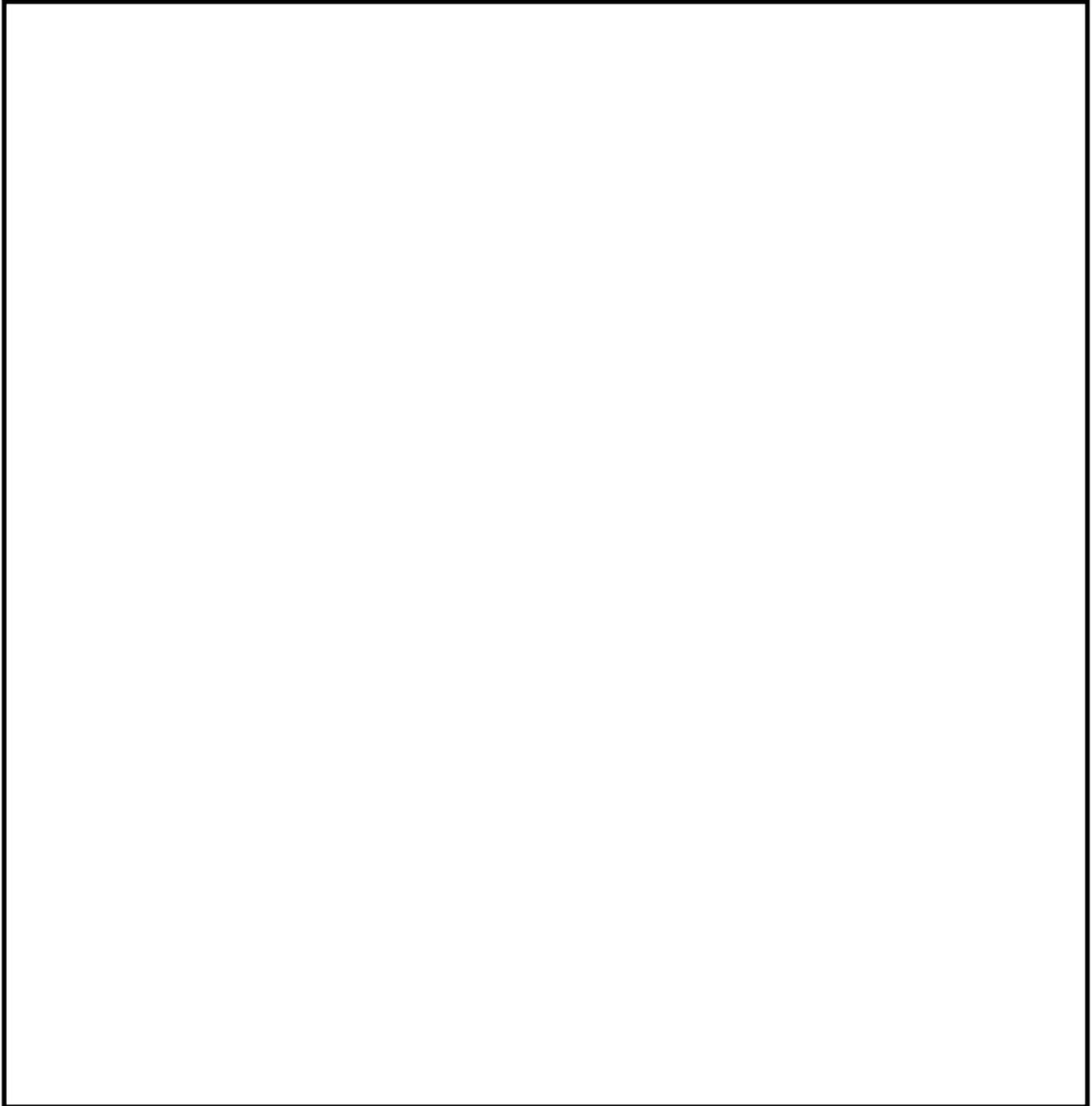
第44-3-5図 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 5階）



第 44-3-6 図 A T W S 緩和設備（中央制御室）の配置図
（原子炉建屋付属棟 3階）

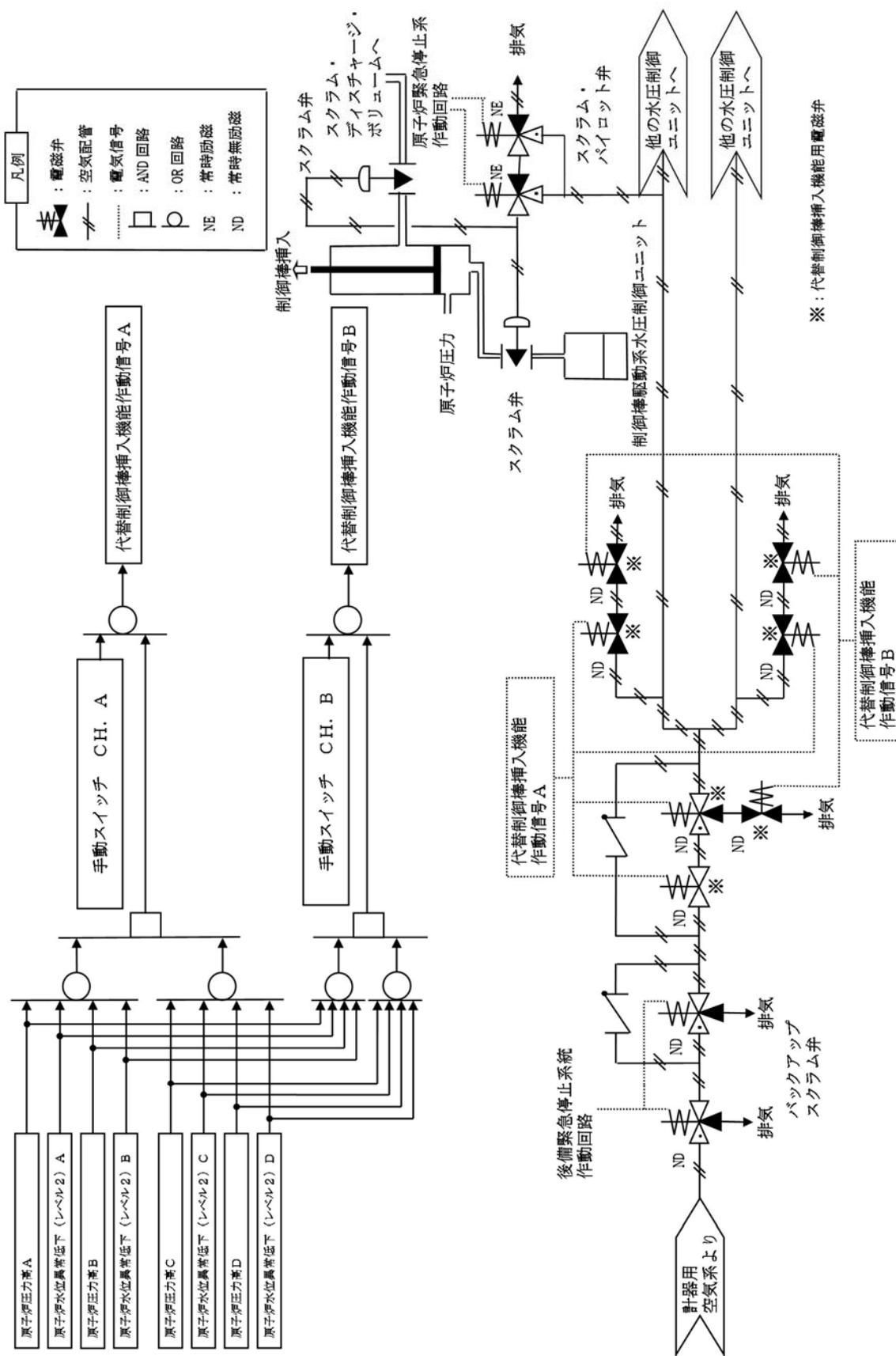


第44-3-7図 制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御
ユニットの配置図
(原子炉建屋原子炉棟 3階，原子炉格納容器内)



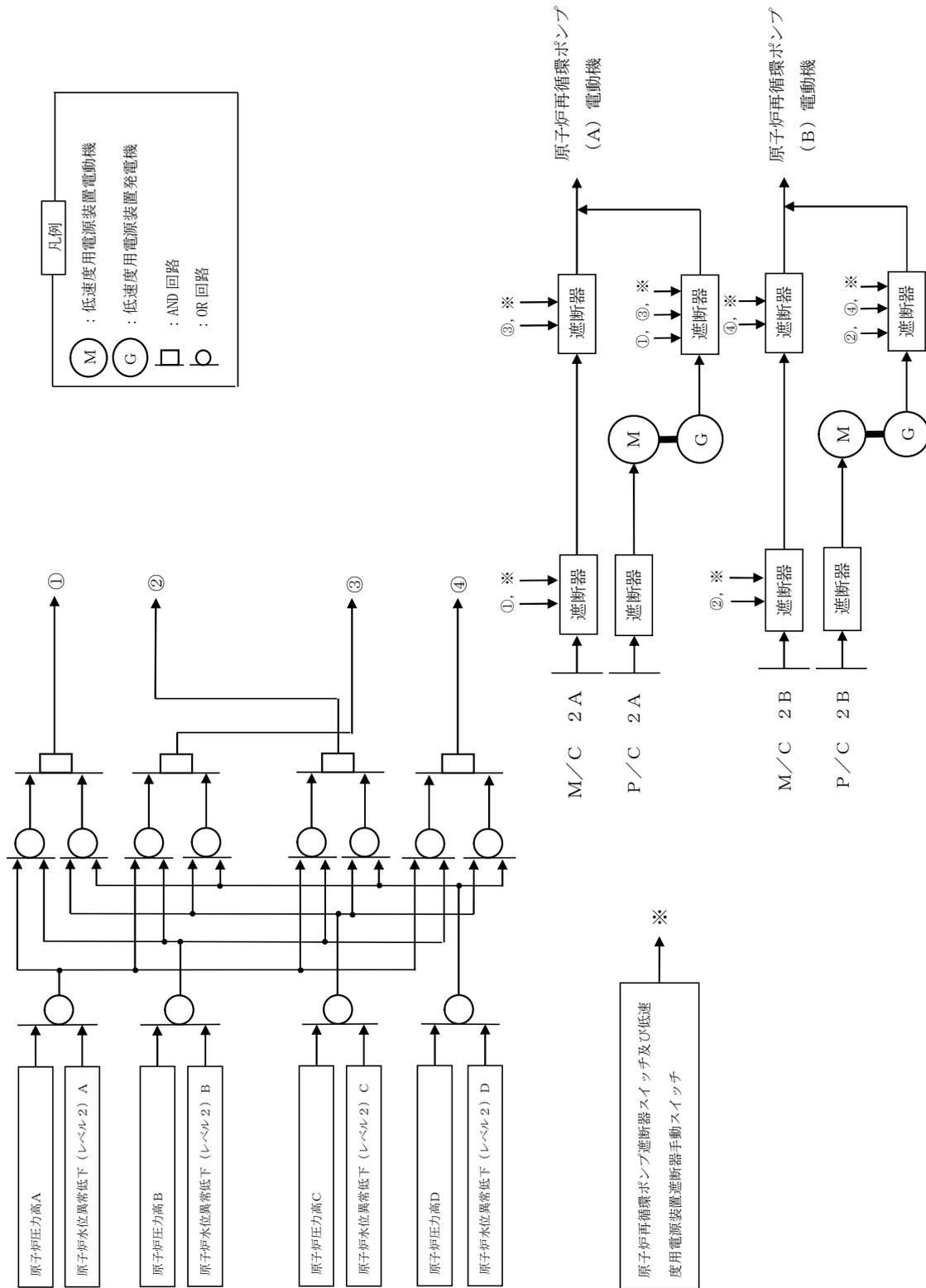
第44-3-8図 自動減圧系の起動阻止スイッチの配置図
(原子炉建屋原子炉棟 3階)

44-4 系統図

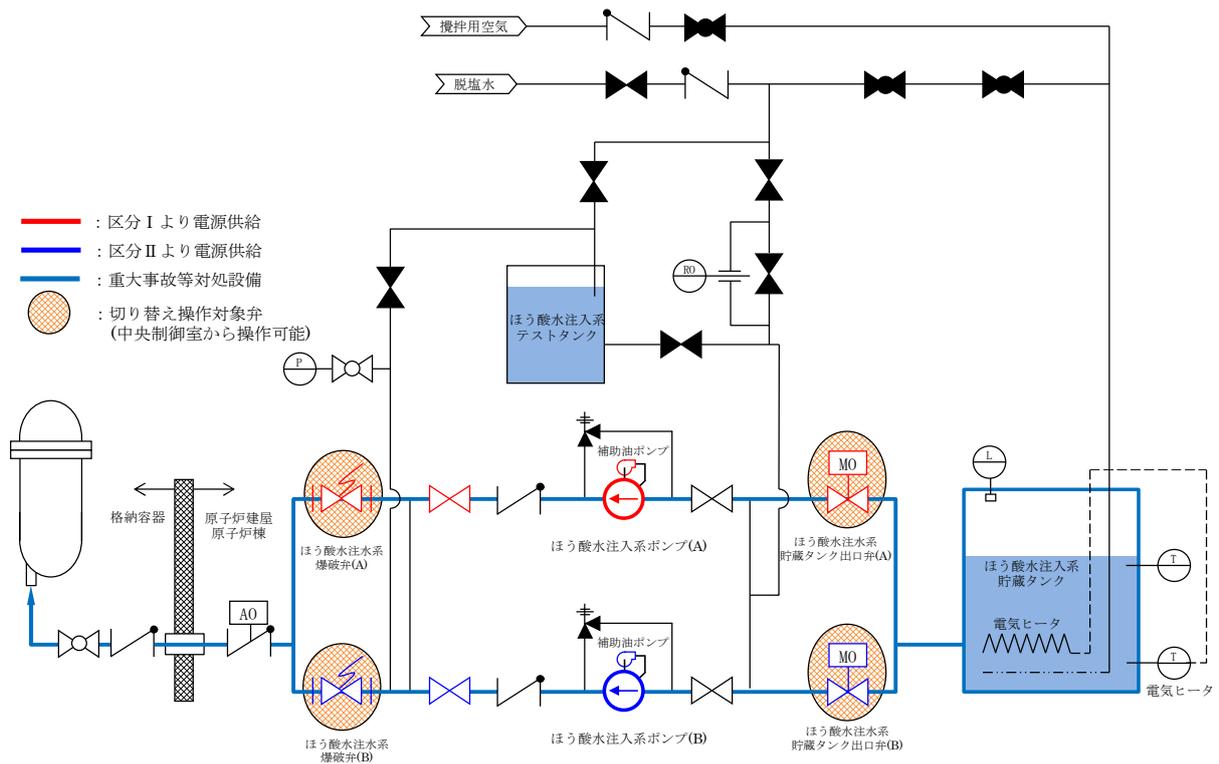


※：代替制御棒挿入機能用電磁弁

第 44-4-1 図 代替制御棒挿入機能概略図



第 44-4-2 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能概略図

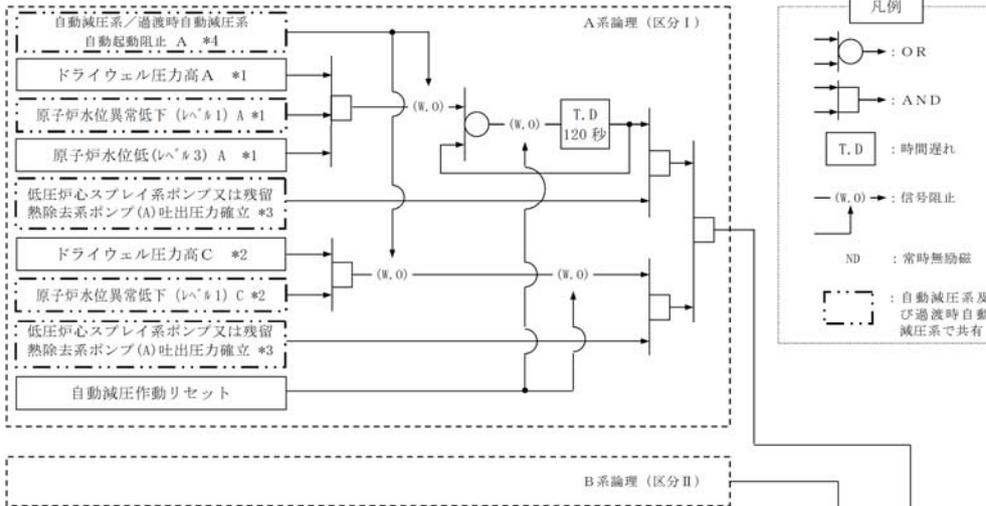


第44-4-3図 ほう酸水注入系 系統概略図

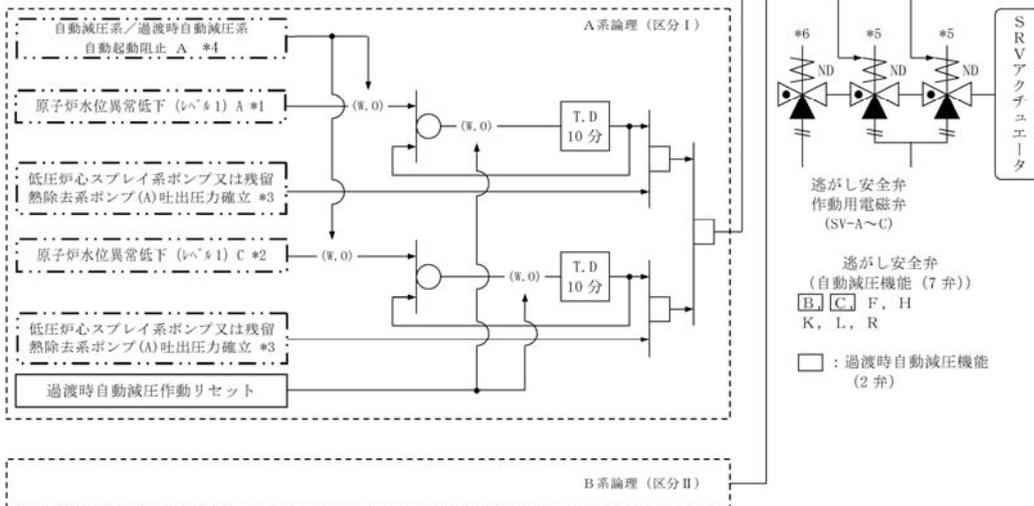
第44-4-1表 操作対象機器リスト

No.	機器名称	操作方法	操作箇所
A系			
1	ほう酸水注入ポンプ (A)	キー・スイッチ操作	中央制御室
2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁 (A)		
3	ほう酸水注入系爆破弁 (A)		
B系			
4	ほう酸水注入ポンプ (B)	キー・スイッチ操作	中央制御室
5	ほう酸水貯蔵タンク出口弁 (B)		
6	ほう酸水注入系爆破弁 (B)		

自動減圧機能論理回路



過渡時自動減圧機能論理回路

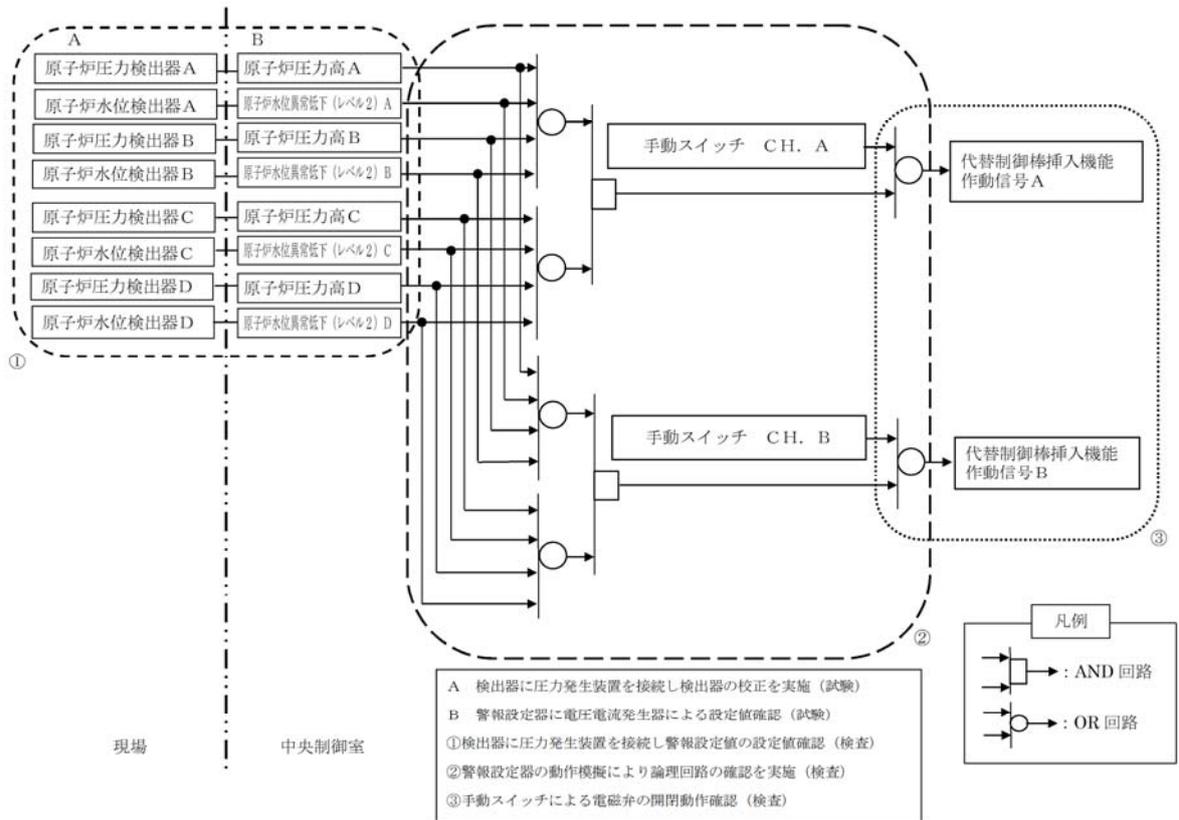


- *1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
- *4: 自動減圧系の起動阻止スイッチ
- *5: 自動減圧系用電磁弁
- *6: 逃がし安全弁用電磁弁

第 44-4-4 図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動回路図

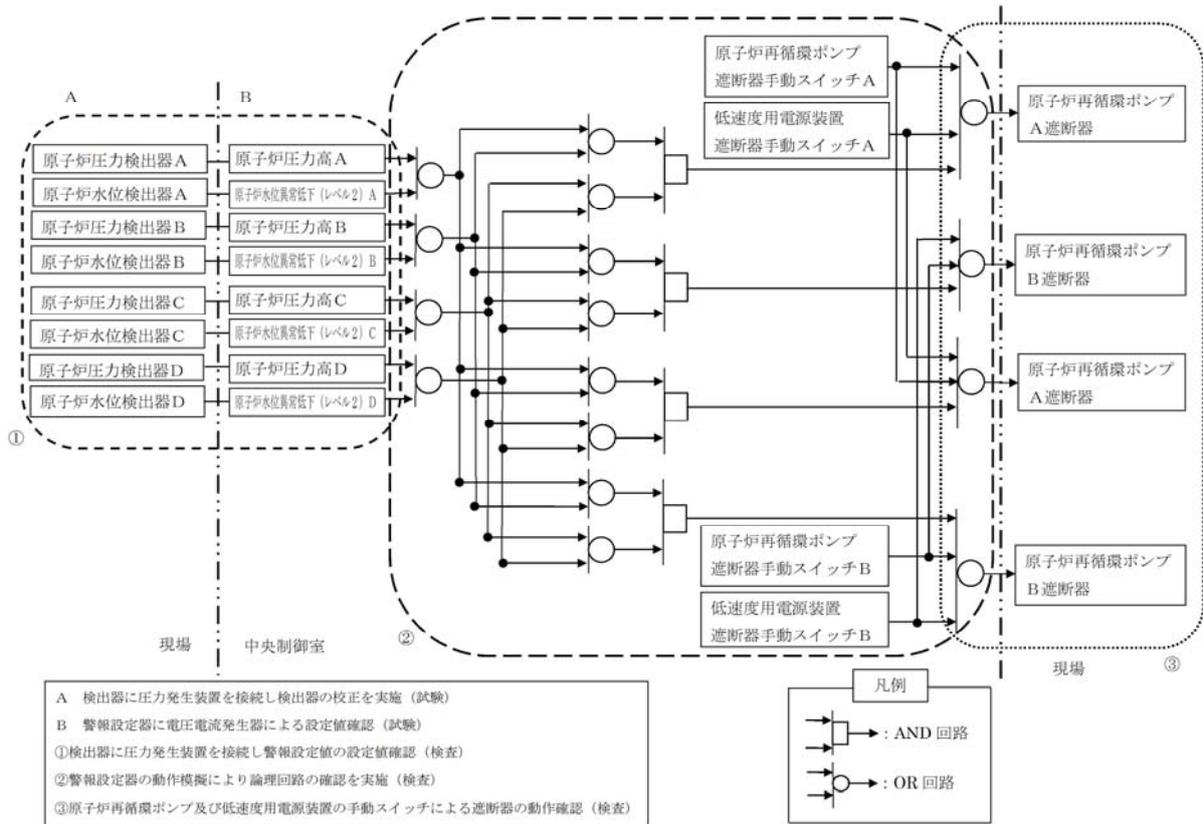
44-5 試験検査

ほう酸水注入系の定期事業者検査対象設備については、検査の実績もあることから、定期事業者検査要領書の表紙、点検計画、関連図面の添付としている。



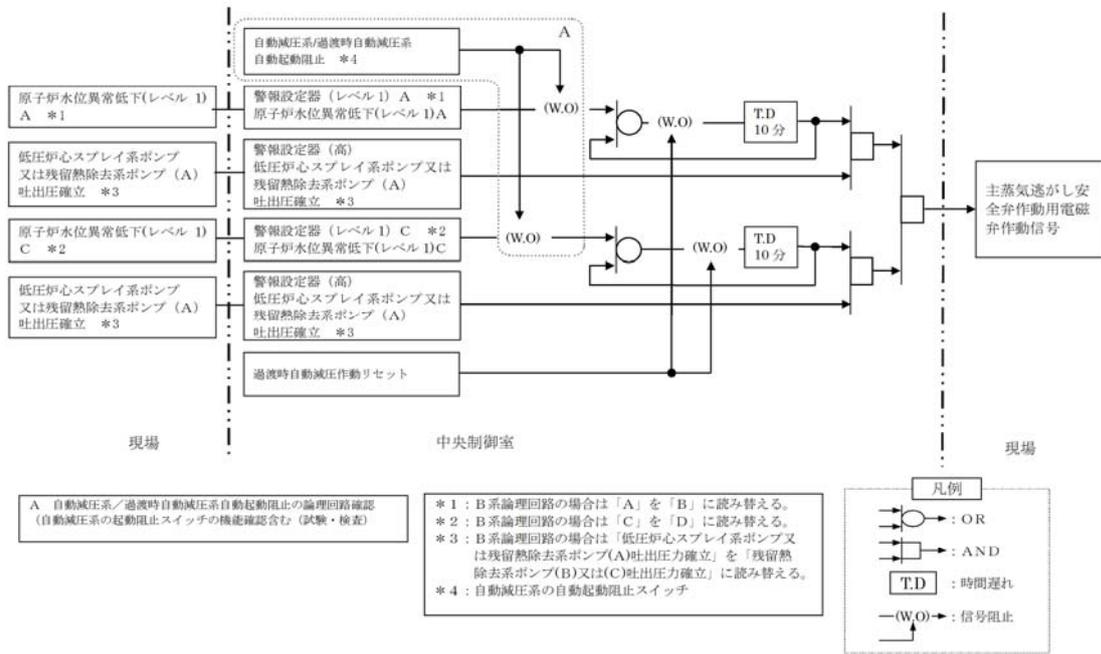
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認 電磁弁の開閉動作確認

第 44-5-1 図 代替制御棒挿入機能及び A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチの試験検査



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認 遮断器の動作確認

第 44-5-2 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能，原子炉再循環ポンプ遮断器手动スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手动スイッチの試験検査



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	論理回路確認(自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む)

第 44-5-3 図 自動減圧系の起動阻止スイッチの試験検査

A T W S 緩和設備の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第三号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、A T W S 緩和設備については、代替制御棒挿入機能や代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

第44-5-1表 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条解釈	要求事項	適合性整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適當な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	ATWS緩和設備は、多重性を有しており、その試験の実施中においても、機能自体は維持される設計とする。但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（施設定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

2. ATWS緩和設備の試験間隔の検討

ATWS緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失したときに期待される設備である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を施設定期検査毎として評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態

が発生する頻度^{*}は誤動作確率 $\frac{\square}{\square}$ ／炉年又は、誤不動作の発生頻度 $\frac{\square}{\square}$ ／炉年と十分に低いことを確認しており、施設定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※44-9 参考資料参照

以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（施設定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。

第 44-5-2 表 東海第二発電所 点検計画

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考
中性子計装系	移動式炉内計装燻破弁 一式	特性試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	分解点検	B	130M	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分 1000Mwd/tに 1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分 1000Mwd/tに 1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査, 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査, 監視機能健全性確認検査(安全保護系機能検査)	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	A	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	-	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査	定検停止中
中性子計装系	平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査, 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査, 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	中性子計装系電源	特性試験	B	3C	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査, 制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	分解点検	B	91M	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査, 制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構(予備) 一式	分解点検	B	91M	制御棒駆動機構分解検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業者検査は定検停止中)

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考
制御棒駆動系	制御棒駆動系 HCUエレトリカルボックス 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系保護検査要素性能(校正)検査	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系設定確認検査	定検停止中
制御棒駆動系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	分解点検	B	39M	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	特性試験	B	3C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	7C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	1C	○	24回	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	機能・性能試験	C	1C	○	24回	制御棒価値ミニマイザ機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	外観点検	B	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	漏えい試験	B	10Y	-	24回	構造健全性検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系テストタンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系テストタンク	外観点検	B	10Y	○	-	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	分解点検	C	130M	○	19回	ほう酸水注入系ポンプ検査、ほう酸水注入系設備検査(機械設備)	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時))
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	外観点検	C	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	分解点検	C	CBM	○	19回	-	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時)) 保全の有効性評価No. 10反映
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	6C	○	19回	電動機検査(ほう酸水注入系ポンプ用)	定検停止中

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB	分解点検	C	130M	○	19回	ほう酸水注入系ポンプ検査、ほう酸水注入系設備検査(機械設備)	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時))
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB	外観点検	C	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	分解点検	C	CBM	○	20回	-	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時)) 保全の有効性評価No. 10反映
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	機能・性能試験	C	6C	○	20回	電動機検査(ほう酸水注入系ポンプ用)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系PCV内側逆止弁	分解点検	B	130M	-	20回	逆止弁検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	分解点検	B	26~130M	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	簡易点検	B	65M	-	23回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	機能・性能試験	B	1~2C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(駆動部) 一式	分解点検	B	52~130M	-	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	分解点検	B	156M	-	16回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	特性試験	B	4C	-	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	圧力計測装置	機能・性能試験	B	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	温度計測装置 一式	特性試験	A, B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	温度計測装置	機能・性能試験	A	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	水位計測装置	機能・性能試験	B	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系電源 一式	特性試験	B	3C	-	24回	-	定検停止中

検査担当 室長	原子炉主任 技術者	ボイラー・タービン 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	機械グループ	
					M	担当
合 議						
発電室 担当M	保守室 担当M	技術センター 担当M	安全管理室 担当M			

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：計測制御系統設備
 検 査 名：制御棒駆動機構分解検査
 要領書番号：T2-Bc-14

(承認)	(確認)	(確認)	(確認)	(審査)	(起案)	
H 年 月 日			H 年 月 日			
合 議						
(確認)	(確認)	(確認)	(確認)	(確認)	(確認)	(確認)

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：計測制御系統設備
 検 査 名：制御棒駆動水圧系機能検査
 要領書番号：T 2 - A a - 0 7

検査担当 室長	原子炉主任 技術者	インジェクション 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	運転管理グループ	
					M	担当
H23年 女月 日			H23年 女月 日			
合 議						
発電室 担当M	保守室 担当M	技術センター 担当M	安全管理室 放射線・化学 M			

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書(停止時)

設 備 名 : 計測制御系統設備

検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査

要領書番号 : T2-Bb-16

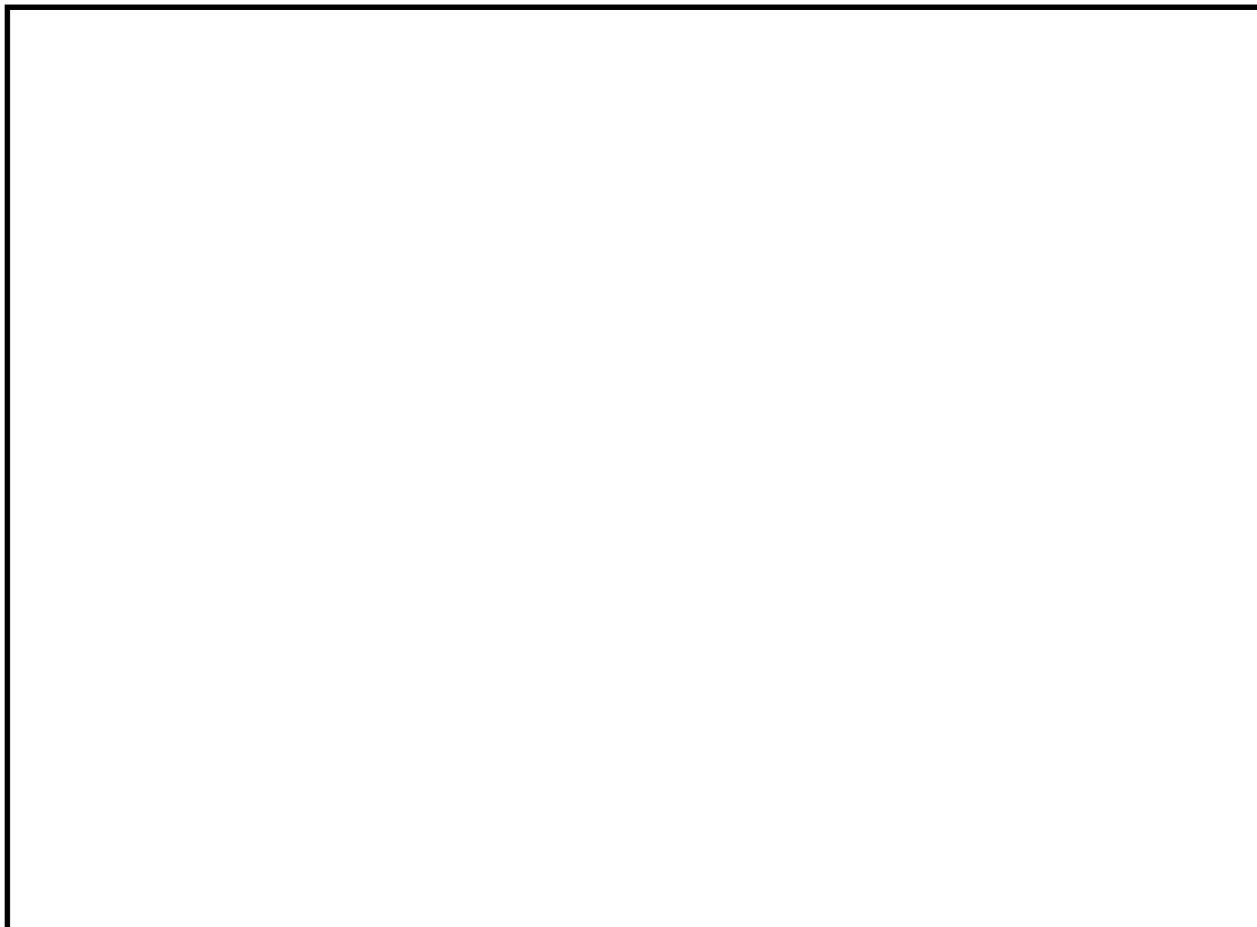
検査担当 M	原子炉主任 技術者	ボイラー・タービン 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	電気・制御 グループ	
					M	担当

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：計測制御系統設備

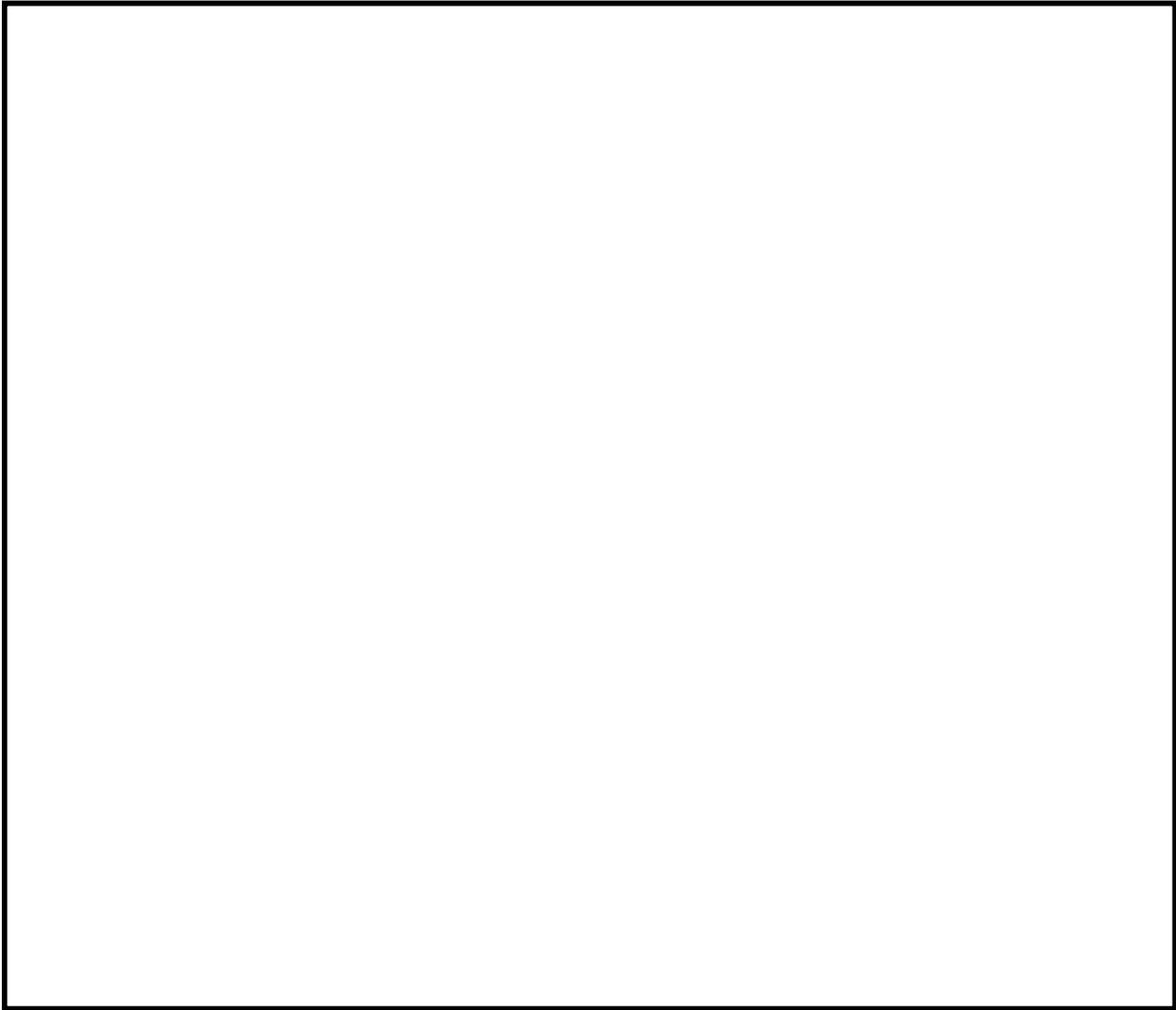
検 査 名：ほう酸水注入系設備検査（電気設備）

要領書番号：T2-Ec-23-2



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構，制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観

第 44-5-4 図 制御棒駆動機構 構造図



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

第44-5-5図 ほう酸水注入ポンプ

第44-5-3表 東海第二発電所 点検計画

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画						
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備考
中性子計装系	移動式炉内計装爆破弁 一式	特性試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	分解点検	B	130M	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分1000Mwd/tに1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分1000Mwd/tに1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査、安全保護系保護検出要素性能(校正)検査、監視機能健全性確認検査(安全保護系機能検査)	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	A	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	-	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査	定検停止中
中性子計装系	平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査、安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査、安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	中性子計装系電源	特性試験	B	3C	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	分解点検	B	91M	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構(予備) 一式	分解点検	B	91M	制御棒駆動機構分解検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業者検査は定検停止中)

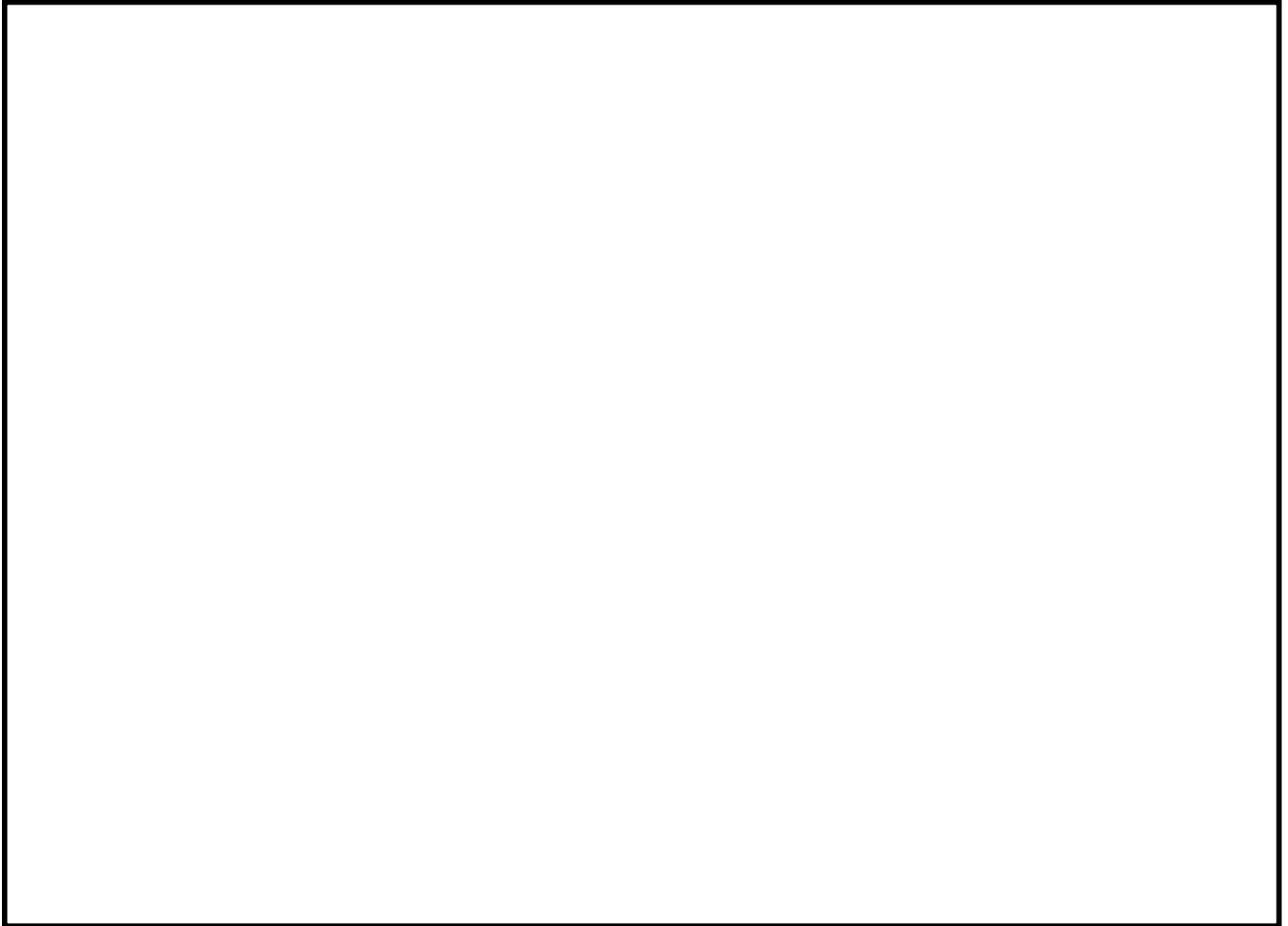
1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画						
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備考
制御棒駆動系	HCUアキュムレータ 一式	分解点検	B	78M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中 保全の有効性評価No. 1反映
制御棒駆動系	HCUアキュムレータ 一式	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	HCU窒素容器 一式	開放点検	B	260M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中
制御棒駆動系	スクラム排水容器Ⅰ	漏えい試験	B	10Y	構造健全性検査	定検停止中
制御棒駆動系	スクラム排水容器Ⅱ	漏えい試験	B	10Y	構造健全性検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプAサクションフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ差圧確認(監視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプBサクションフィルタ	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプAサクションフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ差圧確認(監視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプBサクションフィルタ	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプA出口ラインフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ差圧確認(監視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプB出口ラインフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ差圧確認(監視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA	分解点検	C	65M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中 (振動診断:2M) 保全の有効性評価No. 2反映
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA電動機	分解点検	C	52M	電動機検査(制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ用)	定検停止中 (振動診断:2M)
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA電動機	特性試験	C	1C	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB	分解点検	C	65M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中 (振動診断:2M) 保全の有効性評価No. 2反映
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB電動機	分解点検	C	52M	電動機検査(制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ用)	定検停止中 (振動診断:2M)
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB電動機	特性試験	C	1C	-	定検停止中

1. 点検計画

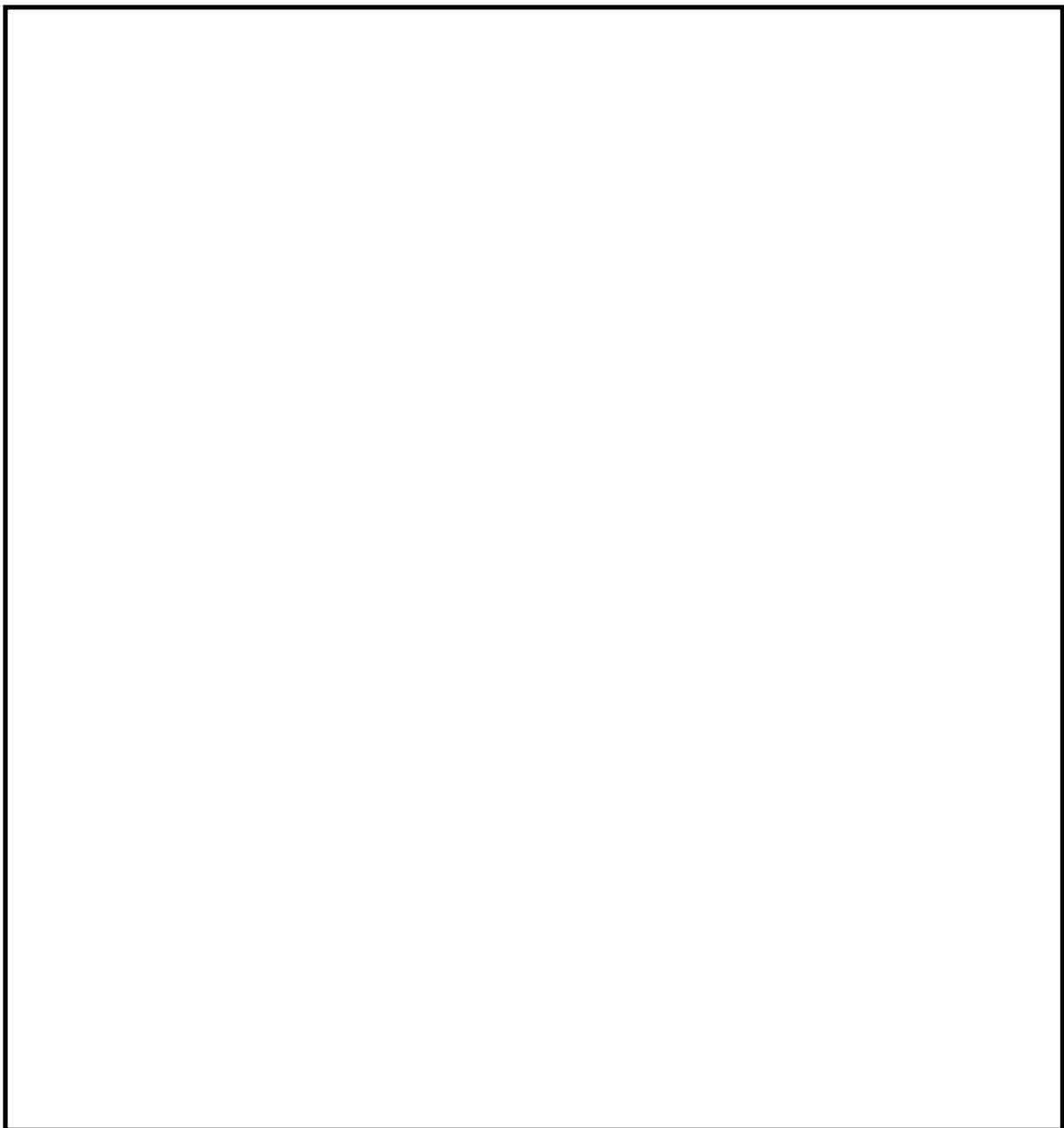
東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考
制御棒駆動系	制御棒駆動系 HCUエレトリカルボックス 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系設定値確認検査	定検停止中
制御棒駆動系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	分解点検	B	39M	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	特性試験	B	3C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	7C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	1C	○	24回	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	機能・性能試験	C	1C	○	24回	制御棒価値ミニマイザ機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	外観点検	B	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	漏えい試験	B	10Y	-	24回	構造健全性検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系テストタンク	外観点検	B	10Y	○	-	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	分解点検	C	130M	○	19回	ほう酸水注入系ポンプ検査 ほう酸水注入系設備検査(機械設備)	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時))
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	外観点検	C	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	分解点検	C	CBM	○	19回	-	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時)) 保全の有効性評価No. 10反映
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	6C	○	19回	電動機検査(ほう酸水注入系ポンプ用)	定検停止中



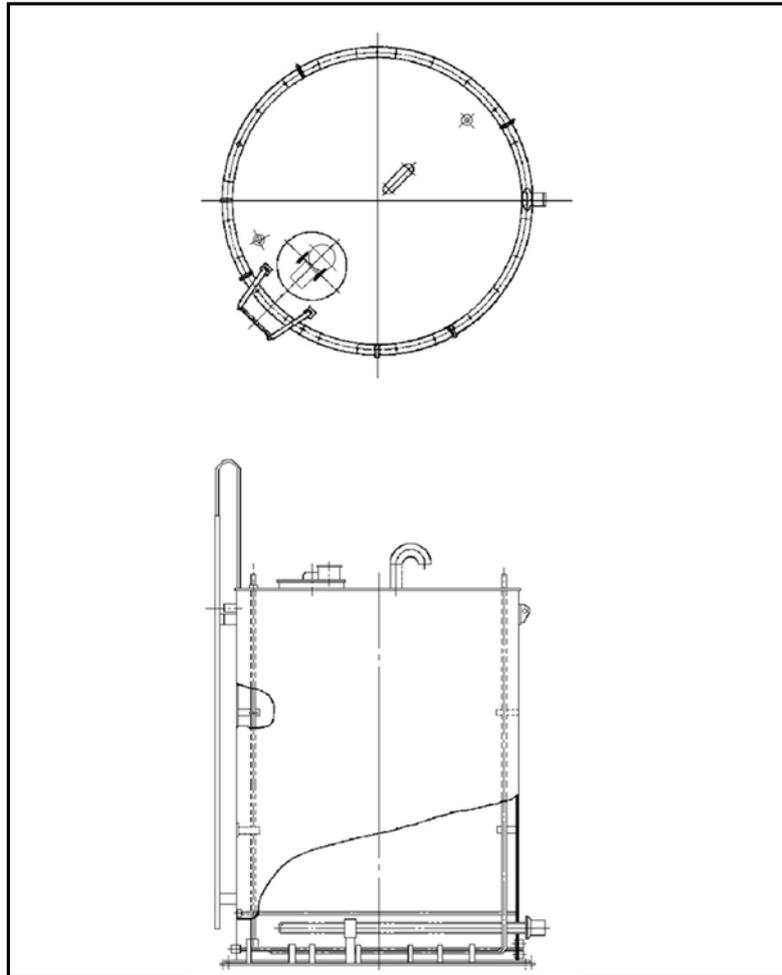
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構，制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観

第 44-5-6 図 制御棒構造図



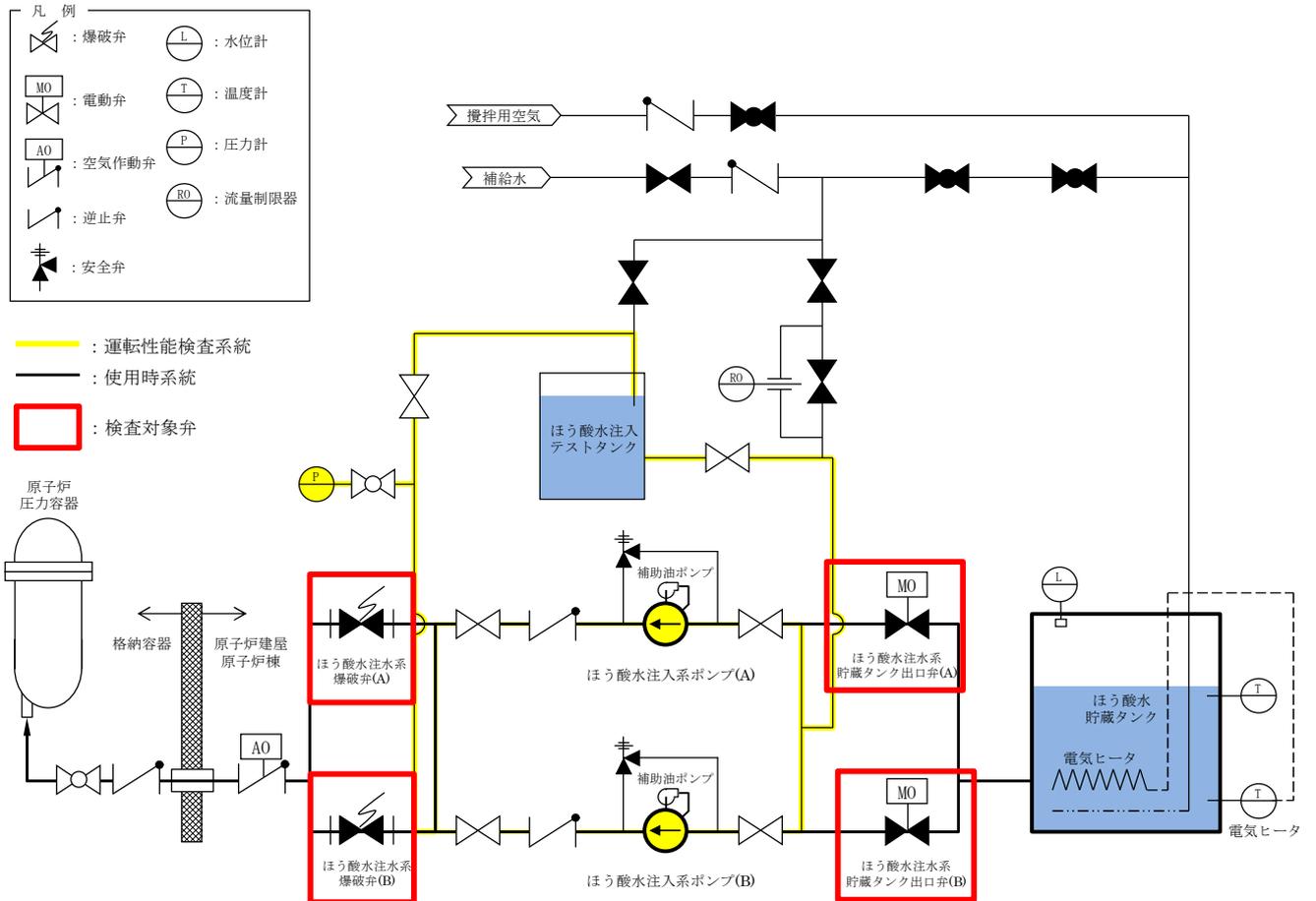
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構，制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認

第 44-5-7 図 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

第 44-5-8 図 ほう酸水貯蔵タンク



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

第44-5-9図 ほう酸水注入系運転性能検査システム図

44-6 容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設定値	7.39MPa[gage]以下

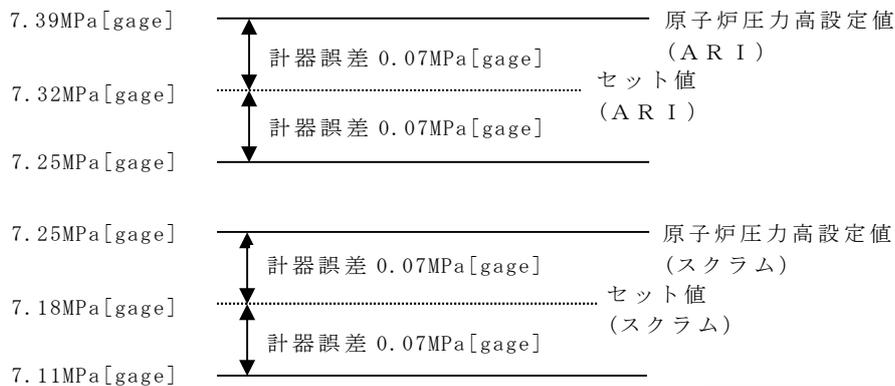
【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.25MPa[gage]以下)より高い設定とする。
- (2)主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの負荷を考慮し、極力低い値で動作させるような設定とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にさせる。



ARI	: 代替制御棒挿入機能
セット値	: 実機の計装設備にセットする値
計器誤差	: 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第 44-6-1 図 原子炉圧力高設定値の概要図

名称	原子炉水位異常低下（レベル2）
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より1,245cm以上

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位異常低下（レベル2）を設定値とする。

注記※：原子炉圧力容器ゼロレベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムに失敗した場合，代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にさせる。



ARI	: 代替制御棒挿入機能
セット値	: 実機の計装設備にセットする値
計器誤差	: 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第 44-6-2 図 原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要図

・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプトリップを行う。
設定値	7.39MPa[gage]以下

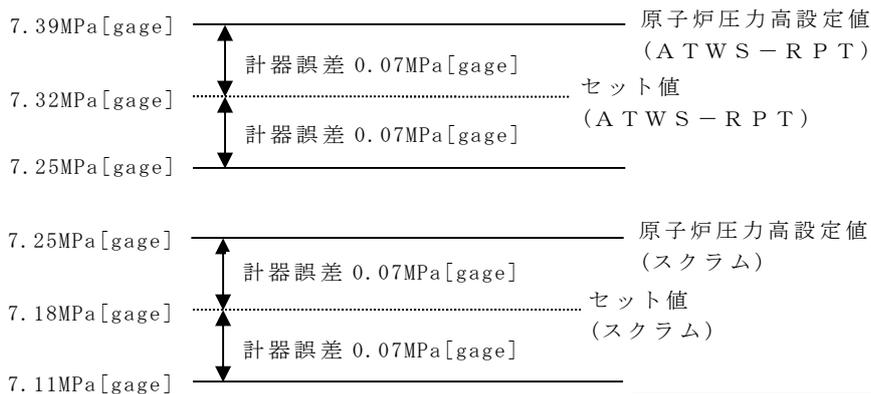
【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa[gage]以下）より高い設定とする。
- (2) 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・プールへの負荷を考慮し、極力低い値で動作させるような設定とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により原子炉出力を低下させる。



A T W S - R P T: 代替再循環ポンプトリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第 44-6-3 図 原子炉圧力高設定値の概要図

名称	原子炉水位異常低下（レベル2）
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉再循環ポンプトリップを行う。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より1,245cm以上

【設定根拠】

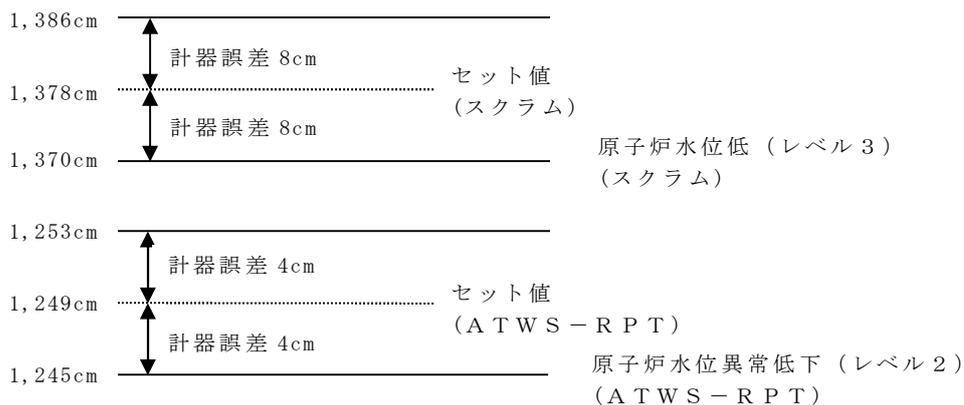
設定値は，次の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位異常低下（レベル2）を設定値とする。

注記※：原子炉圧力容器ゼロレベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低（レベル2）による原子炉スクラムに失敗した場合，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により原子炉出力を低下させる。



A T W S - R P T : 代替再循環ポンプトリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第 44-6-4 図 原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要図

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容量	L/個	約18
最高使用圧力	MPa[gage]	12.06
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を共有するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

制御棒駆動系水圧制御ユニットは185個設置する。

1. 容量の設定根拠

設計基準事故対処設備として設置する制御棒駆動水圧設備アキュムレータ容量は、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な容量として下記を考慮する。

$$\begin{aligned}
 & \text{全ストロークスクラムに必要な容量} \\
 & = (\text{挿入有効断面積}) \times (\text{全挿入までのストローク}) \\
 & = (26.2 \times 365.8) / 1000 \\
 & = 9.58 \approx 10\text{L}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{ここで、挿入有効断面積} & \quad : 26.2\text{cm}^2 \\
 \text{全挿入までのストローク} & \quad : 365.8\text{cm}
 \end{aligned}$$

制御棒駆動水圧設備アキュムレータ容量は、上記全ストロークスクラムに必要な容量 10L/個に余裕を見込み、これを上回る容量として、約 18L/個とする。

重大事故等時に使用する制御棒駆動水圧設備アキュムレータ容量は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の使用方法であることから、設計基準事故対処設備と同仕様として、約 18L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用する当該アキュムレータの最高使用圧力は、主配管「駆動水ポンプ吐出管」の最高使用圧力に合わせ、12.06MPaとする。

当該アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の使用方法であることから、設計基準事故対処設備と同仕様として、12.06MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準施設として使用する当該アキュムレータの最高使用温度は、主配管「駆動水ポンプ吐出管」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

当該アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の使用方法であることから、設計基準事故対処設備と同仕様として、66℃とする。

・ほう酸水注入ポンプ

名 称		ほう酸水注入ポンプ
容量	m ³ /h	約9.36（注1）、約9.78（注2）
全揚程 （吐出圧力）	m (MPa[gage])	約870 (8.50)
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込側1.04／吐出側9.66
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW／個	37
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】

ほう酸水注入ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは2個（内1個予備）設置する。

1. 容量

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの容量は、原子炉圧力容器の通常水位までの炉水量を基準として、炉水中のボロン濃度変化が約8～20ppm/minの範囲内にあるものとし、この許容注入速度範囲を維持する必要がある。各ポンプ容量は、タンク液位に関係なく、50分以上125分以内でタンクの有効容積を原子炉に注入する必要があることから、約9.36m³/hを上回るものとし、約9.78m³/hとする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準事故対処設備と同様の使用方法であるため、約9.78m³/hとする。

2. 全揚程

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は、0Pa からほう酸水注入系を必要とする最大運転圧力にいたるまでの全圧力範囲で原子炉に定格流量を注入できるものとする。すなわち、原子炉圧力容器内の圧力が逃し安全弁の安全弁機能の第一段圧力である 7.78MPa の時にも注入できるよう、8.50MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準事故対処設備と同様の使用方法であるため、8.50MPa とする。

3. 最高使用圧力

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、9.66MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準事故対処設備と同様の使用方法であるため、設計基準事故対処設備と同設計条件で設計し、9.66MPa とする。

4. 最高使用温度

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66℃ とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの重大事故時における使用温度と同じ 66℃ とする。

5. 原動機出力

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \times 100$$

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプー試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) = 0.163 (163 ・ /min)

p : 吐出圧力 (MPa) = 8.5

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} = 69.9 \doteq 69$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) = 85

η_g : 減速機効率 (%) = 91.5

η_v : ポンプ容積効率 (%) = 90

$$P = \frac{10^3 \times 0.163 \times 8.5}{60 \times 69 / 100} = 33.5 \doteq 34 \text{ kW}$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、37kWとする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、設計基準事故対処設備と同様の使用方法であるため、設計基準事故対処設備として使用する場合の原動機出力と変わらない。

以上より、設計基準事故対処設備と同設計条件で設計し、37kW/個とする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称		ほう酸水貯蔵タンク
容量	m ³ / 基	約16.4（注1），約19.5（注2）
最高使用圧力	MPa [gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
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>【設定根拠】</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクは，制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。</p> <p>ほう酸水注入ポンプは1基設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>設計基準事故対処設備として使用するほう酸水貯蔵タンクの容量（設計確認値）は，ほう酸水の最小貯蔵量 15.4m³*を上回る容量として，タンク内有効容積 15.4m³とタンク内無効容積 1.0m³を考慮し，約16.4m³とする。また，容量（公称値）については，容量（設計確認値）を上回るものとして，約19.5 m³とする。</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の容量は，設計基準事故対処設備と同様の使用方法であるため，設計基準事故対処設備と同設計条件とし，約16.4m³（設計確認値）と約19.5m³（公称値）とする。</p> <p>注記*：ほう酸水の貯蔵量について</p> <p>ほう酸水の貯蔵量は，ほう酸水を注入して原子炉を低温停止に至らせ，その状態を余裕を持って維持するのに必要な冷却材中のボロン濃度を考慮する。</p> <p>必要ボロン濃度は，停止余裕を0.05以上にするのに必要なボロン濃度600ppmに，不完全混合に対する余裕等をとって1000ppmとする。</p> <p>ここで，必要ボロン濃度に対するボロン量は，原子炉冷却材水量が416×10³kgであるため，</p> $416 \times 10^3 \times 1000 \times 10^{-6} = 416 \text{kg}$ <p>となる。そしてボロン含有率を18.31wt%として，五ほう酸ナトリウムの量に換算すると，必要五ほう酸ナトリウム量は，</p> $\text{必要五ほう酸ナトリウム量} = 416 \times \frac{100}{18.3}$ $= 2271.98 \approx 2272 \text{ kg} \quad \text{となる。}$		

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15℃における溶解度は 13.4wt%で、溶液の比重約 1.1 である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned}\text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量(kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \times \text{密度(kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{2227}{0.134 \times 1.1 \times 10^3} \\ &= 15.4\text{m}^3\end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の貯蔵量は15.4m³（最小）とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが大気開放であることから、静水頭圧とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが大気開放であることから、設計基準事故対処設備と同設計条件で設計し、静水頭圧とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸の析出防止のため保温用電気ヒータによりほう酸水を 27±3℃に維持しているため、これを上回る 66℃とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準事故対処設備と同設計条件で設計し、66℃とする。

44-7 その他設備

以下に、原子炉を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下のとおりである。

(1) 手動スクラム・スイッチ

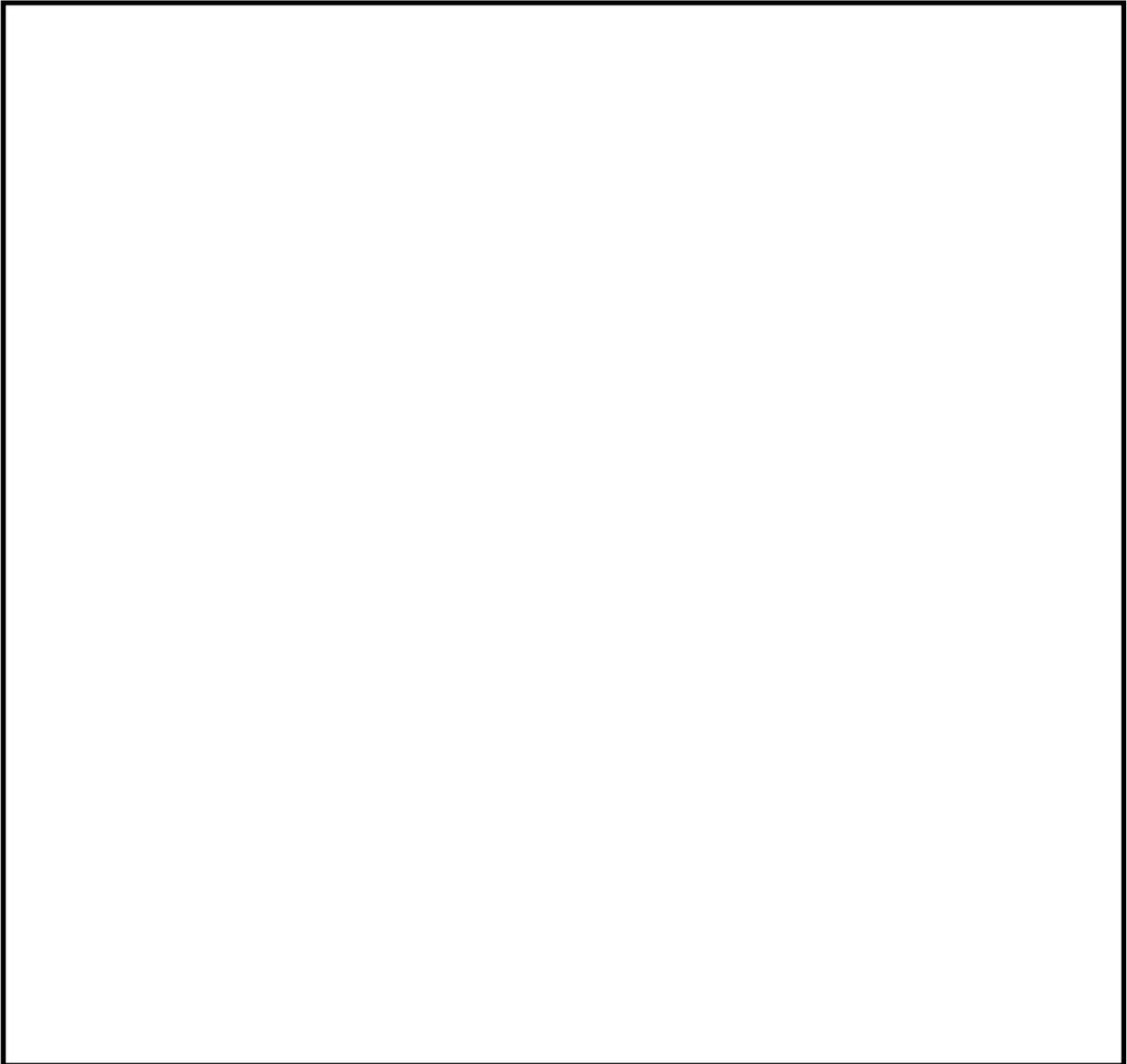
手動スクラム・スイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラム・スイッチを整備している。

(2) 原子炉モード・スイッチ

原子炉モード・スイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モード・スイッチを整備している。

(3) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

安全保護系盤に設置してあるスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを引き抜くことでスクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを整備している。



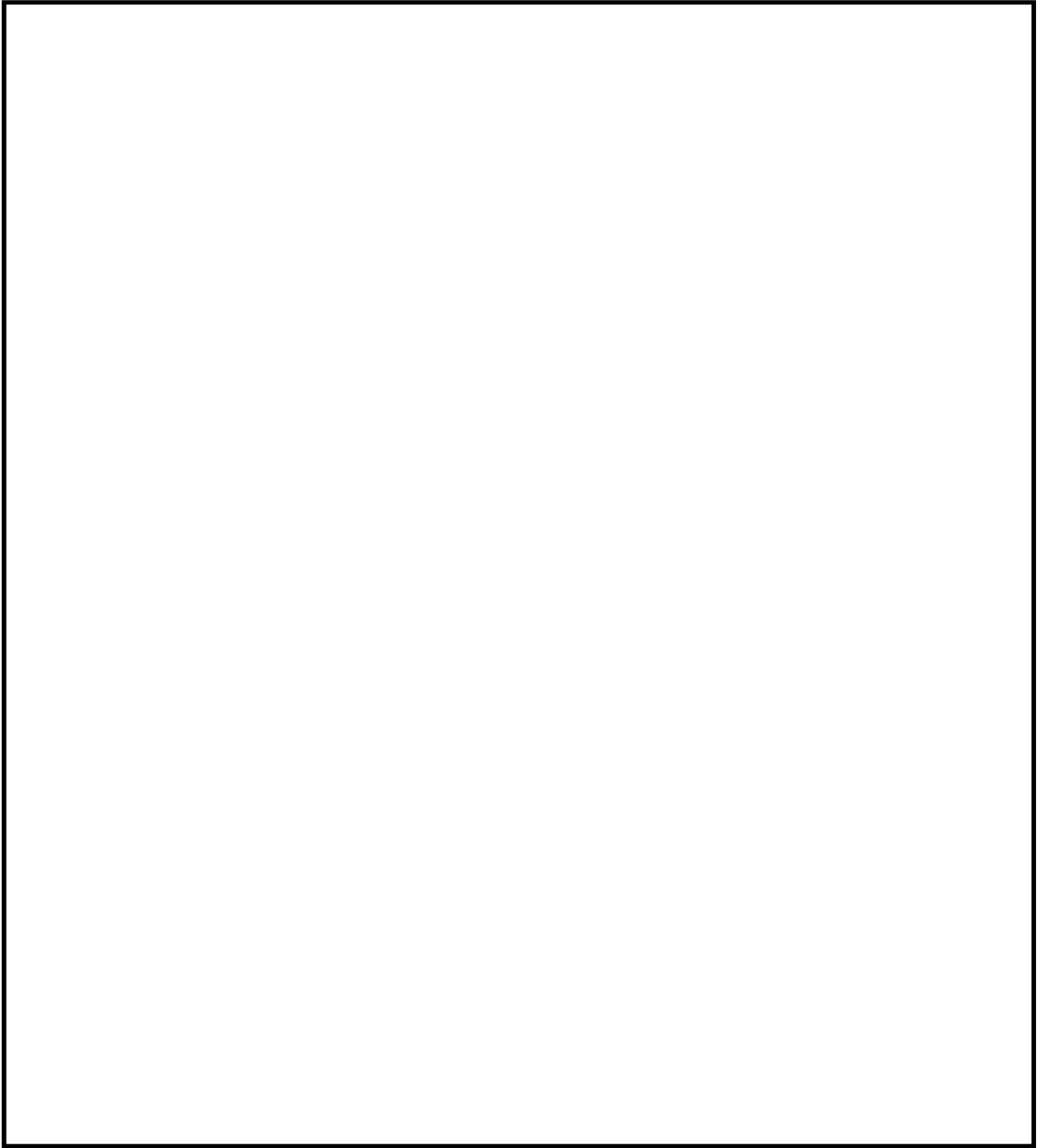
第44-7-1図 配置図（自主対策設備）
（原子炉建屋付属棟 3階）

(4) 計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイアフラムの空気圧がなくなりスクラム弁を開とすることが可能であることから、計装用空気配管・弁を整備している。

(5) スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチは、現場での操作であり、全制御棒全挿入完了までには時間を要するが、スクラム個別スイッチを操作することで制御棒のスクラム動作が可能であり、制御棒を挿入する手段として有効であることからスクラム個別スイッチを整備している。



第44-7-2図 配置図（自主対策設備）

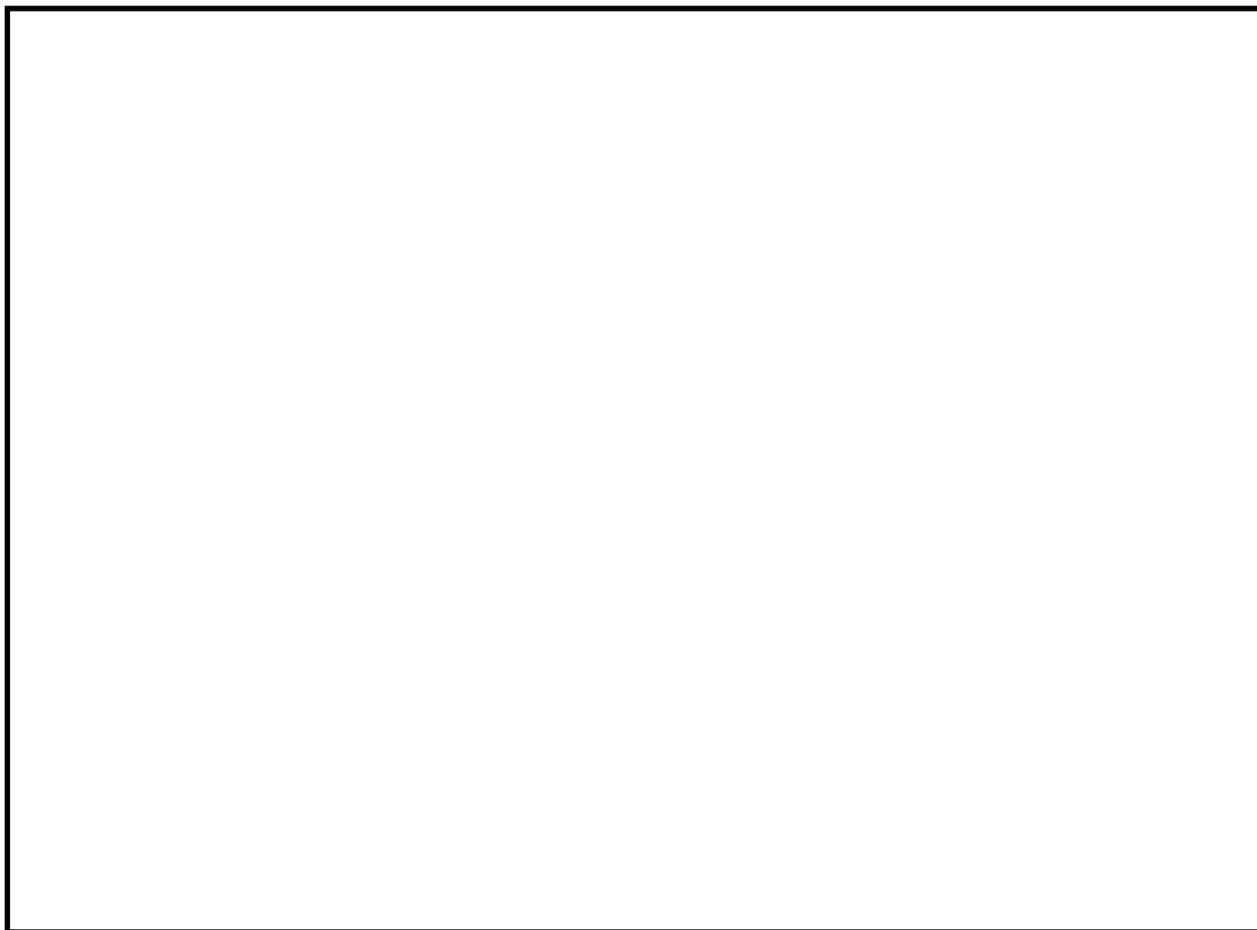
（原子炉建屋原子炉棟 3階）

(6) 制御棒手動操作系，制御棒駆動系，選択制御棒挿入機構

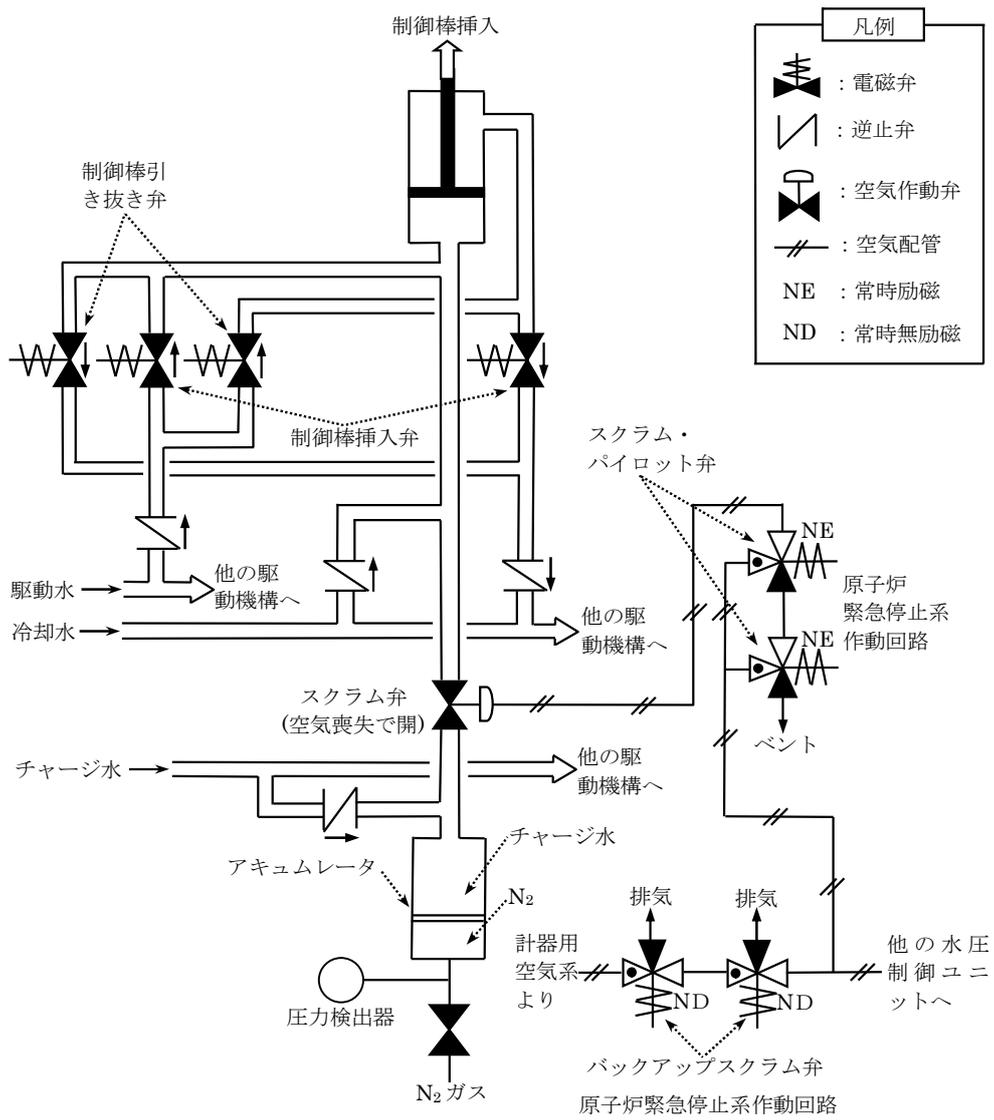
制御棒駆動系は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，若しくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を挿入する手段として整備している。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，第44-7-4図に示す。

選択制御棒挿入機構は，低炉心流量高出力領域に入った場合に出力を制御し，安定性の余裕を確保するために，あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能である。本機能は手動挿入操作が可能であり，制御棒を挿入する手段として整備している。

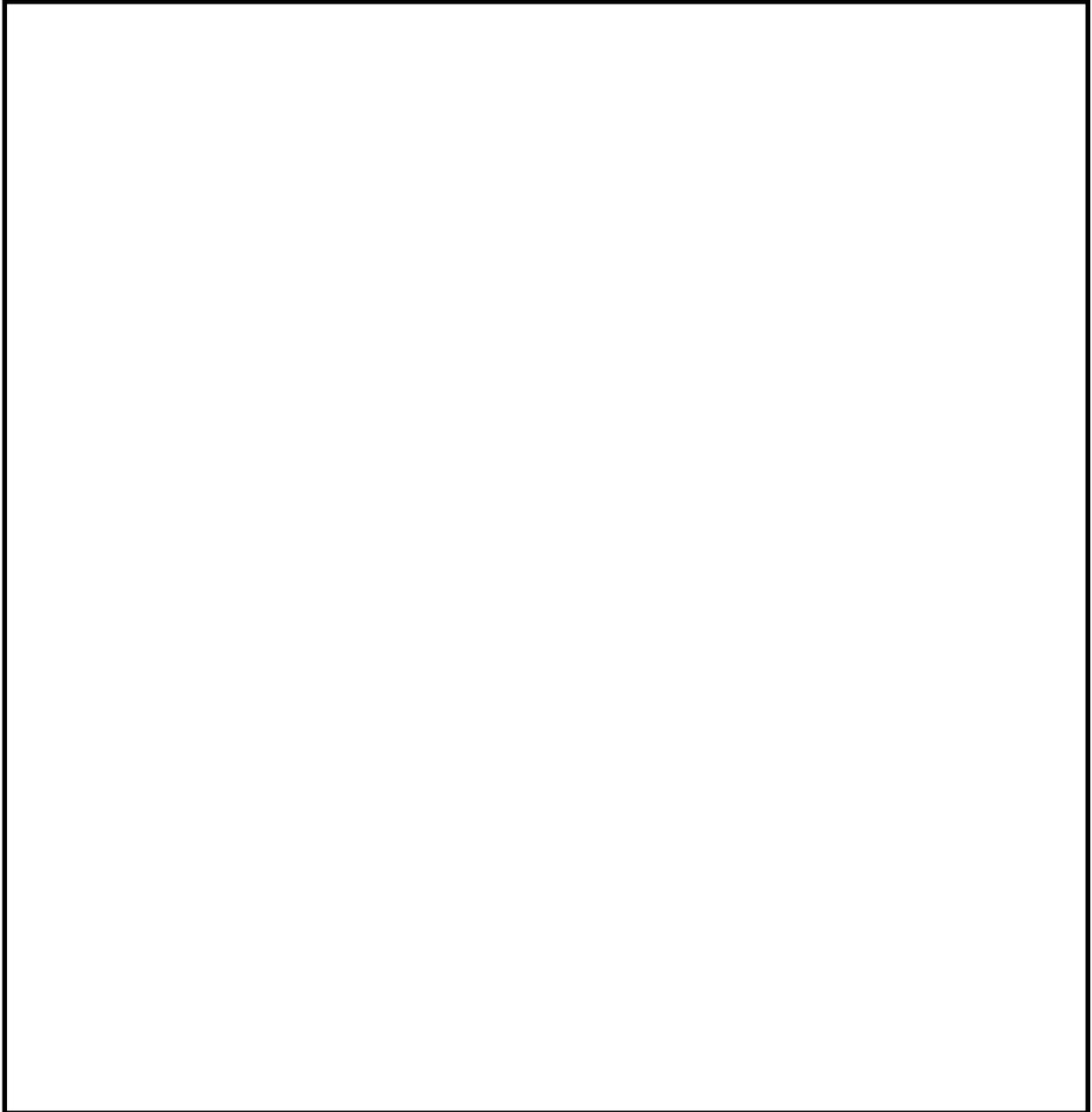


第44-7-3図 制御棒駆動機構 概要図

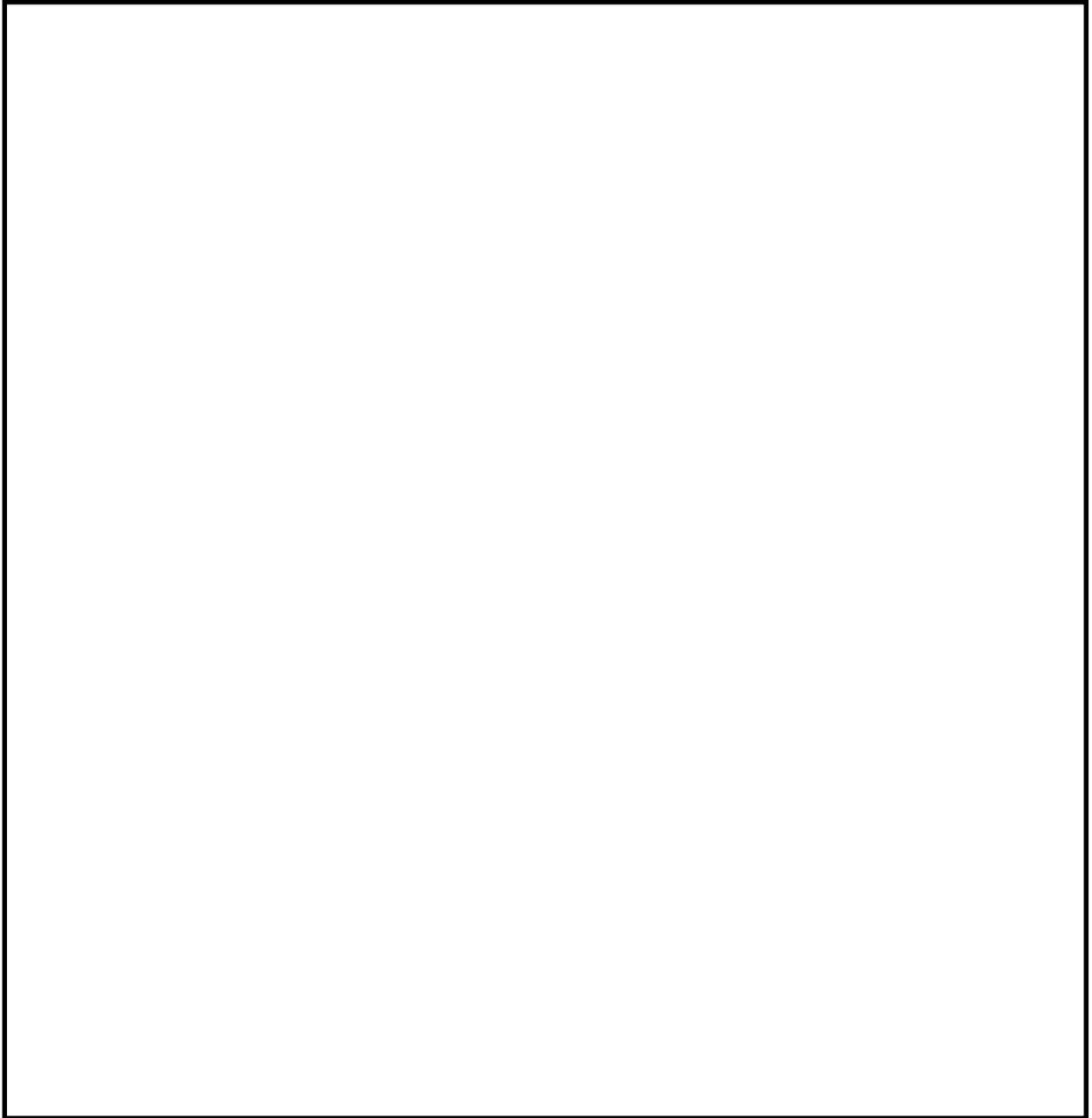


第44-7-4図 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット

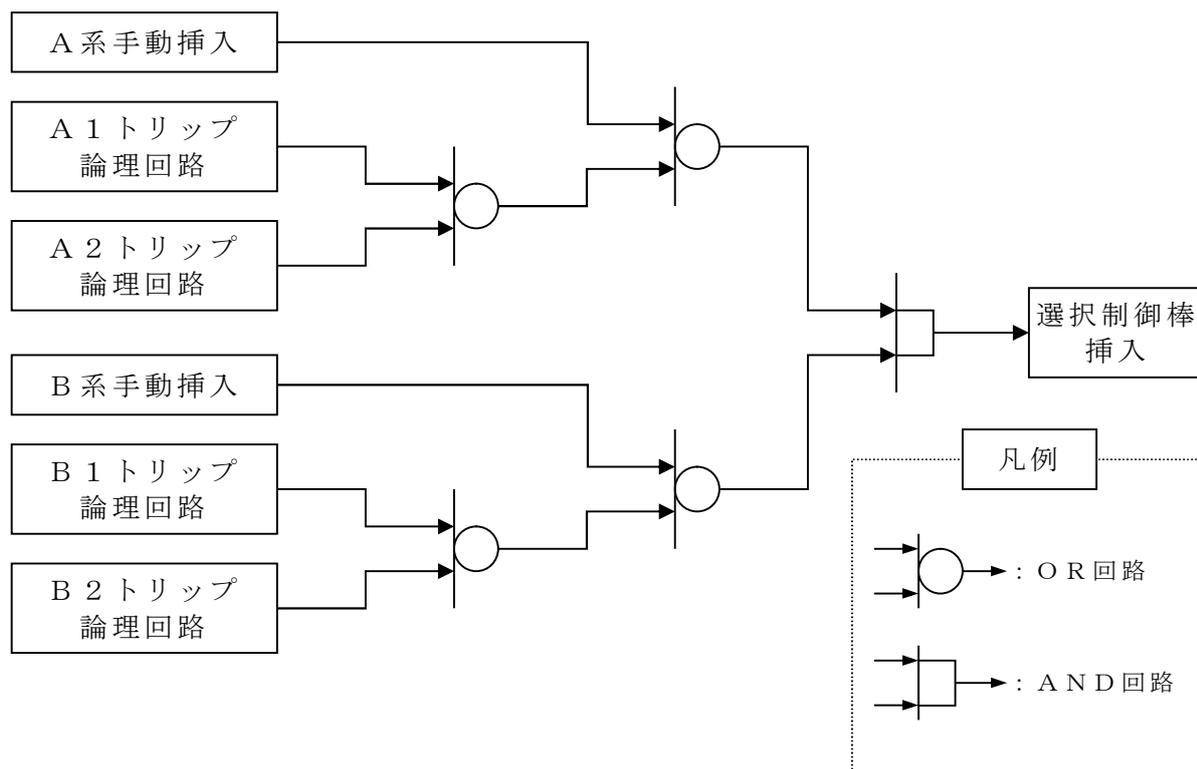
概要図



第44-7-5図 選択制御棒挿入機構配置図（自主設備）
（原子炉建屋付属棟 3階）



第 44-7-6 図 選択制御棒挿入機構配置図（自主設備）
（原子炉建屋原子炉棟 4階）



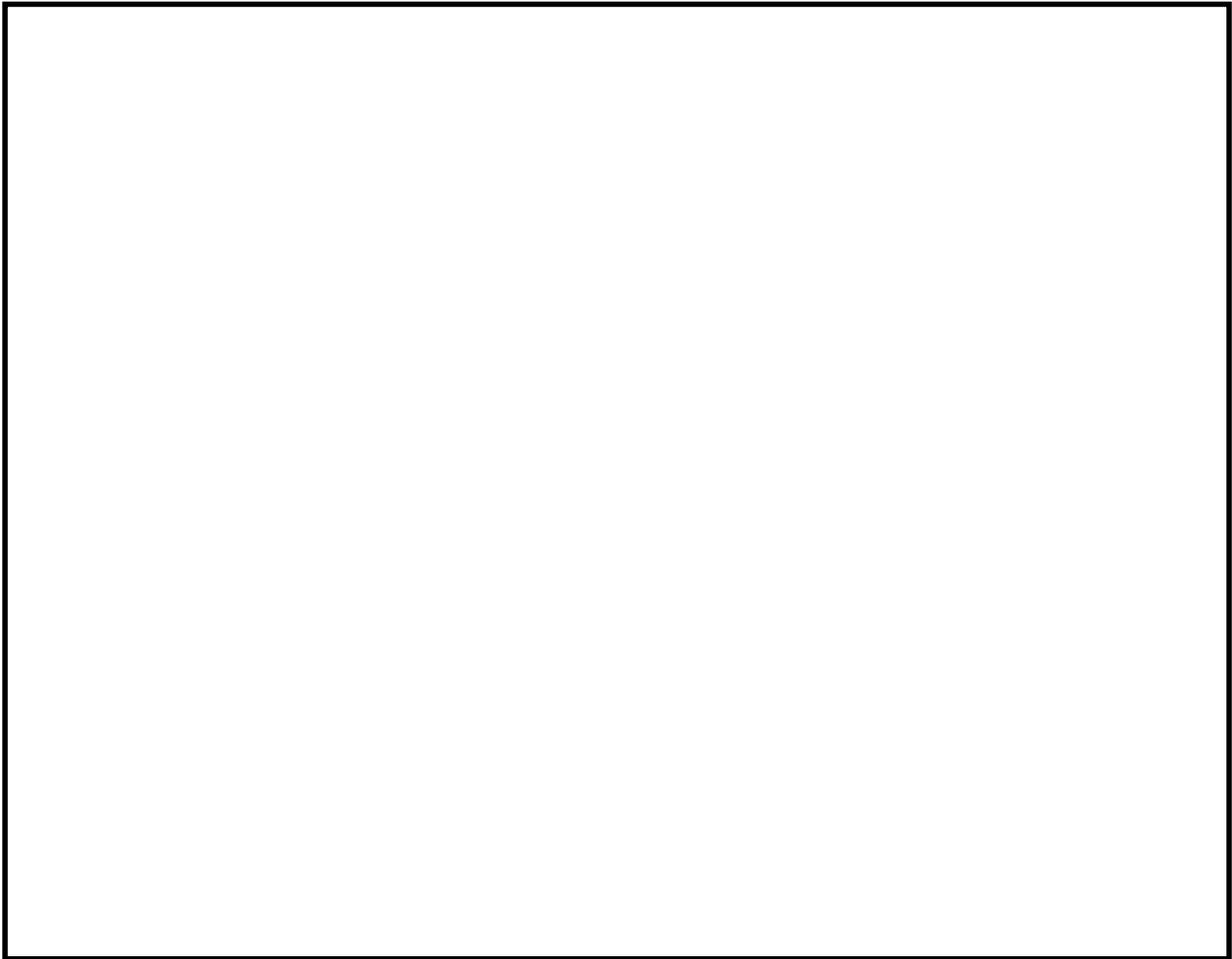
第 44-7-7 図 選択制御棒挿入機構論理回路図 (自主設備)

(7) 給水系，原子炉給水制御系

給水系，給水制御系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水系，原子炉給水制御系を整備している。

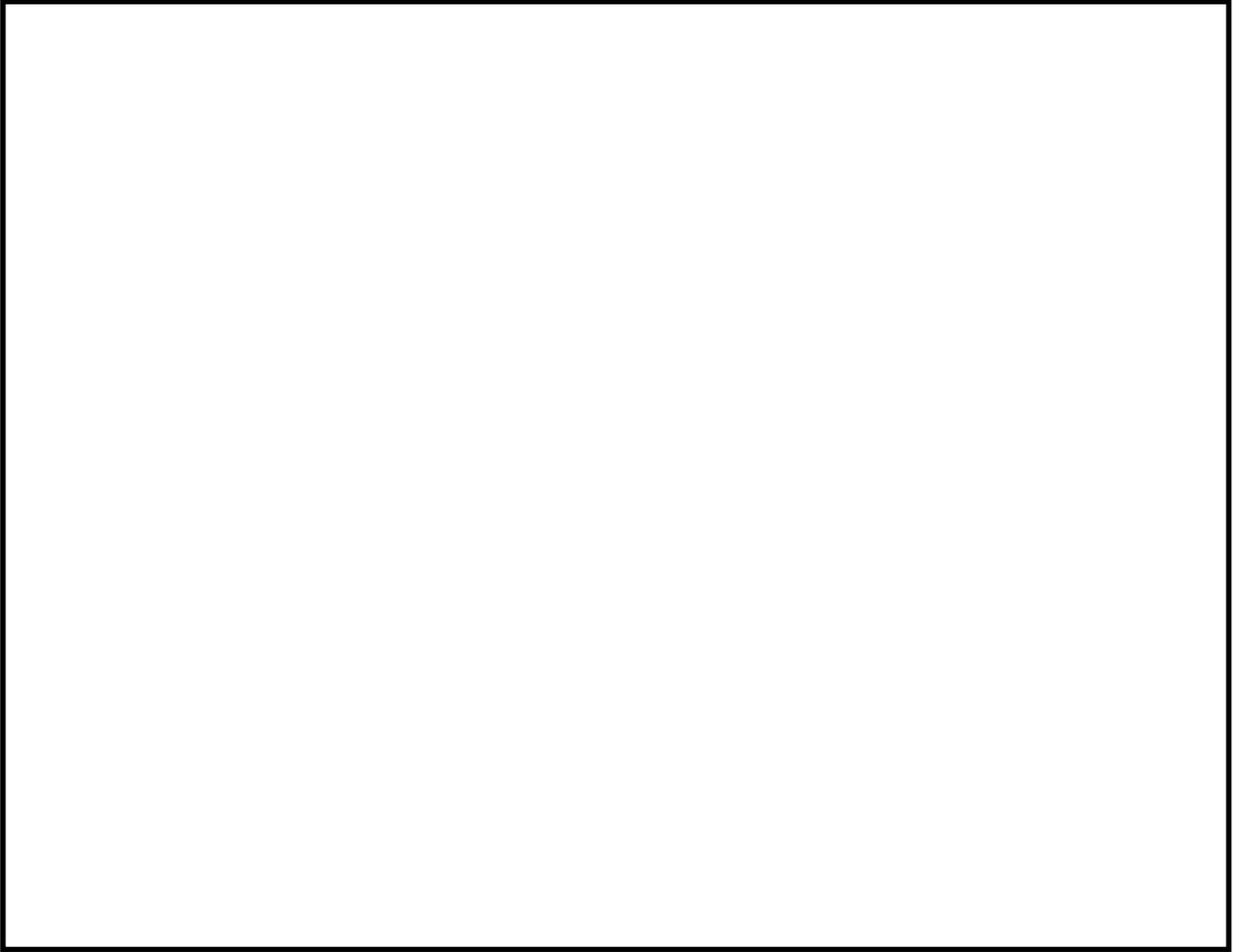
タービン駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，タービン回転数を制御することにより行う。

電動駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，ポンプ出口側に設置している流量調節弁の開度を制御することにより行う。

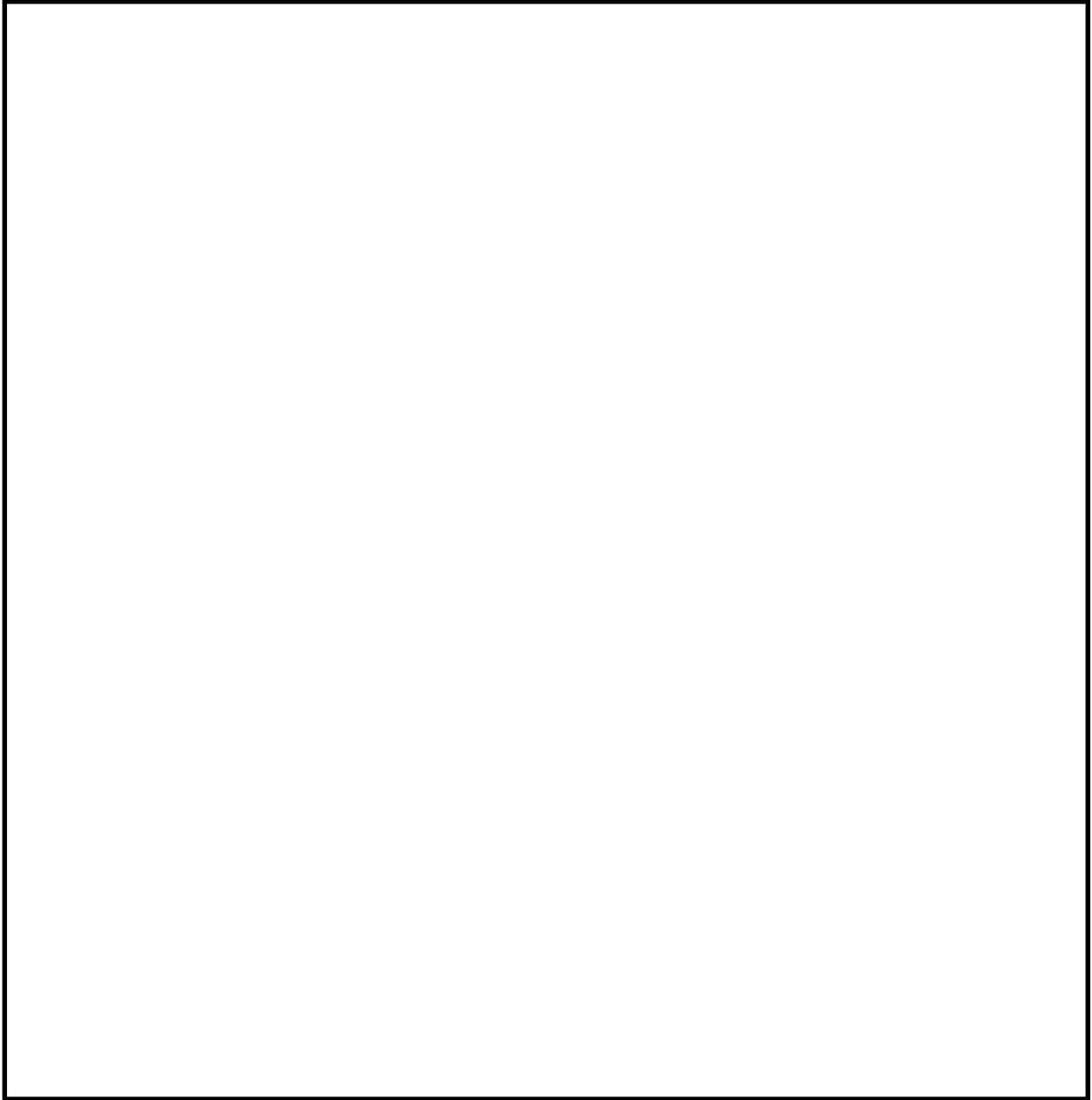


第44-7-8図 配置図（自主対策設備）

（タービン建屋2階）

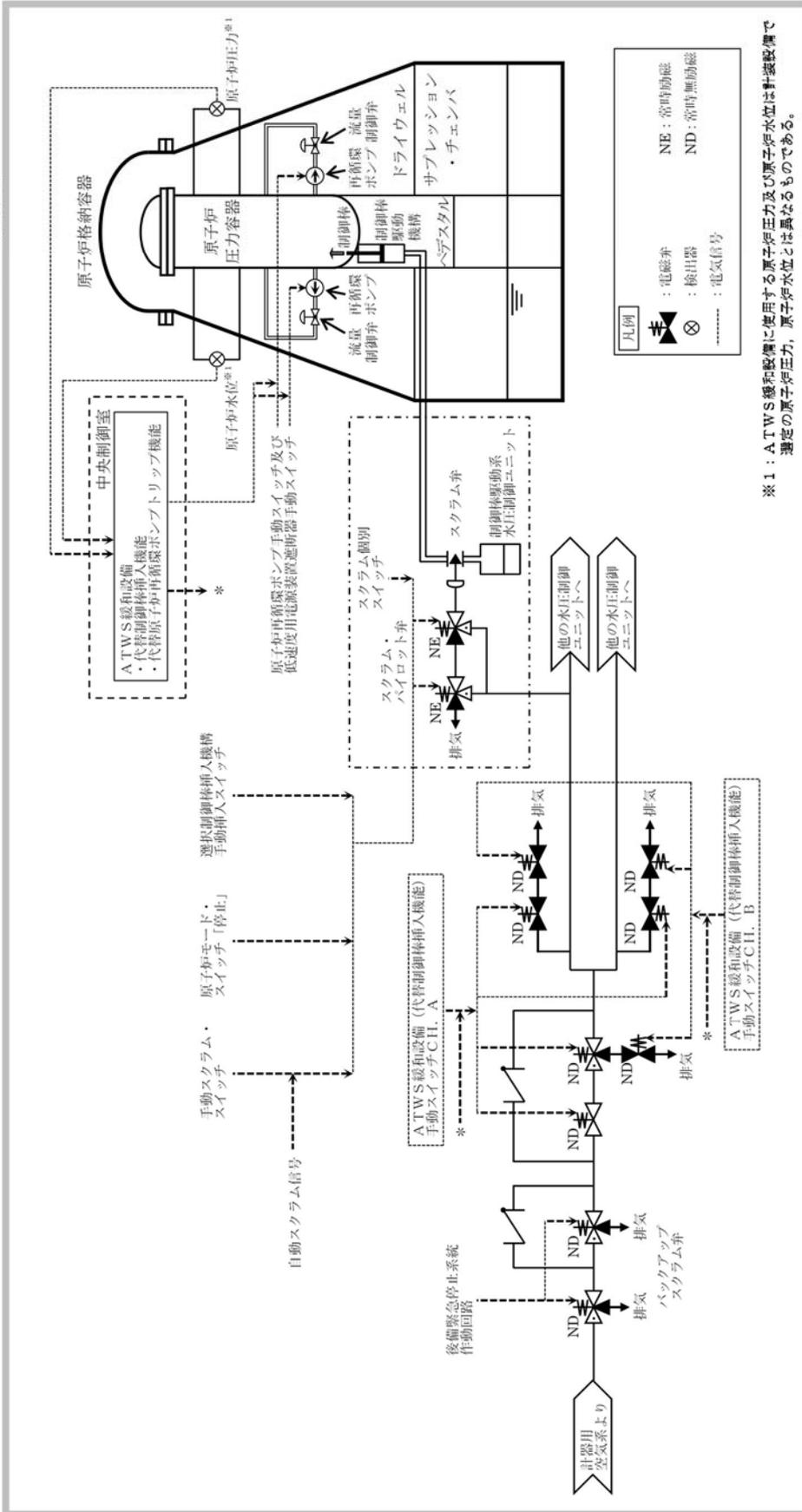


第44-7-9図 配置図（自主対策設備）
（タービン建屋 1階）



第44-7-10図 配置図（自主対策設備）

（原子炉建屋付属棟 3階）



第44-7-11図 A.T.W.S.緩和設備手動スイッチ概要図

44-8 A T W S 緩和設備について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

A T W Sが発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させることにより原子炉を未臨界にさせるとともに、原子炉再循環ポンプを自動又は手動で停止させる代替原子炉再循環ポンプトリップ機能にて、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下「A T W S緩和設備」という。）を設置する。

また、A T W S緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（S L C）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にさせる。

3. A T W S緩和設備の設計方針

A T W S緩和設備の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

A T W S緩和設備は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建

屋原子炉棟内の環境条件（温度・圧力・湿度・放射線，屋外の天候による影響，海水通水の影響，地震，竜巻，風（台風）・積雪・火山の影響，津波及び電磁的障害）を考慮し，その機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個及び論理回路2チャンネルで構成し，原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路2チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個，論理回路4チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは，中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。

原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

低速度電源装置遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

(3) 悪影響防止

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで，原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・

パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで、原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉緊急停止系とA T W S緩和設備の論理回路の電源は、配線用遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

A T W S緩和設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、直流125V充電器2 A及び直流125V充電器2 Bを用いた直流電源から給電することで、非常用交流電源設備の2 C 非常用ディーゼル発電機及び2 D 非常用ディーゼル発電機から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路の電源は、直流125V充電器2 A及び直流125V充電器2 Bを用いた直流電源から給電することで、非常用交流電源設備の2 C 非常用デ

ディーゼル発電機及び2D 非常用ディーゼル発電機から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤とは位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、配線用遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

ほう酸水注入系より、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系には2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ノズルより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定するA T W Sが発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能を維持するものとする。

5. A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

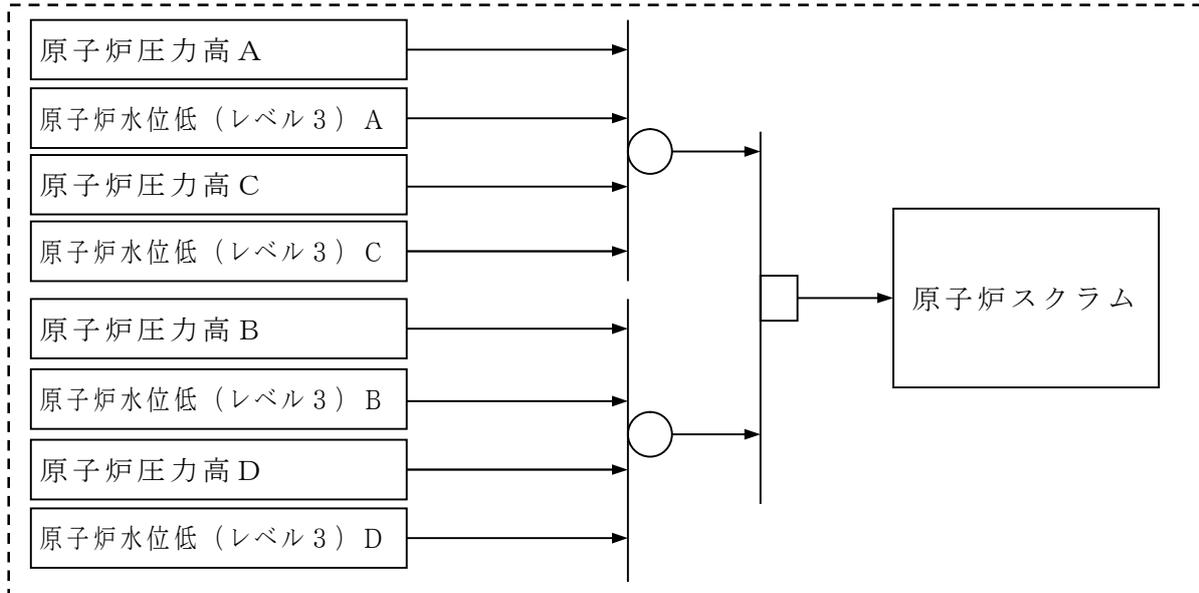
原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の論理回路は第44-8-1図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とA T W S 緩和設備は独立した構成とし、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計と

する。また、電源についても配線用遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

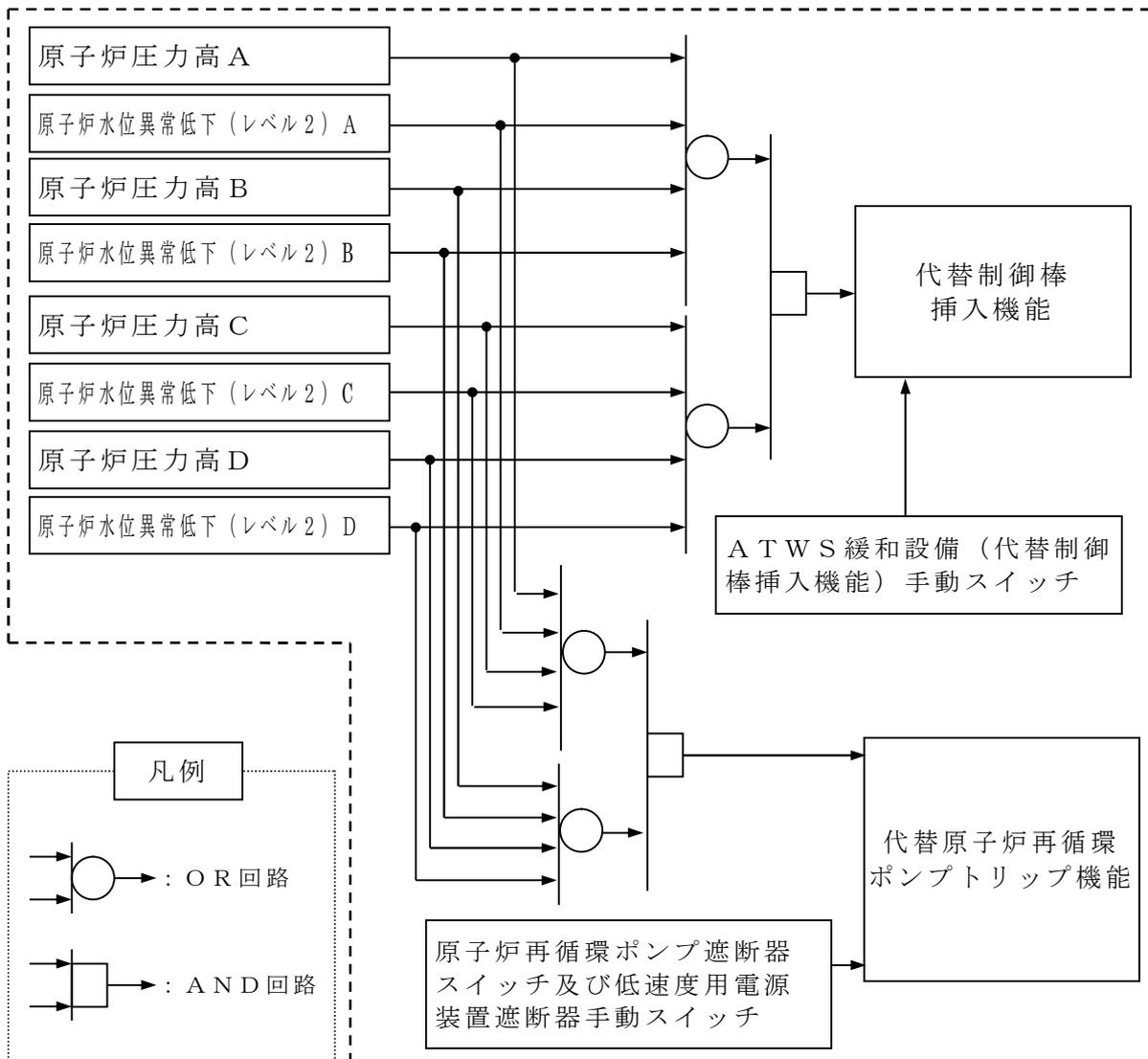
第44-8-2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁と独立した構成とし、悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能（A R I）用の作動電磁弁は、第44-8-3図のとおり位置的分散を考慮した構成とする。

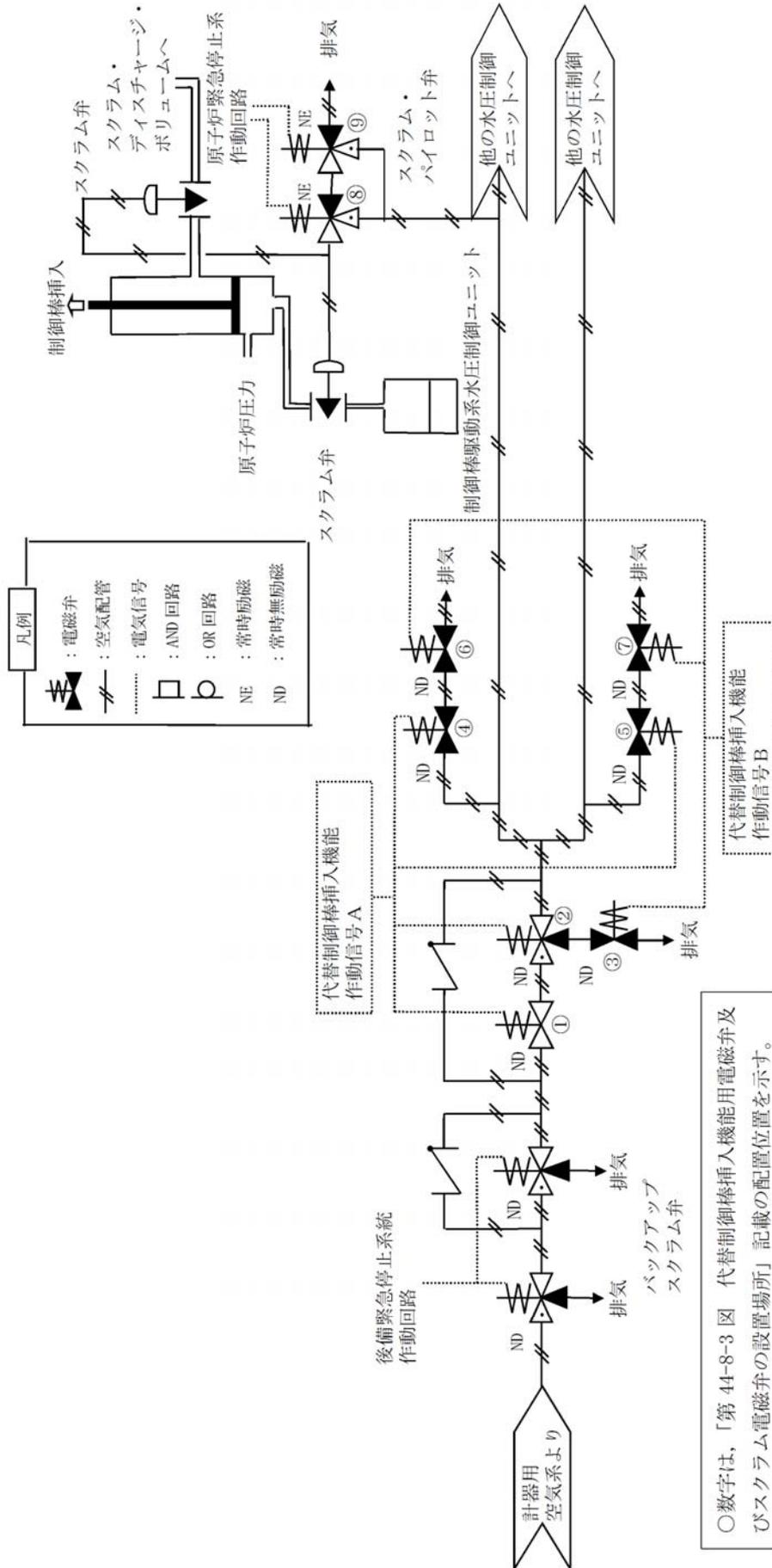
原子炉緊急停止系論理回路



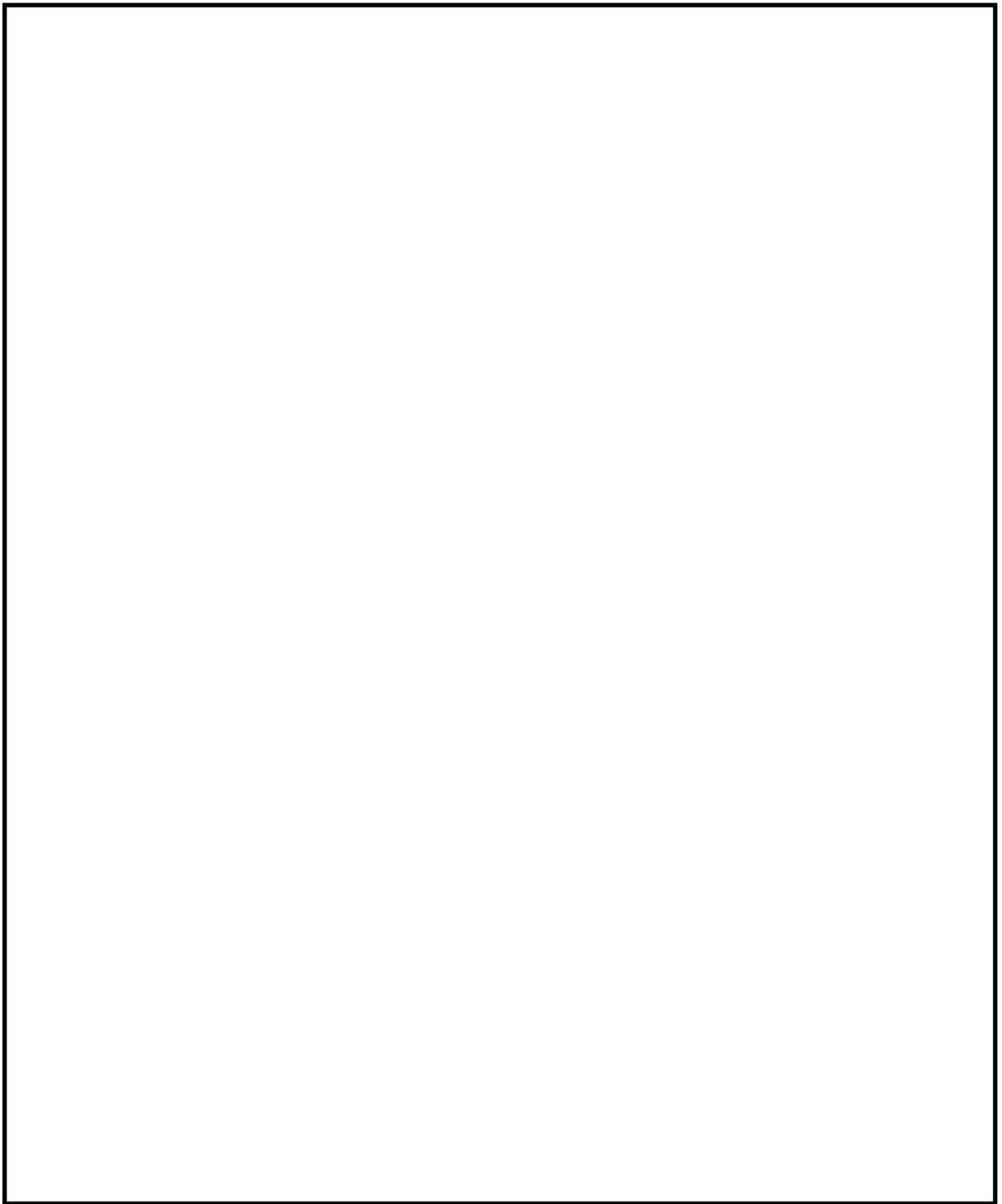
A T W S 緩和設備論理回路



第44-8-1図 原子炉緊急停止系及びA T W S 緩和設備論理回路図



第 44-8-2 図 代替制御棒挿入機能用電磁弁及びスクラム電磁弁の分離について



第44-8-3図 代替制御棒挿入機能用電磁弁及びスクラム電磁弁の設置場
所

(原子炉建屋原子炉棟 3階)

6. 共通要因による影響防止対策

A T W S 緩和設備のプロセス計装盤は，共通要因によって安全保護系盤と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

- ・ A T W S 緩和設備論理回路及び原子炉緊急停止系の論理回路は，金属製管体の異なる制御盤に収納するとともに，位置的分散を図り，火災により同時に機能が損なわれない設計とする。
- ・ A T W S 緩和設備のプロセス計装盤及び安全保護系の制御盤は，耐震性を有した設計とし，地震により同時に機能が損なわれない設計とする。
- ・ A T W S 緩和設備論理回路及び原子炉緊急停止系の論理回路は，溢水源のない中央制御室に設置し，溢水により同時に機能が損なわれない設計とする。



第44-8-4図 プロセス計装盤及び安全保護系盤の設置場所

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

A T W S 緩和設備は、A T W S が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にさせることを目的とする。

(2) A T W S の発生要因

A T W S の発生要因は、安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により、原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

(3) A T W S 緩和設備に要求される機能

A T W S 緩和設備は、①原子炉を未臨界にさせる、②原子炉の過圧を防止することが求められており、「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」の第四十四条2(1)に従い、以下の機能を設ける設計とする。

a) 代替制御棒挿入機能

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉緊急停止系から独立した回路で制御棒を挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障によるA T W S 事象発生時にも原子炉を未臨界にさせる。

b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉緊急停止系から独立した回路で原子炉再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制

し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、A T W S 緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にさせるためのほう酸水注入系を第四十四条2(1)に従い設けている。

c) ほう酸水注入系

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで、原子炉を未臨界にさせる。

(4) A T W S 緩和設備の作動論理回路

主蒸気隔離弁の閉止等により原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉スクラムが必要になる。

このため、A T W S 発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりA T W S 緩和設備を作動させるものとする。

A T W S 緩和設備の作動論理回路としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮してA T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個及び論理回路2チャンネルで構成し、原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路2チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個，論理回路4チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理，又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

代替制御棒挿入機能については，中央制御室の制御盤で作動させることが可能な設計とする。

(5) A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

A T W S 緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため，以下の対策を考慮した設計とする。

- a. A T W S 緩和設備の内部構成を多重化し，単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. A T W S 緩和設備は論理成立時に作動信号を励磁出力する設計とし，駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また，A T W S 緩和設備が電源喪失した場合は，中央制御室に警報を発信させることにより，故障を早期に把握し，復旧対応を行うことが可能な設計とする。
- c. A T W S 緩和設備は，安全保護系に対して電氣的，物理的分離を図ることにより，不具合の波及を防止する設計とする。

(6) A T W S 緩和設備の信頼性評価

A T W S 緩和設備の信頼性評価結果として，プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率，及び不動作となる発生頻度を第44-9-1表に示す。第44-9-1表より，本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから，高い信頼性

を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

第44-9-1表 A T W S 緩和設備の信頼性評価結果

	A T W S 緩和設備
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ※1
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ※2

※1：代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2：A T W S が発生し，かつA T W S 緩和機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. A T W S 緩和設備

取付箇所：中央制御室

設備概要：原子炉緊急停止系に対し，多様性を備えた設備として設置するものであり，原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。A T W S 緩和設備の機能は以下のとおり。

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入機能
- ②原子炉水位異常低下（レベル2）による代替制御棒挿入機能
- ③原子炉圧力高による代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
- ④原子炉水位異常低下（レベル2）による代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
- ⑤手動操作による代替制御棒挿入機能

b. A T W S 緩和設備作動信号

作動に要する信号一覧

要素	論理回路
原子炉圧力高	1 out of 2 twice
原子炉水位異常低下（レベル2）	

設定値一覧

要素	設定値	作動信号
原子炉圧力高	7.39MPa [gage] 以下	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入信号 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ信号
原子炉水位異常低下（レベル2）	1,245cm以上 ^{※1}	

※1：原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

(2) 設定根拠

A T W S 緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

【代替制御棒挿入機能（A R I）】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa [gage]以下）より高い設定とする。
- ・主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・プールへの負荷を考慮し、極力低い値で動作させるような設定とする。

○原子炉水位異常低下（レベル2）

- ・原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位異常低下（レベル2）を設定値とする。

なお、重大事故等時の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+A R I 不作動を仮定した評価を実施している。A R I 機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、A R I が作動するため、事象発生後1分程度で原子炉を未臨界にさせる*。（S L C 注入は事象発生から約9分後であり、それよりも十分早く未臨界状態にさせる）

※44-9 参考資料2参照

【代替原子炉再循環ポンプトリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa[gage]以下）より高い設定とする。
- ・主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの負荷を考慮し、極力低い値で動作させるような設定とする。

なお、重大事故等時の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+A R I 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉再循環ポンプ2台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の1.2倍（10.35MPa[gage]）を超えないことを確認している。

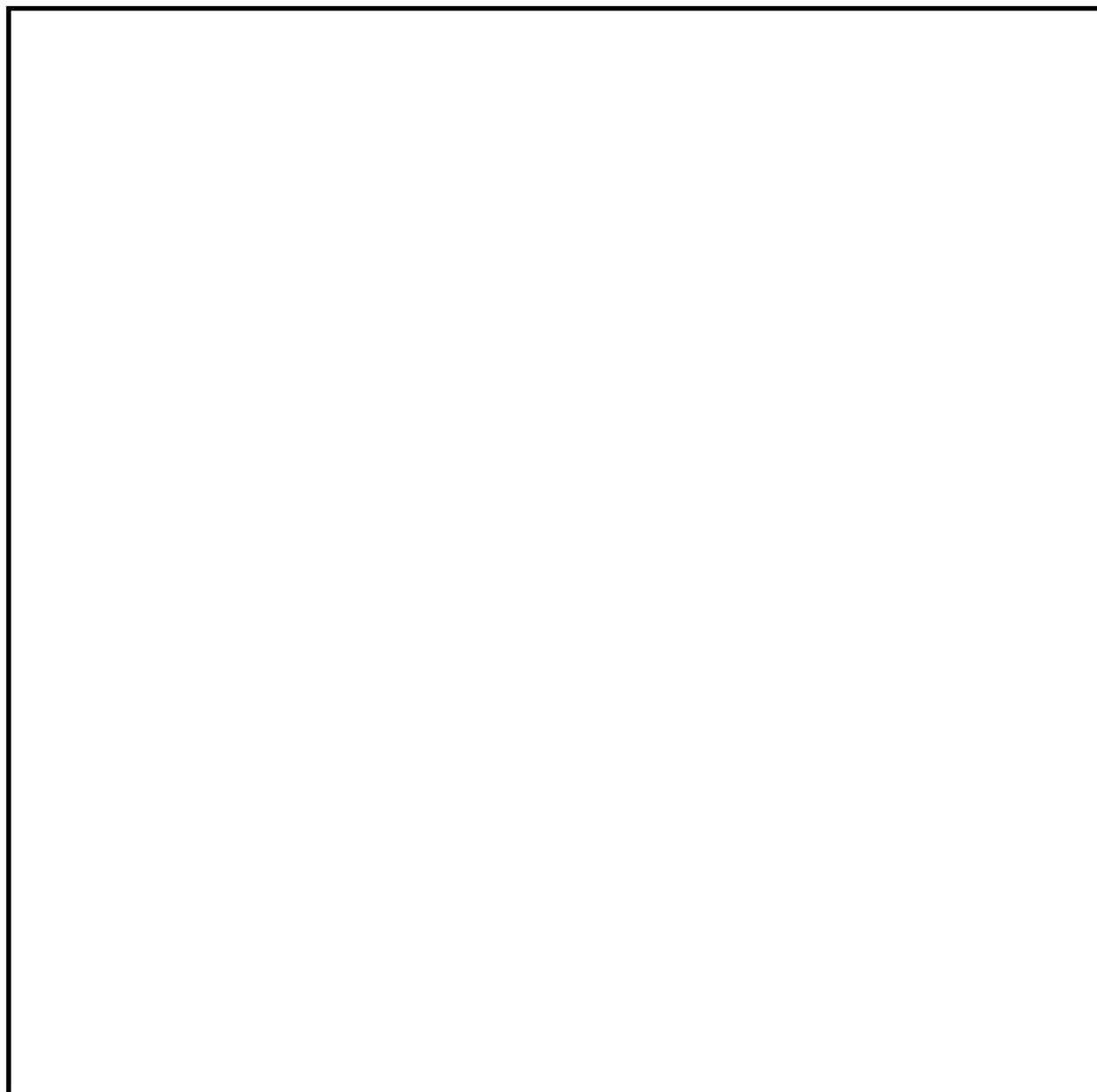
○原子炉水位異常低下（レベル2）

- ・原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位異常低下（レベル2）を設定値とする。

なお、重大事故等時の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉再循環ポンプトリップの設定値（原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2））で動作することで、高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサプレッション・プール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

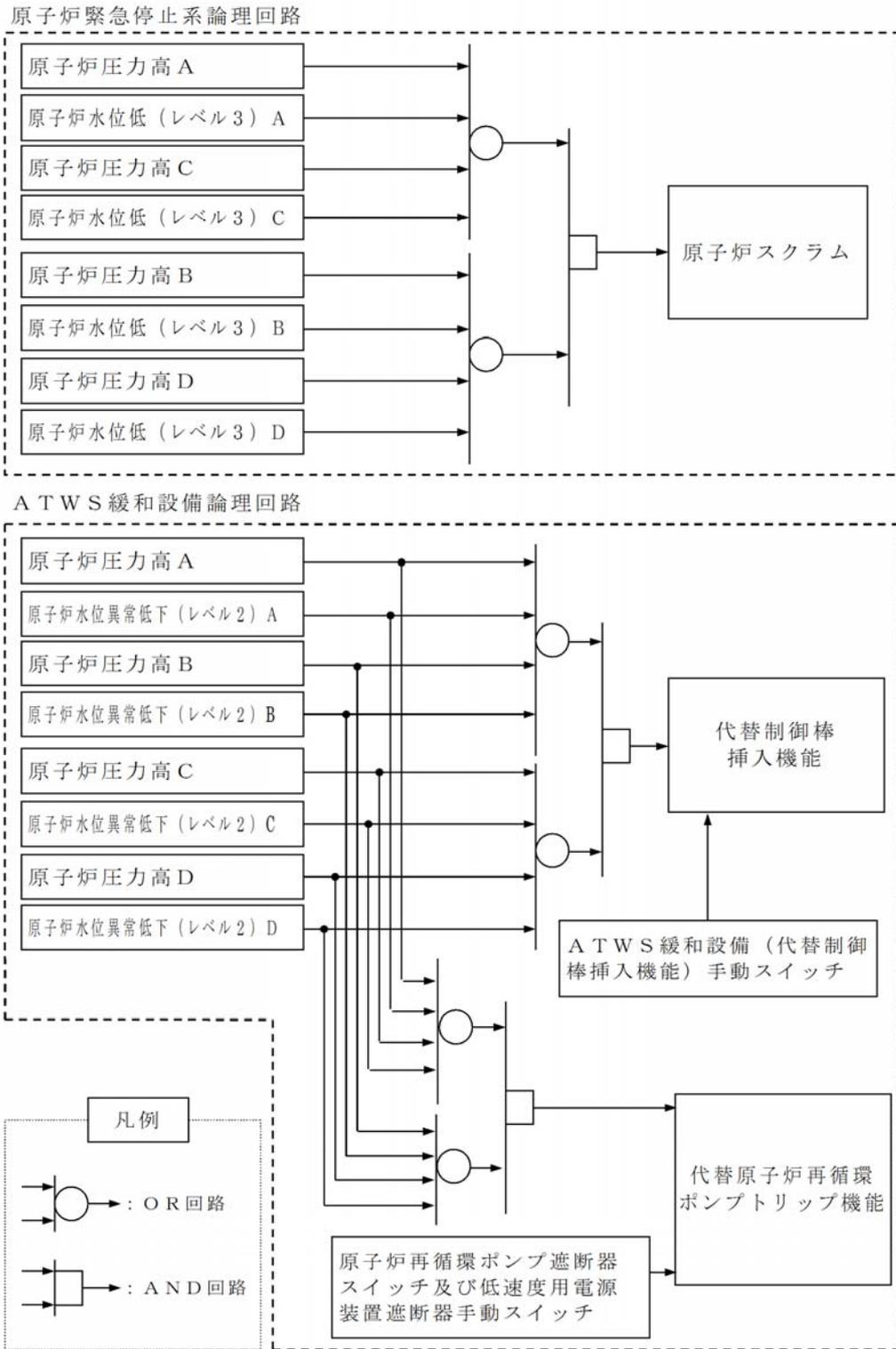
(3) 設備概要

a. 設置場所



第44-9-1図 ATWS緩和設備（プロセス計装盤）設置場所

b. 回路構成



第44-9-2図 原子炉緊急停止系及びA T W S緩和設備論理回路図

A T W S 緩和設備の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中にA T W S 緩和設備が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、A T W S 緩和設備の設計情報を基に、フォールトツリーを用いてA T W S 緩和設備の誤動作率を評価する。A T W S 緩和設備の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第1図及び第2図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第3図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下の通り。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月)(国内一般故障率21ヵ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第1表に示す。

これらの考え方を元に評価した各回路の誤動作確率を第2表に示す。

また、第2表より、A T W S 緩和設備の誤動作確率は / h (/ 炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

第1表 各構成部品の故障率

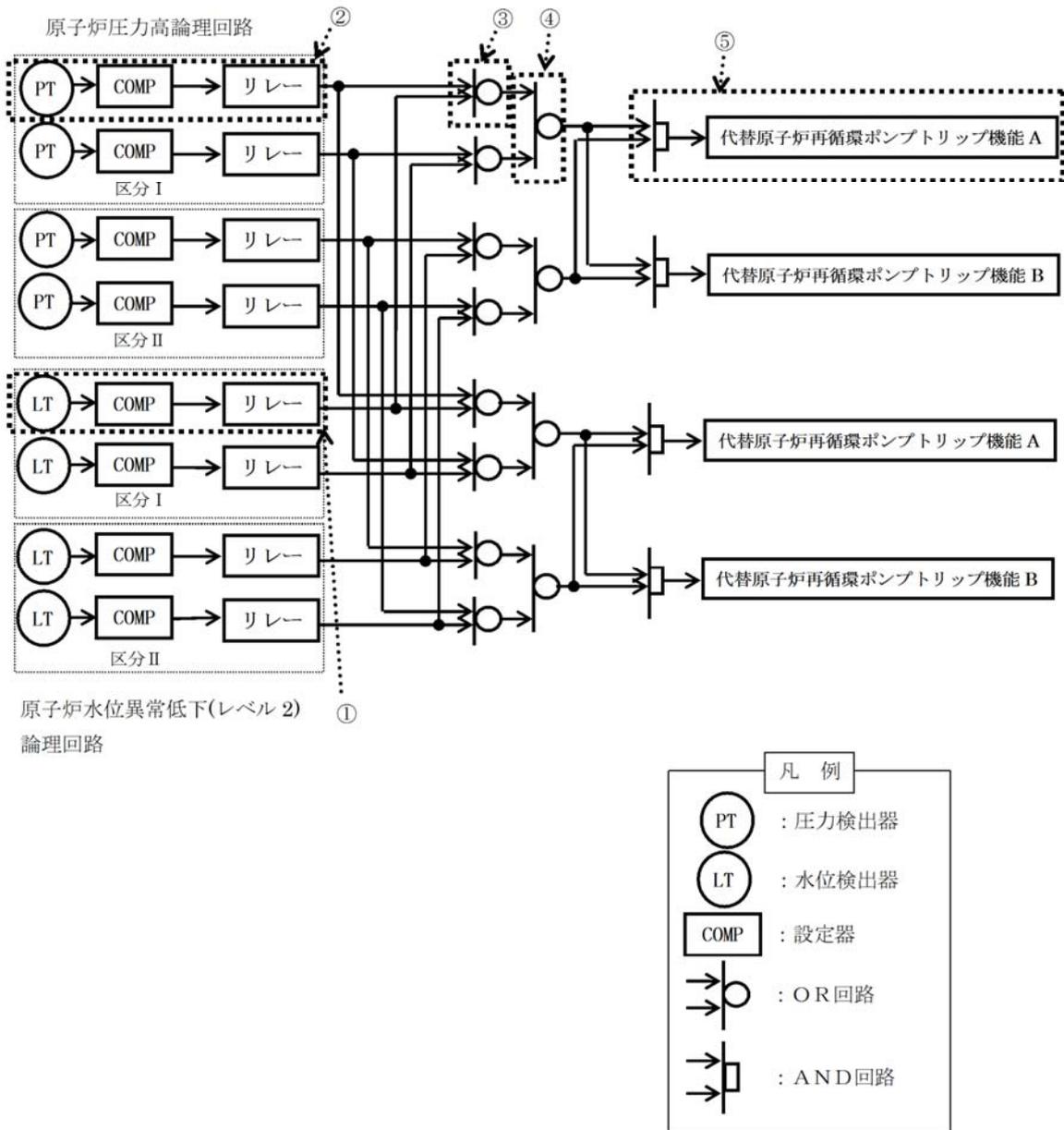
構成部品	故障率（誤動作率（/h））※ ¹
検出器（圧力）	3.5×10^{-8}
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
リレー	3.0×10^{-9}
警報設定器	9.5×10^{-9}
圧力スイッチ	2.0×10^{-8}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

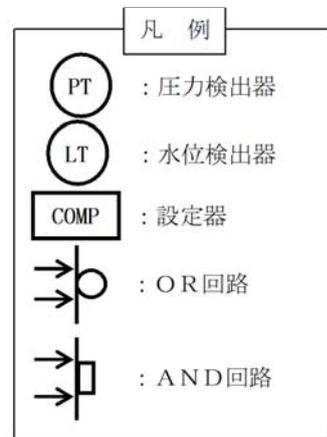
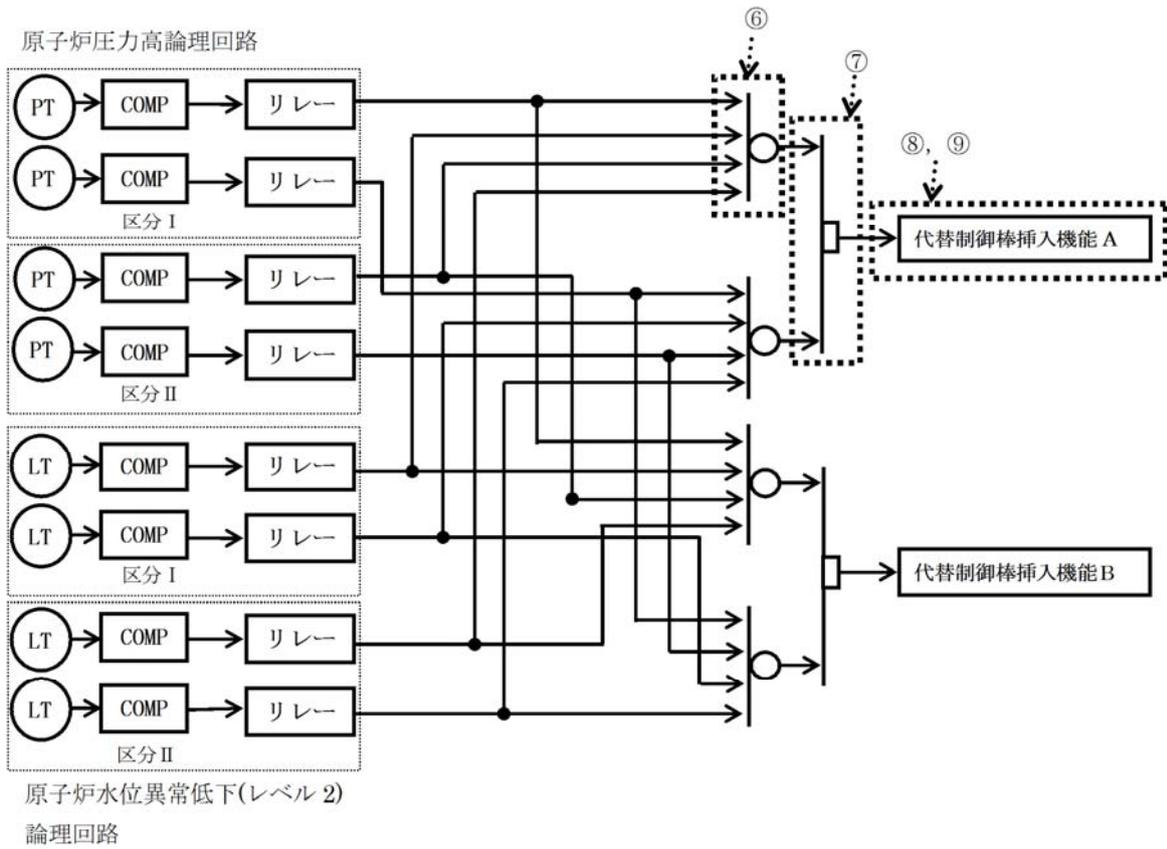
第2表 誤動作確率評価結果一覧

評価範囲又は共通原因	誤動作確率
①原子炉水位異常低(A1)誤動作	<input type="text"/> / 炉年
②原子炉圧力高(A1)誤動作	<input type="text"/> / 炉年
③論理回路A誤動作	<input type="text"/> / 炉年
④RPT論理回路AC誤動作	<input type="text"/> / 炉年
⑤代替原子炉再循環ポンプトリップ誤動作	<input type="text"/> / 炉年
⑥ARI論理回路A誤動作	<input type="text"/> / 炉年
⑦ARI論理回路AB誤動作	<input type="text"/> / 炉年
⑧ARI作動回路誤動作	<input type="text"/> / 炉年
⑨代替制御棒挿入誤動作	<input type="text"/> / 炉年
⑩ A T W S 緩和設備誤動作	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / h※ ²

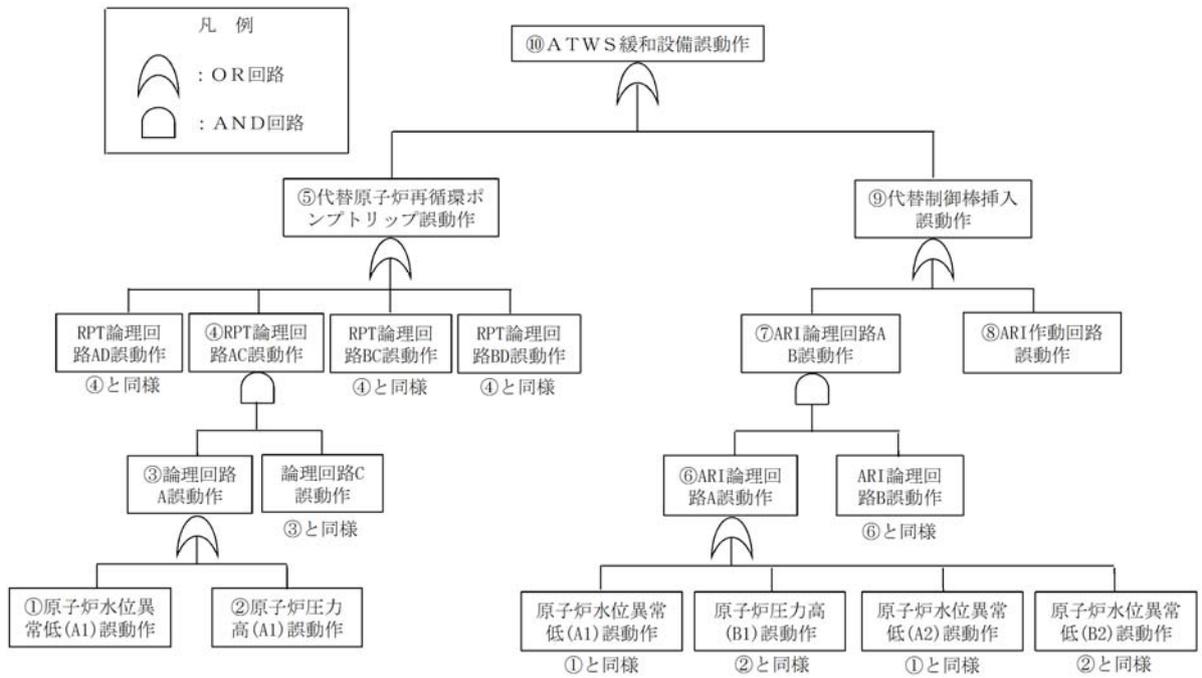
※2 年間当たりの誤動作確率を 8760 時間で割ることにより，単位時間当たりの誤動作確率を算出した。



第1図 誤動作率評価モデル (その 1)



第2図 誤動作率評価モデル (その2)



第 3 図 誤動作率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

A T W S 緩和設備が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（誤不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。A T W S 緩和設備の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第4図及び第5図に示す。また、フォールトツリーの概要図を第6図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第3表に示す。
- ・共通要因故障（C C F）のモデル化にはM G L法を用いた。
- ・故障確率 $P=1/2\lambda T$ で評価した。（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）
- ・健全性確認間隔は8760hとした。

また，この非信頼度（誤不動作確率）と，内部事象P R AにおいてA T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度^{*1}の積をとることにより，原子炉スクラムに至る状態であって，安全保護系による原子炉の停止機能が喪失し，かつA T W S 緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまりA T W S 緩和設備の不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を第4表に示す。その結果，第4表よりA T W S 緩和設備の非信頼度（誤不動作確率）は□□□□という評価結果となった。

A T W S 緩和設備の非信頼性度（誤不動作確率）に，内部事象 P R A において A T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度（ 2.5×10^{-8} / 炉年）を乗算することにより，A T W S 緩和設備の非信頼度（誤不動作の発生頻度） / 炉年が求められ，信頼度は高い。

- ※1 A T W S 緩和設備によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は，重大事故等対処設備には期待しない前提での P R A モデルから評価した。スクラムに至る各起因事象の発生頻度の和（0.23 炉年）と原子炉保護系の非信頼度（ 1.1×10^{-7} ）の積（ 2.5×10^{-8} / 炉年）を当該状況の発生頻度とした。

第3表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（/h）） ^{※1}
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
リレー	1.5×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}
圧力スイッチ	5.0×10^{-9}

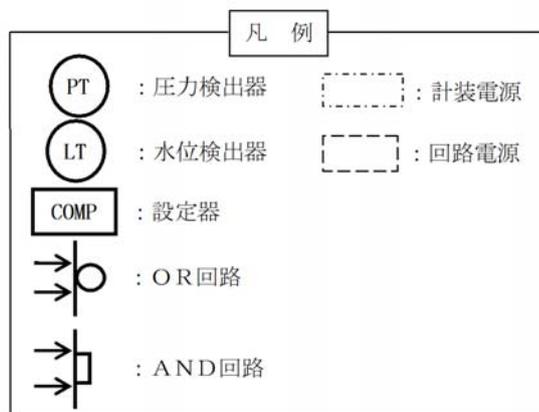
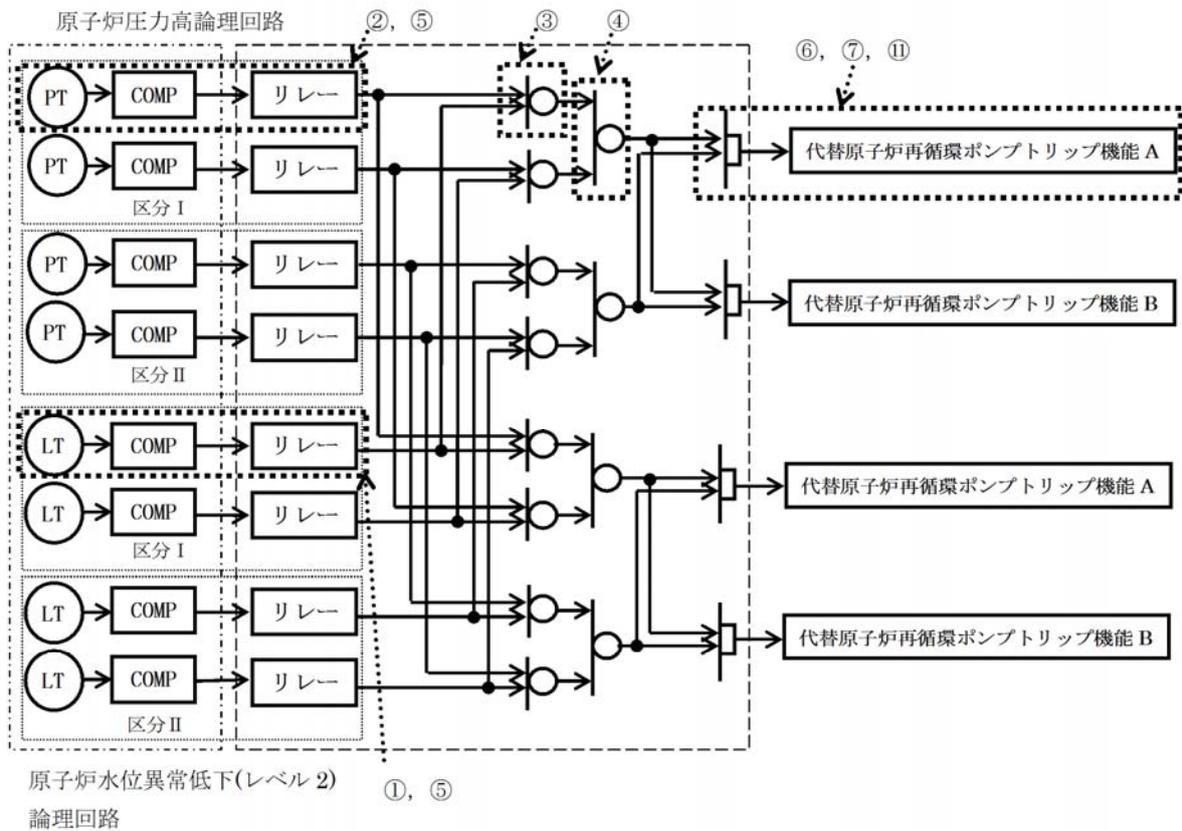
- ※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第4表 非信頼度の評価結果一覧

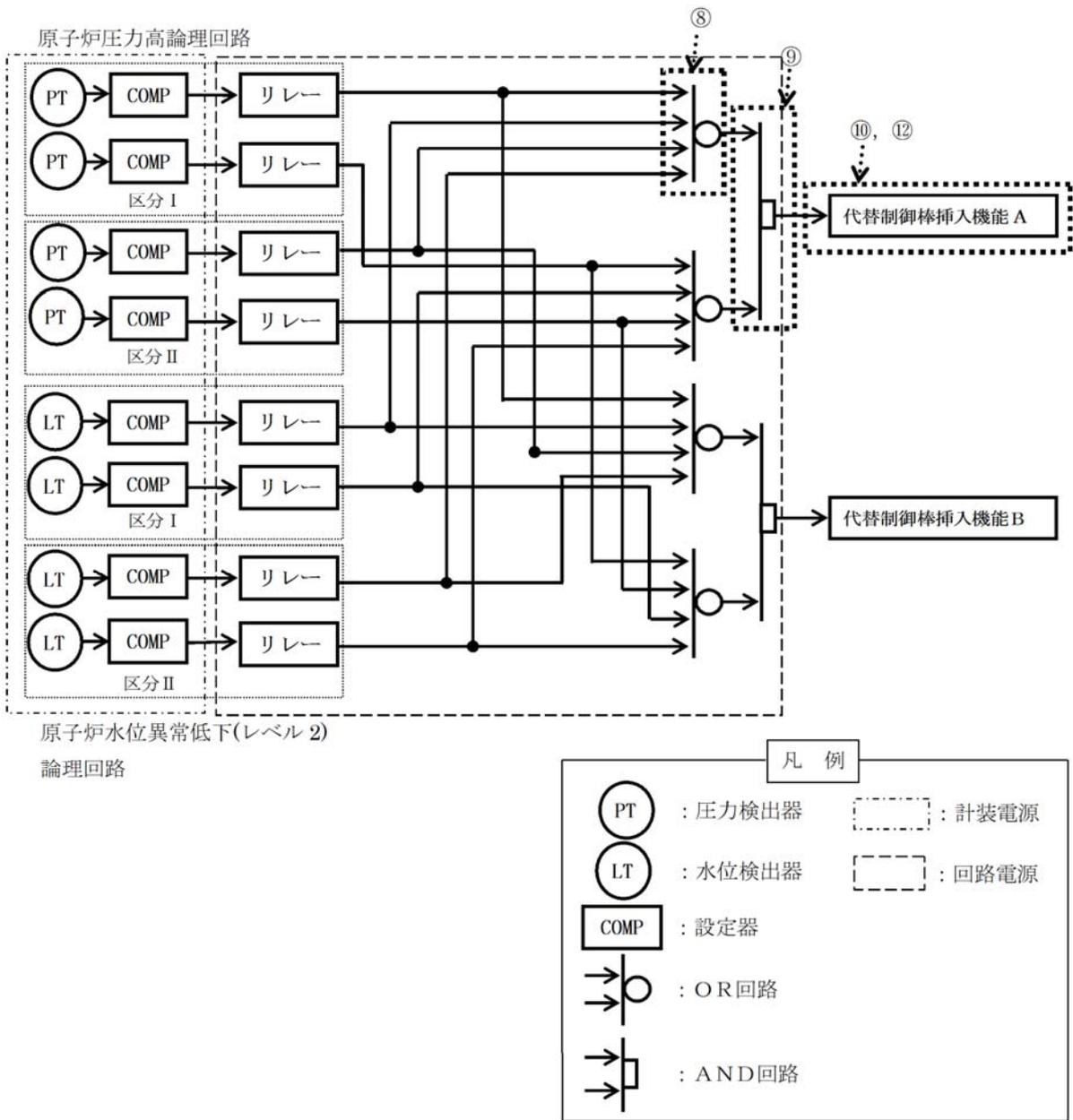
評価範囲又は共通原因	非信頼度 (1/d)
①原子炉水位異常低(A1)不動作	[]
②原子炉圧力高(A1)不動作	[]
③論理回路A不動作	[]
④RPT論理回路AC不動作	[]
⑤共通要因故障※2	[]
⑥RPT論理回路不動作	[]
⑦RPT作動回路不動作	[]
⑧ARI論理回路A不動作	[]
⑨ARI論理回路不動作	[]
⑩ARI作動回路不動作	[]
⑪代替原子炉再循環ポンプトリップ不動作	[]
⑫代替制御棒挿入不動作	[]
⑬回路電源喪失	[]
⑭ A T W S 緩和設備不動作	[] / 炉年 ※3

※2 計装品が共通要因によって同時に不動作に至る発生頻度を算出

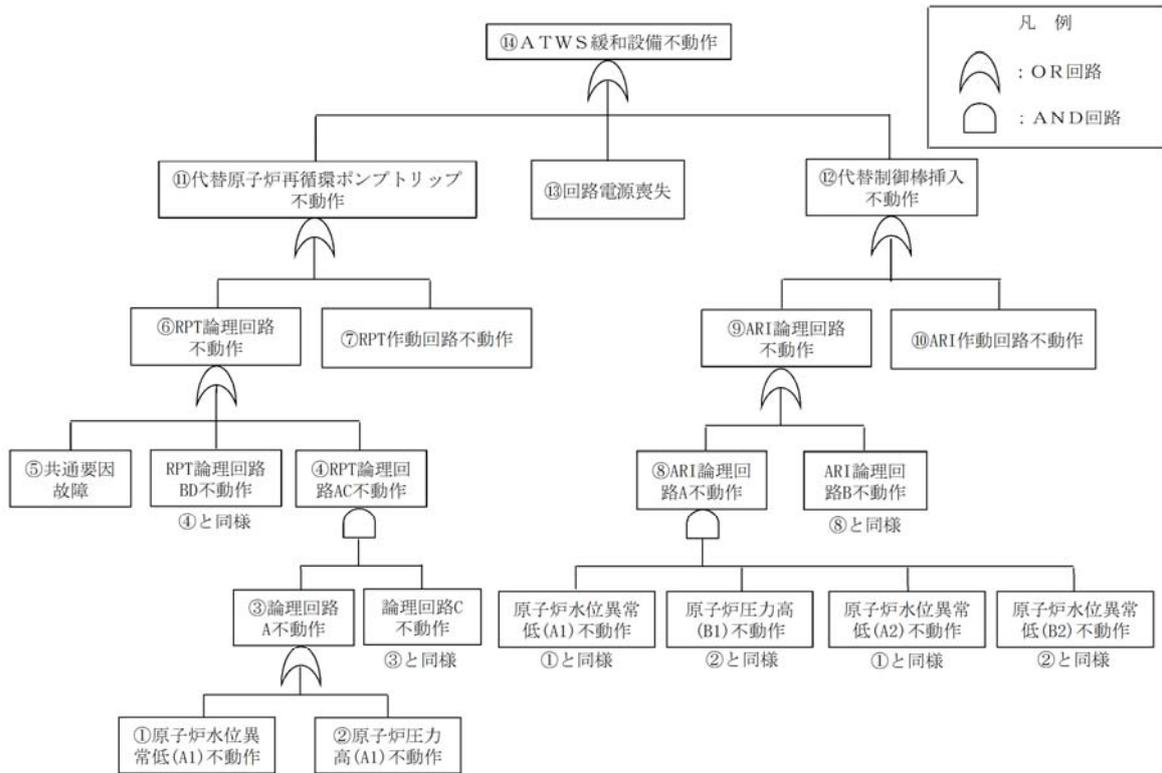
※3 内部事象 P R A において A T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度 (2.5×10^{-8} / 炉年) を乗じることにより, A T W S 緩和設備の不作動の発生頻度を算出



第4図 非信頼度評価モデル (その1)



第5図 非信頼度評価モデル (その2)



第 6 図 非信頼度評価フォールトツリー

代替制御棒挿入機能（A R I）による原子炉停止機能について

1. 代替制御棒挿入機能（A R I）の設計の基本的考え方

運転時の異常な過渡変化が発生し、電氣的な故障により、通常の原子炉のスクラム機能が喪失した場合に、代替の手段としてA R Iを作動させることによって原子炉停止機能を確保する。

A R I が作動することで、S L Cによる原子炉停止対応が不要となるよう、S L C起動操作前に制御棒挿入を完了させる必要がある。

これを踏まえ、以下の作動信号を設定する。

- ・原子炉水位異常低下 設定値 1,245cm

(原子炉压力容器基準点より上)

(レベル2)

- ・原子炉圧力高 設定値 7.39MPa[gage]

- ・手動起動要求

また、制御棒の挿入時間については、以下の時間で設計している。

① A R Iによる制御棒の挿入は、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから15秒以内に開始

② A R Iによる制御棒の挿入は、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒以内に完了

この設計によって、A R Iによる原子炉停止機能が確保されることを、評価により確認している。

2. A R Iによる原子炉停止機能の評価について

重大事故等防止対策の有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価（以下「有効性評価」という。）を参考に，A R Iによる原子炉停止機能の評価を行った。

評価に際して，以下の解析条件とした。

一起因事象は，原子炉圧力の上昇が大きく反応度の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止とする（有効性評価と同じ）。

－A R Iは，保守的に上記1.②の条件に基づき，原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。

－代替原子炉再循環ポンプトリップ（以下「R P T」という。）の動作条件の他，使用する解析コードを含むその他の条件は，有効性評価の原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果のまとめを表1に，燃料被覆管の温度変化を図1に示す。

この評価では，主蒸気隔離弁の全閉により原子炉圧力が上昇することで炉心内のボイドが減少し，正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴いM C P Rが低下し，事象発生直後に沸騰遷移が発生し，燃料被覆管温度が上昇する。その後，原子炉圧力高信号発生に伴うR P Tに伴う出力低下によって燃料被覆管はリウエットすることで燃料被覆管の温度は低下する。これら挙動は，有効性評価と全く同じ挙動となり，燃料被覆管の最高温度は有効性評価結果と同じとなる。

その後，原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒には，A R Iによる制御棒挿入が完了することから，出力が低下し，事象は収束する。このため，有効性評価で見られた給水加熱喪失に伴う出力上昇は発生しない。

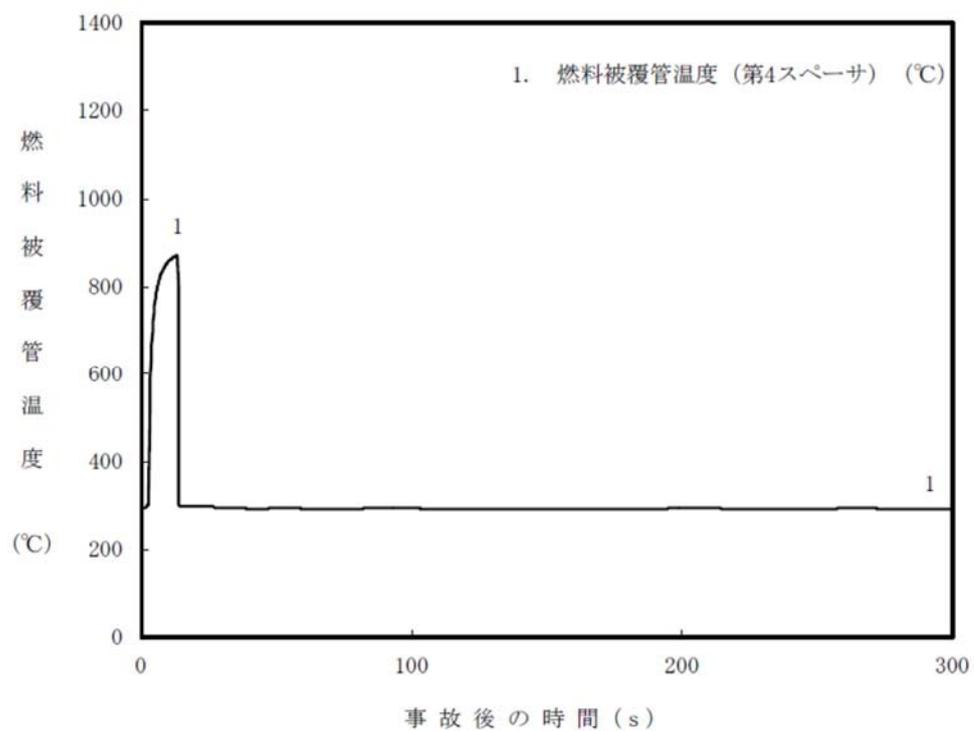
なお，この評価では，保守的に原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒後にA R Iによる制御棒挿入が完了するとしたが，約3秒後にはA R

I 動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

この結果から、A R I が作動することで、S L C による原子炉停止対応が不要となることが確認できる。

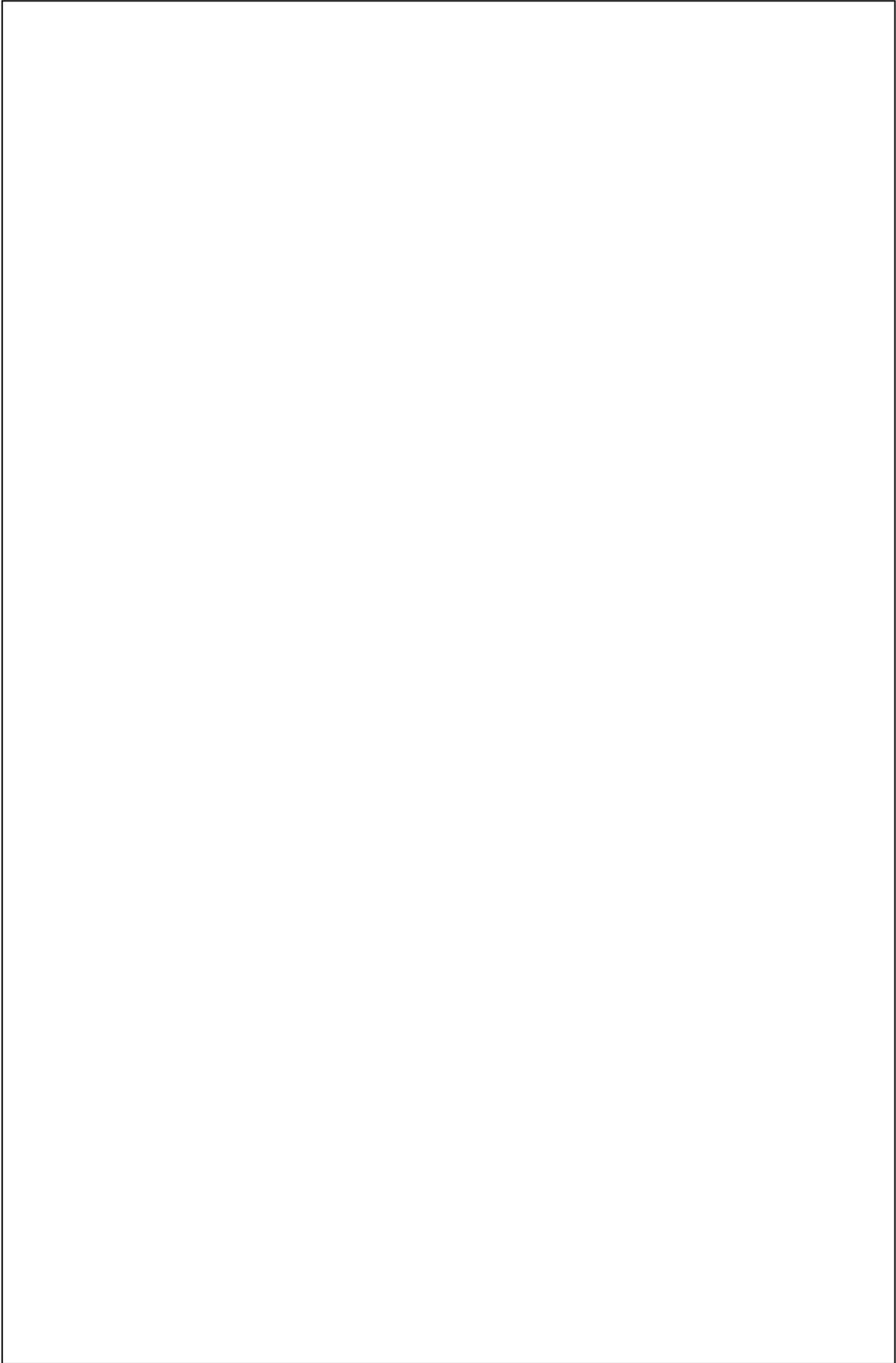
第1表 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

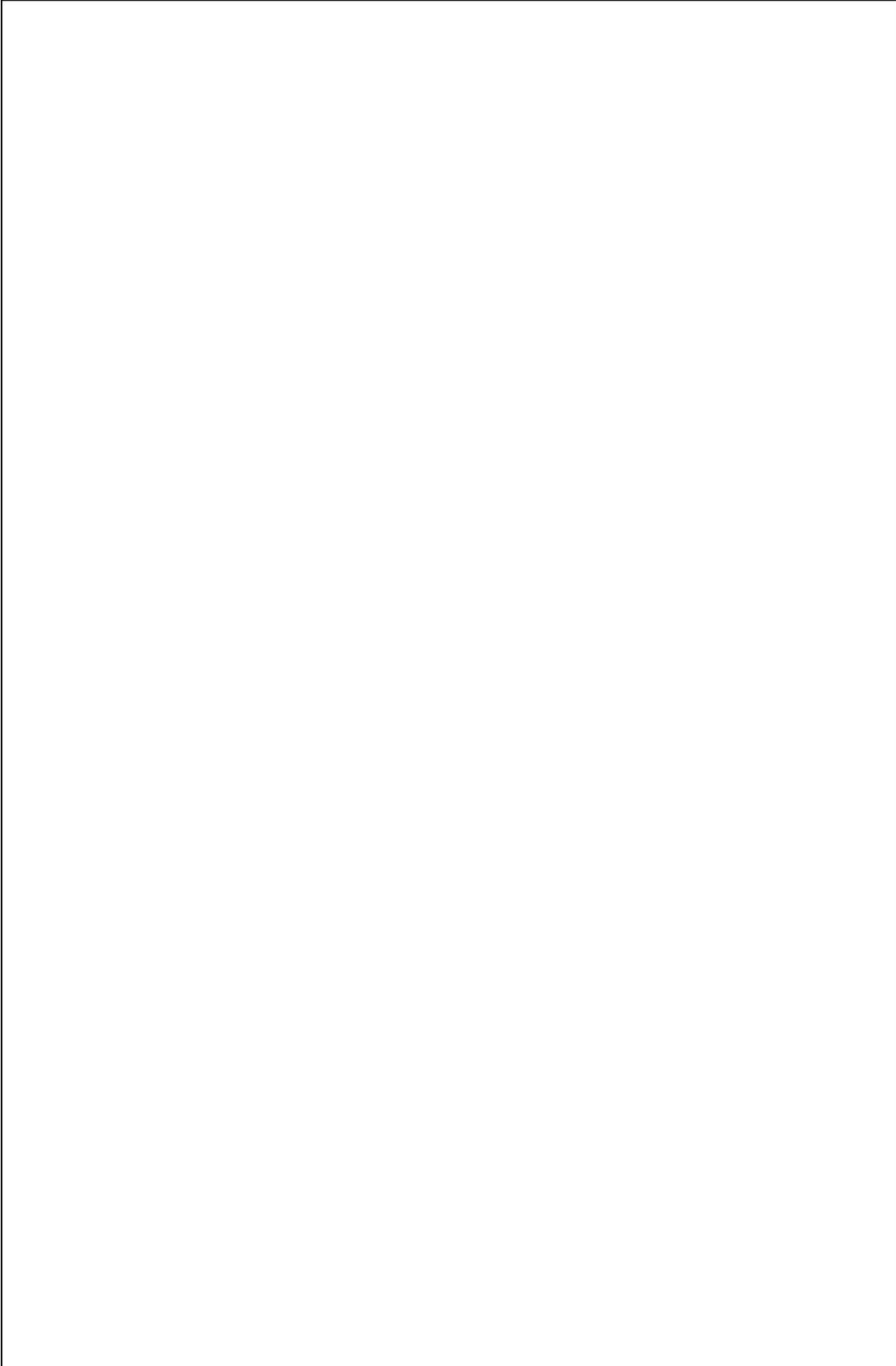
項目	解析結果 （有効性評価結果）	解析結果 （A R I 作動）	判断基準
燃料被覆 管温度	約872℃ （第4スペーサ位置）	約872℃ （第4スペーサ位置）	1,200℃以下
燃料被覆 管酸化量	極めて小さい （第3スペーサ位置）	極めて小さい （第3スペーサ位置）	15%以下

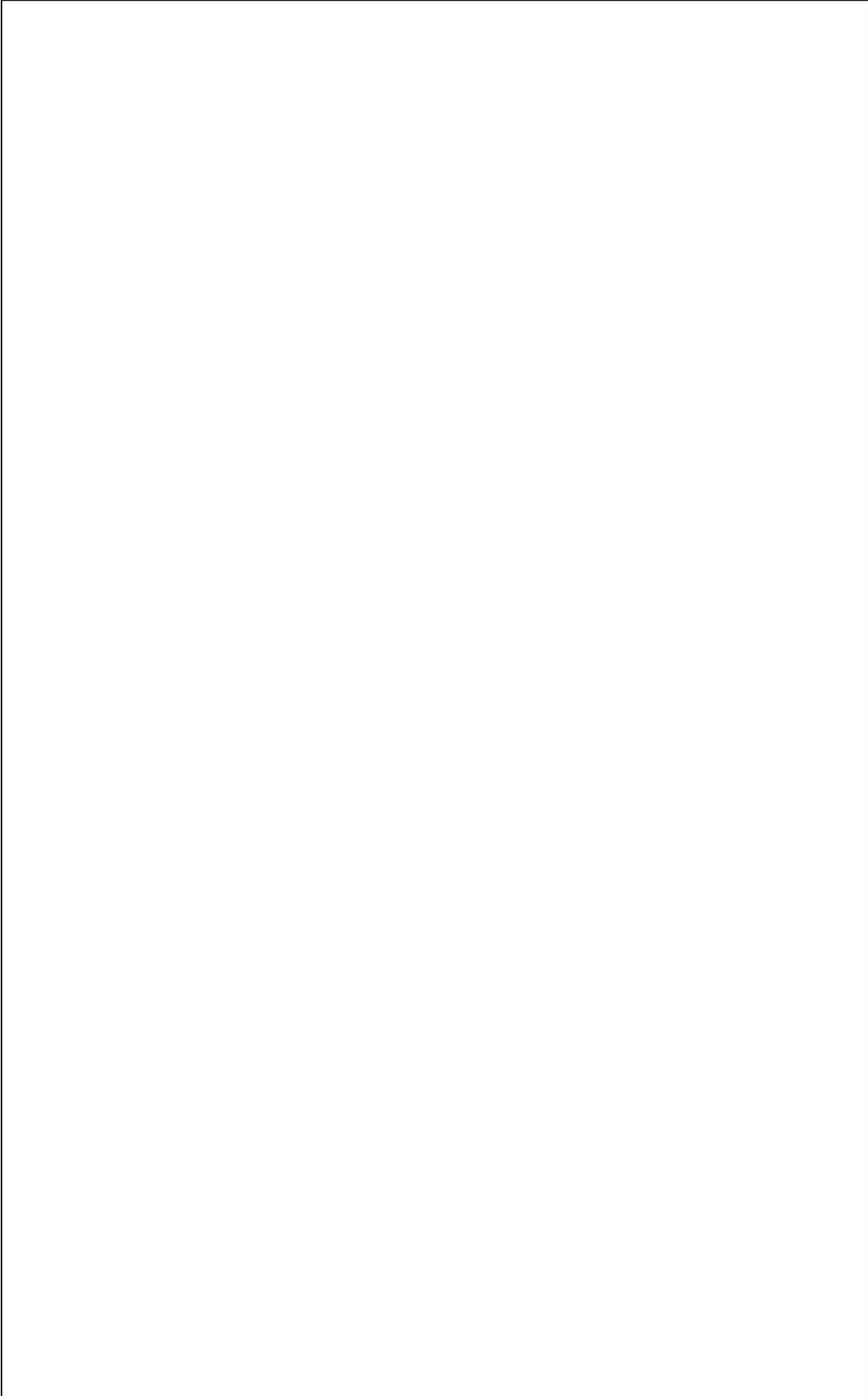


第1図 燃料被覆管温度変化 (主蒸気隔離弁誤閉止 [A R I 作動])

44-10 S A バウンダリ 系統図 (参考図)







45-1 SA設備基準適合性一覧表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条:原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		常設高圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	45-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作 (弁操作)	A, B f	
		関連資料	47-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	45-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	45-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器 高速回転機器	B a, B b	
			関連資料	45-4 系統図, 45-7 その他設備		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所) 中央制御室操作	A a, B		
		関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	45-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
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	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
			関連資料	本文		

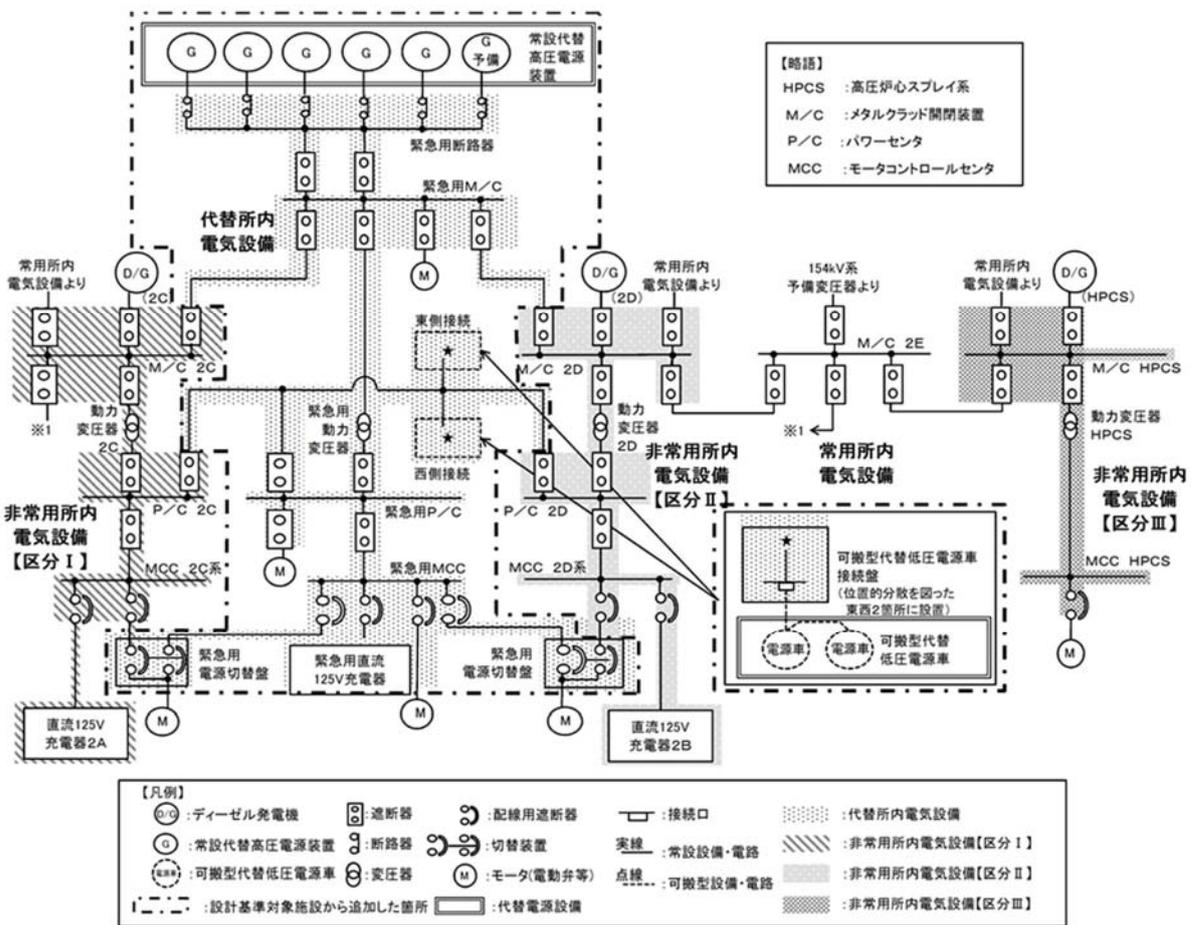
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条:原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		高圧代替注水系タービン止め弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	45-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作 (弁操作)	A, B f	
		関連資料	45-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
		関連資料	45-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	45-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	45-4 系統図, 45-7 その他設備		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所) 中央制御室操作	A a, B		
		関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外	
			関連資料	45-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
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	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
			関連資料	本文		

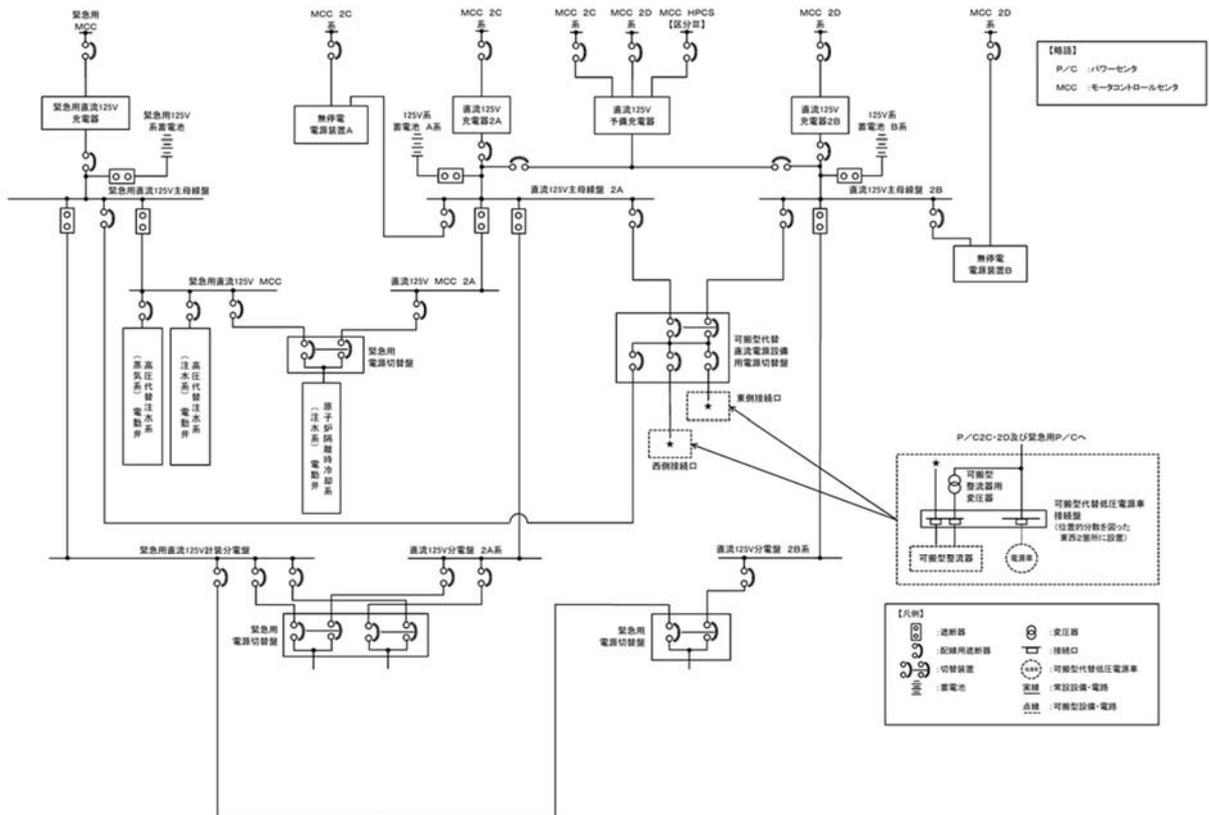
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条:原子炉冷却材圧力バウンダ高压時に 発電用原子炉を冷却するための設備		逃がし安全弁 (安全弁機能)		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 /屋外の天候/放射線/荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	45-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	47-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁 (安全弁)	B	
		関連資料	-		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	45-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	45-4 系統図	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	-	

45-2 電源構成図

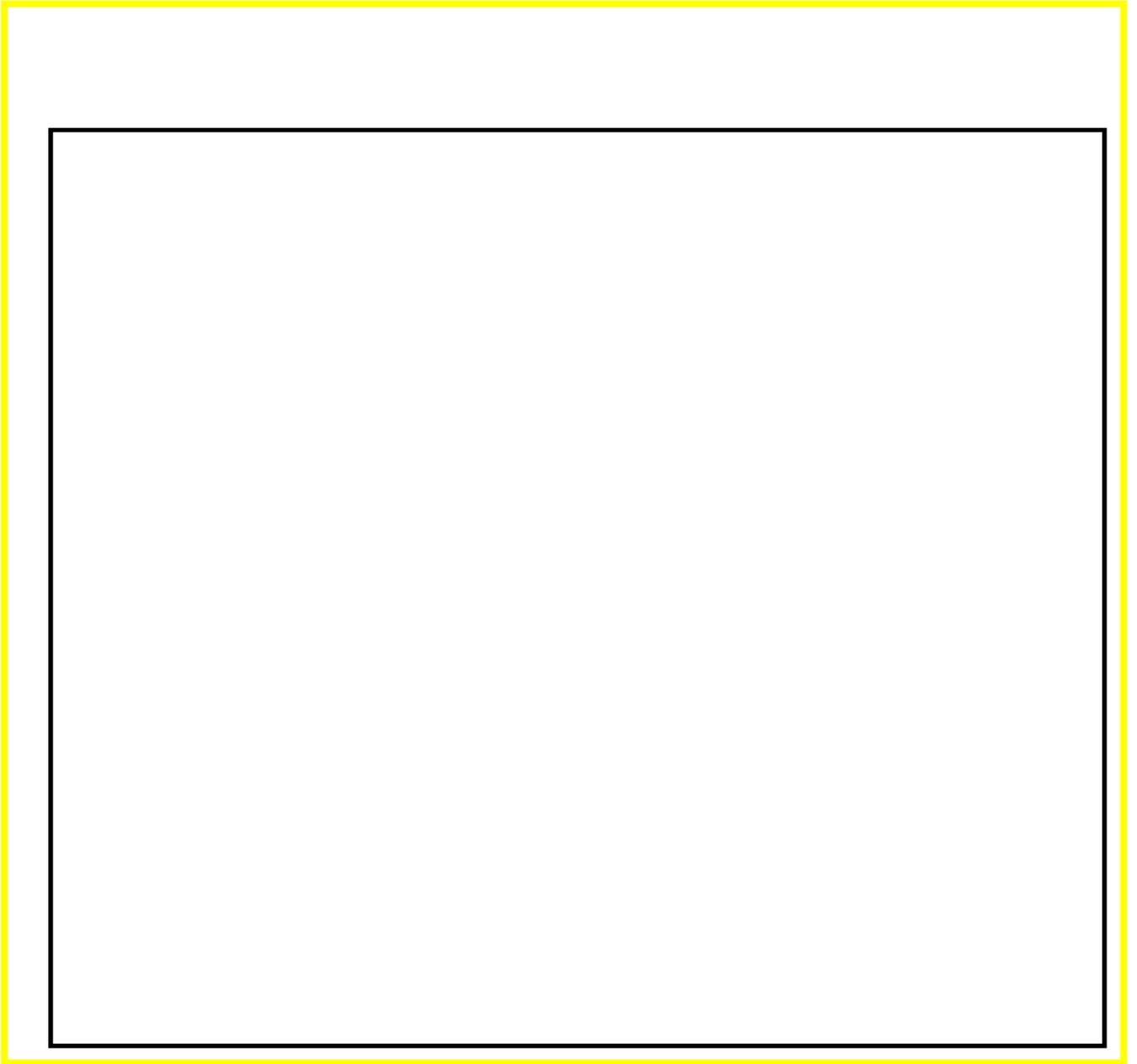


第 45-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)

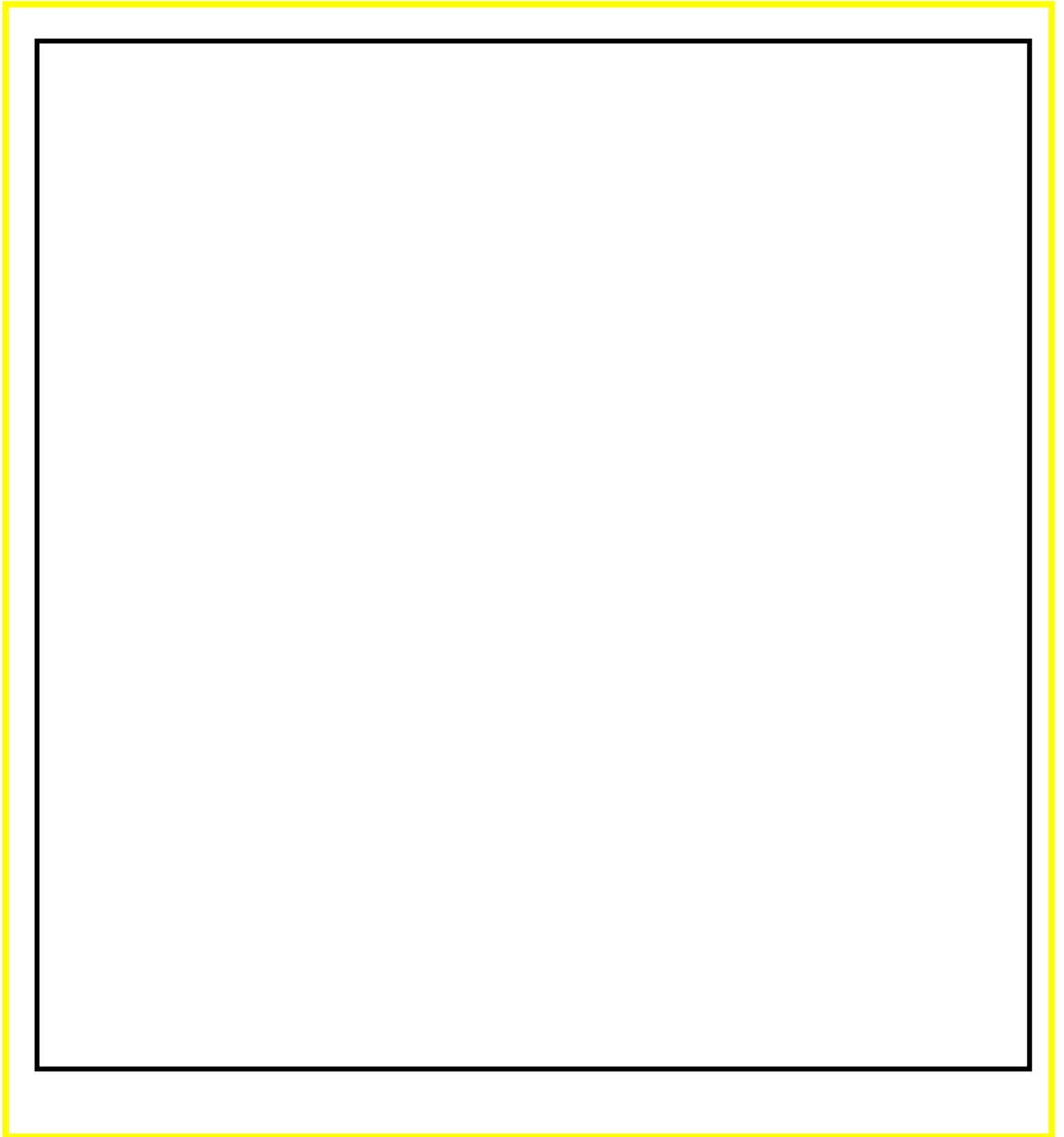


第45-2-2 図 電源構成図（直流電源）(2/2)

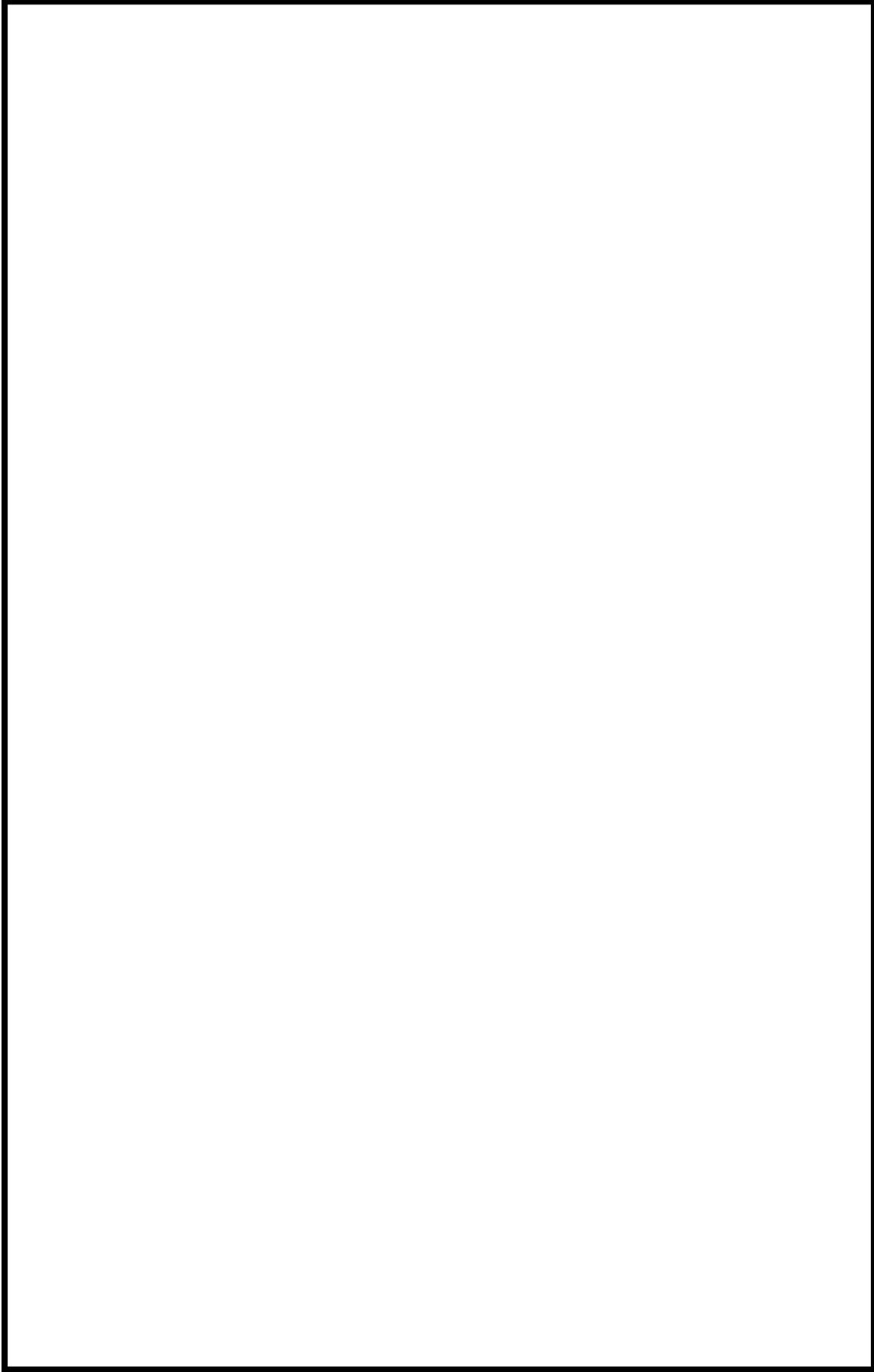
45-3 配置図



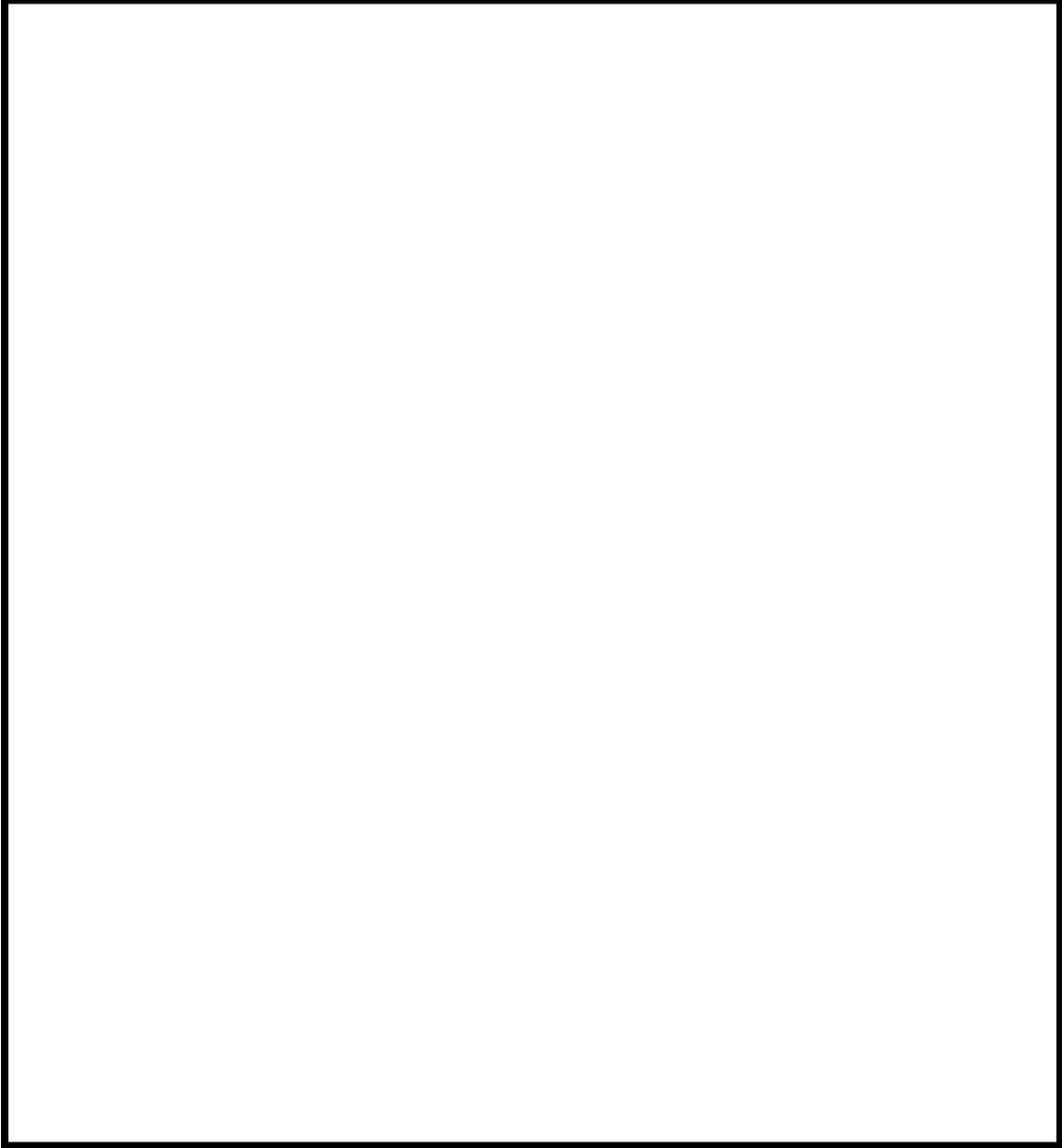
第 45-3-1 図 構内全体配置図



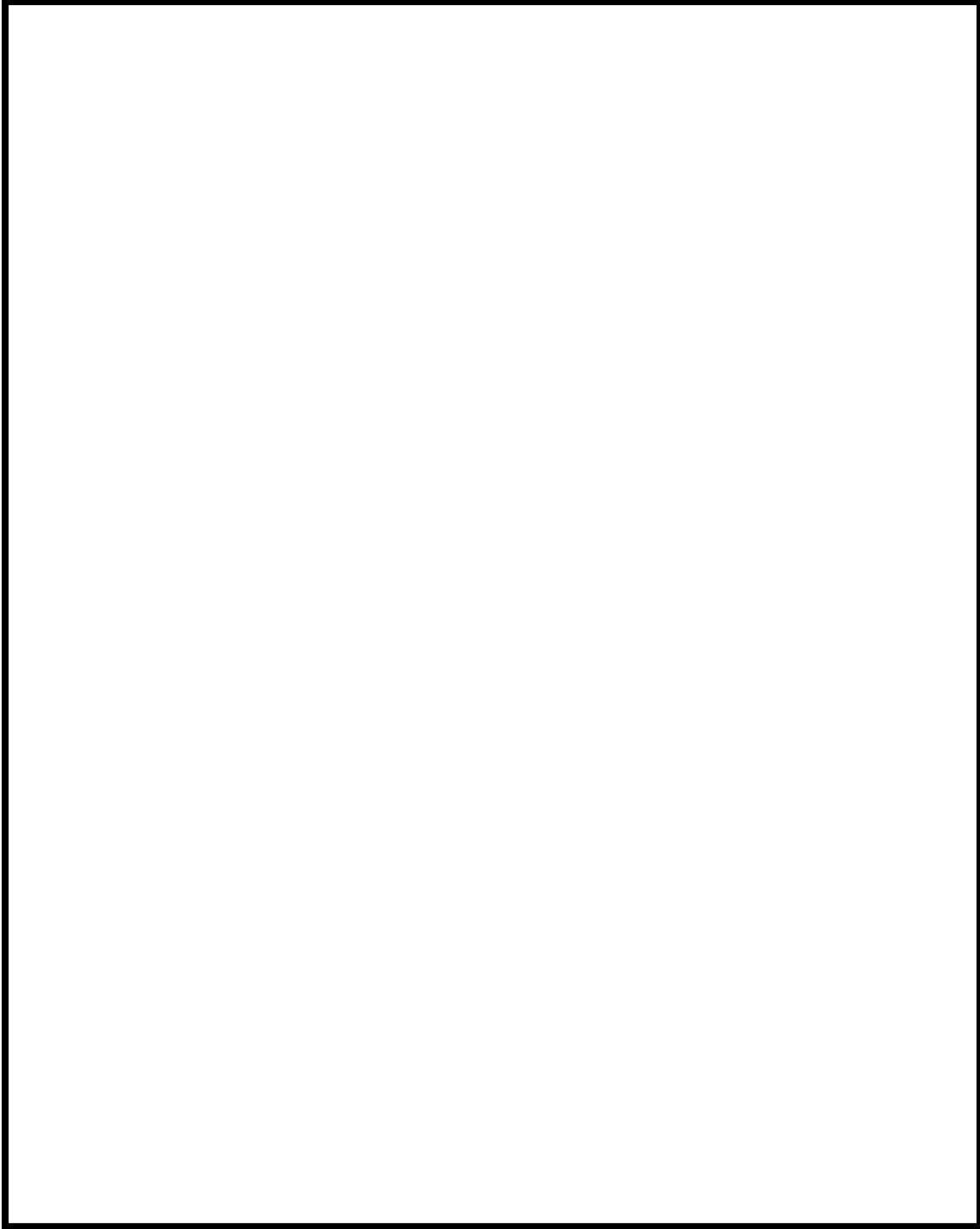
第45-3-2図 高圧代替注水系に係る機器配置図



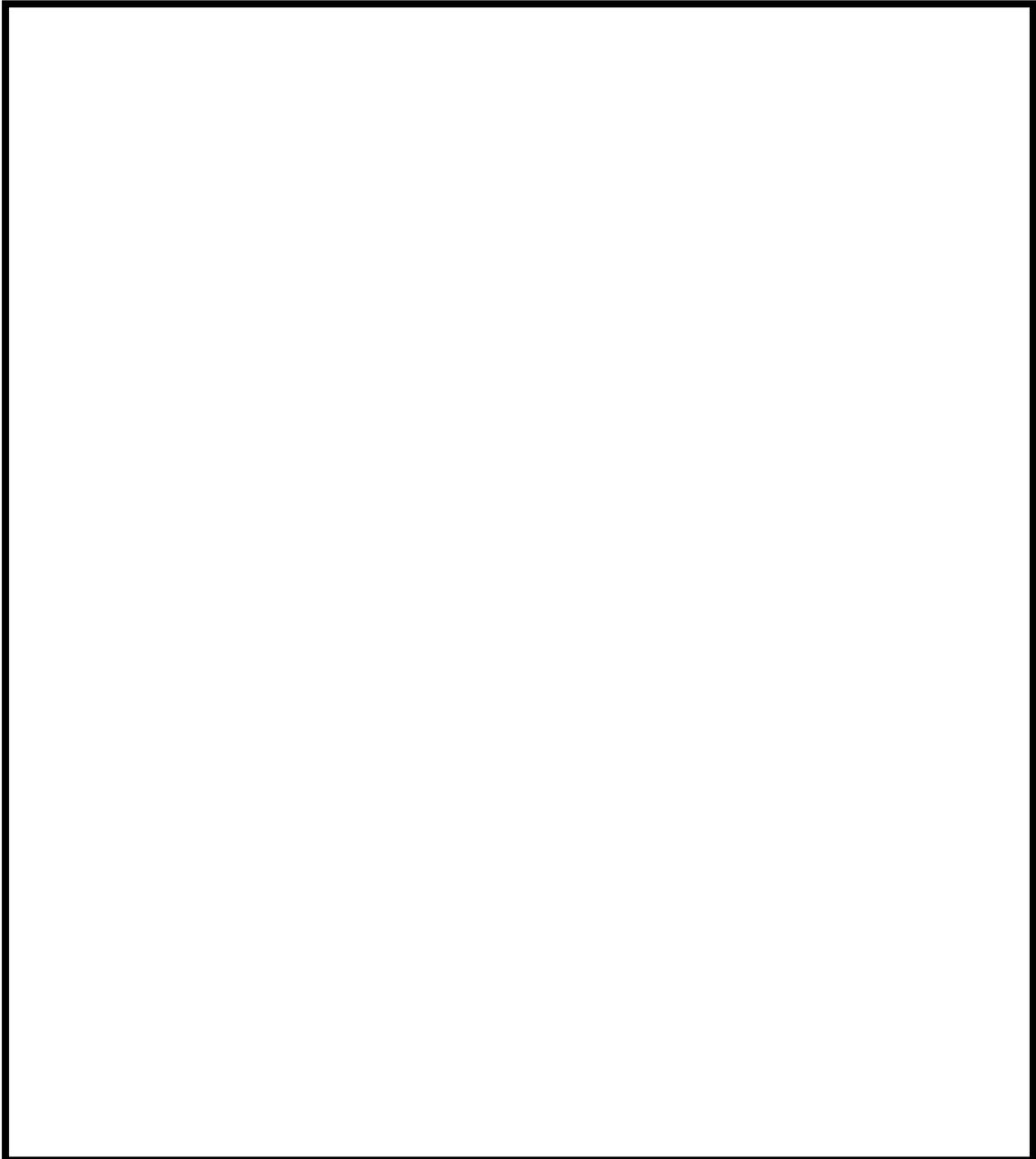
第 45-3-3 図 高圧代替水系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 2 階）



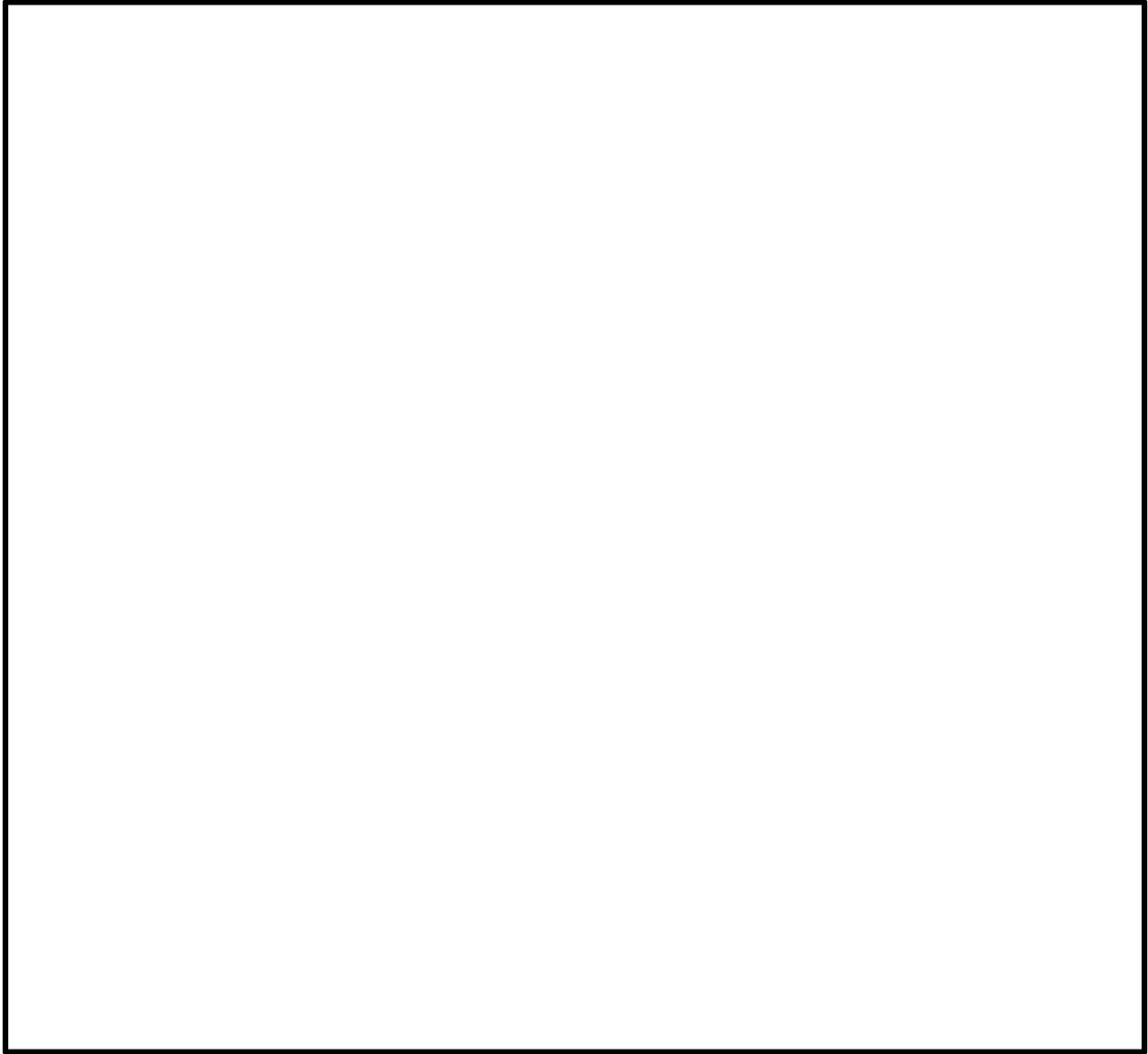
第 45-3-4 図 高压代替注水系に係る機器配置図 (原子炉建屋地下 1 階)



第 45-3-5 図 高压代替注水系に係る機器配置図 (原子炉建屋 4 階)

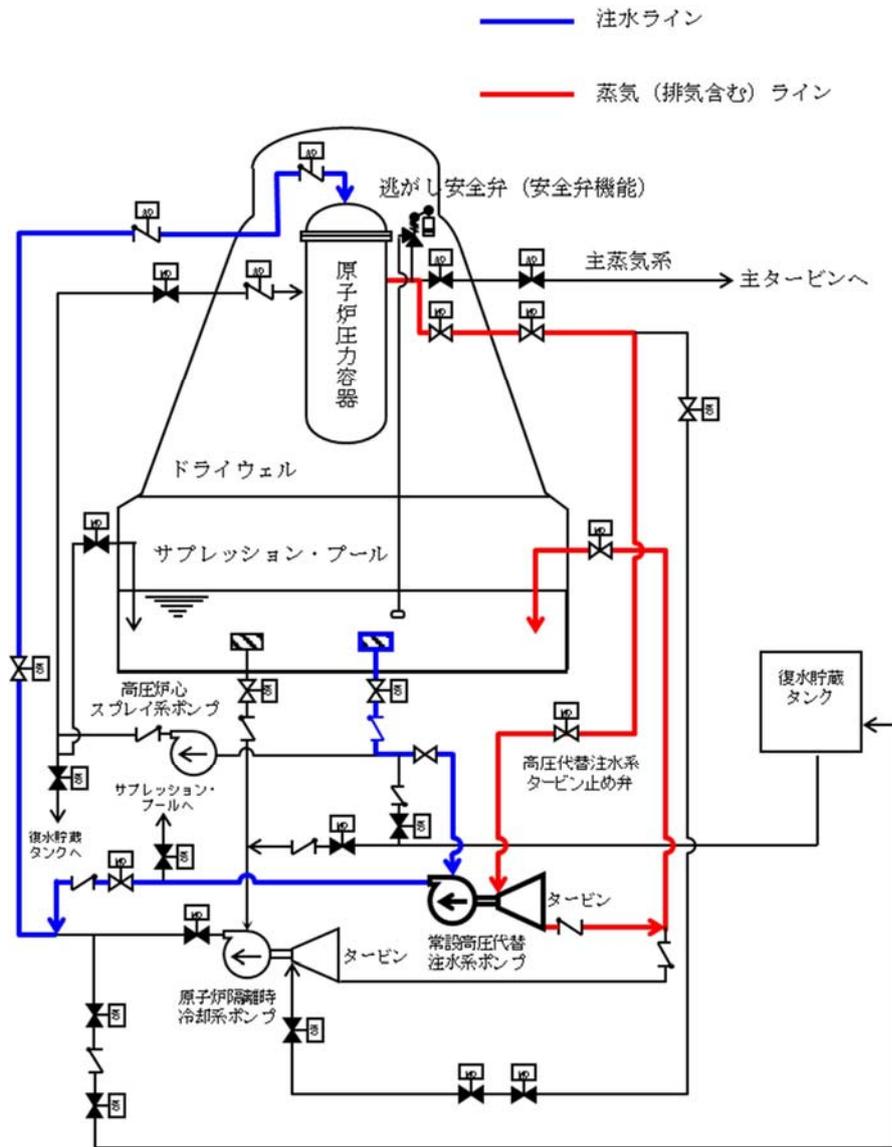


第 45-3-6 図 高圧代替注水系に関わる機器の配置を明示した図面
(原子炉建屋 5 階)

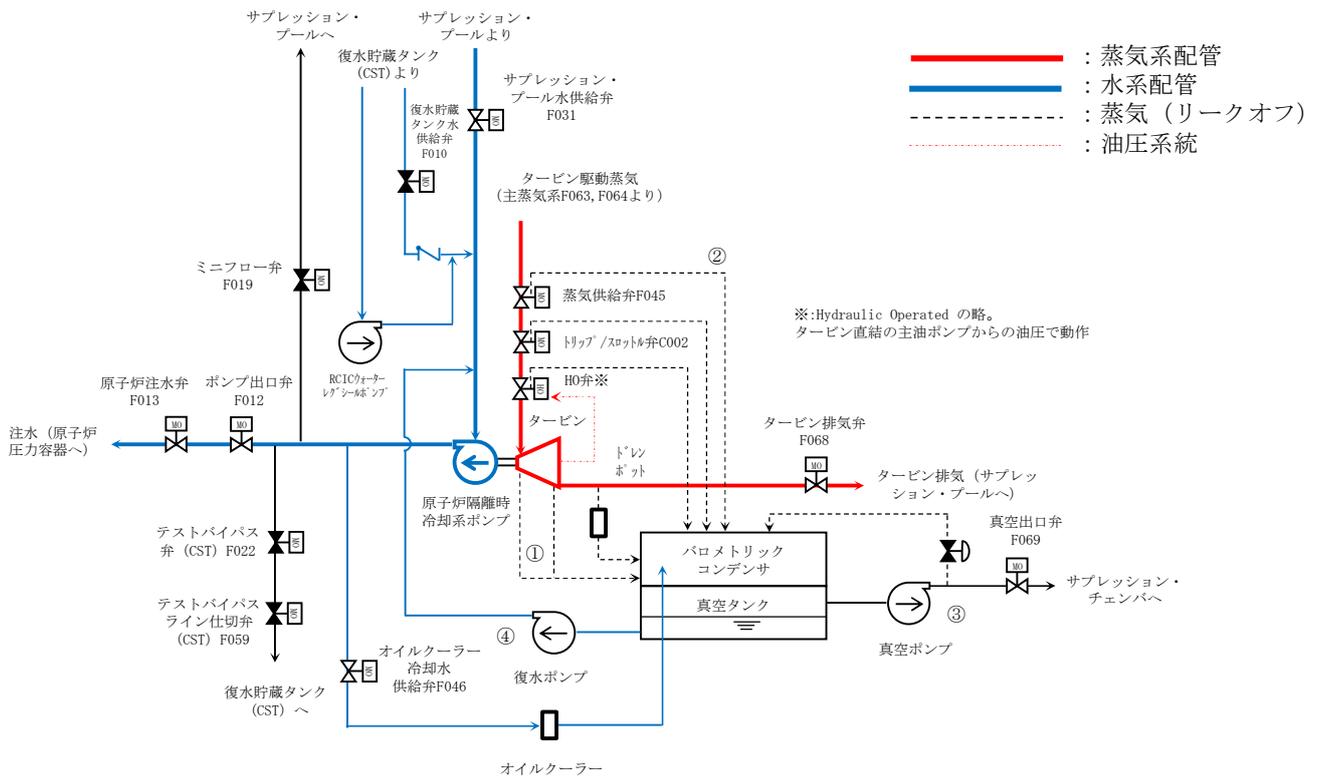


第 45-3-7 図 高圧代替注水系に関わる機器の配置を明示した図面
(原子炉格納容器内)

45-4 系統図



第 45-4-1 図 高圧代替注水系 系統概要図

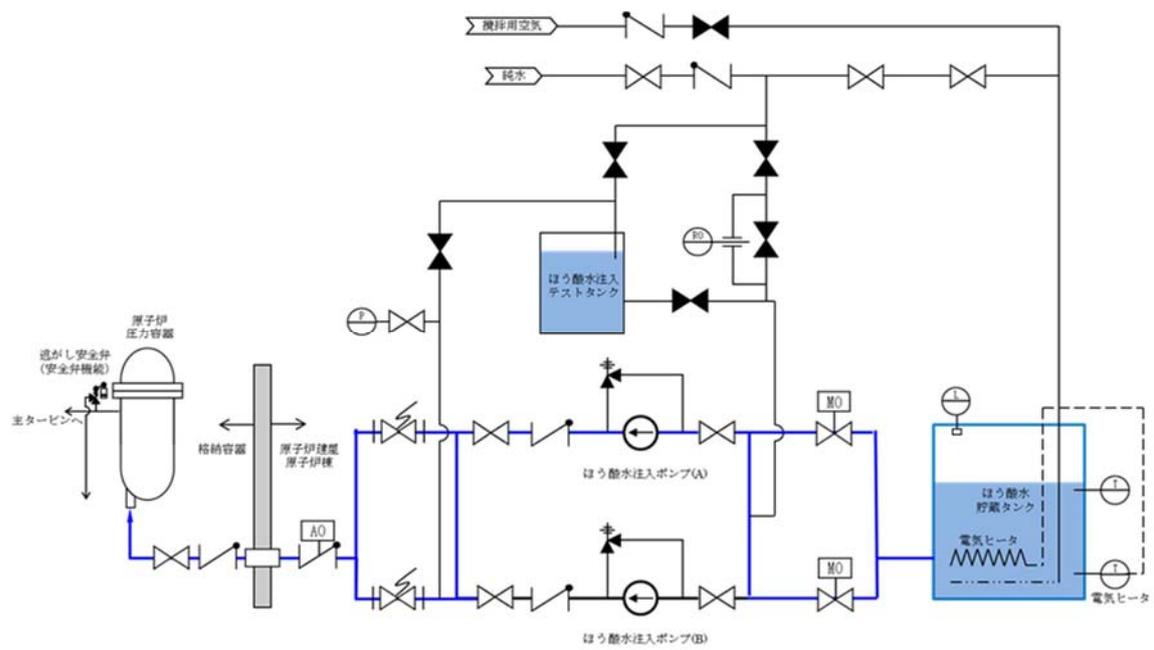


第 45-4-2 図 原子炉隔離時冷却系 補機系統概要図

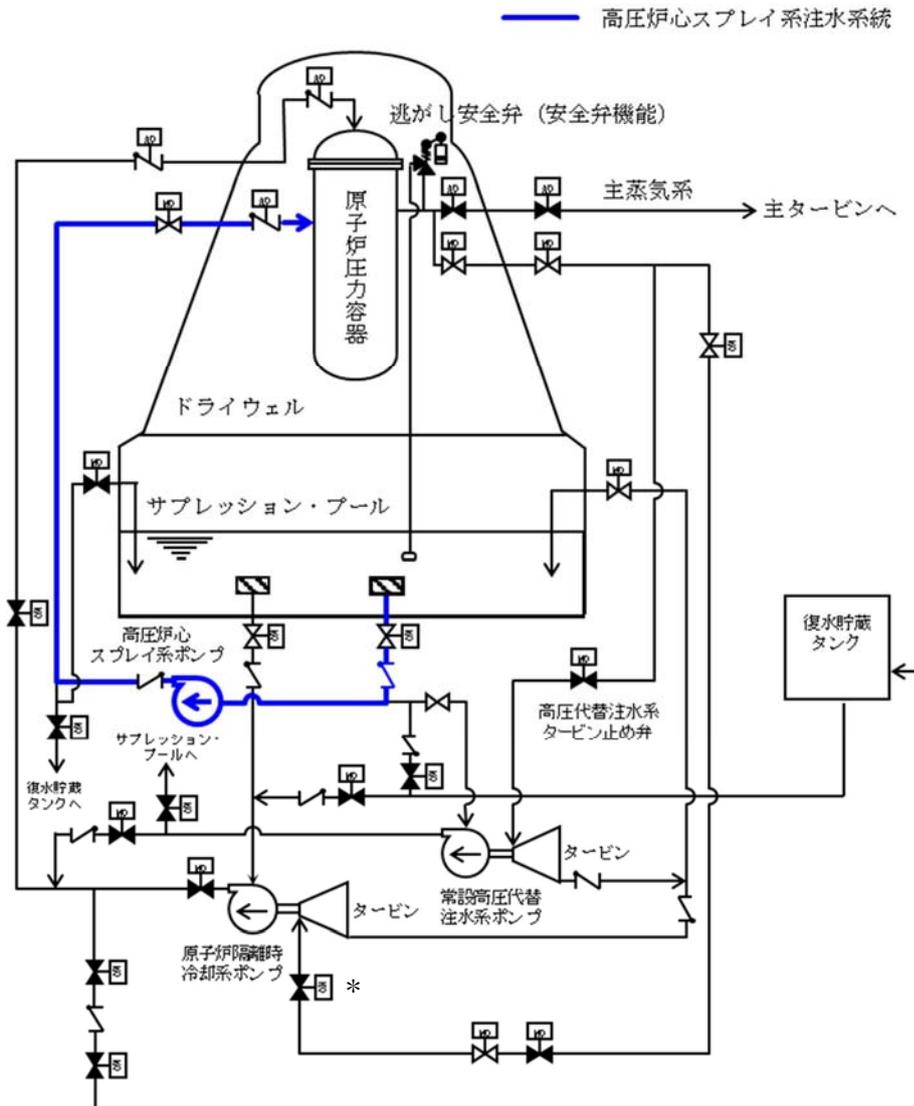
補機系統の説明

バロメトリックコンデンサは、駆動用タービンのグランドリーク蒸気①及び弁グランドリーク蒸気②を回収し復水化する設備であり、コンデンサ内の非凝縮性ガスは電動駆動の真空ポンプ③により排出され、復水は電動駆動の復水ポンプ④によりRCICポンプ入口に戻される。また、ポンプ吐出ラインから分岐するオイルクーラーの冷却水及びドレンポットを通じてタービン排気ラインのドレンも同コンデンサに回収される。

通常待機時のRCICポンプ入口ラインは、電動駆動のRCICウォーターレグシールポンプにより加圧されRCICポンプの自動起動時の入口圧力の変動を抑制する。



第 45-4-3 図 ほう酸水注入系 系統概要図



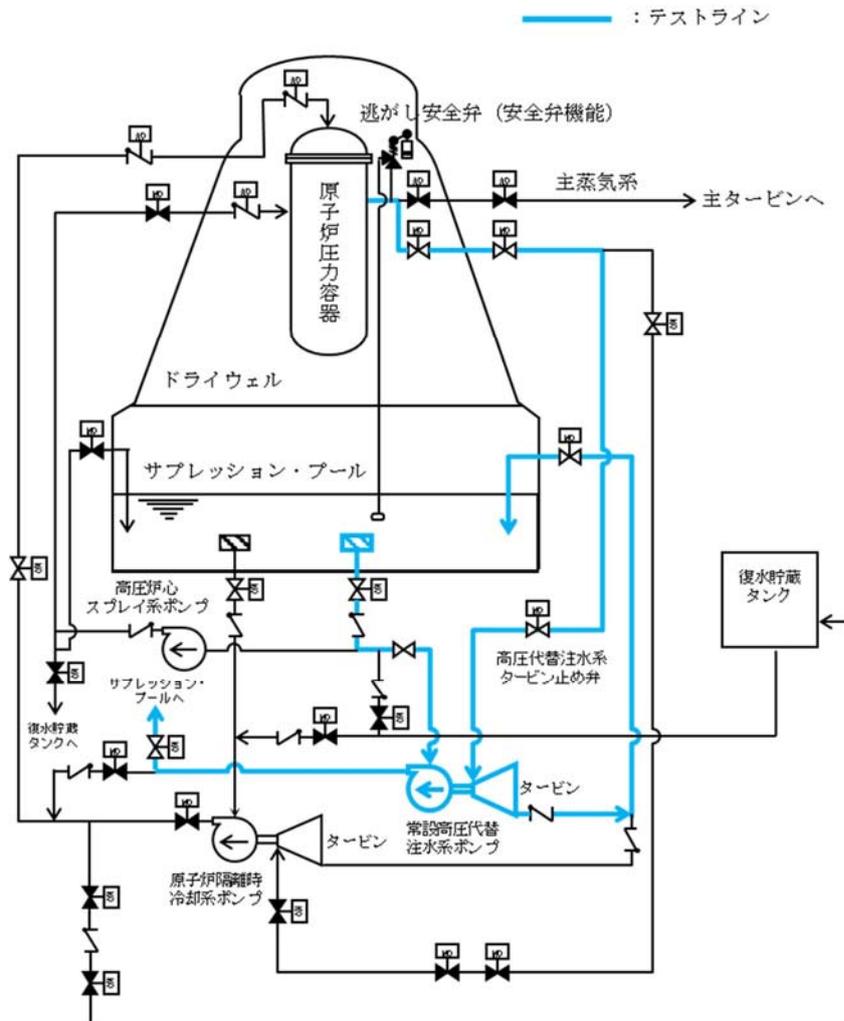
* : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第45-4-4図 高圧炉心スプレイ系 系統概要図

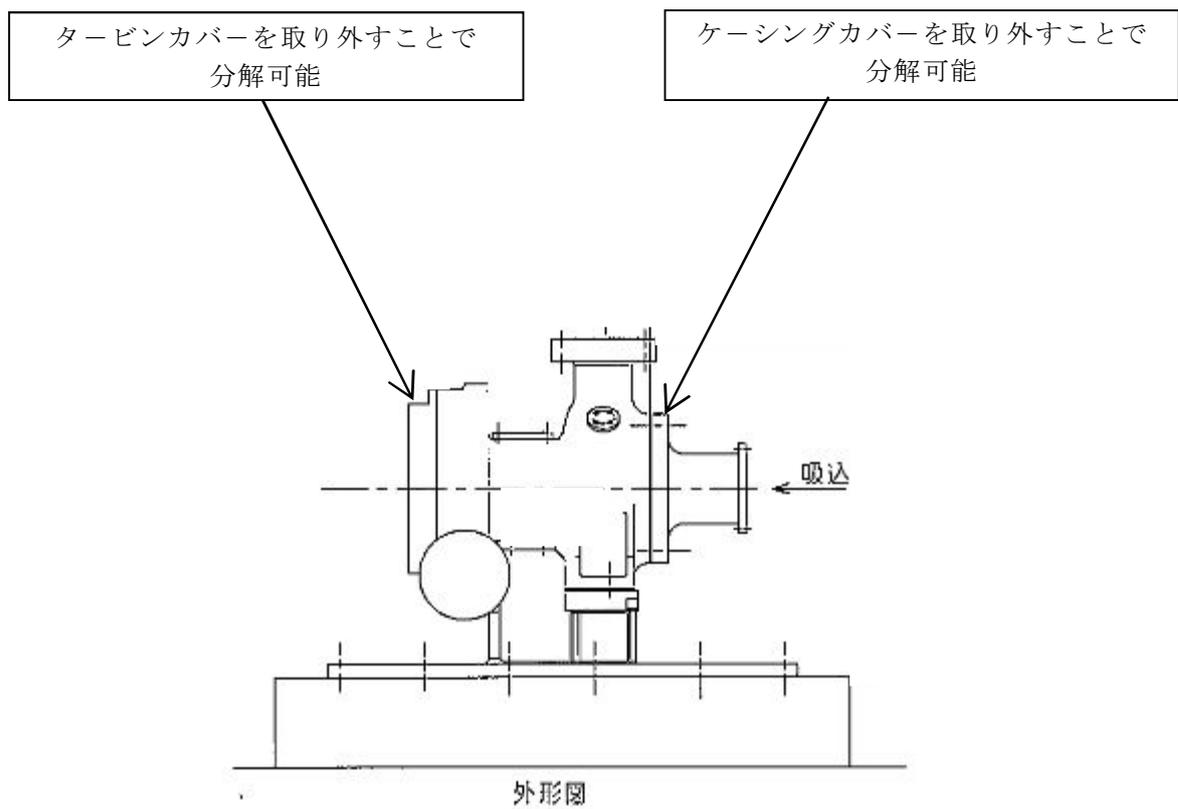
45-5 試験検査

第45-5-1表 高圧代替注水系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について，浸透探傷試験及び目視により確認



第 45-5-1 図 高圧代替注水系 運転性能検査系統図



第 45-5-2 図 常設高圧代替注水系ポンプ外形図

45-6 容量設定根拠

名 称		常設高圧代替注水系ポンプ
容 量	m ³ /h	136.7 (注1) , (約 136.7 (注2))
全 揚 程	m	894 (注1) , (約 900 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	吸込み側 0.7 吐出側 10.7
最高使用温度	℃	120
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>【設定根拠】</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、全交流電源喪失に加え、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉への注水を行うため設置する。</p> <p>高圧代替注水系は全交流電源喪失した場合でも、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、重大事故等対処設備として1個設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水に必要な容量をもとに設定した設計確認値 (136.7m³/h : 原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量) を満足する流量を確保可能なポンプとし、公称値は約136.7m³/hとする。</p>		

2. 全揚程

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉圧力が7.80MPaのときに原子炉圧力容器に136.7m³/h以上の注水が可能な設計とする。

① 原子炉とサプレッション・プールの圧力差（S A時）：822.8m

原子炉圧力：7.80MPa，サプレッション・プール圧力：0.067MPa

（S A時）

$$7.80\text{MPa} - 0.067\text{MPa} = 7.733\text{MPa}$$

$$\text{水頭に換算すると } 7.733 \times 10^6 / (958.4 \times 9.80665) = 822.8\text{m}$$

ここで 958.4 は水(100℃)の密度 kg/m³

9.80665 は重力加速度 m/s²

② 静水頭：45.9m

ポンプ吸込みレベル EL. -2,639mm ～原子炉への注水ライン最高点

EL. +43,186mm の間の水頭であるから 43,186 - (-2,639) ≒ 45.9m

③ 配管・機器圧力損失 : 24.6m

機器圧力損失 : 0m

配管・弁類圧力損失 : 24.6m

④ ①～③の合計 : 893.3m ≒ 894m

以上より、常設高圧代替注水系ポンプの揚程を 894m 以上確保することとし、公称値を約 900m とする。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

常設高圧代替注水系ポンプの水源はサプレッション・プールであり重大

事故等の使用ピーク圧力は0.067MPaが想定されている。吸込側の圧力はこれを包絡する0.7MPaと設定する

(常設高圧代替注水系ポンプの吸入ラインが接続される高圧注水系ポンプ吸入ラインと同一の圧力となる)。

(2) ポンプ吐出側

① サプレッション・プール圧力：0.067MPa

水源であるサプレッション・プールの圧力は0.067MPaである。

② 静水頭：0.056MPa

サプレッション・プールの最高水位はEL. +3,075mmであり、また、常設高圧代替注水系ポンプの吸込中心レベルはEL. -2,639mmであることから、合計静水頭は5.714mである。

$$5.714\text{m} \times 0.00980665 = 0.056\text{MPa}$$

③ ポンプ締切揚程：10.55MPa

ポンプの締切揚程は1,075mである。

$$1,075 \times 0.00980665 = 10.55\text{MPa}$$

④ ①～③の合計：10.68MPa

以上より、常設高圧代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、④を包絡する10.7MPa [gage]とする。

4. 最高使用温度

常設高圧代替注水ポンプの最高使用温度は、重大事故時の水源であるサプレッション・プールで想定する最高温度約100℃を考慮し120℃と設定する。

45-7 その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に
発電用原子炉を冷却するための設備について

設備概要（自主対策設備を含む。）

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備及びその機能を代替可能な重大事故等対処設備及び自主対策設備の設備概要を示す。

(1) 高圧代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧代替注水系の系統概要を第 45-4-1 図，電源構成図を第 45-2-2～45-2-4 図に示す。高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合でも，高圧状態の原子炉に注水できる設計とする。高圧代替注水系は，蒸気駆動タービン，タービン駆動ポンプ，配管・弁等からなり，タービン駆動用の蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気供給ラインから分岐し，排気ラインは，原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気排気ラインに合流する設計とする。

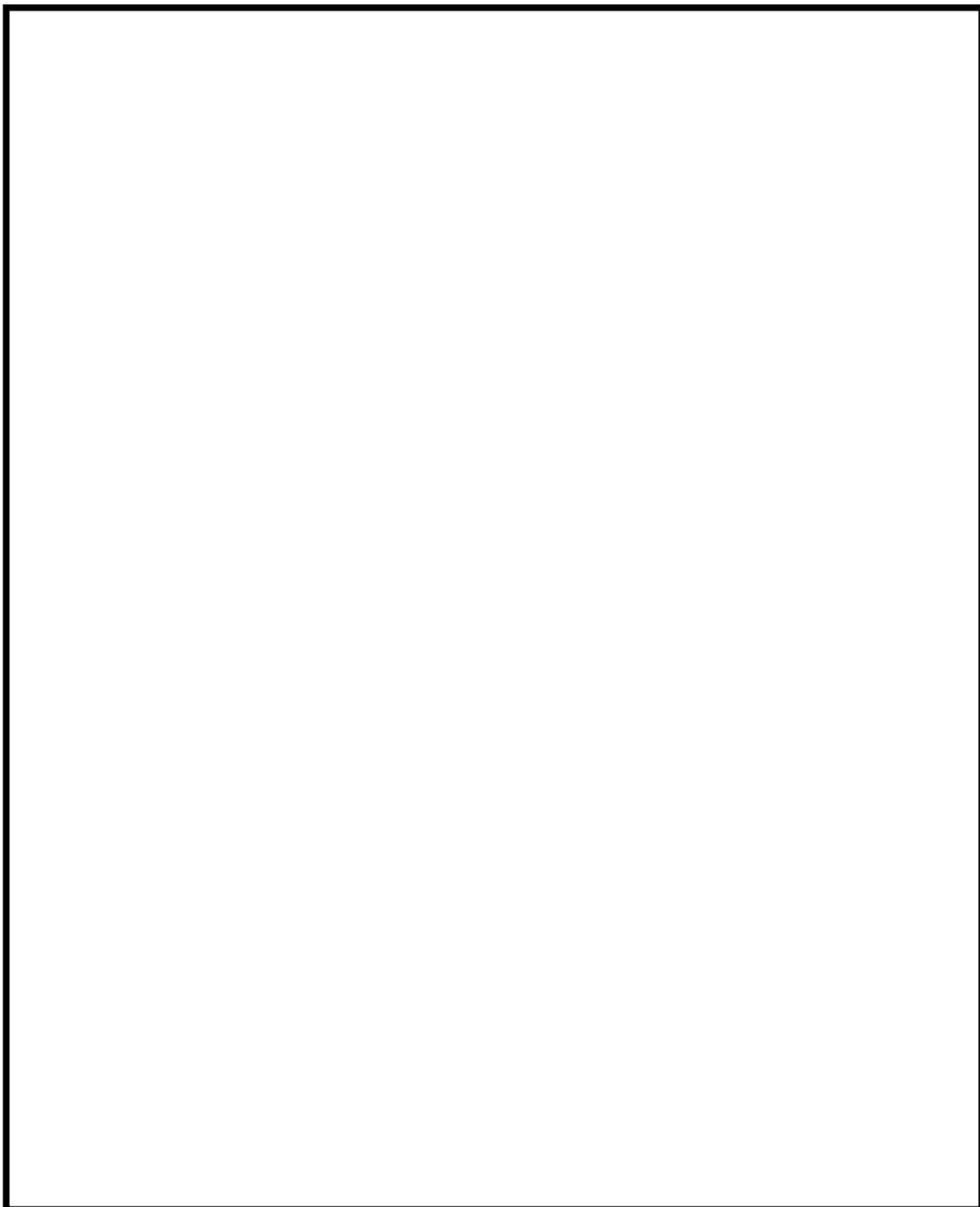
ポンプ吸込みラインは，高圧炉心スプレイ系ポンプの吸込みラインから分岐し，ポンプ吐出ラインは原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出ラインへ合流する設計とする。

また，高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し，異なった区画にポンプ等を設置する。

全交流動力電源が喪失し，設計基準事故対処設備である所内常設直流電源が喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって，サプレッション・プール又は復水貯蔵タンクを水源として，原子炉隔離時冷却系を經由して原子炉へ注水する。仮に，常設代替直流電源設備が機能しない場合でも，現場で人力による弁の手動操作により，高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続できる設計とする。

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 に示す。

常設高圧代替注水系ポンプの概略構造を第 45-7-1 図に示す。常設高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが 1 つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、第 45-4-3 図に示すとおり軸封部の無い設計である。よって、原子炉隔離時冷却系と比較しグランドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、常設高圧代替注水系ポンプは機械式ガバナであり、ポンプ吐出のベンチュリの圧力差により圧力ガバナピストンが作動し、リンク機構を通じて蒸気加減弁を調整し、ポンプから吐出する流量を一定に制御する設計となっており、電源を必要としないガバナである。また、軸受は自給水により潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。以上のことから、常設高圧代替注水系ポンプは系統の弁操作のみで起動停止が可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系蒸気供給弁の開閉操作でポンプの起動停止操作が可能な設計とする。



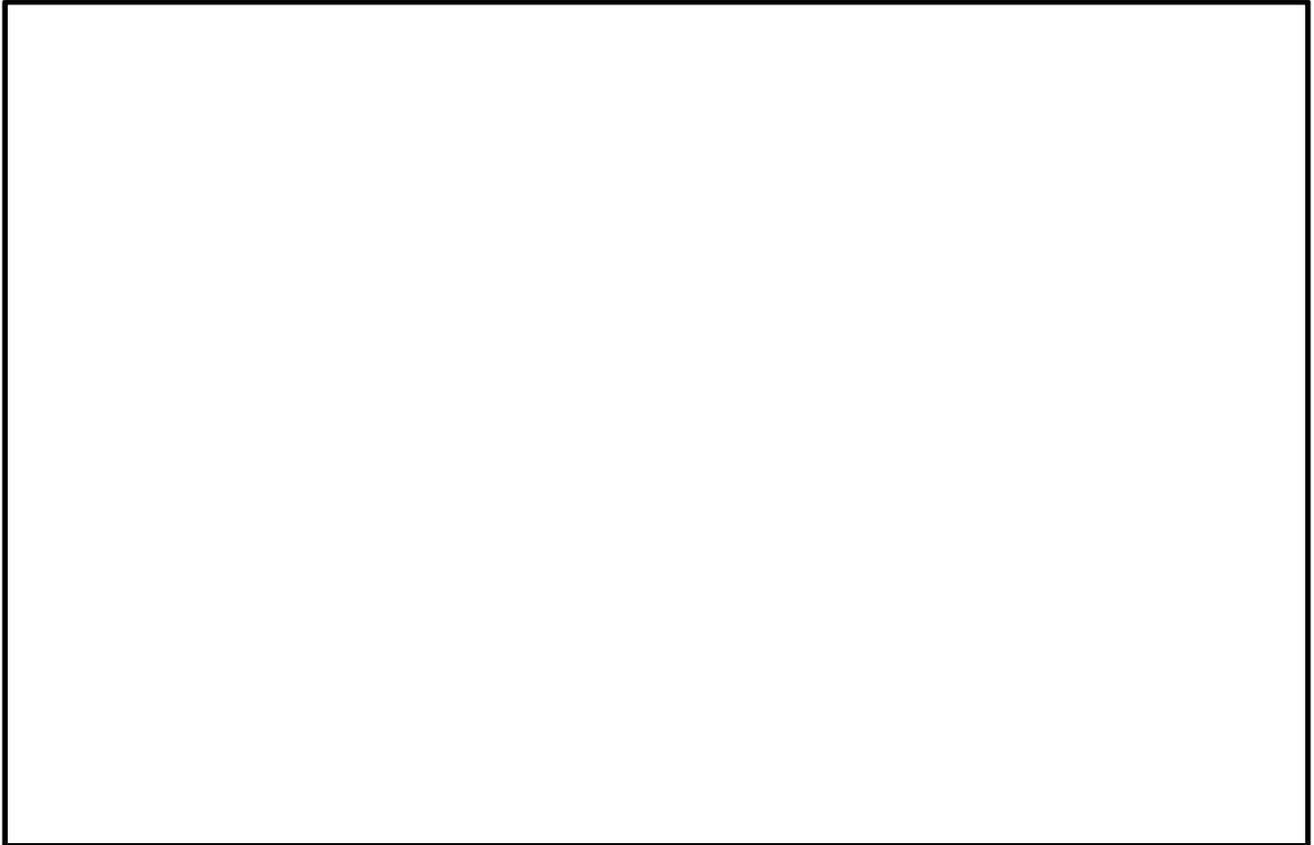
第 45-7-1 図 常設高圧代替注水系ポンプ 構造概要

<常設高圧代替注水系ポンプの動翼構造について>

常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円盤から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。第45-7-2図にタービン構造を示す。



第45-7-2図 常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造



第 45-4-3 図 常設代替高圧注水系ポンプ概要図

<通常待機時（ポンプ停止状態）>

・圧力ガバナのピストン（①）は、ピストンロッドに取り付けられたスプリングにより上昇した状態であり、②のリンク機構を介して接続されるトリップ/スロットル弁（③）は最下方に下降した状態となっている。この状態においては、駆動用高圧蒸気入口ポート（④）が全開状態にある。ここに高圧蒸気が供給されればタービンは起動するが、通常待機状態では高圧代替注水系蒸気供給弁（⑤）が「全閉」であることから蒸気は供給されずポンプは待機停止状態にある。

<ポンプ起動～定格流量>

・通常待機時の状態で、高圧代替注水系蒸気供給弁（⑤）を「開」（中央制御室スイッチ操作または現場人力操作）とすると、トリップ装置（④）のピスト

ン内を通り高圧蒸気がピストン左側に通気され、蒸気力によりピストンが右方向へ移動し、全開状態の駆動用高圧蒸気入口ポート（④）を通り蒸気がタービンに供給され、タービン駆動のポンプが起動する。

・起動後、タービンは速やかに定格回転数に到達し、ポンプが水を吐き出し始め、ポンプ吐出部のベンチュリノズルから低圧側ライン（⑥）及び高圧側ライン（⑦）を通じて高/低圧水が圧力ガバナに供給される。

・ポンプ定格流量状態では、低圧側ライン（⑥）圧力、高圧側ライン（⑦）圧力及び圧力ガバナのスプリング力がバランスし、トリップ/スロットル弁のピストン（③）は駆動用高圧蒸気入口ポート（④）の中間位置で定格流量一定制御状態となる。

<流量変動時の制御動作>

・定格流量状態での運転中に流量が上昇すると、ベンチュリ効果により低圧側ライン（⑥）の圧力と高圧側ライン（⑦）の圧力のバランスが崩れ、圧力ガバナのピストン（①）は下降し、②のリンクを介してトリップ/スロットル弁のピストン（③）を上方に押し上げる。

・これにより駆動用高圧蒸気入口ポート（④）のポートが閉じ始め、タービンへの駆動蒸気量が減少することでタービン回転数が低下しポンプ吐出量を減少させる。

・定格流量状態での運転中に流量が低下した場合は、上記と逆の動きにより流量を増加させる。

<過速度トリップ>

・何らかの原因でタービン回転数が異常に上昇すると、定格状態ではシャフト内にスプリングで保持されているトリップボルト（⑧）（*）が遠心力により飛び出し、レバー（⑨）を押し上げ、リンクを介してトリップ排気弁のピストンロッド（⑩）を上昇させる。

・トリップ排気弁のピストンロッド (⑩) に接続しているピストンは、通常、高圧蒸気検出ライン (⑪) と低圧 (背圧側) 蒸気検出ライン (⑫) を分断しているが、ピストンが上昇することにより高圧蒸気検出ライン (⑪) と低圧 (背圧側) 蒸気検出ライン (⑫) が通じ、高圧蒸気検出ライン (⑪) の圧力が低圧 (背圧側) 蒸気検出ライン (⑫) を通し、タービン排気室に抜ける。

・高圧蒸気検出ラインはトリップ装置の空間 (⑬) につながっており、通常時は高圧蒸気によりトリップ装置のピストン (⑭) を右側に押し付け、トリップ/スロットル弁が「開」状態となり蒸気をタービンに供給しているが、上記の動作により高圧蒸気検出ライン (⑪) の圧力が低下すると、トリップ装置のピストン (⑭) は蒸気力により左側に移動し蒸気が遮断されポンプが停止する。

(*) 水環境における腐食の影響及びメンテナンス性を考慮し、トリップバルブはケーシング内包型から外付け型となる可能性があるが、トリップ動作の概念は同じである。

以上のとおり、常設高圧代替注水系ポンプは、直流電源の電動弁を中央制御室から「開」とすることで起動可能であり、その後の定格運転の流量制御はポンプ吐出水によるベンチュリ効果で自己制御される。また、ポンプの構造上、類似ポンプである原子炉隔離時冷却系ポンプで必要とされていた以下の補機類が不要な設計としている (第 45-4-2 原子炉隔離時冷却系補機系統概略図参照)。

・潤滑油系統 (タービン直結主油ポンプ、潤滑油冷却器、配管、弁)

軸受等の潤滑は、ケーシング内の水による水潤滑式であり、潤滑油系統は不要である。

・冷却水系統 (冷却水配管、弁)

潤滑油系統がないため潤滑油冷却器冷却のための冷却水系統が不要であ

る。

- ・ グランド蒸気系統（バロメトリックコンデンサ，真空ポンプ，復水ポンプ，配管，弁）

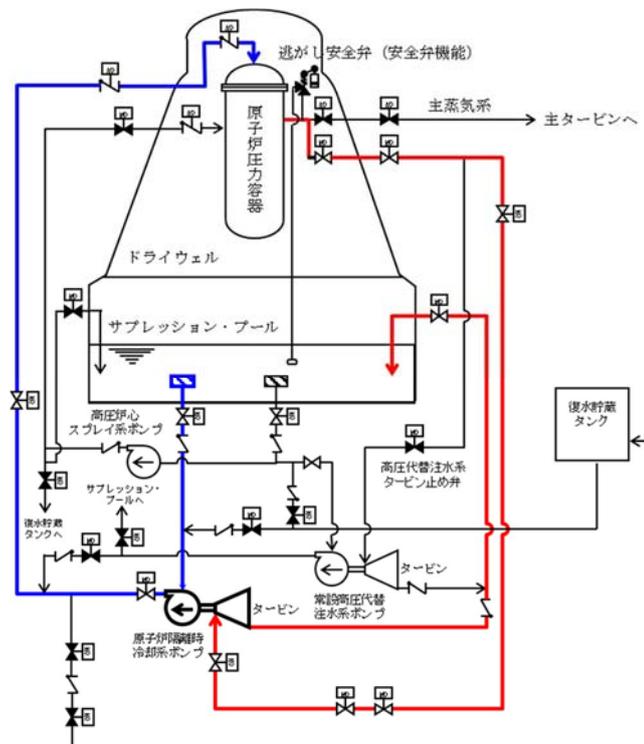
グランド蒸気の発生源であるタービングランド部がケーシングに内包されており，グランド蒸気が外部に漏えいしないため，これを処理する補機類が不要である。

- ・ 上記補機類への電源供給

補機類がないため電源供給不要。タービンへの蒸気供給弁を中央制御室から遠隔操作するときのみ直流電源系統を必要とするが，当該弁は現場での人力操作も可能であり，直流電源系統が喪失した場合でもポンプの起動/運転が可能である。

(2) 原子炉隔離時冷却系【設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備】

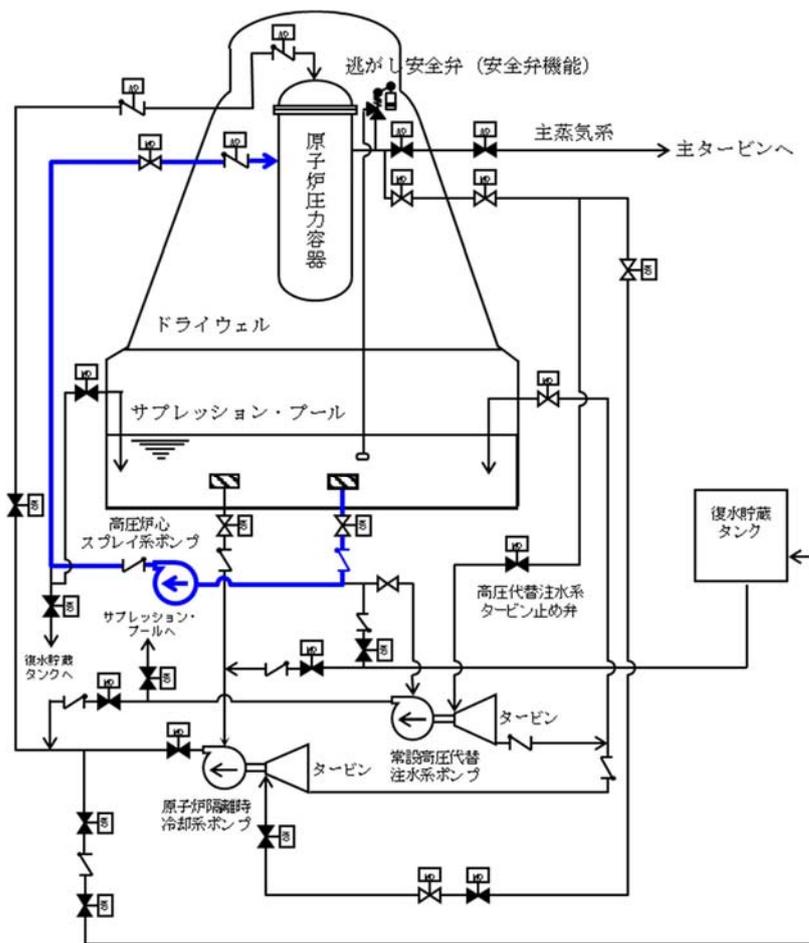
原子炉隔離時冷却系の設備概要を第 45-7-4 図に示す。原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させサプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水する施設であり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。原子炉隔離時冷却系は、蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気ラインからの主蒸気を用いて蒸気駆動タービンを駆動し、タービン直結のポンプによりサプレッション・プールの水又は自主設備である復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水する。



第 45-7-4 図 原子炉隔離時冷却系設備概要

(3) 高圧炉心スプレイ系【設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備】

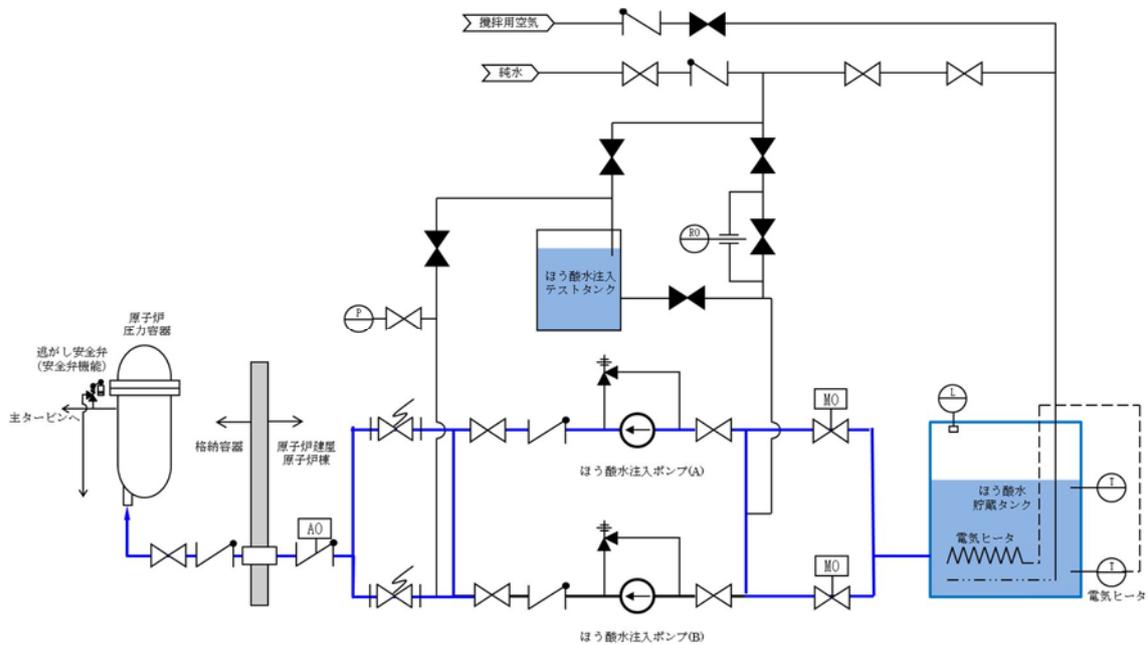
高圧炉心スプレイ系の設備概要を第 45-7-5 図に示す。高圧炉心スプレイ系は非常用炉心冷却設備の 1 つであり，設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが，想定される重大事故時等において健全であれば，重大事故等対処設備として使用する。電動機駆動ポンプ 1 個，スパージャ，配管・弁及び計測制御装置からなり，サブプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部に取付けられたスパージャのノズルから燃料集合体上に注水する。



第 45-7-5 図 高圧炉心スプレイ系設備概要

(4) ほう酸水注入系による進展抑制【技術的能力審査基準への対応】

ほう酸水注水系による原子炉注水時の設備概要を第 45-7-6 図に示す。ほう酸水注水系による原子炉注水は、高压炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系による原子炉水位維持ができない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源とし、炉心底部から原子炉へ水を注入し、事象の進展を抑制する。ポンプ吐出圧力は約 8.5MPa[gage]であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

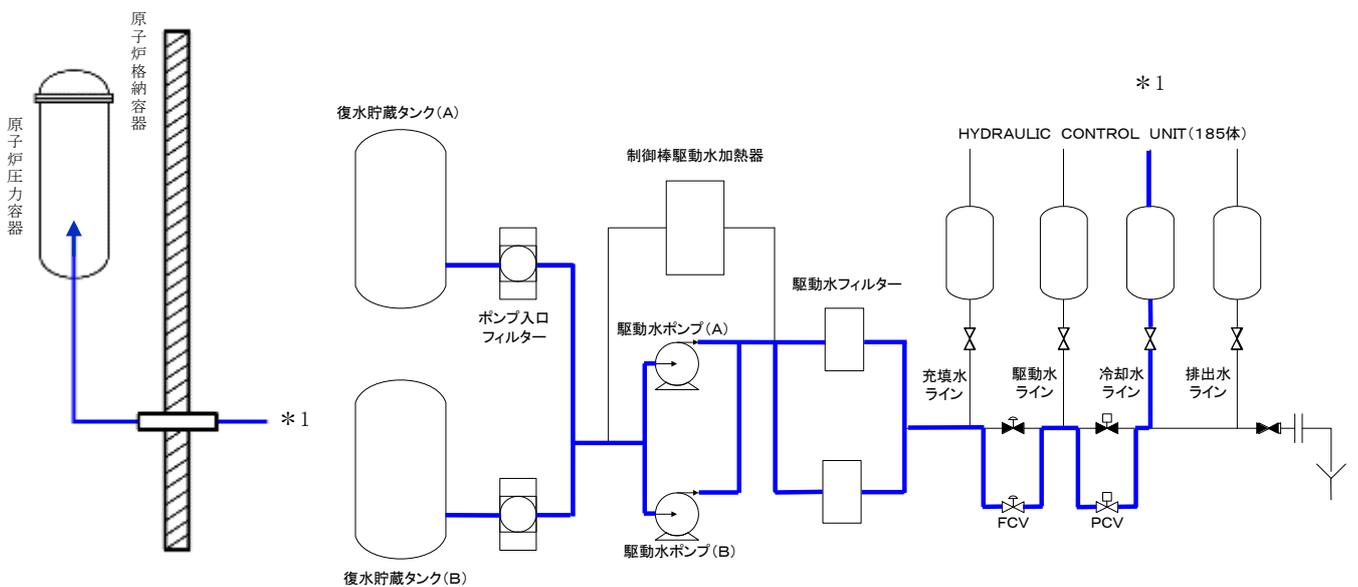


第 45-7-6 図 ほう酸水注入系ポンプ設備概要 (原子炉注水時)

(5) 制御棒駆動水系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求への対応】

制御棒駆動水系による原子炉注水時の設備概要を第 45-7-7 図に示す。制御棒駆動水系は通常、復水タンクの水を駆動水ポンプにより加圧し、水圧制御ユニットのアクümüレータ充てん水及び制御棒駆動機構のパーヅ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力が約 8.1MPa[gage]であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

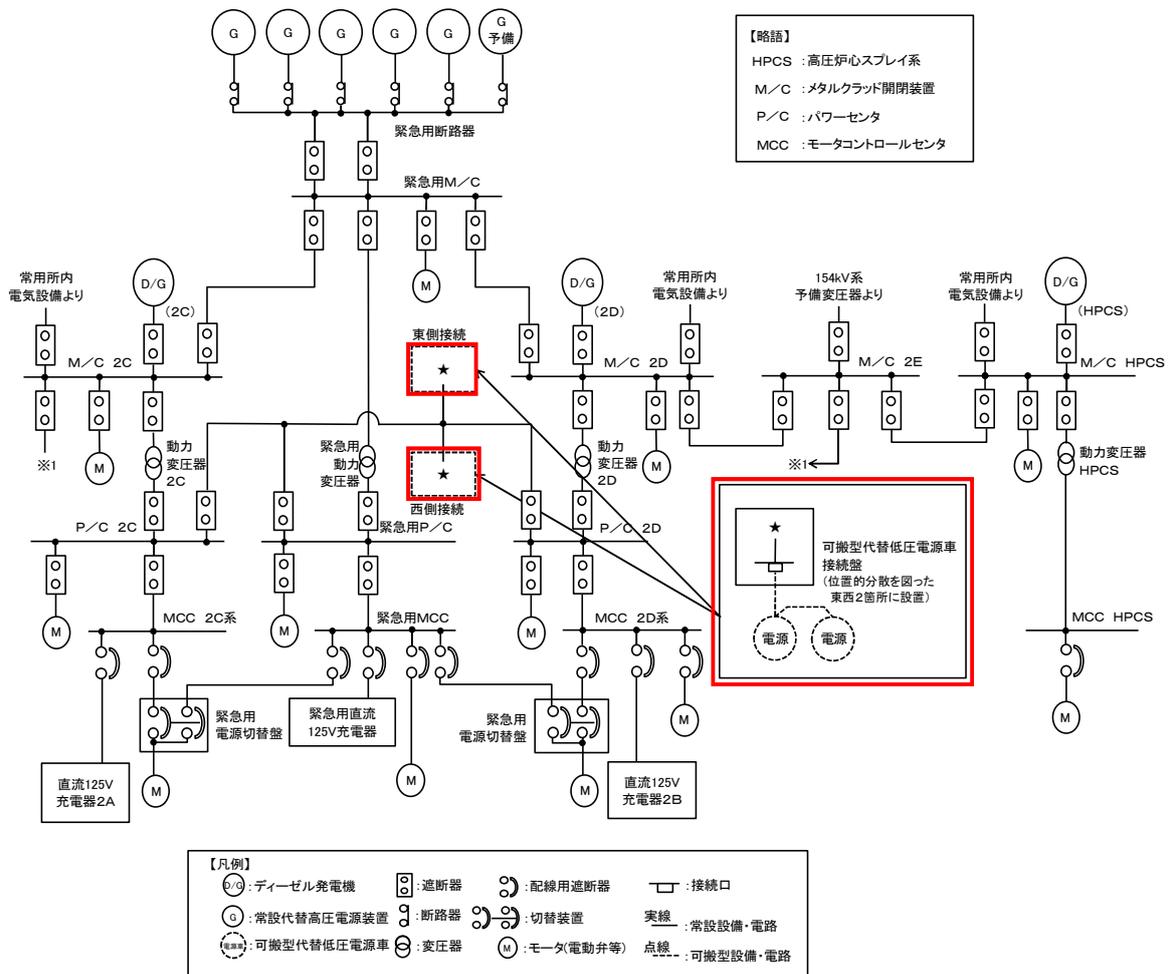
重大事故等発生時に使用可能である場合は、復水貯蔵タンクの水を制御棒駆動機構の冷却水ラインを通じて原子炉へ注水する。



第 45-7-7 図 制御棒駆動系ポンプ設備概要 (原子炉注水時)

(6) 原子炉隔離時冷却系の復旧手段の整備【技術的能力審査基準への対応】

第 45-7-8 図に電源構成図を示す。全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。



第 45-7-7 図 可搬型代替交流電源設備による充電器の充電

第 45-7-8 図 電源構成図 (交流電源)

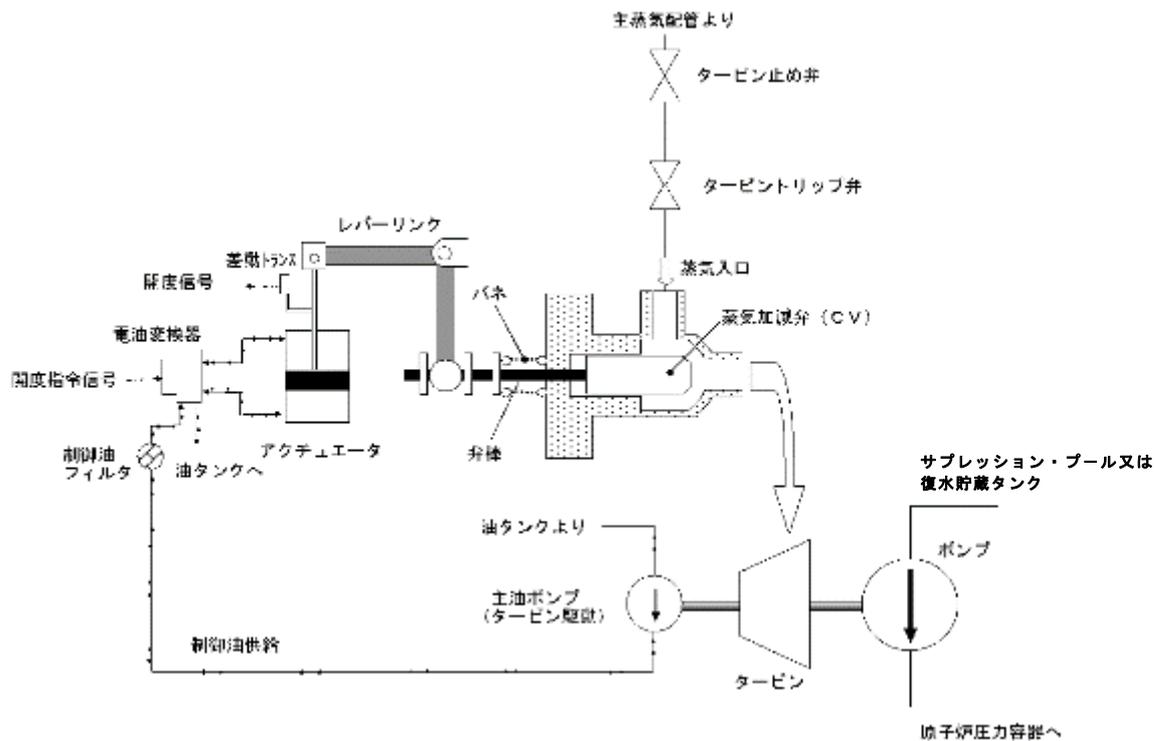
45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0弁）に関する説明書

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系の設備概要を第45-8-1図に示す。

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁は、制御装置からの開度指令信号を受けて、油圧制御により開度調整され、原子炉圧力、タービン入口蒸気圧力に関わりなく、ポンプ流量が所定の流量となるようにタービン回転数を制御する役割を担う。

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を下図に示す。蒸気加減弁の弁棒がレバーリンク機構を介して、油圧式アクチュエータに接続されており、開度指令信号が電油変換器を介して油圧式アクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。



第 45-8-1 図 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系設備概要

蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

油圧式アクチュエータの作動油は、タービン軸直結の主油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が喪失することはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、電油変換器内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時は蒸気加減弁が全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系トリップ／スロットル弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うことが可能である。

45-9 ECCS系ポンプの高温耐性評価について

SBO時におけるECCS系ポンプ等の継続運転への影響評価について

1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの継続運転への影響評価

(1) サプレッション・プール水温上昇時のNPSH評価

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、過去、サプレッション・プール水温 100℃、150℃、200℃におけるNPSH評価を行っており、いずれのケースも必要NPSHに対し、有効NPSHが上回ることを確認している（第 45-9-1 表のとおり）。

第 45-9-1 表 原子炉隔離時冷却系ポンプ NPSH 評価

S/P 水温 [℃]	100	150	200
必要NPSH [m]	5.8	5.8	5.8
有効NPSH [m]	6.41	6.46	6.53

(2) 高温耐性

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、過去、高温耐性評価を行っており、サプレッション・プール水温度 116℃まで送水継続可能と評価している。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ室及び中央制御室の室温上昇によって、原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない（第 45-9-2 表のとおり）。

第 45-9-2 表 原子炉隔離時冷却系ポンプ高温耐性評価

評価項目	影響概要	評価
サプレッション・プール水温度上昇	潤滑油系統 潤滑油冷却器はポンプ吐出水により冷却することから、サプレッション・プール水温度上昇に伴い、軸受機能が潤滑油温度上昇の影響を受ける可能性がある。	サプレッション・プールの温度上昇による原子炉隔離時冷却系の 8 時間運転継続への影響はない。 原子炉隔離時冷却系ポンプの第一水源であるサプレッション・プールを水源とした場合、事象発生後 8 時間での水温は約 100℃となる。ポンプ軸受の潤滑油温度は、冷却器の設計上、潤滑油の冷却に使用しているサプレッション・プール水温より約 6℃高くなるが、潤滑油の許容温度である 120℃未満となるため、軸受の冷却が阻害されることはない。
	復水器 サプレッション・プール水温度約 98℃にて機能停止に至る可能性がある。	原子炉隔離時冷却系ポンプの運転継続に直接影響することはない。 タービングラウンド部からの蒸気の微小漏えいにより室内環境が悪化するが、制御系は原子炉隔離時冷却系ポンプとは別区画に設置しており、運転継続に影響することはない。なお、現場での運転継続に係る操作については影響が懸念されることから、現場操作による運転継続には期待していない。
	ガバナ制御 制御油の温度上昇に伴い、粘性低下が速度制御に影響を及ぼす可能性がある。	原子炉隔離時冷却系ポンプの運転継続に影響はない。 制御油の粘性低下により制御器からの指示信号と実速度に差異が生じる可能性があるが、差は極わずかであること及び速度制御は実際のポンプ吐出量によって決定されることから、ガバナ機能は維持される。
サプレッション・チェンバ圧力上昇	原子炉隔離時冷却系タービン保護のため、サプレッション・チェンバ圧力 0.172MPa[gage]にて、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高トリップインターロックが動作し、原子炉隔離時冷却系の運転が停止する可能性が考えられる。	サプレッション・チェンバ圧力上昇によって原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない。 全交流動力電源喪失（長期 T B）時のサプレッション・チェンバ圧力を評価した結果、事象発生から 8 時間後の圧力は約 0.07MPa[gage]であり、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高トリップインターロック設定圧力を下回る。
原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度上昇	原子炉隔離時冷却系のポンプ、電気制御系統、弁、タービン等の設計で想定している環境の最高温度は 66℃を想定している。全交流動力電源喪失時は換気空調系が停止しているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ室温が 66℃を超える可能性が考えられる。	原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度上昇によって原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない。 全交流動力電源喪失（長期 T B）時の原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度を評価した結果、事象発生から 8 時間後の室温は約 63.6℃（初期温度 40℃）であり、原子炉隔離時冷却系の設計で想定している 66℃を下回る。
中央制御室温度上昇	中央制御室の環境条件として想定している最高温度は 40℃である。全交流動力電源喪失時は換気空調系が停止するため、中央制御室温度が最高温度を超える可能性が考えられる。	中央制御室温度上昇によって原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない。全交流動力電源喪失（長期 T B）時の中央制御室温度を評価した結果、事象発生から 8 時間後の室温は約 37.3℃であり、制御盤の設計で想定している環境の最高温度 40℃を下回る。

2. 常設高圧代替注水系ポンプの継続運転への影響評価

(1) サプレッション・プール水温上昇時のNPSH評価

常設高圧代替注水系ポンプについては、系統の詳細設計中であり、NPSH評価結果は得られていないが、類似システムである原子炉隔離時冷却系ポンプと比較評価し、NPSH評価条件である静水頭（S/P LWL～ポンプ吸込みレベル）及び配管設計が類似となり、静水頭及び配管圧損に大きな差異が生じないことから、サプレッション・プール水温上昇時においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ同様、必要 NPSH に対し有効NPSHが上回ると評価する。

(2) 高温耐性

常設高圧代替注水系ポンプは、120℃の高温耐性を有する設計である。また、構造上、軸封部が露出せず、内包水によりメカニカルシールを冷却し、軸受を潤滑する構造であることから、サプレッション・プール水温上昇時への高温耐性を有すると評価する。

(3) 最低駆動蒸気圧力

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉隔離時冷却系ポンプと同様、主蒸気の一部を駆動蒸気としてタービンを駆動し、蒸気タービンの構造及び制御並びに容量等も類似であることから、原子炉隔離時冷却系ポンプ同様概ね蒸気圧力 1MPa 程度まで駆動可能と考えられる（詳細評価には背圧や原子炉圧力等も考慮した総合的な評価が必要である）。

3. ECCS系ポンプの継続運転への影響評価

(1) サプレッション・プール水温上昇時のNPSH評価

ECCS系ポンプについては、過去、サブプレッション・プール水温 100℃におけるNPSH評価を行い、いずれのケースも必要NPSHに対し、有効NPSHが上回ることを確認している（第 45-9-3 表のとおり）。

第 45-9-3 表 ECCS系ポンプのNPSH評価（サブプレッション・プール水温 100℃）

ポンプ	RHR	HPCS	LPCS
必要 NPSH [m]	0.61	0.98	-0.18
有効 NPSH [m]	5.82	5.89	6.01

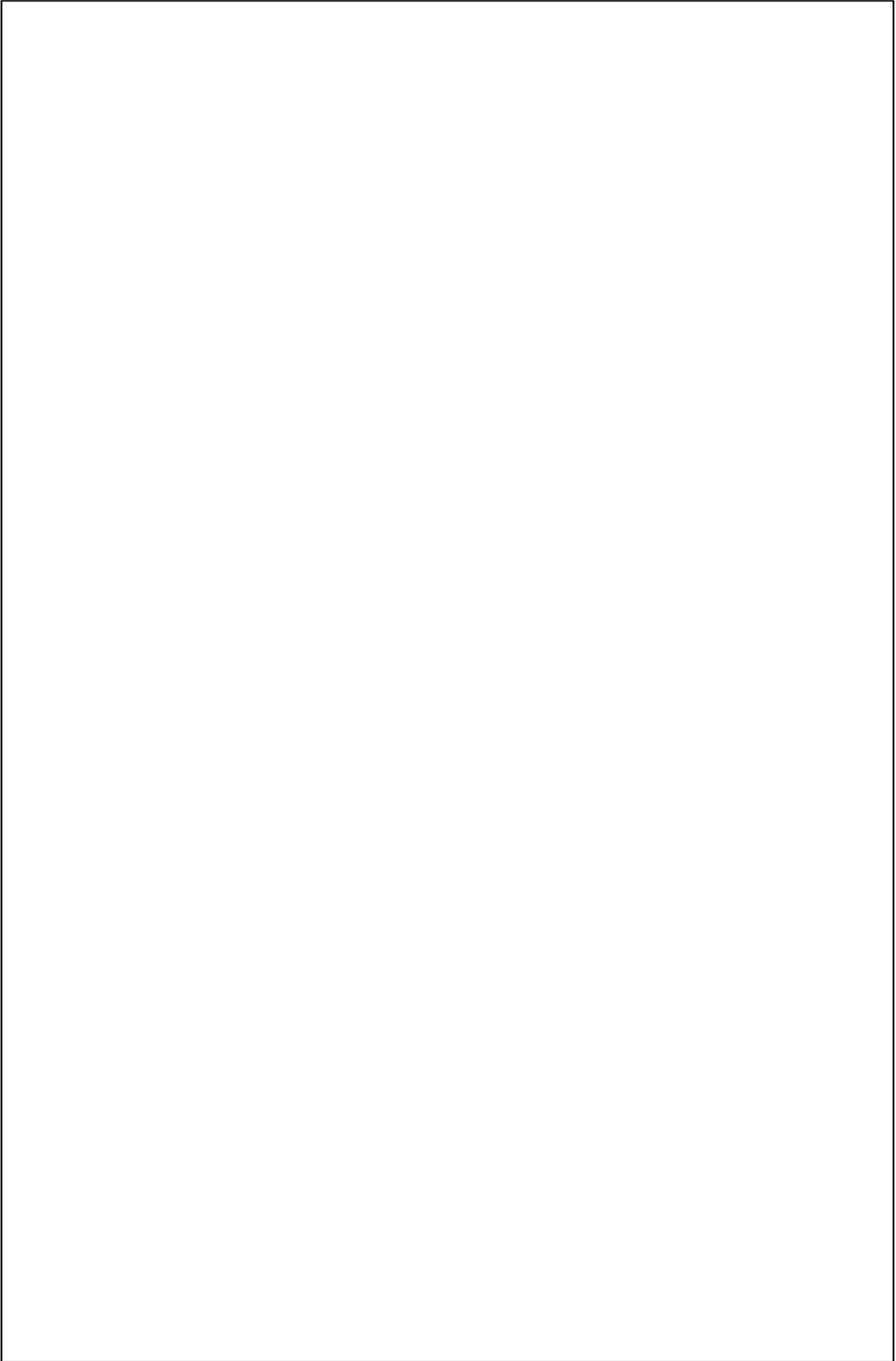
(2) 高温耐性

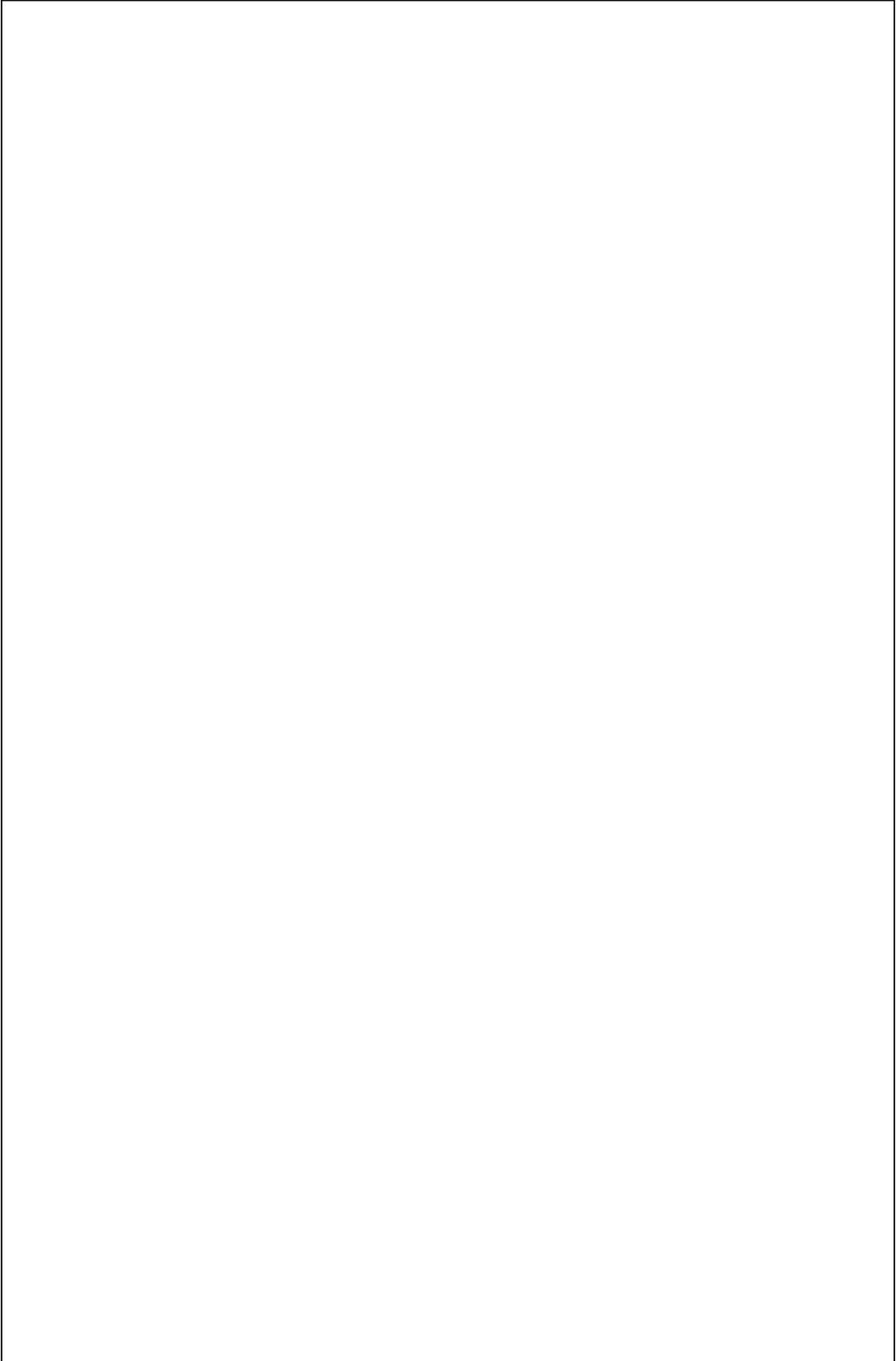
ECCS系ポンプは、下表に示す最高使用温度で設計されており、サブプレッション・プール水温上昇時の高温耐性を有する設計である。なお、HPCSポンプ及びLPCSポンプについては、有効性評価で期待する温度が吸込み配管で 148℃であることから、当該温度にて再評価のうえ必要により対策を講じることとする（第 45-9-4 表のとおり）。

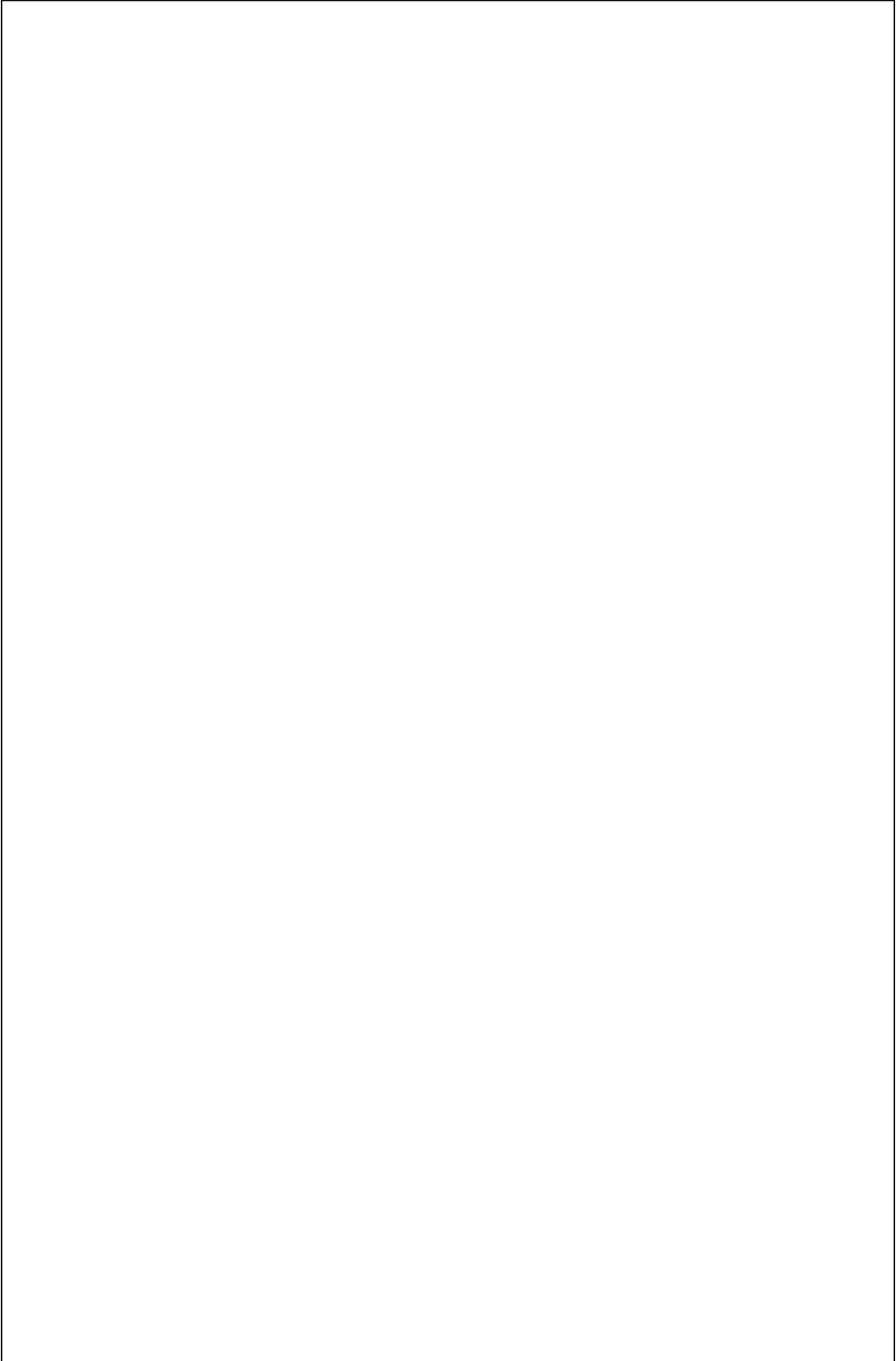
第 45-9-4 表 ECCS系ポンプの最高使用温度

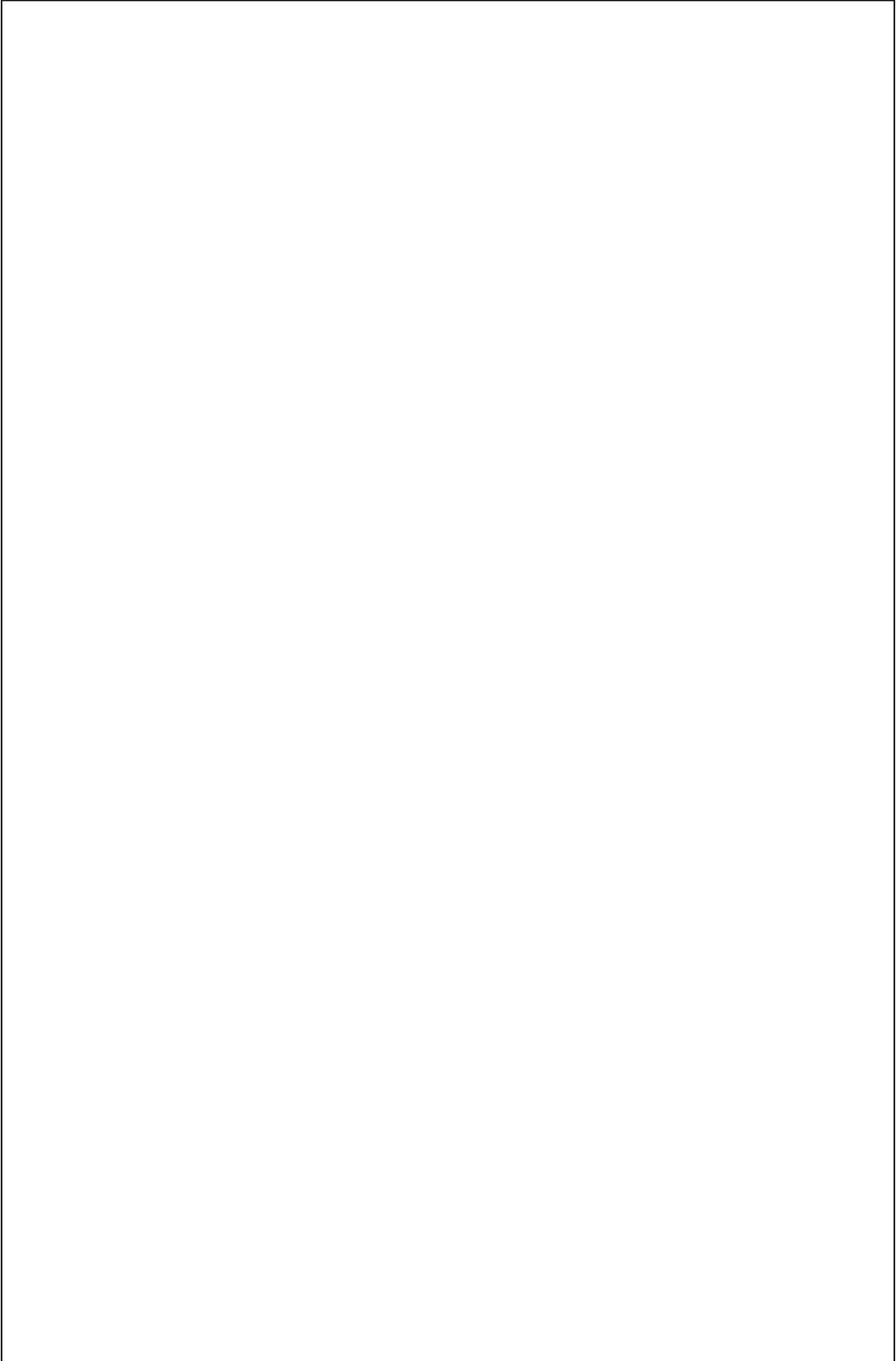
最高使用温度		RHR	HPCS	LPCS
ポンプ (既工認)	[℃]	182.2	100	100
吸込配管 (既工認)		100/174	100	100

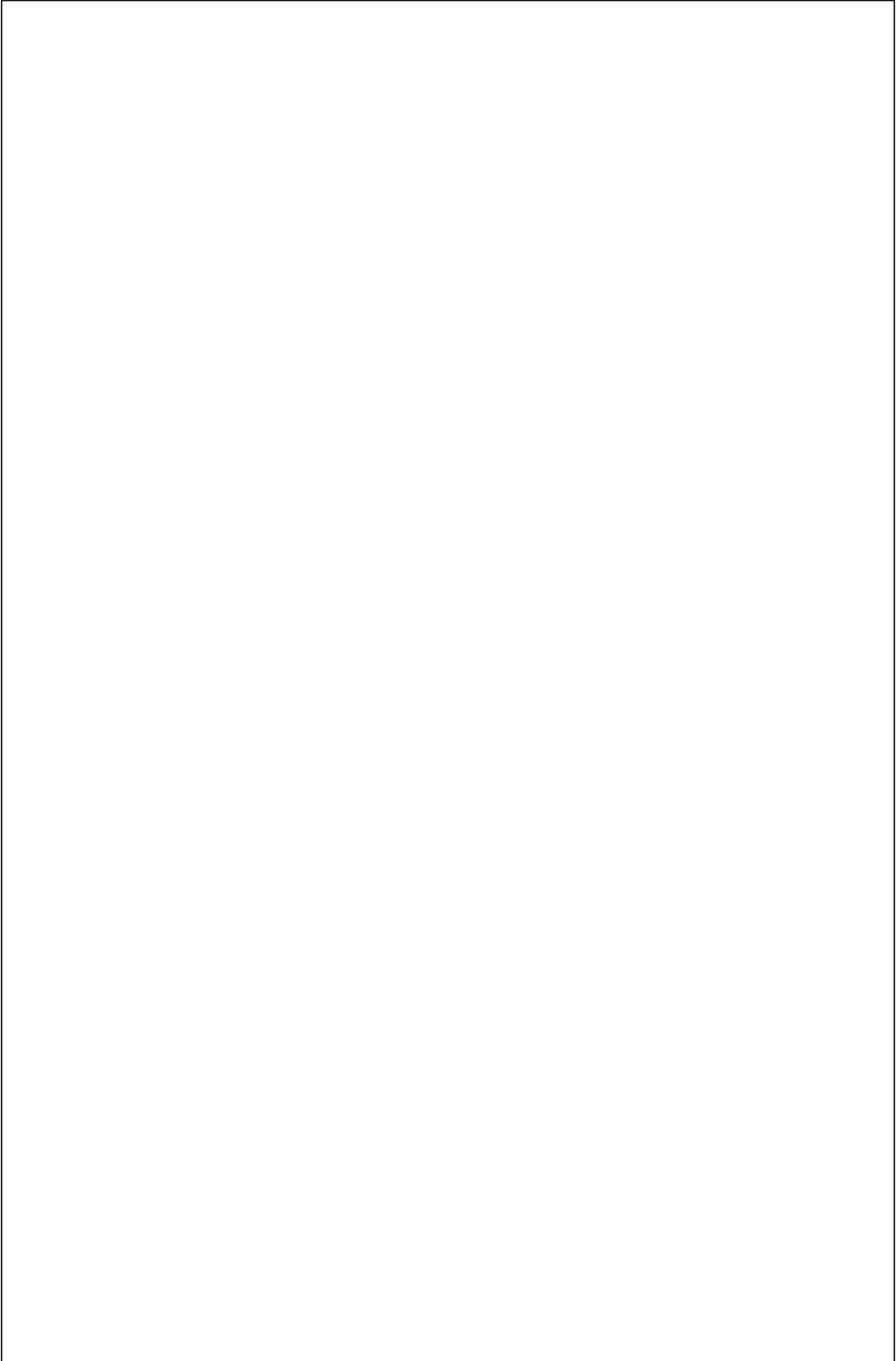
45-10 S A バウンダリ系統図 (参考図)

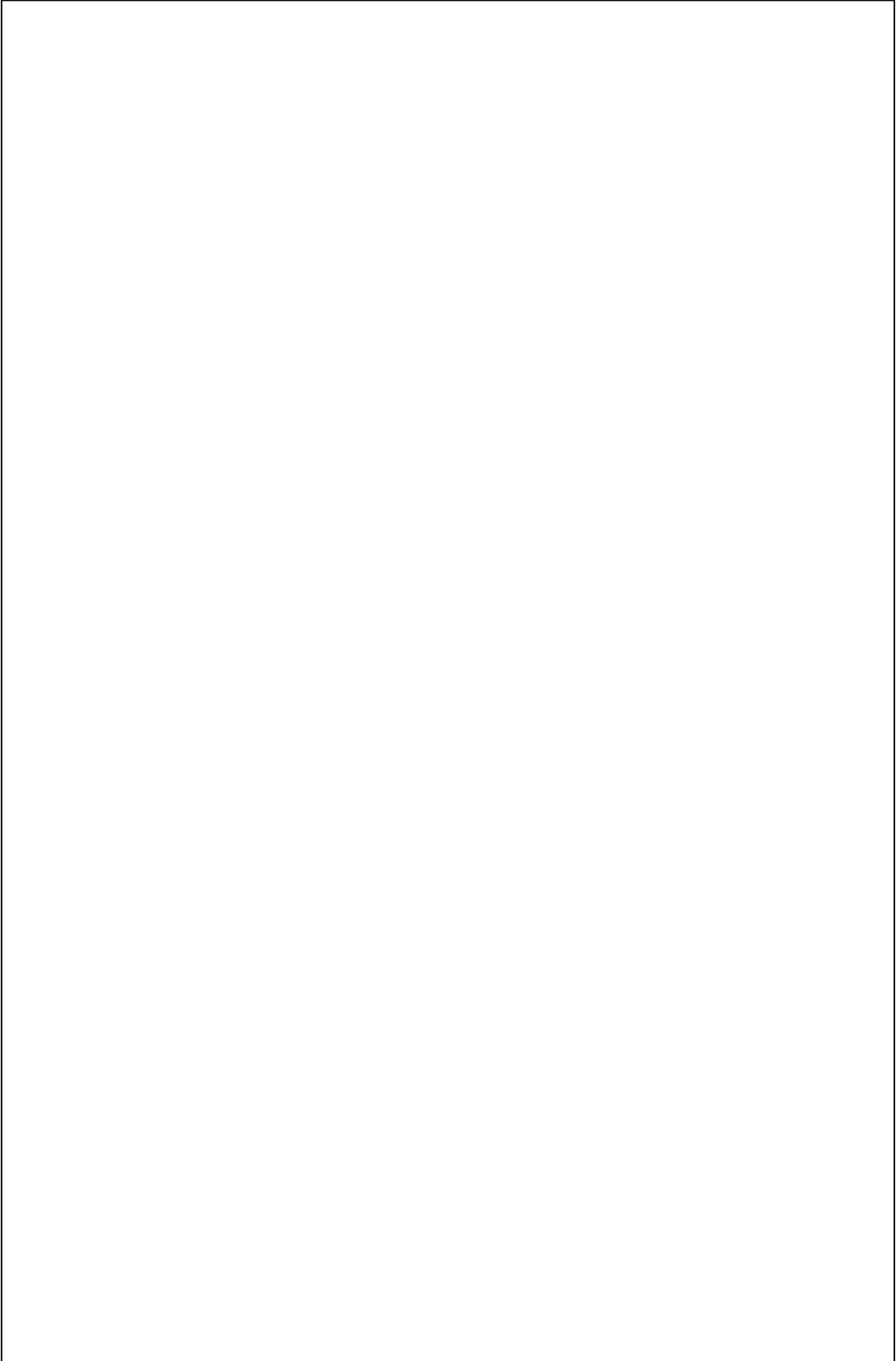


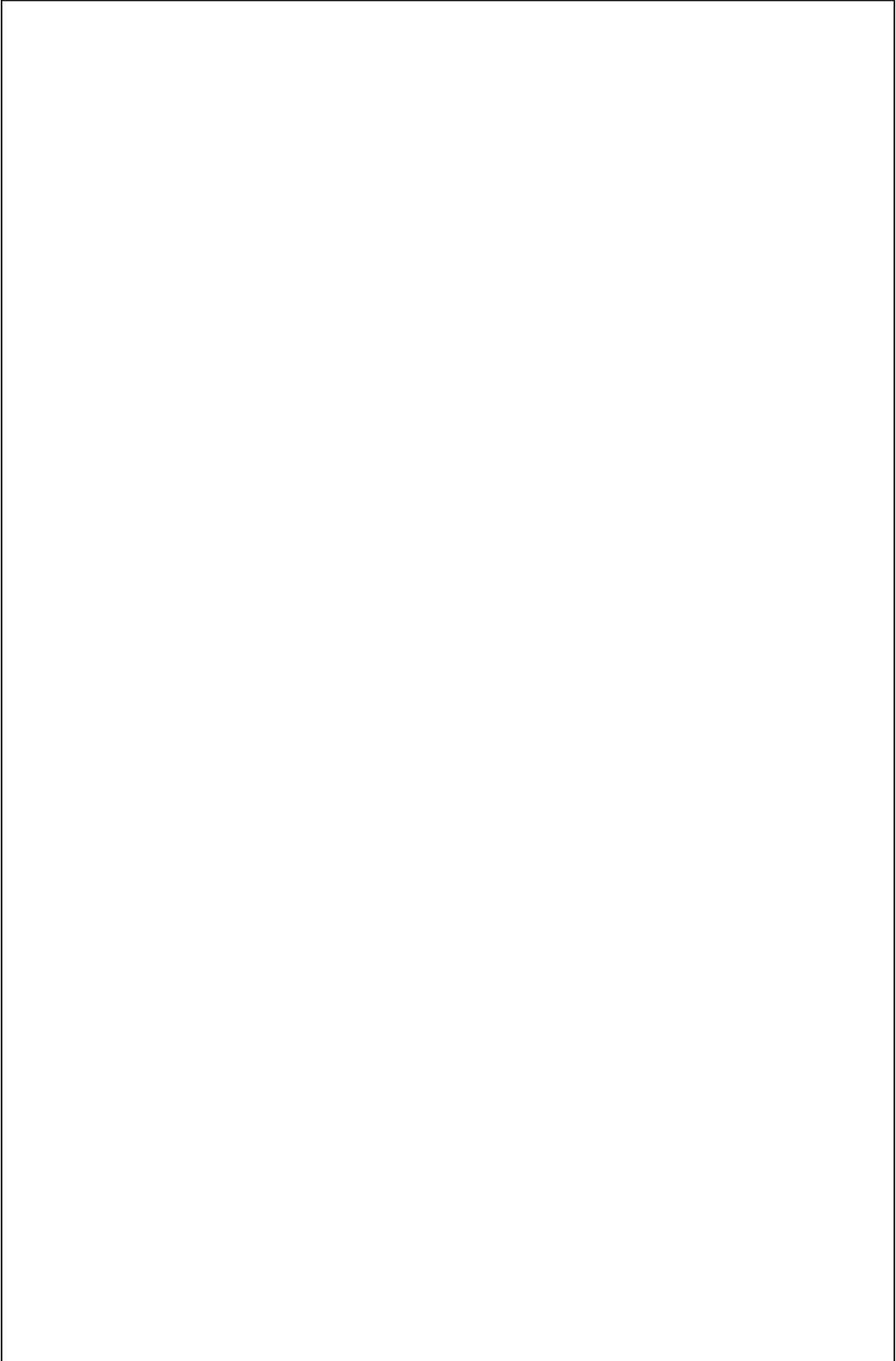


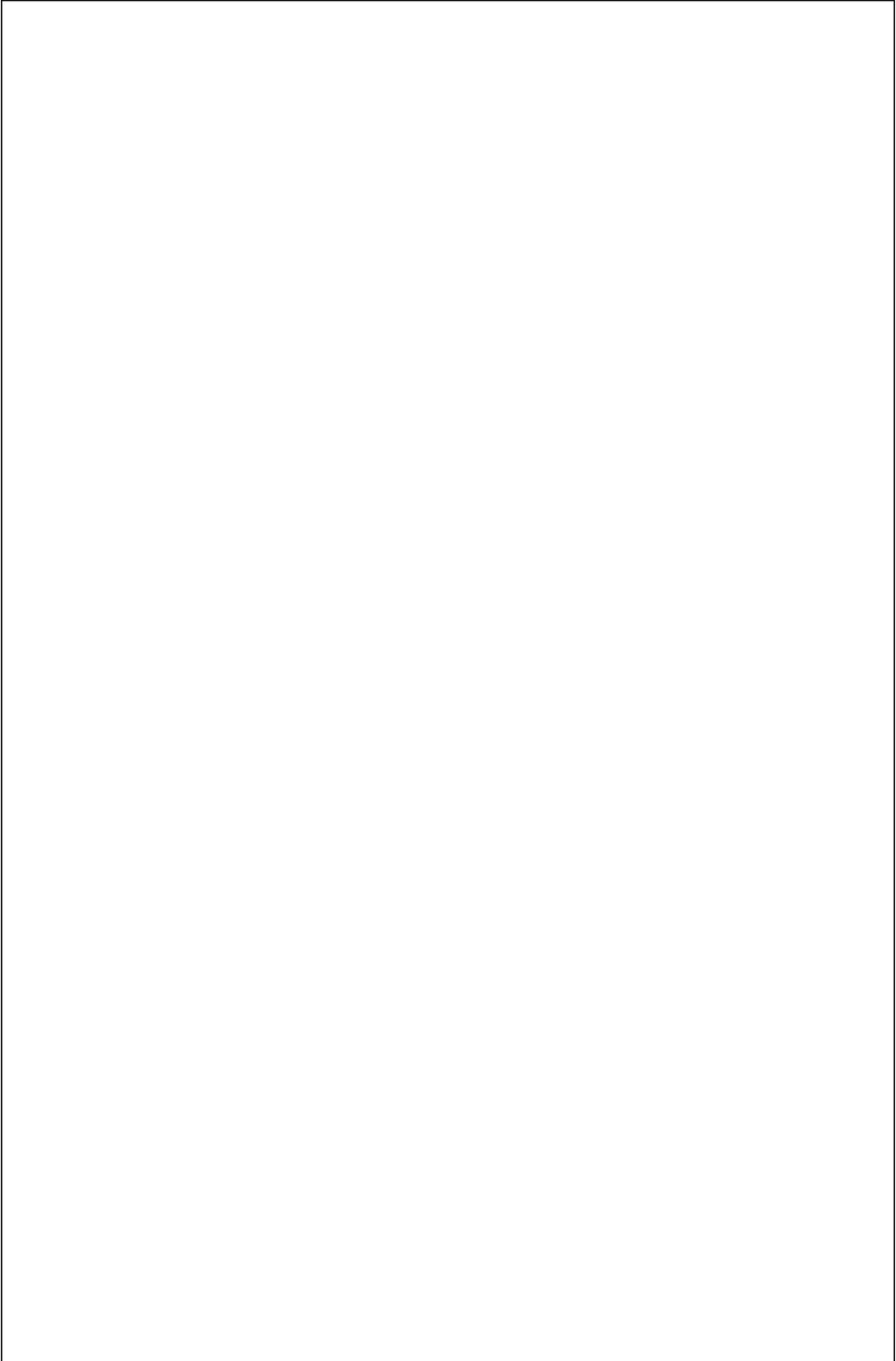


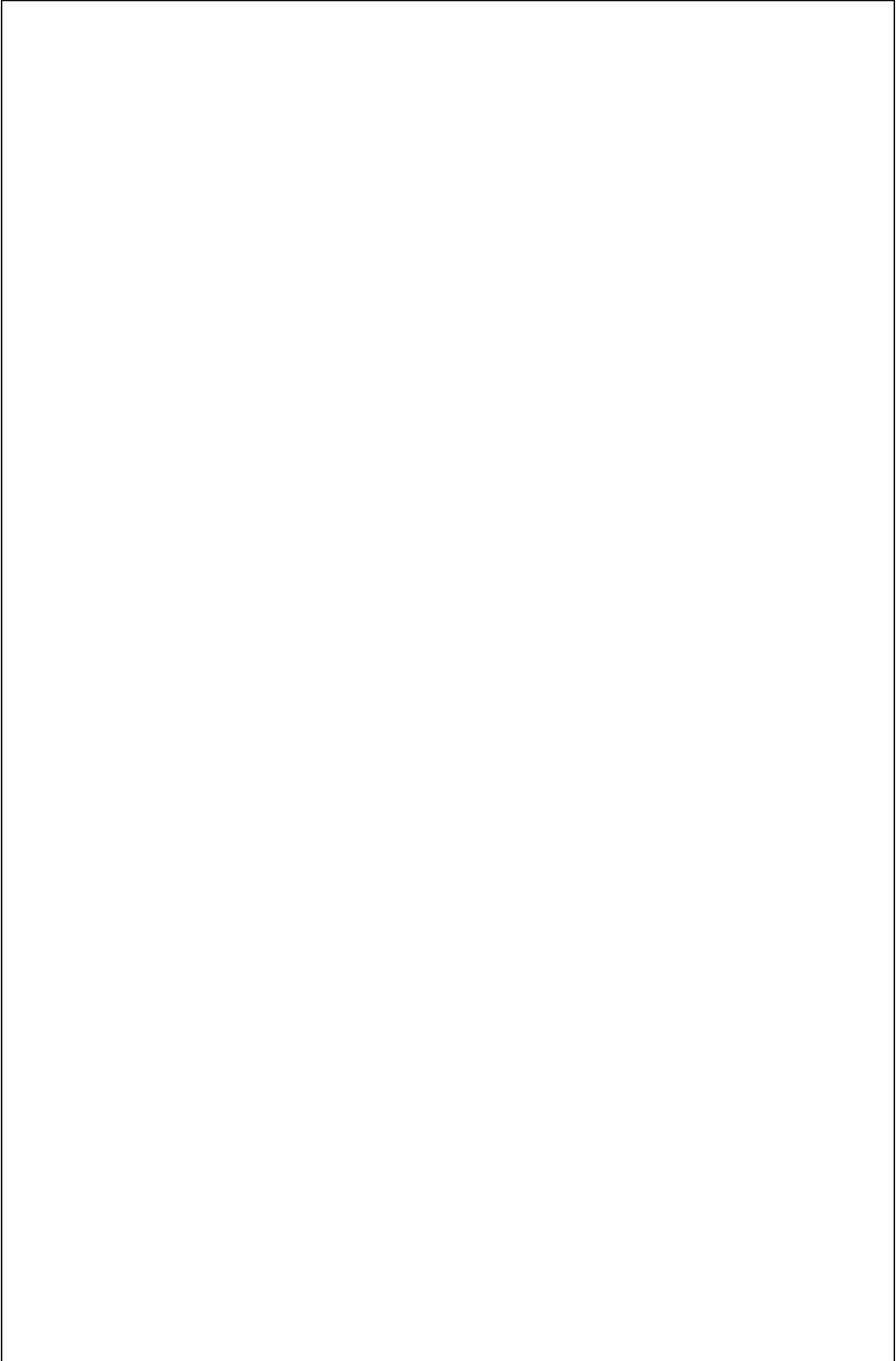


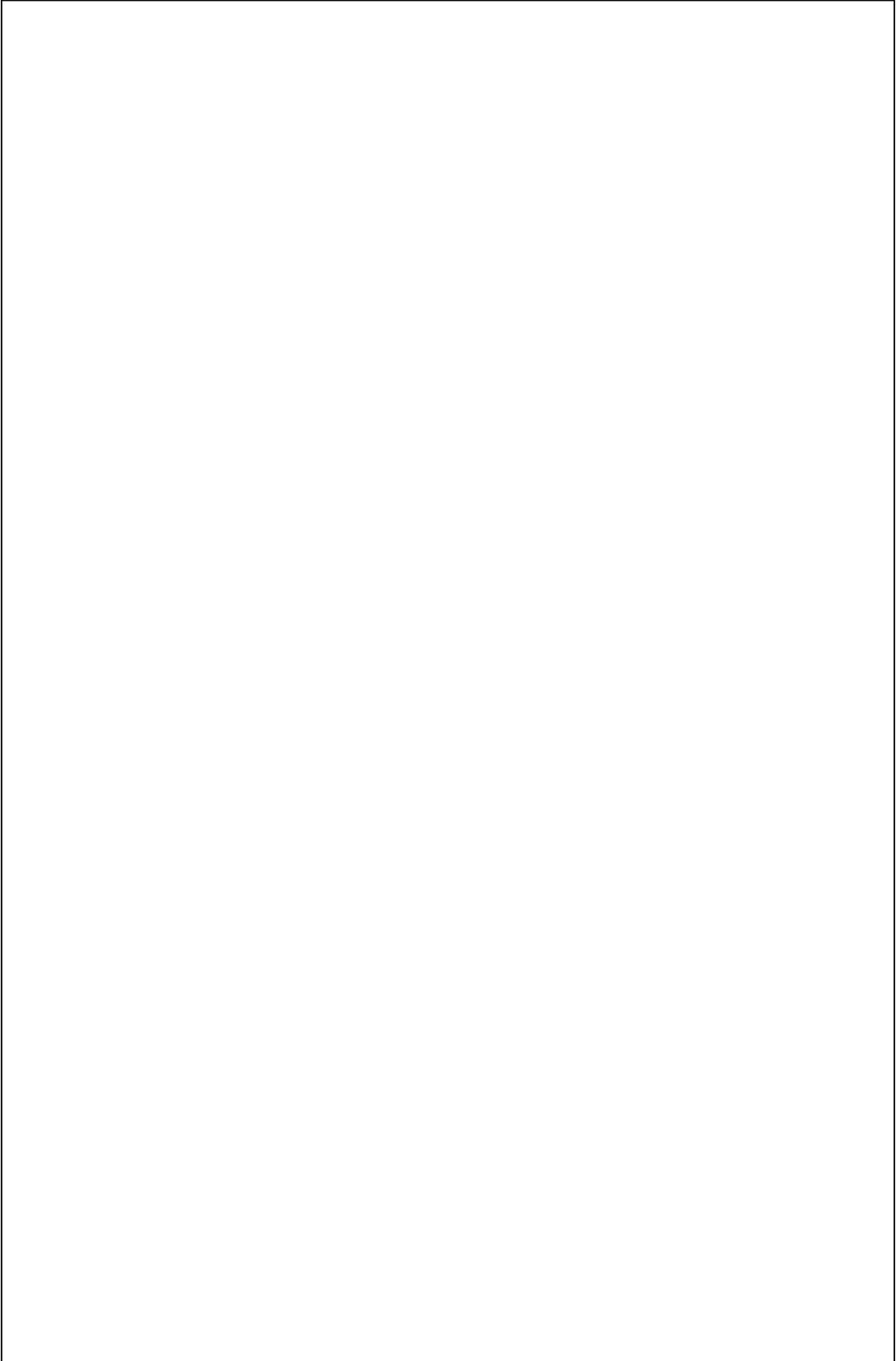












46-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁 (自動減圧機能)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		46-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (空気作動弁)	B
		関連資料		46-5 試験検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		46-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
		関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		46-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁 (逃がし弁機能)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		46-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (空気作動弁)	B
		関連資料		46-5 試験検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		46-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
		関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		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		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)
サポート系故障					対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料			46-3 配置図, 46-4 系統図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		自動減圧機能用アキュムレータ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		46-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C
		関連資料		46-5 試験検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		46-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		46-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
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		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		サポート系なし	対象外
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		過渡時自動減圧機能	類型化区分		
第43条	第1項	第1号 環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 / 屋外の天候/放射線 荷重	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B, C
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外
			関連資料	-	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	46-5 試験検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		46-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	46-11 過渡時自動減圧機能について 46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	46-4 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	46-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	-	
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	屋内	A a
			サポート系故障	別的手段	B b
		関連資料	46-11 過渡時自動減圧機能について 46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度 / 屋外の天候/放射線/ 荷重	その他の建屋内	C
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-	
			電磁的障害	(電磁波により機能は損なわれない)	-	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	46-3 配置図			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
		関連資料	46-5 試験検査			
		第4号	切り替え性	切替操作が必要	A a	
	関連資料	46-7 接続図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常 待機 時は隔離又は分離	A b	
		その他(飛散物)	対象外	対象外		
		関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	46-3 配置図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外		
		関連資料	-			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-		
		関連資料	46-3 配置図			
第5号		保管場所	屋内	A a		
		関連資料	46-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋内	A		
		関連資料	46-9 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	屋内	A a	
	サポート系要因	異なる駆動源	B a			
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第46条:原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備		非常用窒素供給系 高圧窒素ポンペ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 弁操作, 接続操作	B b, B c, B f, B g
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C
			関連資料	46-5 試験検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	46-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型重大事故対処設備	B
			関連資料	46-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D
			関連資料	46-7 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	対象外	
		関連資料	46-4 系統図		
第4号		設置場所	(放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定)	-	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図		
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
		関連資料	46-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	46-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
	サポート系要因		(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第46条:原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備		非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンペ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 弁操作, 接続操作		B b, B c, B f, B g
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)		C
			関連資料	46-5 試験検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用する		対象外
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成		A a
			その他 (飛散物)	その他設備		対象外
		関連資料	46-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) で操作可能		A a	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備		B
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	専用の接続		D
			関連資料	46-7 接続図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備		対象外	
		関連資料	46-4 系統図			
第4号		設置場所	(放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定)		—	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図			
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)		A a	
		関連資料	46-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保		A	
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象DB設備有り) - 屋内		A a
	サポート系要因		(サポート系なし)		対象外	
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		高圧炉心スプレイ系注入弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		現場操作	B f
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (電動弁)	B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用する (切替操作が不要)	A b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
		関連資料		—		
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料		—			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		現場操作	B f
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (電動弁)	B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用する (切替操作が不要)	A b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
		関連資料		—		
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
		関連資料		—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		低圧炉心スプレイ系注入弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		現場操作	B f
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (電動弁)	B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用する (切替操作が不要)	A b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
			関連資料		—	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		残留熱除去系A系注入弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		現場操作	B f
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (電動弁)	B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用する (切替操作が不要)	A b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
		関連資料		—		

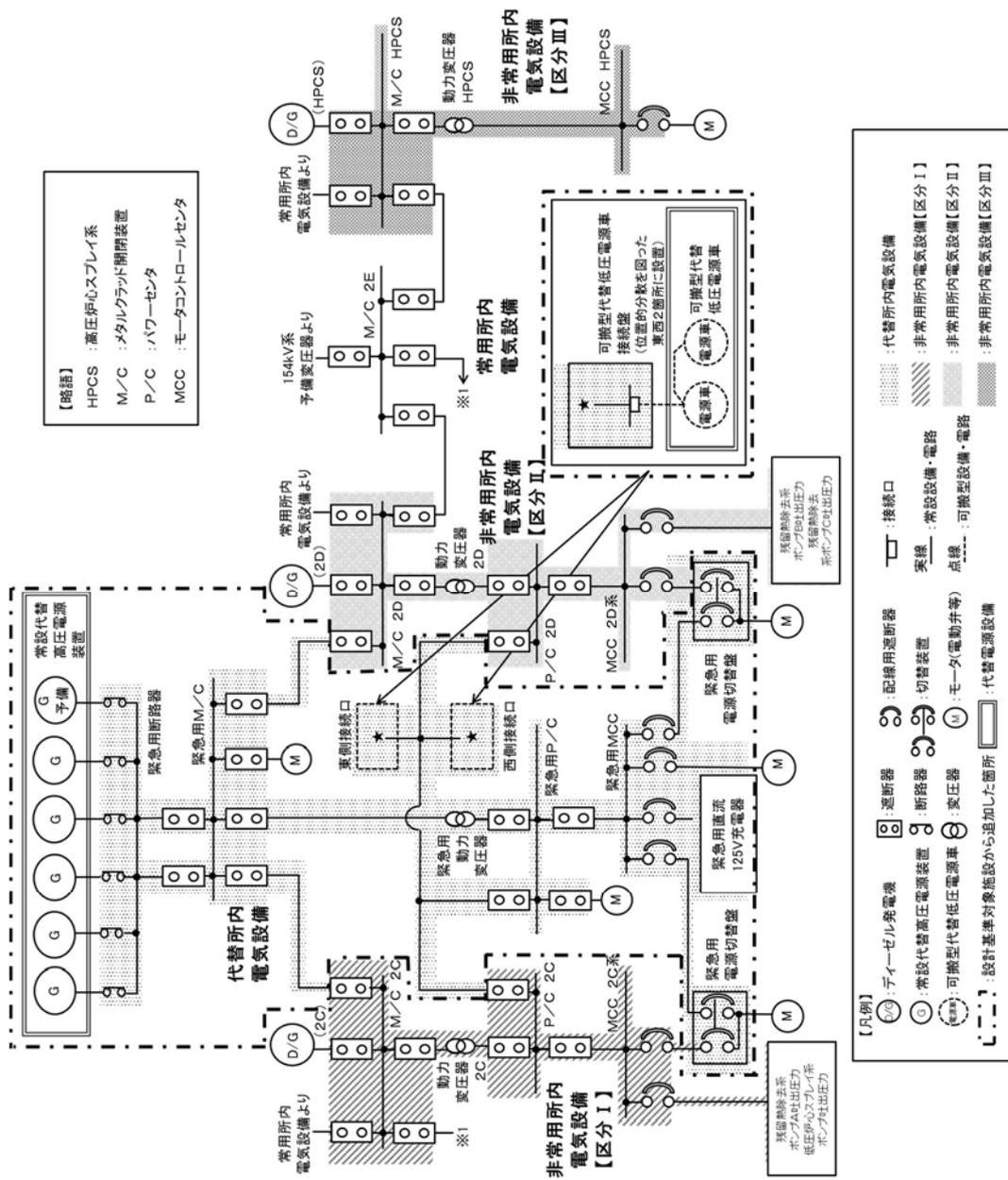
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		残留熱除去系B系注入弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		現場操作	B f
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (電動弁)	B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用する (切替操作が不要)	A b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			—		

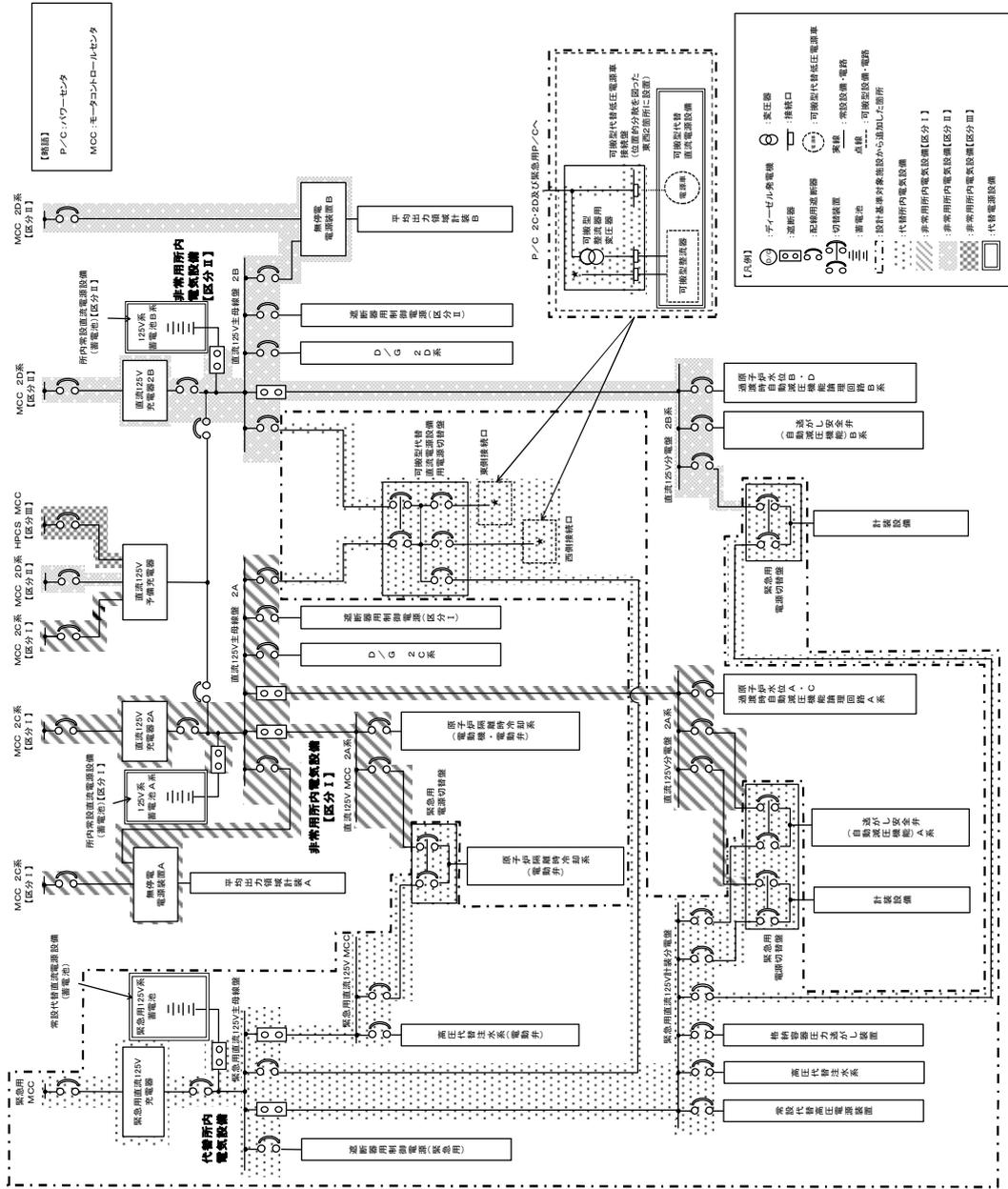
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		残留熱除去系C系注入弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		—	
		第2号	操作性		現場操作	B f
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (電動弁)	B
		関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用する (切替操作が不要)	A b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			—		

46-2 単線結線図

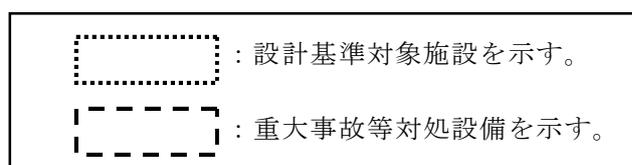


第 46-2-1 図 単線結線図



第 46-2-2 図 単線結線図

46-3 配置図





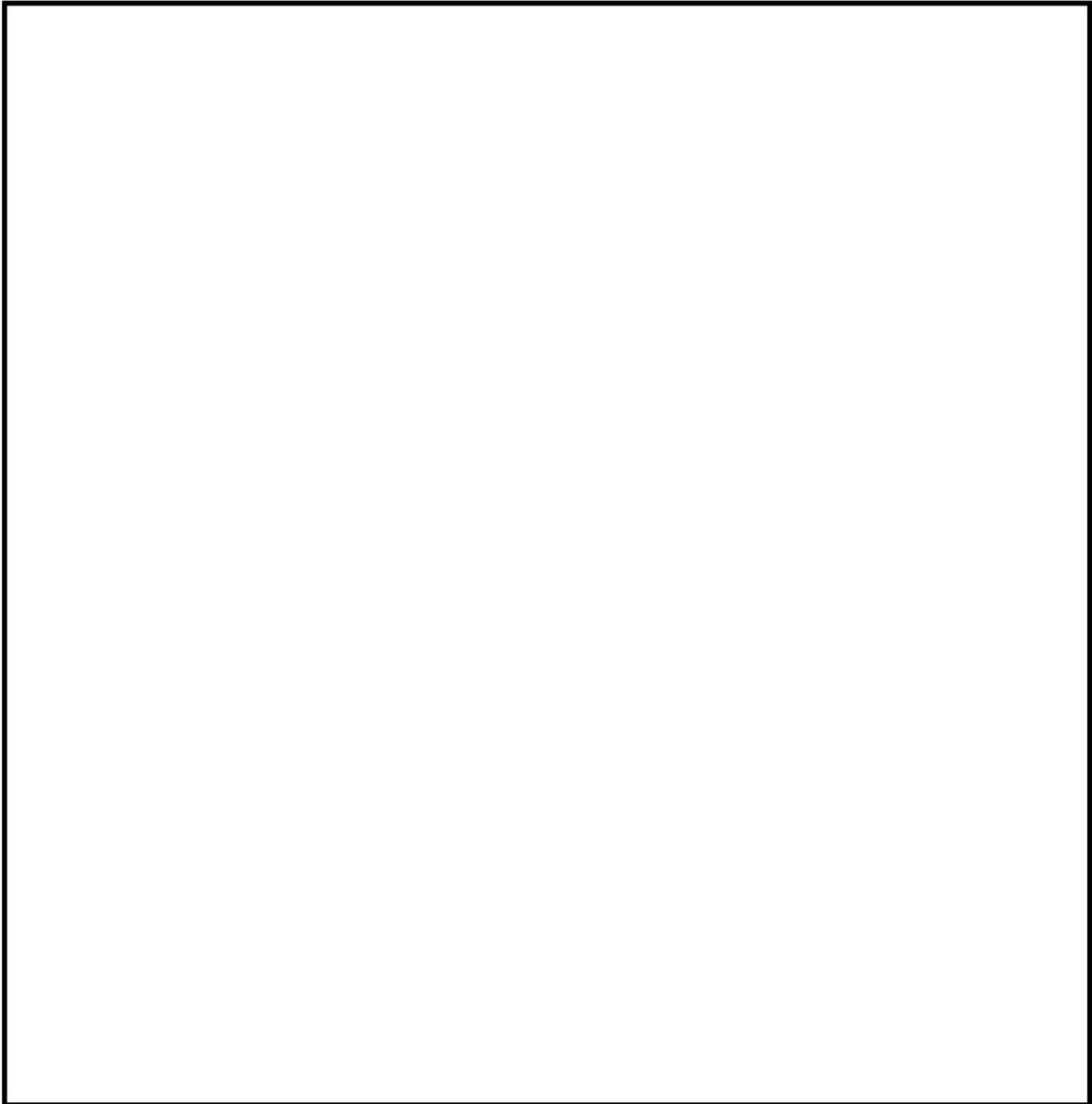
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



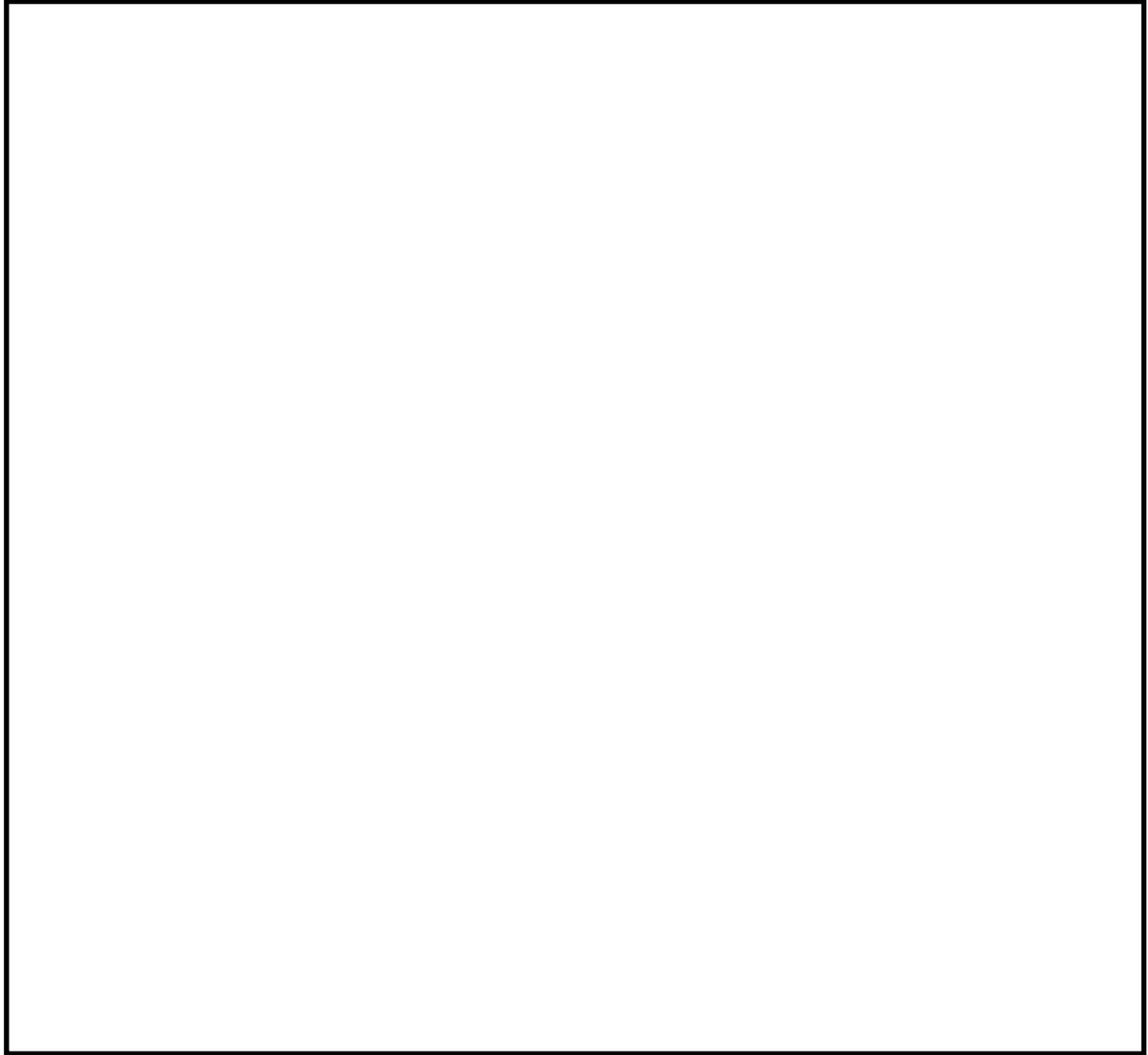
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



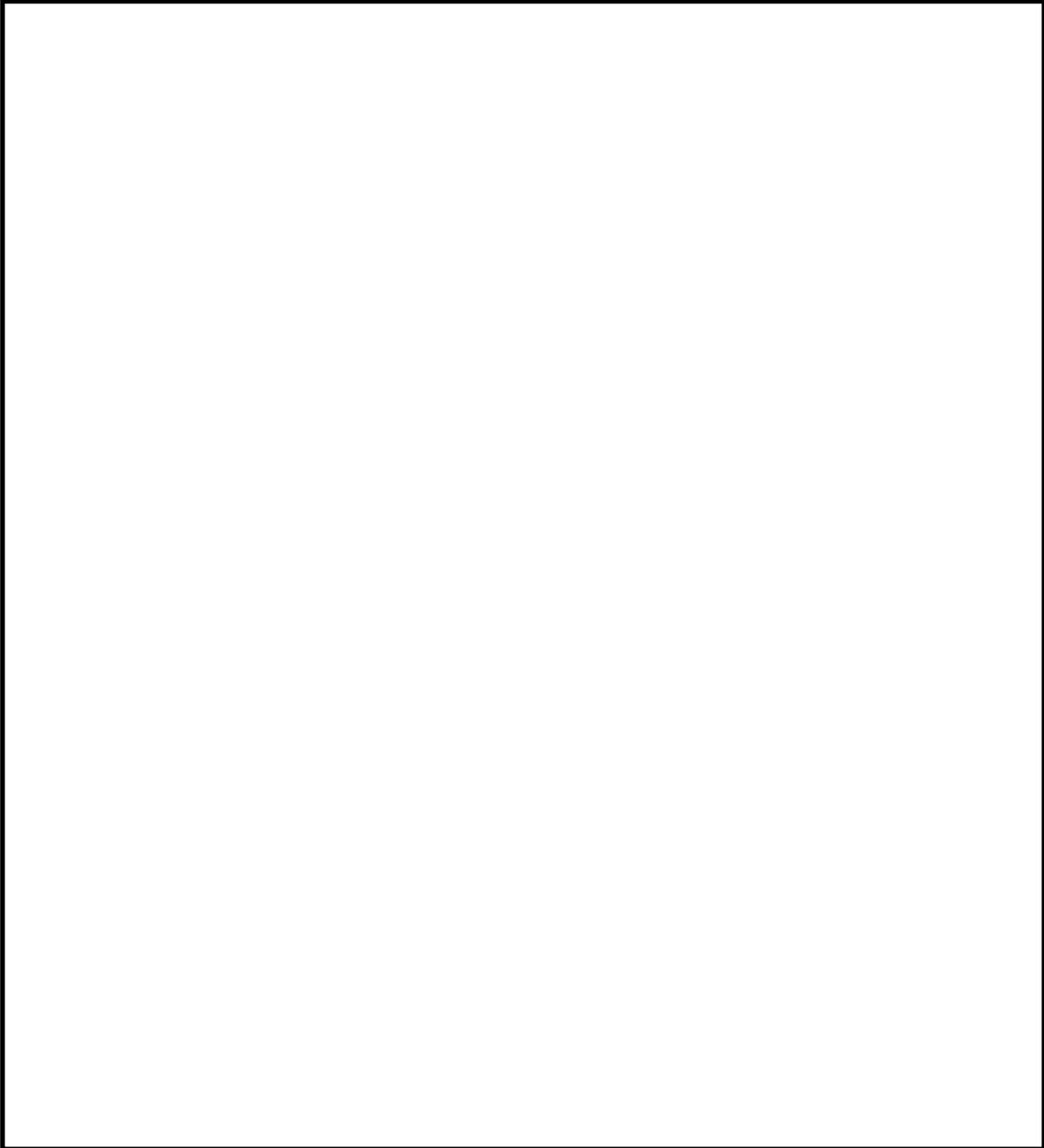
第 46-3-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



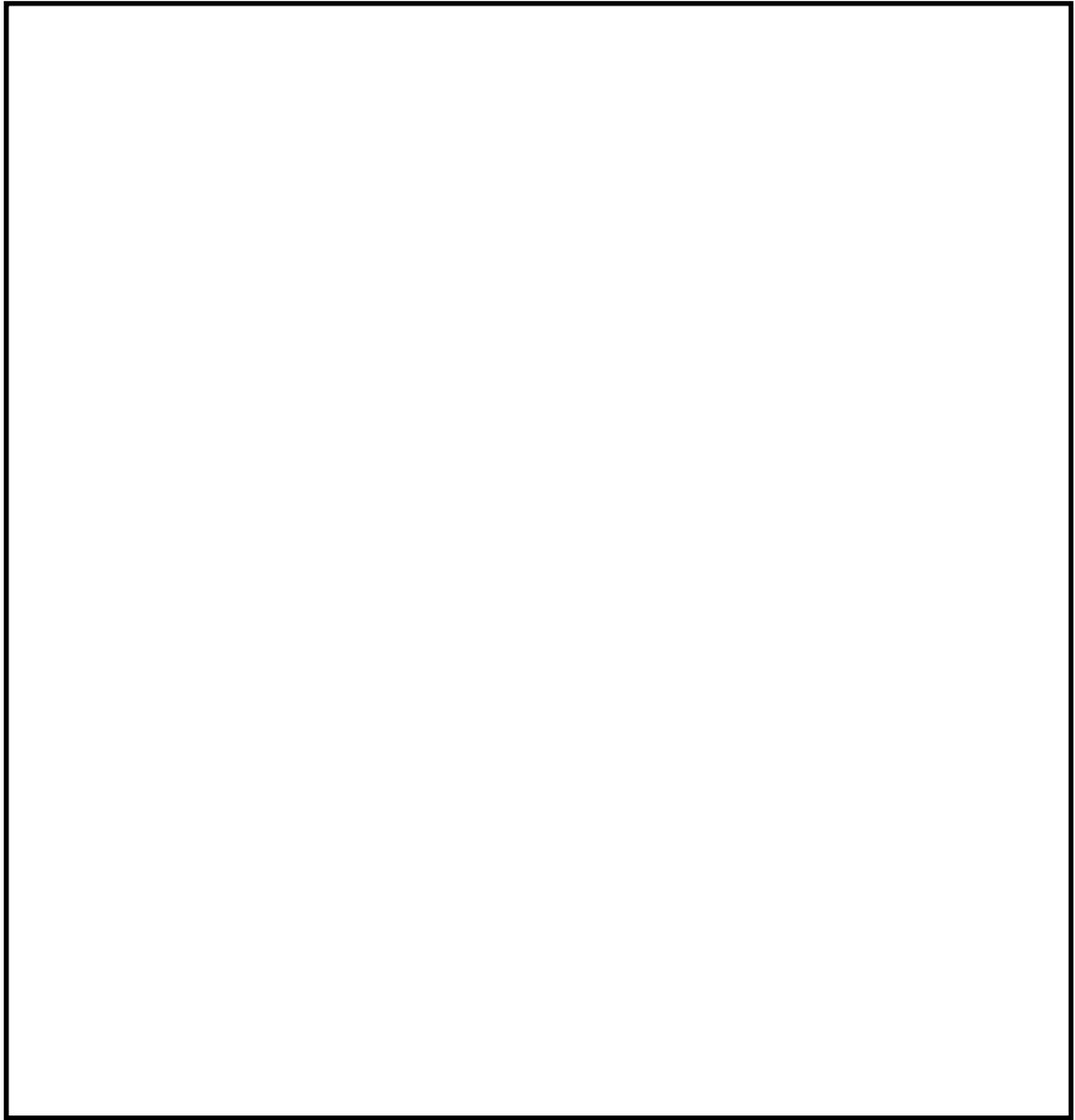
第 46-3-4 図 非常用高圧窒素供給系に係る機器（高圧窒素ポンプ）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3 階）



第 46-3-5 図 非常用逃がし安全弁駆動系に係る機器（高圧窒素ポンプ）の
配置図（原子炉建屋原子炉棟 1 階）



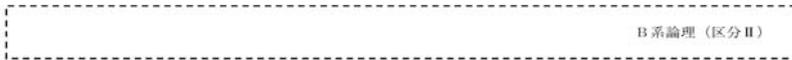
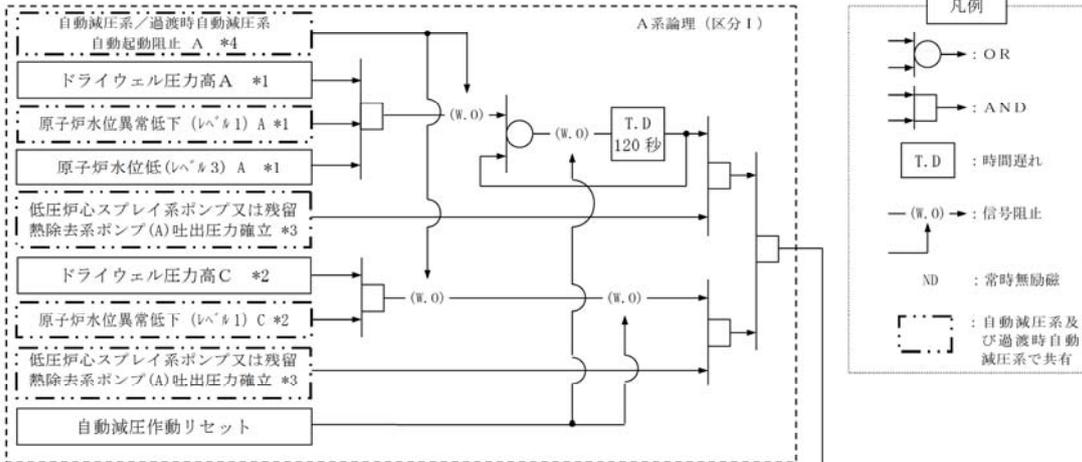
第 46-3-6 図 主蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（原子炉格納容器内）



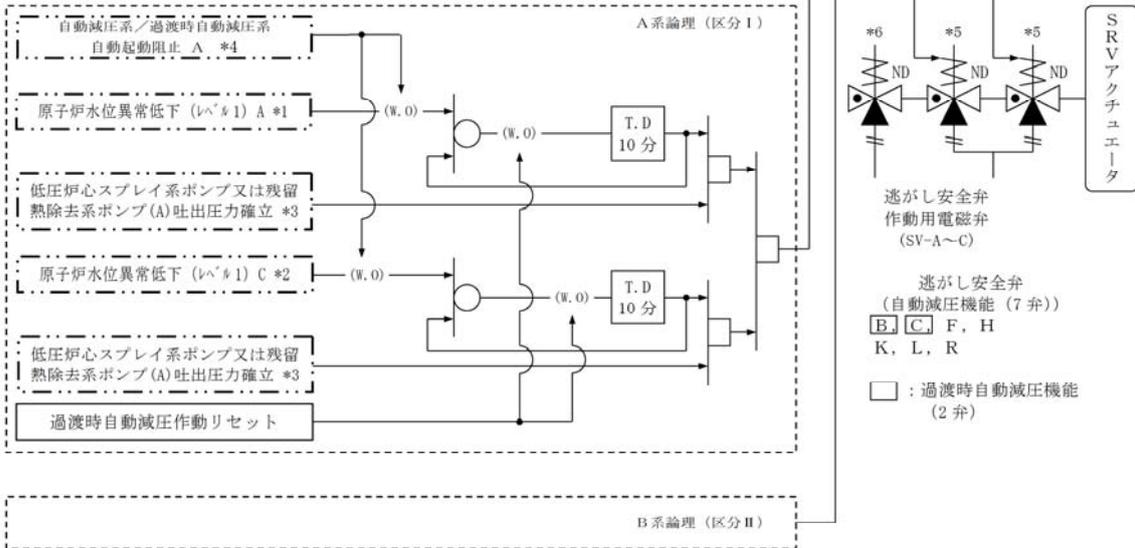
第 46-3-7 図 主蒸気系に係る機器（自動減圧機能用アキュムレータ）の
配置図（原子炉格納容器内）

46-4 系統図

自動減圧機能論理回路



過渡時自動減圧機能論理回路



- *1 : B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2 : B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3 : B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレィ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
- *4 : 当該設備については「3.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章)」で示す。
- *5 : 自動減圧系用電磁弁
- *6 : 逃がし安全弁用電磁弁

第 46-4-1 図 過渡時自動減圧機能の概略回路構成

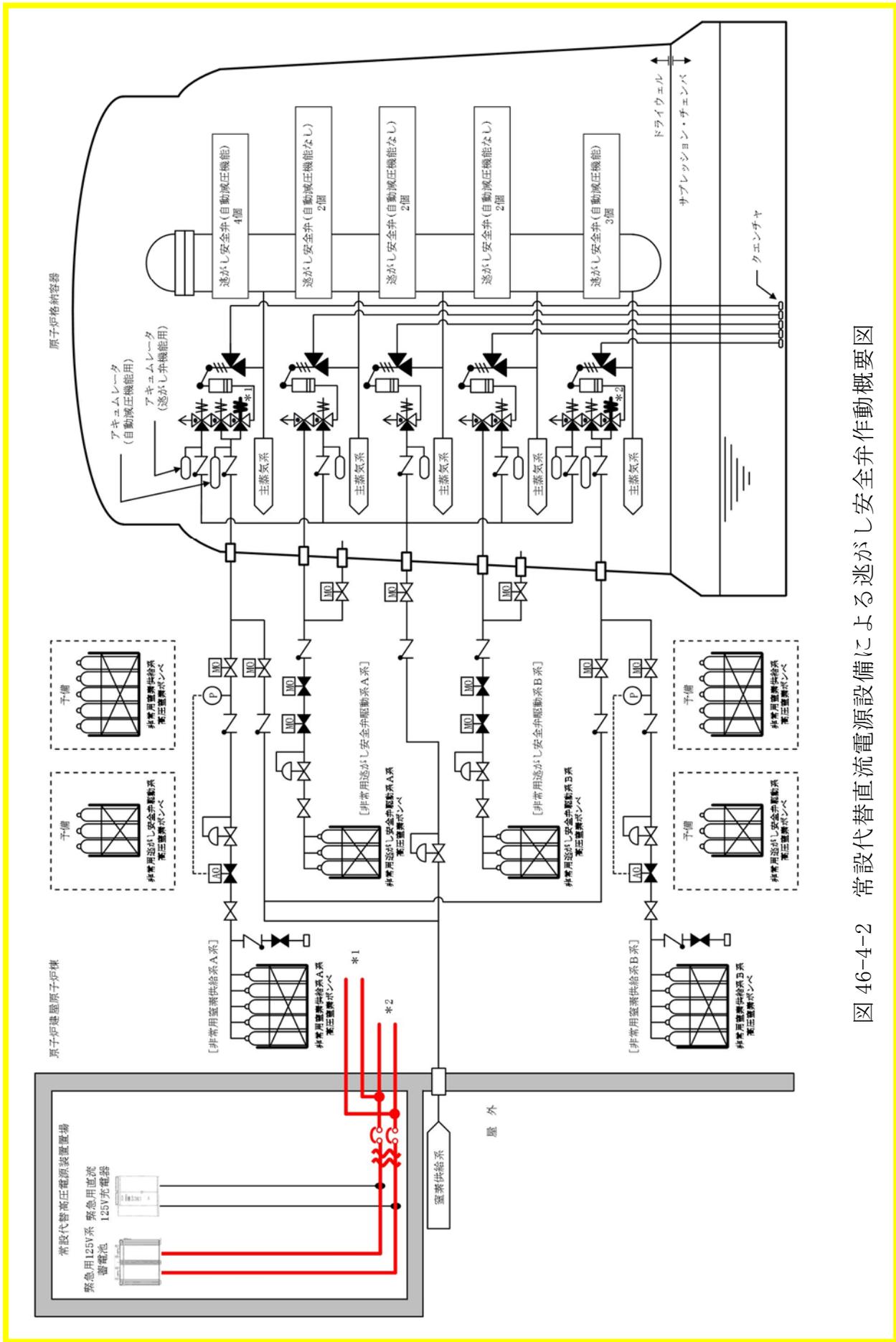


図 46-4-2 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁作動概要図

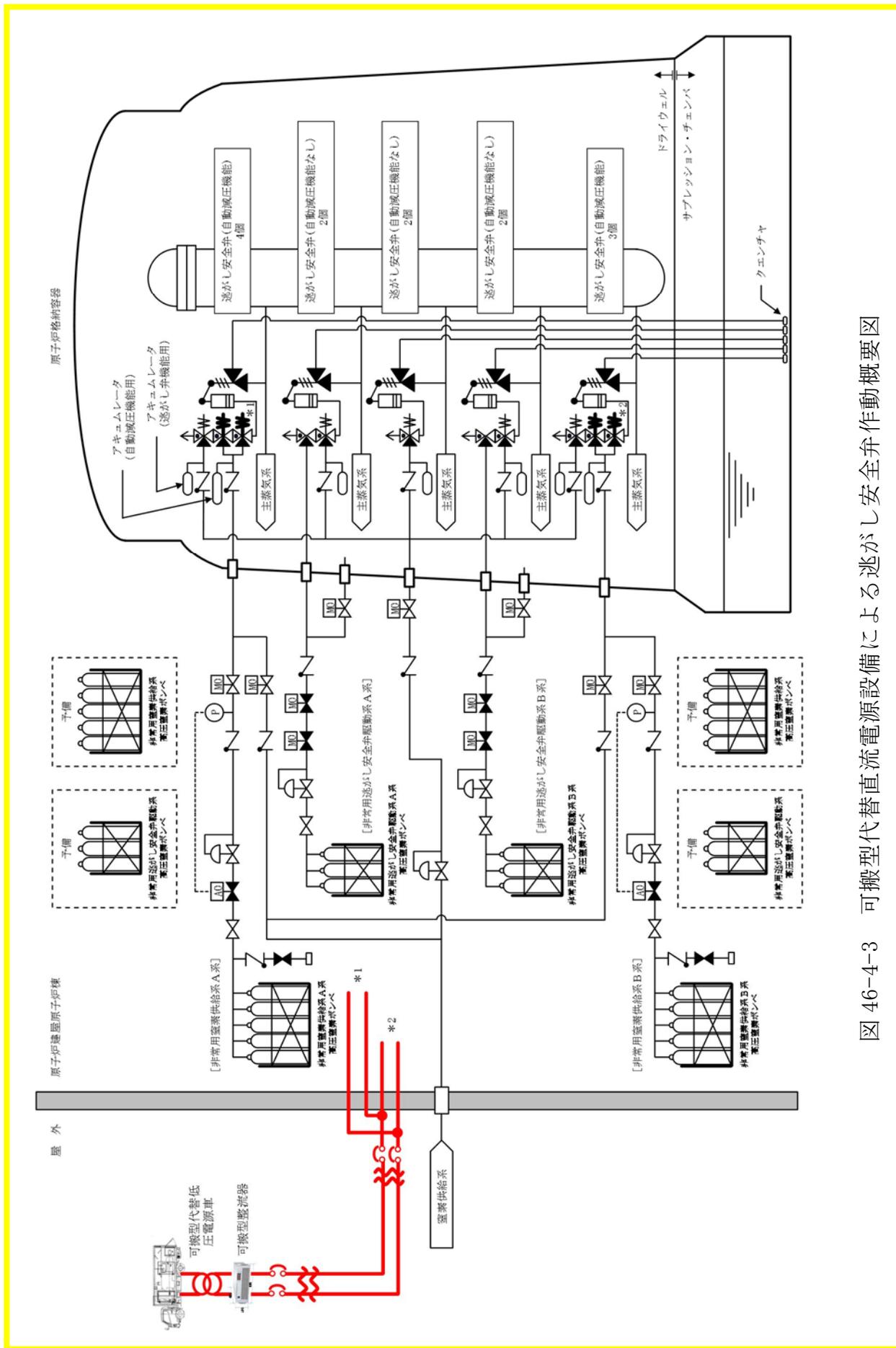


図 46-4-3 可搬型代替直圧電源設備による逃がし安全弁作動概要図

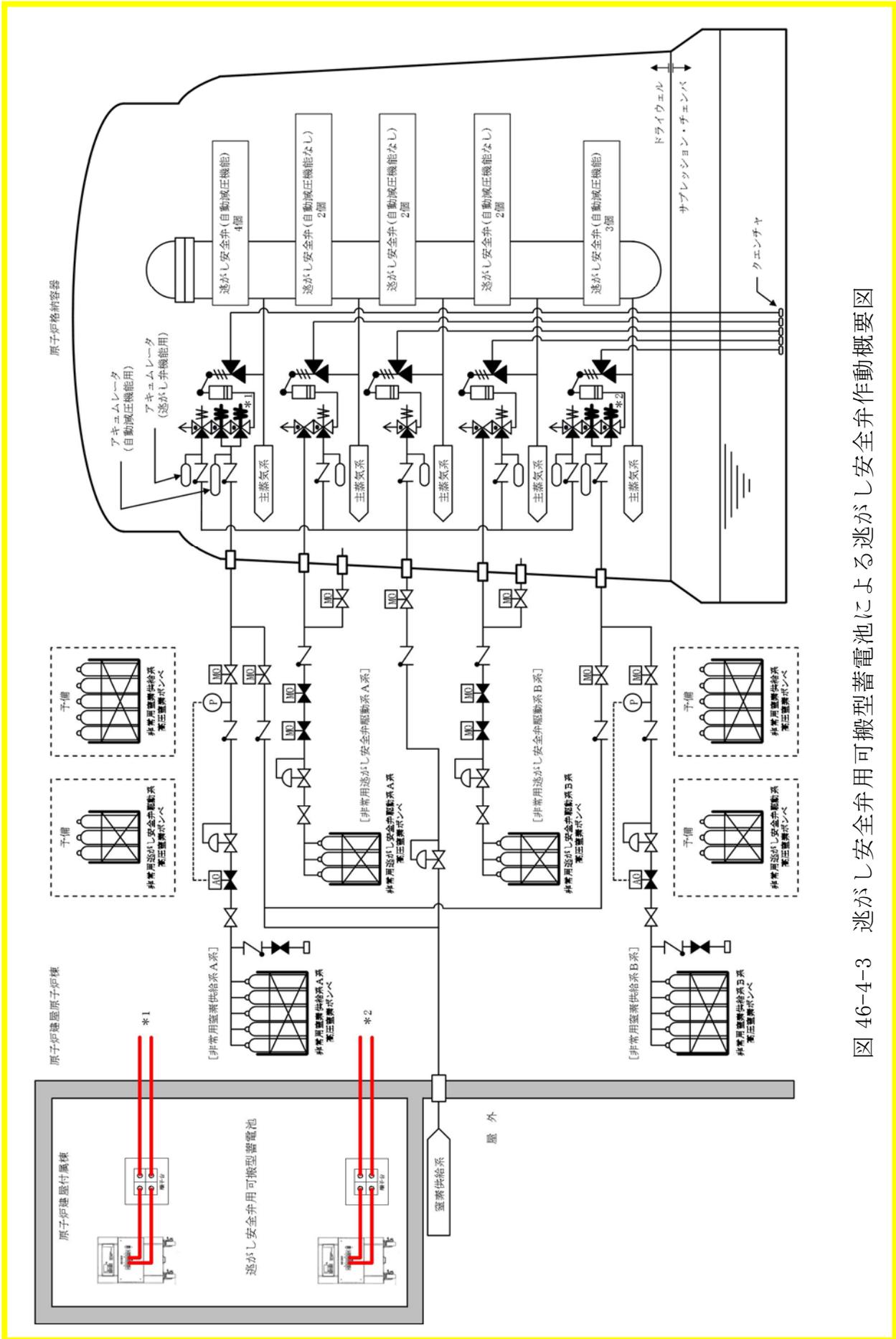


図 46-4-3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁作動概要図

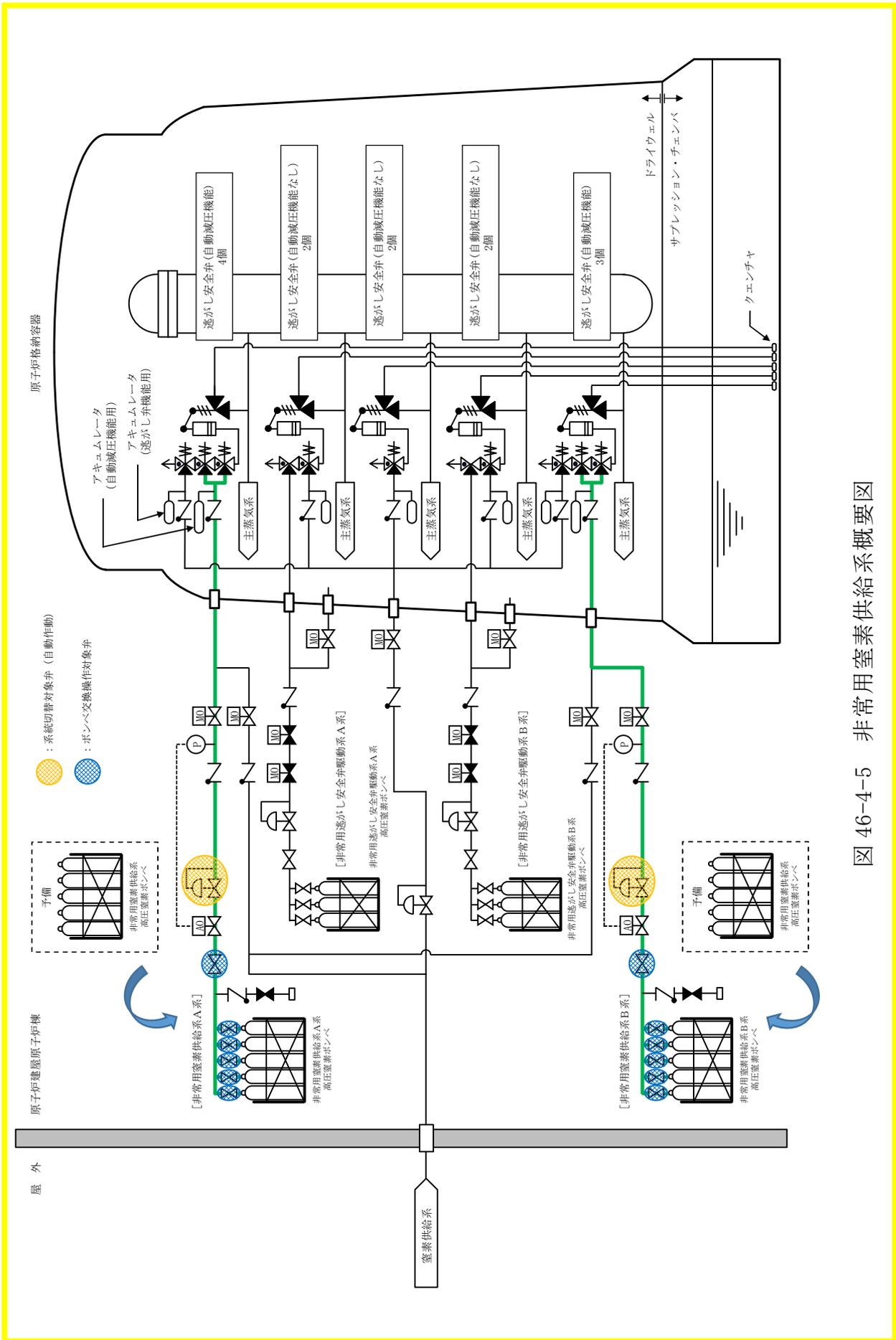


図 46-4-5 非常用窒素供給系概要図

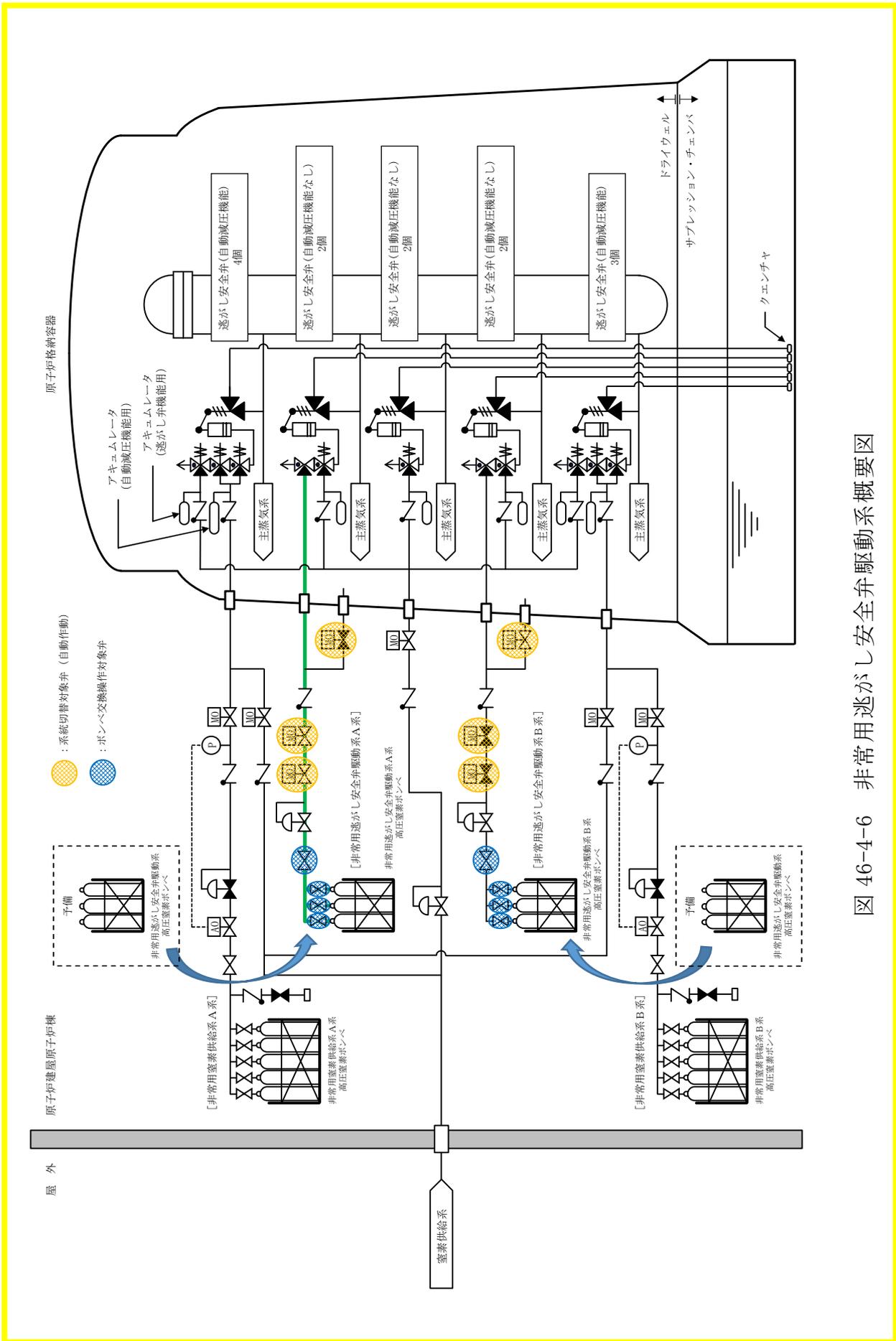


図 46-4-6 非常用逃がし安全弁駆動系概要図

46-5 試験検査

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系ダンパ 一式	機能・性能試験	C	1C	原子炉建屋ガス処理系設備検査(機械設備)	定検停止中
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系ダンパ(駆動部) 一式	分解点検	B	195M	-	定検停止中
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系ダンパ(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系ヒータ 一式	特性試験	B	1C	原子炉建屋ガス処理系設備検査(電気設備)	定検停止中
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系ヒータ 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉建屋ガス処理系機能検査	定検停止中
非常用ガス処理系	温度計測装置 一式	特性試験	B	1C	-	定検停止中
非常用ガス処理系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	-	定検停止中
非常用ガス処理系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
非常用ガス処理系	流量計測装置 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉建屋ガス処理系機能検査	定検停止中
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系電源 一式	特性試験	B	3C	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁用アキュムレータ 一式	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁用アキュムレータ 一式	濡えい試験	B	10Y	構造健全性検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁用アキュムレータ 一式	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁用アキュムレータ 一式	濡えい試験	C	10Y	構造健全性検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁B	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業者検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気速がし安全弁 一式	分解点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気速がし安全弁・速がし弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査, 主蒸気速がし安全弁分解検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業者検査は定検停止中)
原子炉系	主蒸気速がし安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気速がし安全弁排気管真空破壊検弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉格納容器真空破壊検弁検査(その2)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁C	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 自動減圧系機能検査

要領書番号 : T2-Aa-06

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号 : T2-Bb-04

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

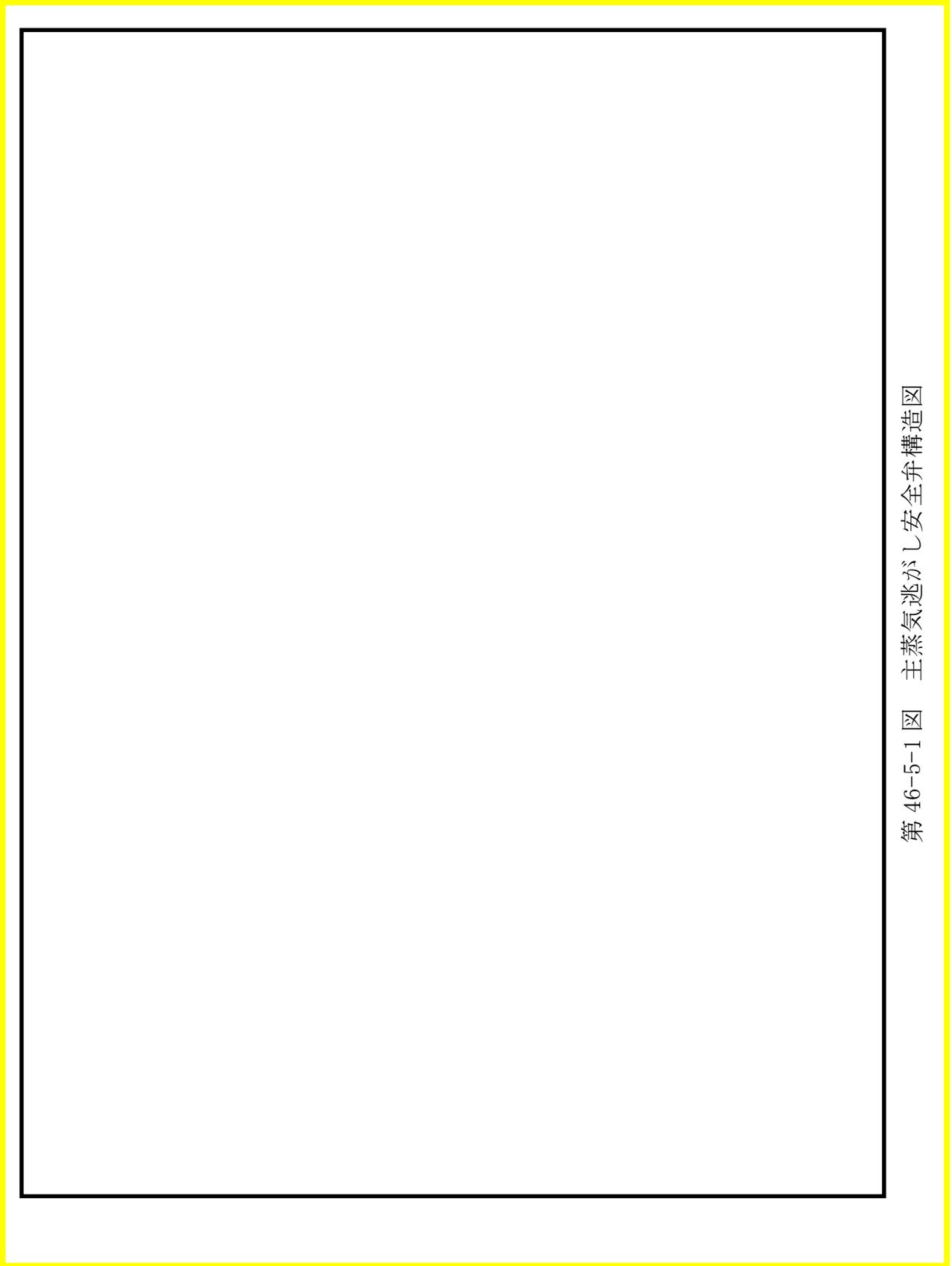
設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号 : T2-Bb-05

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

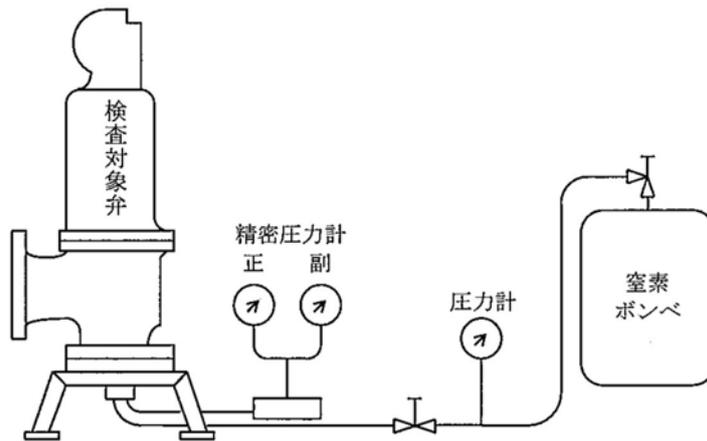
設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査

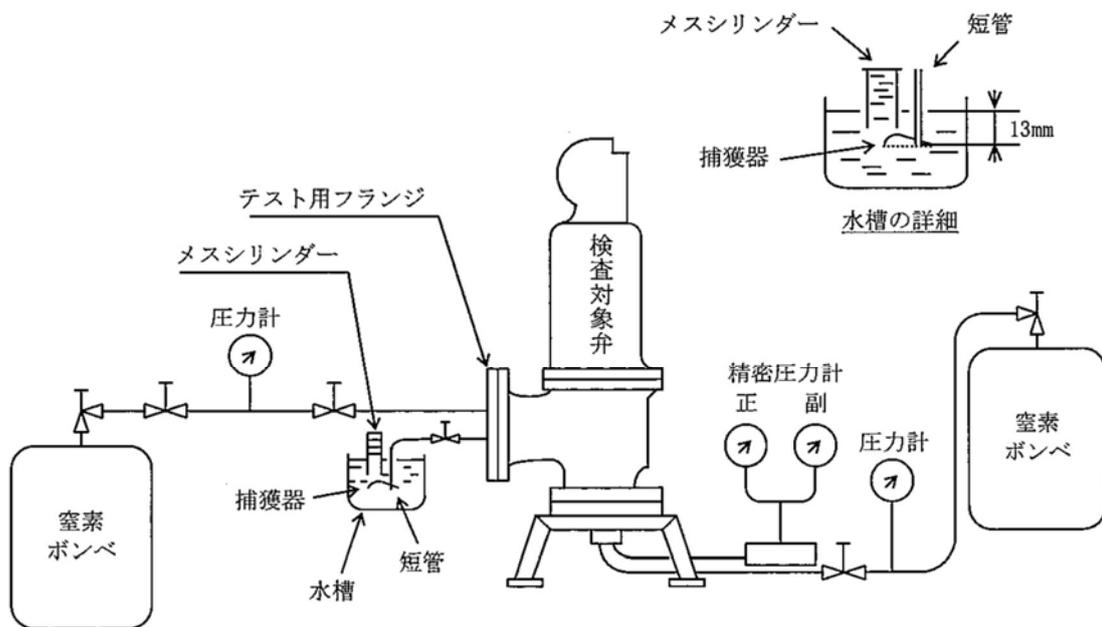
要領書番号：T2-Bc-06



第 46-5-1 図 主蒸気逃がし安全弁構造図



吹出し圧力検査概略図

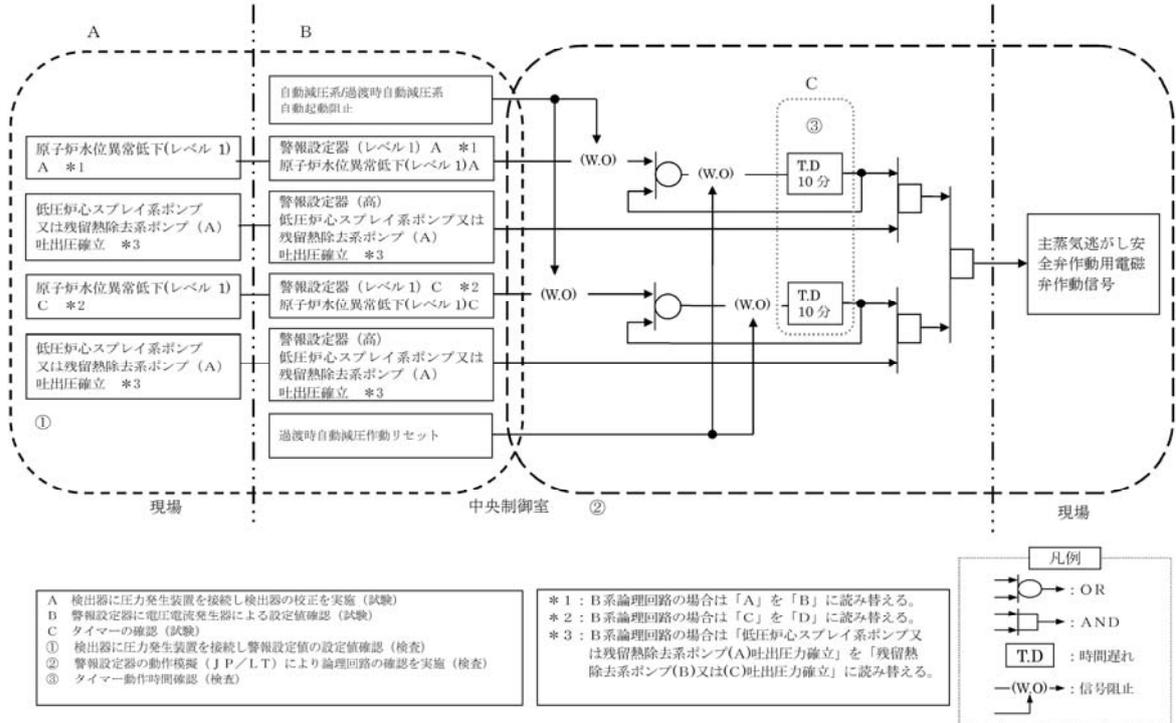


漏えい検査概略図

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査及び目視により確認
	機能・性能検査	吹出圧力確認
		安全弁機能による作動確認
		逃がし弁機能による作動確認
自動減圧機能による作動確認		
弁本体、弁座からの漏えい確認		
外観検査	逃がし安全弁の外観確認	

第 46-5-2 図 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査概要図

過渡時自動減圧機能の試験・検査



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 タイマーの確認 論理回路確認

第 46-5-3 図 過渡時自動減圧機能の試験及び検査

過渡時自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第 43 条（重大事故等対処設備）第 1 項第三号に要求されており、解釈には、第 12 条（安全施設）第 4 項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、過渡時自動減圧機能については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、原子炉の停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第 12 条第 4 項の要求に対する適合性の整理

第 12 条第 4 項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表 46-5-1 第 12 条第 4 項の解釈の要求事項

第 12 条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第 4 項に規定する「発電用原子炉の運転又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。

8-一	<p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。</p> <p>ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器に当たっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。</p>
8-二	<p>運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあたっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は多重性を有しており、その試験の実施中においても、機能自体は維持される設計とする。</p> <p>但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。</p>
8-三	<p>発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p>	<p>停止中（施設定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。</p>
9	<p>第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <p>「安全保護系」</p> <p>原則として原子炉の運転中に定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、多重性を有しており、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。</p> <p>但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、運転中に試験又は検査を行わない。</p>

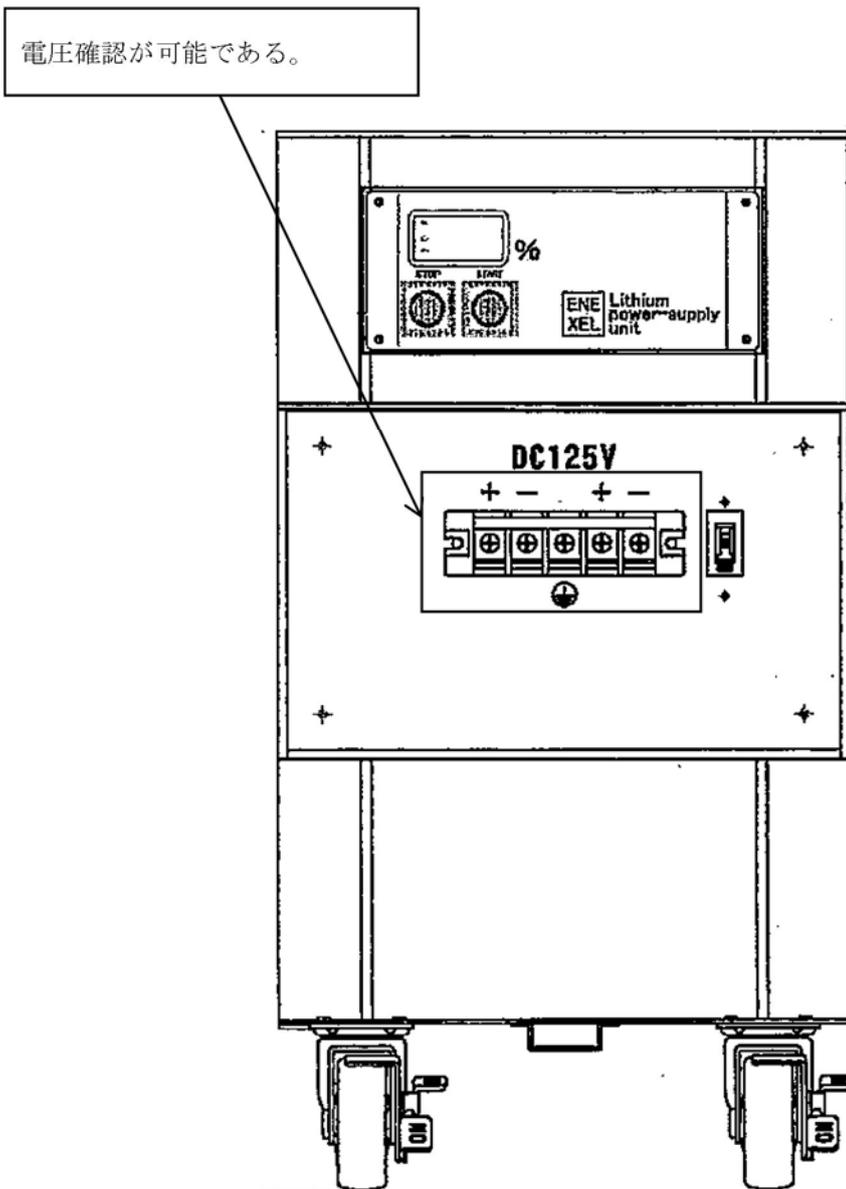
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。過渡時自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を施設定期検査毎として評価し、自動減圧機能による減圧機能が喪失し、かつ過渡時自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない

状態が発生する頻度※は誤動作確率 / 炉年又は不動作発生頻度 / 炉年と十分に低いことを確認しており，施設定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

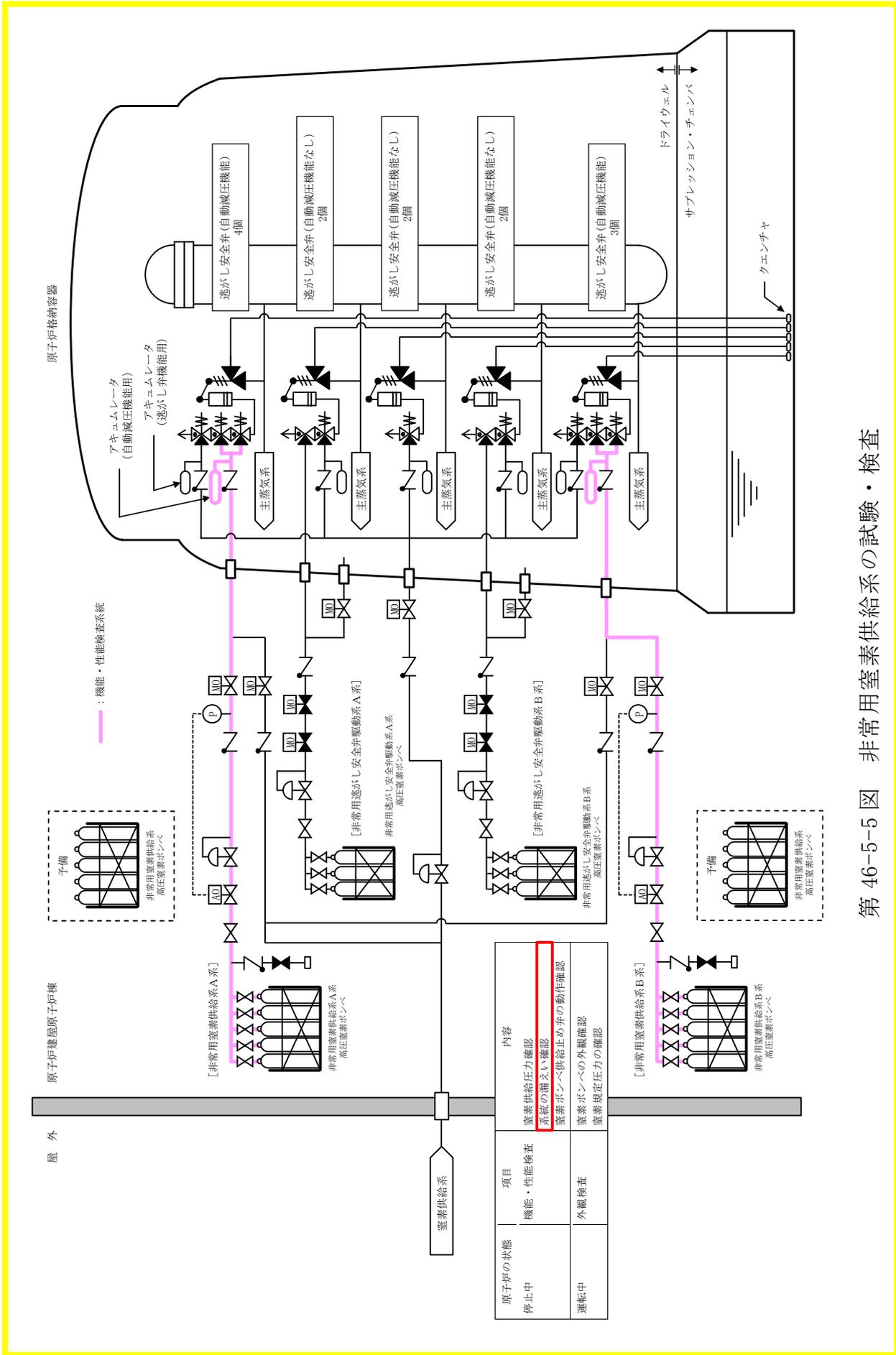
※46-12 参考資料参照

以上のことから，過渡時自動減圧機能は停止中（施設定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。

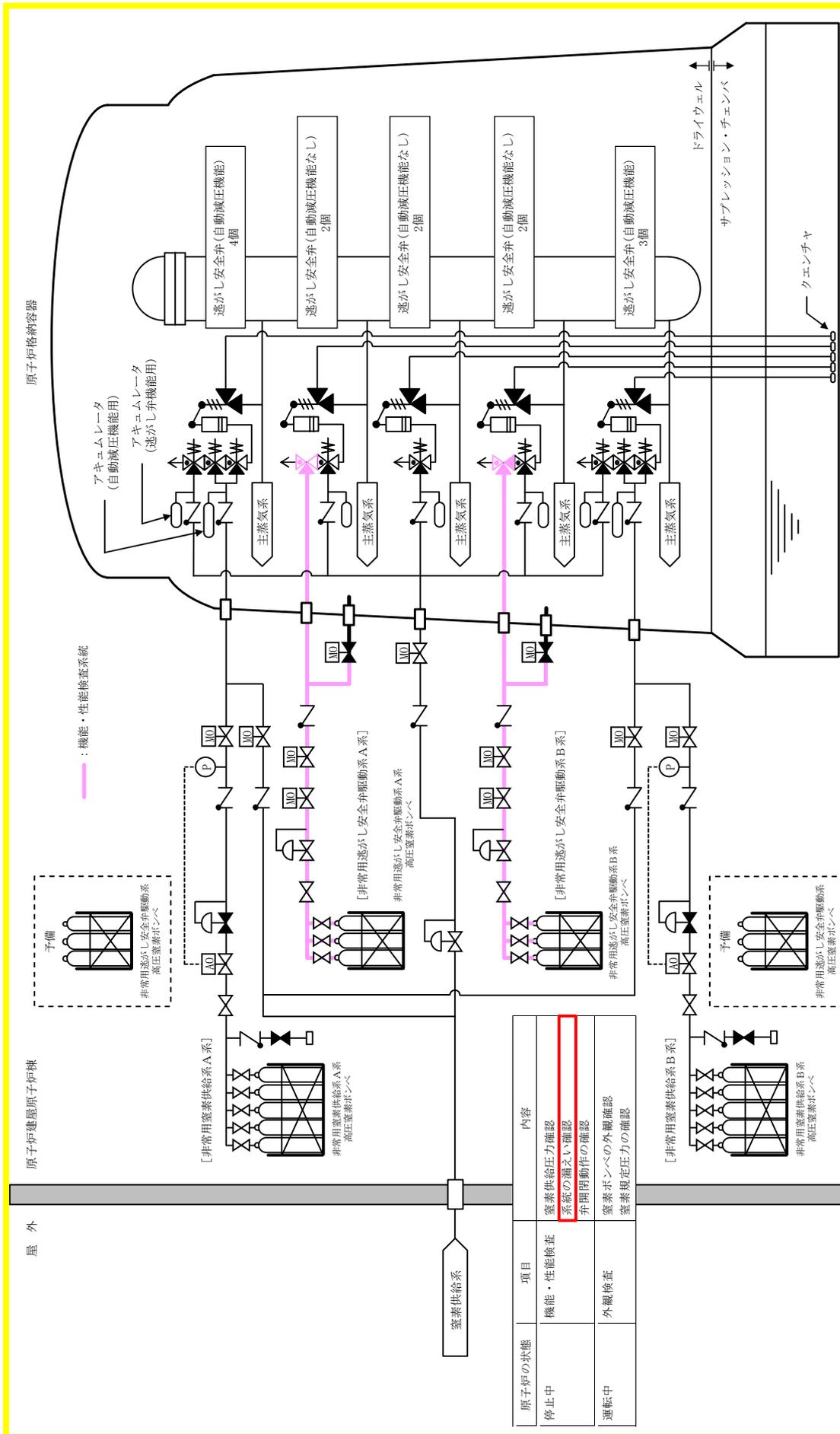


原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	電圧測定

46-5-4 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



第46-5-5 図 非常用窒素供給系の試験・検査



第 46-5-6 図 非常用逃がし安全弁駆動系の試験・検査

46-6 容量設定根拠

過渡時自動減圧機能

名 称		逃がし安全弁（自動減圧機能）
弁個数	個	2
弁容量	t/h/個	約 360

【設定根拠】

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち、2個を作動させる設計としている。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、過渡時自動減圧機能を必要とする重大事故シナリオにおいて、設計基準と同等の容量で原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できることを確認している。

以上のことから、逃がし安全弁（自動減圧機能）の弁容量は、設計基準事故対処設備としての弁容量と同仕様とする。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の弁容量を第46-6-2図に示す。

第46-6-1表 過渡時自動減圧機能における逃がし安全弁の弁容量

弁名称	弁個数	弁容量
逃がし安全弁（自動減圧機能）	2個	約360t/h/個

過渡時自動減圧機能

名 称	原子炉水位異常低下（レベル 1）
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上

【設定根拠】

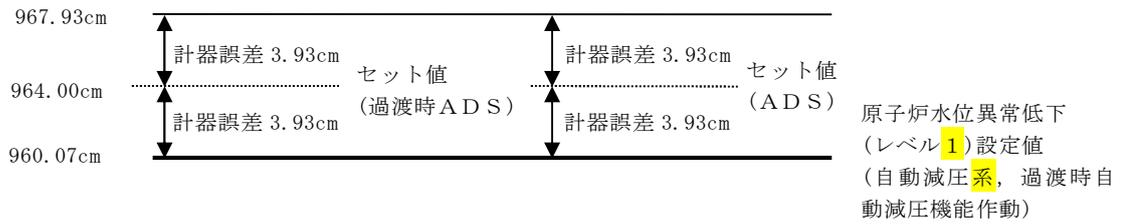
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル 1）を設定する。

注記*：原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

<補足>

- ・炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル 1）とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系により注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水位異常低下（レベル 1）の設定とする。

< 参考 >



ADS : 自動減圧系
過渡時ADS : 過渡時自動減圧機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第46-6-1図 自動減圧系, 過渡時自動減圧機能作動と原子炉水位異常低下 (レベル 1) 設定値の概要図

自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		自動減圧機能用アキュムレータ
容 量	L／個	<input type="text"/> 以上（注1），250（注2）
最高使用圧力	MPa	2.28
最高使用温度	℃	171
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】

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるために必要な駆動用窒素を供給する。18個の逃がし安全弁のうち、自動減圧機能を有している7個に、自動減圧機能アキュムレータ設置する。

1. 容量

自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは、断熱変化（ $PV^K = \text{一定}$ ）を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

$$P_{a0} \cdot V_a^K = P_c \cdot (V_a + V_c)^K$$

上記の式から必要なアキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = V_c / \left(\left(P_{a0} / P_c \right)^{1/K} - 1 \right)$$

V_a ：アキュムレータ容量

V_c ：逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (L)

=

K：断熱指数

$$= 1.433 (0^{\circ}\text{C}, 1.5\text{MPa})$$

P_c ：逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])

$$= \square$$

P_{a0} ：作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

$$= \square$$

上記の式及び値により逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \square / \left(\left(\square / \square \right)^{1/1.433} - 1 \right) = \square = \square L$$

上記から、自動減圧機能用アキュムレータの容量（要求値）は、 \square L/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして250L/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、アキュムレータ内のガスが熱膨張で受ける圧力に余裕をみて2.28MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて171℃とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個 数	個	2 (予備 1)
容 量	Wh/個	1,560 (1個あたり 780)

【設定根拠】

常設直流電源が喪失した場合、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）（2個）の作動が可能なように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。

1. 容量

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるために必要な容量を基に設定する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）を動作させるために必要な容量は、直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。

$$\begin{aligned}
 C &= P \times t \times 2 \\
 &= 30 \times 24 \times 2 \\
 &= 1,440\text{Wh}
 \end{aligned}$$

C：24 時間給電での必要な容量(Wh)

P：逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁（1 個）の消費電力【W】=30

t：逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁への給電時間【h】=24

以上より、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、1,440Wh に対し余裕を有する 1,560Wh とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを 2 個使用する。保有数は 2 個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時の予備として 1 個の合計 3 個を保管する。

非常用窒素供給系 高压窒素ポンベ

名 称		非常用窒素供給系 高压窒素ポンベ
容 量	L / 本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 (注 1)
機器仕様に関する注記		注 1 : 最高充填圧力を示す

【設定根拠】

非常用窒素供給系 高压窒素ポンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

非常用窒素供給系 高压窒素ポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故等対処設備が有する発電用原子炉の減圧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、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

1. 容量

非常用窒素供給系 高压窒素ポンベの容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能）を7日間、開保持するために必要な窒素量を確保している。容量の根拠は以下のとおり。

1.1 窒素消費量

- (1) 非常用窒素供給系1系列を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量

$$S_1 = (V_p \times P_p / P_N \times T_N / T_p) - (V_p \times P_L / P_N \times T_N / T_p)$$

$$S_1 = (\text{ } [L] \times \text{ } [MPa(abs)] / 0.1013 [MPa(abs)] \times 273 [K]$$

$$/ 273 [K]) - (\text{ } [L] \times \text{ } [MPa(abs)] / 0.1013 [MPa(abs)]$$

$$\times 273 [K] / 273 [K])$$

$$= \text{ } [NL]$$

ここで,

S_1 : 系統を加圧するために必要な窒素量 [NL]

V_p : 窒素供給ライン容積 [L]

P_p : 窒素供給設定圧力 [MPa(abs)]

P_L : 窒素供給最低圧力 [MPa(abs)]

T_p : 窒素温度 [K]

P_N : 大気圧 [MPa(abs)]

T_N : 標準状態の温度 [K]

(2) 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 4個を作動させるための窒素消費量

$$S_2 = V_S \times N \times P_p / P_N \times T_N / T_p$$

$$S_2 = \boxed{} [L] \times 4 [\text{個}] \times \boxed{} [MPa(abs)] / 0.1013 [MPa(abs)] \\ \times 273 [K] / 273 [K] \\ = \boxed{} [NL]$$

ここで,

S_2 : 逃がし安全弁の作動に必要な消費量 [NL]

V_p : 逃がし安全弁シリンダ容積 [L]

N : 逃がし安全弁作動個数 [個]

P_p : 窒素供給設定圧力 [MPa(abs)]

T_p : 窒素温度 [K]

P_N : 大気圧 [MPa(abs)]

T_N : 標準状態の温度 [K]

- (3) 逃がし安全弁（自動減圧機能）4個を7日間開保持するための窒素消費量

$$S_3 = \lambda \times N \times D \times 24 \times 60$$

$$S_3 = \boxed{} [L] \times 4 [\text{個}] \times 7 [\text{day}] \times 24 [\text{hr/day}] \times 60 [\text{min/hr}]$$
$$= \boxed{} [NL]$$

ここで、

S_3 : 逃がし安全弁の開保持に必要な消費量 [NL]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 [NL/min / 個]

N : 逃がし安全弁作動個数 [個]

D : 開保持期間（7日間） [day]

逃がし安全弁（自動減圧機能）を7日間開保持するための窒素容量は上記、(1)～(3)の和により求まる。

- (1) 非常用窒素供給系1系列を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 : $\boxed{}$ [NL]
- (2) 逃がし安全弁（自動減圧機能）4個を作動させるための窒素消費量 : $\boxed{}$ [NL]
- (3) 逃がし安全弁（自動減圧機能）4個を7日間開保持するための窒素消費量 : $\boxed{}$ [NL]
-
- 合計 : $\boxed{}$ [NL]

1.2 高圧窒素ポンベの供給量

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \times V_b \times M$$

$$S_b = \frac{\boxed{}[MPa(abs)] - \boxed{}[MPa(abs)]}{0.1013[MPa(abs)]} \times 46.7[NL / 本] \times M[\text{個}]$$
$$= \boxed{}[NL / \text{個}] \times M[\text{個}]$$

ここで,

S_b : 高圧窒素ポンベ供給量 [NL]

P_1 : 高圧窒素ポンベ初期充填圧力 [MPa(abs)]

P_2 : 高圧窒素ポンベ交換圧力 [MPa(abs)]

P_N : 大気圧 [MPa(abs)]

V_b : 高圧窒素ポンベ容量 [NL / 個]

M : 高圧窒素ポンベ必要個数 [個]

逃がし安全弁を開保持するために必要な窒素消費量より多い供給量が必要であり,

$$S_b > \boxed{}[NL]$$

上記の関係式より

$$\boxed{}[NL] \times M > \boxed{}[NL]$$

$$M > \boxed{}[NL]$$

よって、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの本数は1系統あたり5本とする。

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは、非常用窒素供給系2系統分の10本を1セットとし、故障時のバックアップとして予備10本を含めた20本を保有する。

2. 最高使用圧力

非常用窒素供給系 高圧窒素ポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約15MPa[gage]とする。

非常用窒素供給系

名 称		非常用窒素供給系
窒素供給圧力	MPa[gage]	1.06 以上

【設定根拠】

非常用窒素供給系は、常設重大事故等対処設備として設置する。

非常用窒素供給系は、原子炉格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（自動減圧機能）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍（0.62MPa）となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）を問題なく作動させることを考慮し、供給圧力を「MPa [gage] 以上」とする。

1. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動条件

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$$

ここで、

F_N : 非常用窒素供給系によるピストン押上げ力

$$F_N = P_N \times S_2$$

P_N : 必要窒素供給圧力 [MPa(gage)]

S_2 : ピストン受圧面積 [mm^2] = [mm^2]

F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力* [N] = 0[N]

*安全側の仮定として原子炉圧力は大気圧とする。

n : レバー比 =

F_{S2} : シリンダスプリング荷重 [N] = [N]

F_V : 可動部重力 [N] = [N]

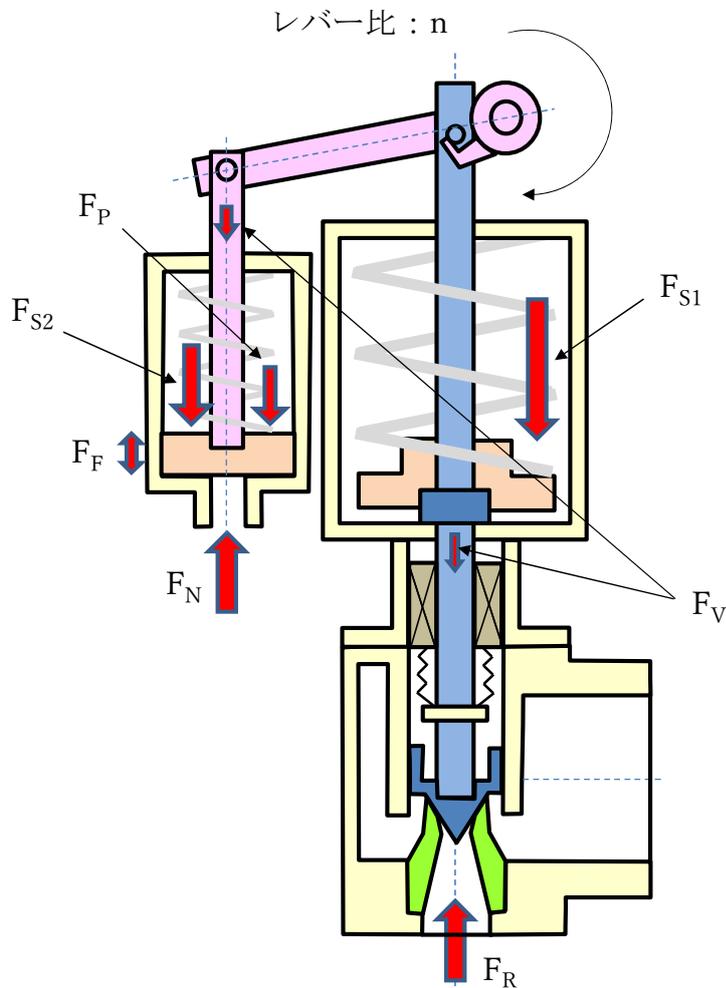
F_p : 原子炉格納容器圧力 [MPa] = 0.62[MPa]

F_{S1} : 安全弁スプリング荷重 [N] = [N]

F_F : ピストンOリング摩擦力 [N] = [N]

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq$ MPa[gage]のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能）作動条件が成立する。

従って、非常用窒素供給系圧力が MPa[gage]以上のとき、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は開可能である。



第46-6-2図 逃がし安全弁駆動機構概要図

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ

名 称		非常用逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ボンベ
容 量	L / 本	約 47
最高使用圧力	MPa[gage]	約 15 (注 1)
機器仕様に関する注記		注 1：最高充填圧力を示す

【設定根拠】

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故等対処設備が有する発電用原子炉の減圧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、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

1. 容量

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベの容量は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を7日間、開保持するために必要な窒素量を確保している。容量の根拠は以下のとおり。

1.1 窒素消費量

- (1) 非常用逃がし安全弁駆動系1系列を重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量

$$S_1 = (V_p \times P_p / P_N \times T_N / T_p) - (V_p \times P_L / P_N \times T_N / T_p)$$

$$S_1 = \boxed{} [L] \times \boxed{} [MPa(abs)] / 0.1013 [MPa(abs)] \times 273 [K]$$

$$/ 273 [K] - \boxed{} [L] \times \boxed{} [MPa(abs)] / 0.1013 [MPa(abs)]$$

$$\times 273 [K] / 273 [K]$$

$$= \boxed{} [NL]$$

ここで,

S_1 : 系統を加圧するために必要な窒素量 [NL]

V_p : 窒素供給ライン容積 [L]

P_p : 窒素供給設定圧力 [MPa(abs)]

P_L : 系統初期圧力 [MPa(abs)]

T_p : 窒素温度 [K]

P_N : 大気圧 [MPa(abs)]

T_N : 標準状態の温度 [K]

(2) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 2個を作動させるための窒素消費量

$$S_2 = V_S \times N \times P_p / P_N \times T_N / T_p$$

$$\begin{aligned} S_2 &= \boxed{} [L] \times 2 [\text{個}] \times \boxed{} [MPa(abs)] / 0.1013 [MPa(abs)] \\ &\quad \times 273 [K] / 273 [K] \\ &= \boxed{} [NL] \end{aligned}$$

ここで,

S_2 : 逃がし安全弁の作動に必要な消費量 [NL]

V_p : 逃がし安全弁シリンダ容積 [L]

N : 逃がし安全弁作動個数 [個]

P_p : 窒素供給設定圧力 [MPa(abs)]

T_p : 窒素温度 [K]

P_N : 大気圧 [MPa(abs)]

T_N : 標準状態の温度 [K]

- (3) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）2個を7日間開保持するための窒素消費量

$$S_3 = \lambda \times N \times D \times 24 \times 60$$

$$S_3 = \boxed{} [L] \times 2 [\text{個}] \times 7 [\text{day}] \times 24 [\text{hr/day}] \times 60 [\text{min/hr}]$$
$$= \boxed{} [NL]$$

ここで、

S_3 : 逃がし安全弁の開保持に必要な消費量 [NL]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 [NL/min / 個]

N : 逃がし安全弁作動個数 [個]

D : 開保持期間（7日間） [day]

逃がし安全弁（逃がし弁機能）を7日間開保持するための窒素容量は上記、(1)～(3)の和により求まる。

- (1) 非常用逃がし安全弁駆動系1系列
を重大事故等時の供給圧力まで
加圧するための消費量 : $\boxed{}$ [NL]
- (2) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）
2個を作動させるための窒素
消費量 : $\boxed{}$ [NL]
- (3) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）
2個を7日間開保持するための
窒素消費量 : $\boxed{}$ [NL]
-
- 合計 : $\boxed{}$ [NL]

1.2 高圧窒素ポンベの供給量

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \times V_b \times M$$

$$S_b = \frac{\boxed{}[MPa(abs)] - \boxed{}[MPa(abs)]}{0.1013[MPa(abs)]} \times 46.7[NL / 本] \times M[\text{個}]$$
$$= \boxed{}[NL / \text{個}] \times M[\text{個}]$$

ここで、

S_b : 高圧窒素ポンベ供給量 [NL]

P_1 : 高圧窒素ポンベ初期充填圧力 [MPa(abs)]

P_2 : 高圧窒素ポンベ交換圧力 [MPa(abs)]

P_N : 大気圧 [MPa(abs)]

V_b : 高圧窒素ポンベ容量 [NL / 個]

M : 高圧窒素ポンベ必要個数 [個]

逃がし安全弁を開保持するために必要な窒素消費量より多い供給量が必要であり、

$$S_b > \boxed{}[NL]$$

上記の関係式より

$$\boxed{}[NL] \times M > \boxed{}[NL]$$

$$M > \boxed{}[NL]$$

よって、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの本数は1系統あたり3本とする。

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、非常用逃がし安全弁駆動系1系統分の3本を1セットとし、故障時のバックアップとして予備6本を含めた12本を保有する。

2. 最高使用圧力

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約15MPa[gage]とする。

非常用逃がし安全弁駆動系

名 称		非常用逃がし安全弁駆動系
窒素供給圧力	MPa[gage]	1.06 以上

【設定根拠】

非常用逃がし安全弁駆動系は、常設重大事故等対処設備として設置する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、原子炉格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（逃がし弁機能）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍（0.62MPa）となった場合においても逃がし安全弁（逃がし弁機能）を問題なく作動させることを考慮し、供給圧力を「MPa [gage] 以上」とする。

1. 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動条件

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$$

ここで、

F_N ：非常用逃がし安全弁駆動系によるピストン押し上げ力

$$F_N = P_N \times S_2$$

P_N ：必要窒素供給圧力 [MPa(gage)]

S_2 ：ピストン受圧面積 [mm²] = [mm²]

F_R ：原子炉圧力による弁体の揚力* [N] = 0[N]

*安全側の仮定として原子炉圧力は大気圧とする。

n ：レバー比 =

F_{S2} ：シリンダスプリング荷重 [N] = [N]

F_V ：可動部重力 [N] = [N]

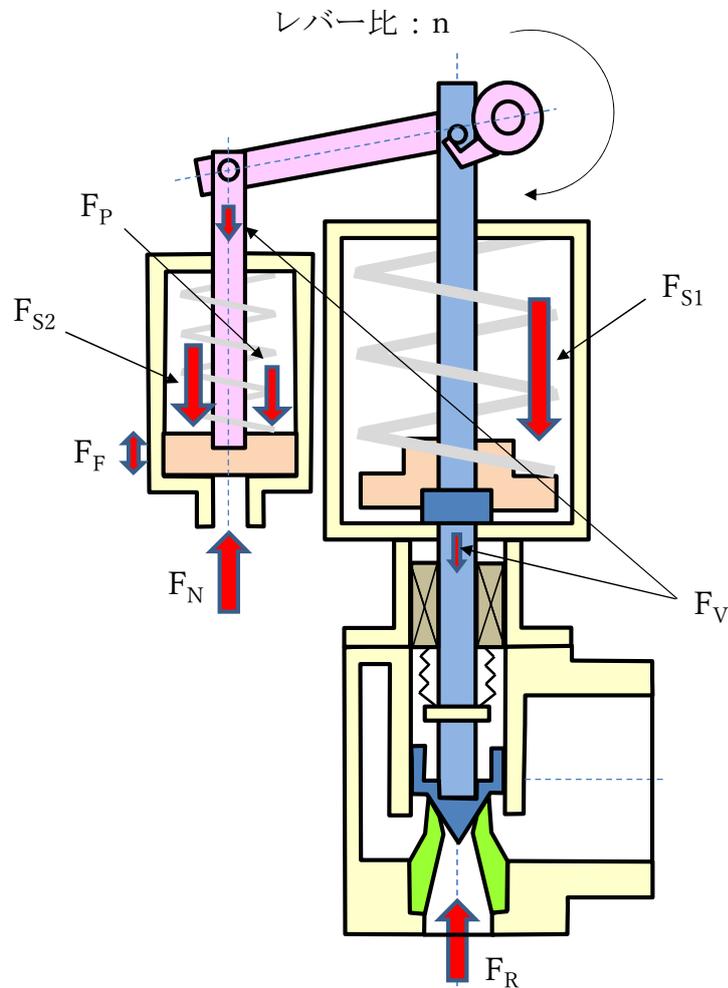
F_p : 原子炉格納容器圧力 [MPa] = 0.62[MPa]

F_{S1} : 安全弁スプリング荷重 [N] = [N]

F_F : ピストンOリング摩擦係数 [N] = [N]

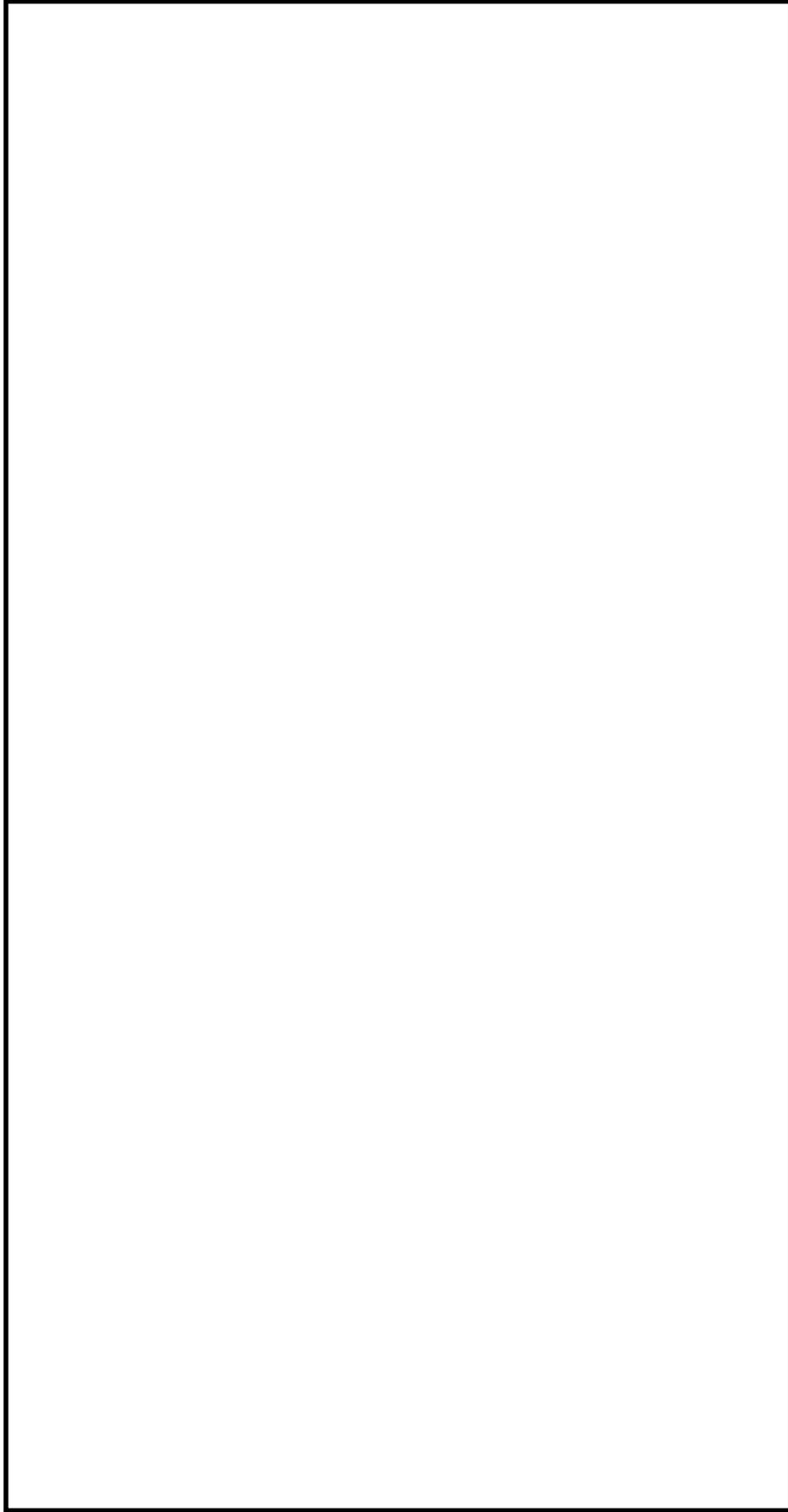
上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq$ MPa[gage] のとき、①式の逃がし安全弁（逃がし弁機能）作動条件が成立する。

従って、非常用逃がし安全弁駆動系圧力が MPa[gage] 以上のとき、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、逃がし安全弁（逃がし弁機能）は開可能である。

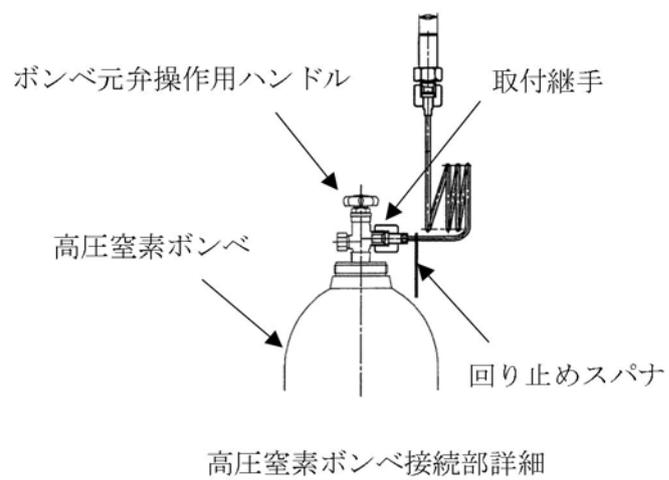
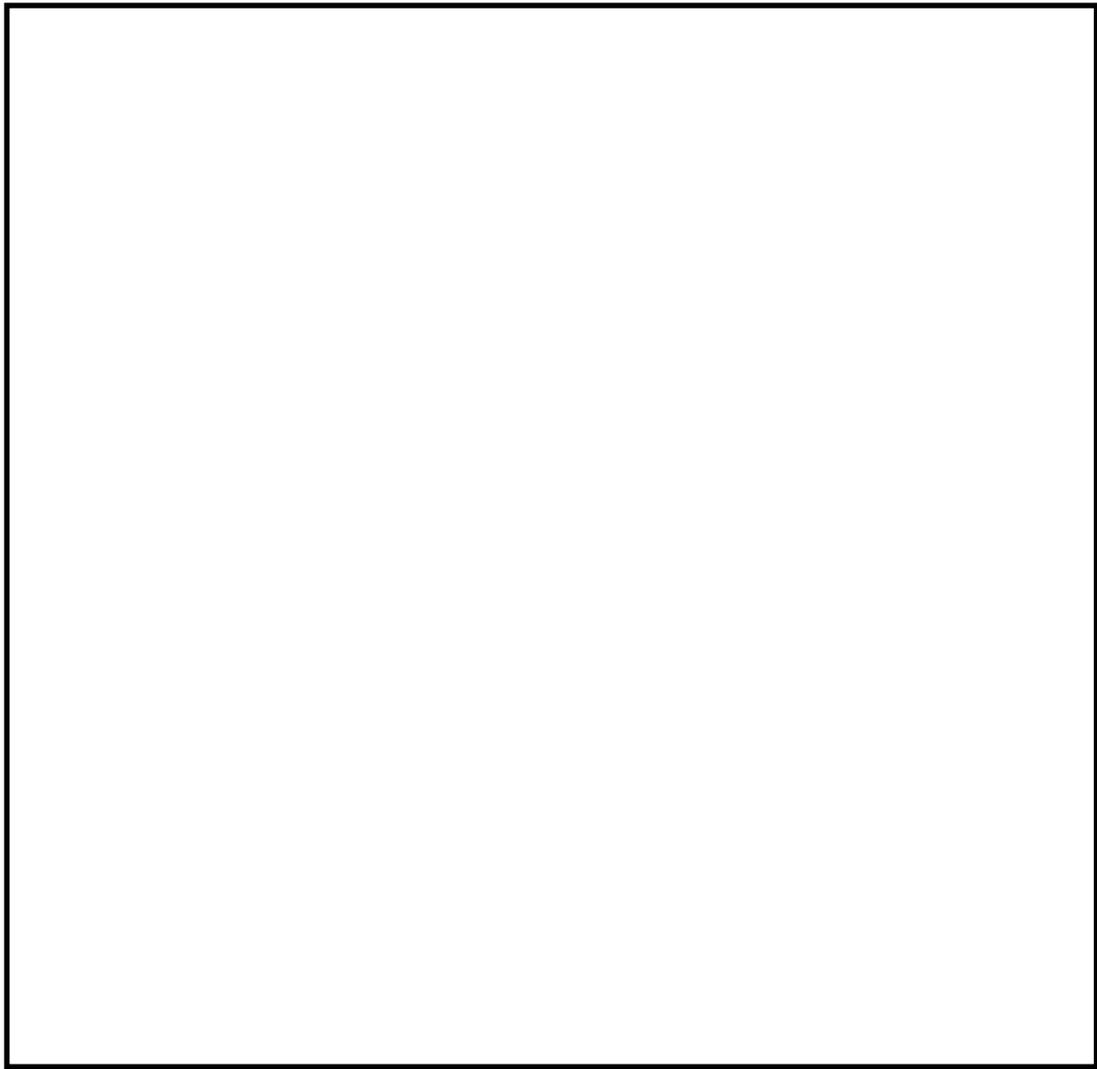


第46-6-3図 逃がし安全弁駆動機構概要図

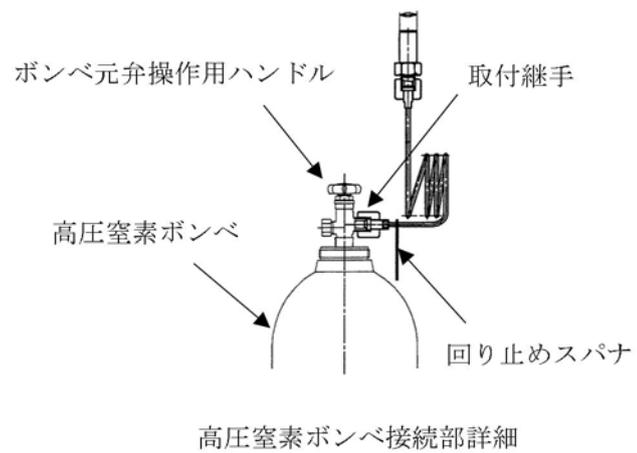
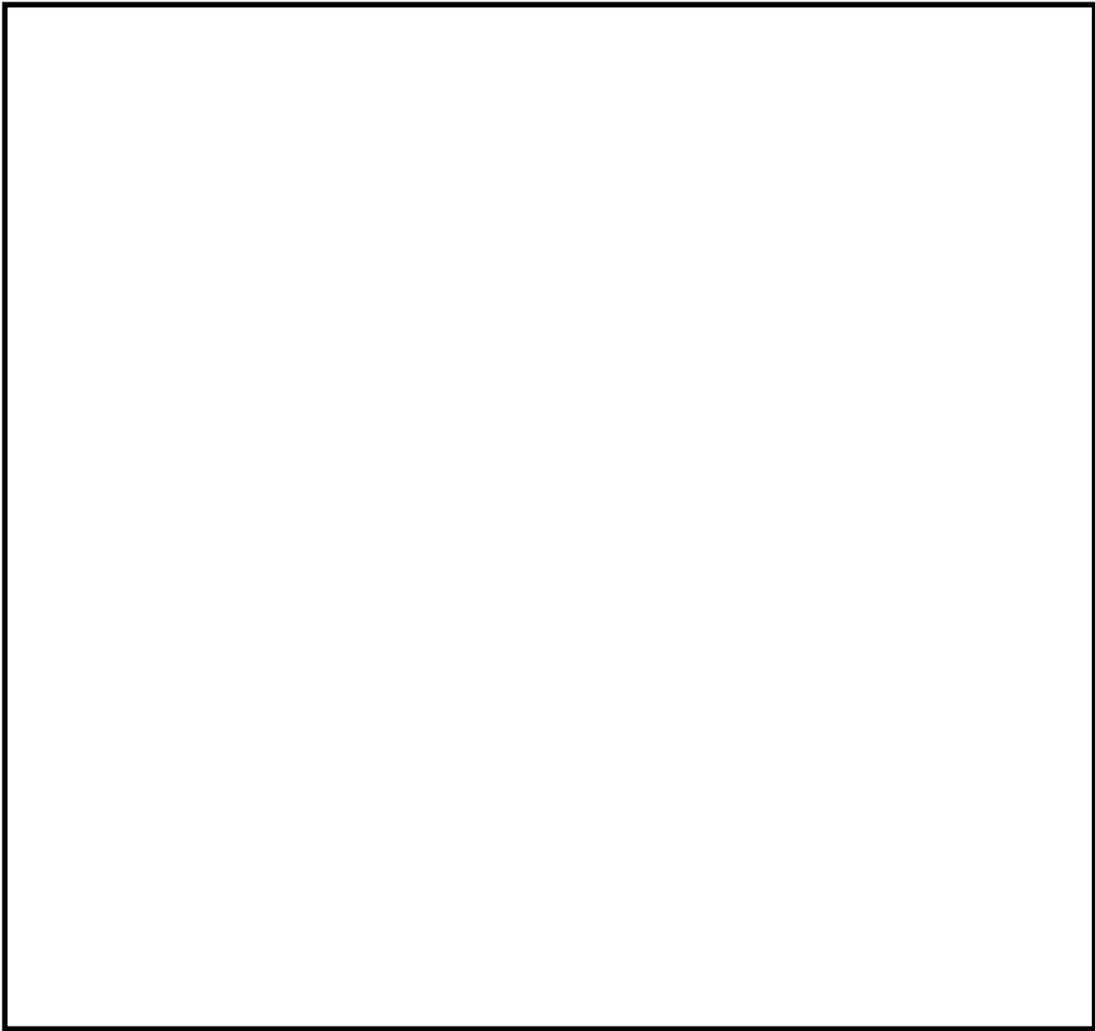
46-7 接続図



第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

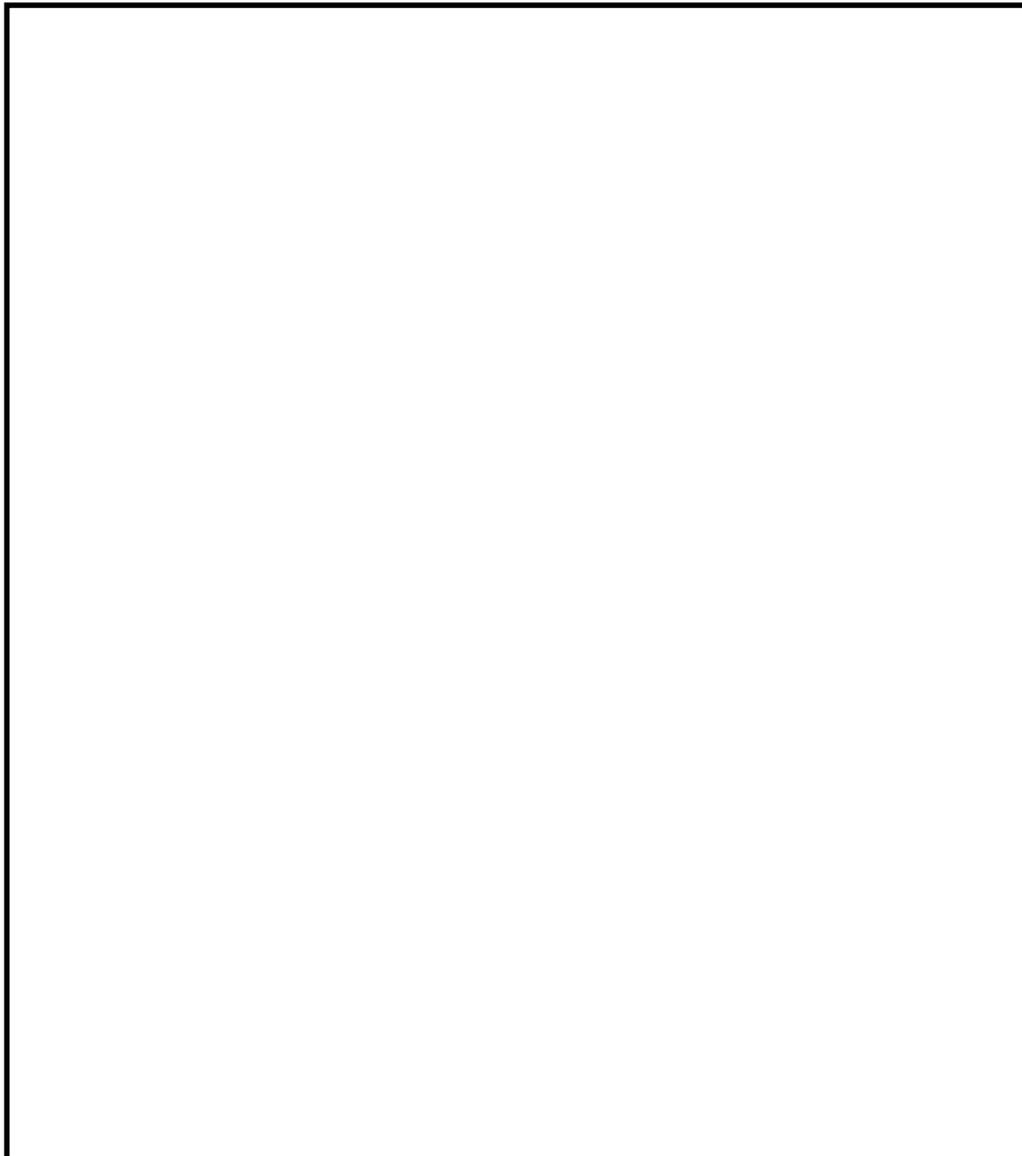


第 46-7-2 図 非常用窒素供給系に係る機器（高圧窒素ポンベ）の接続図

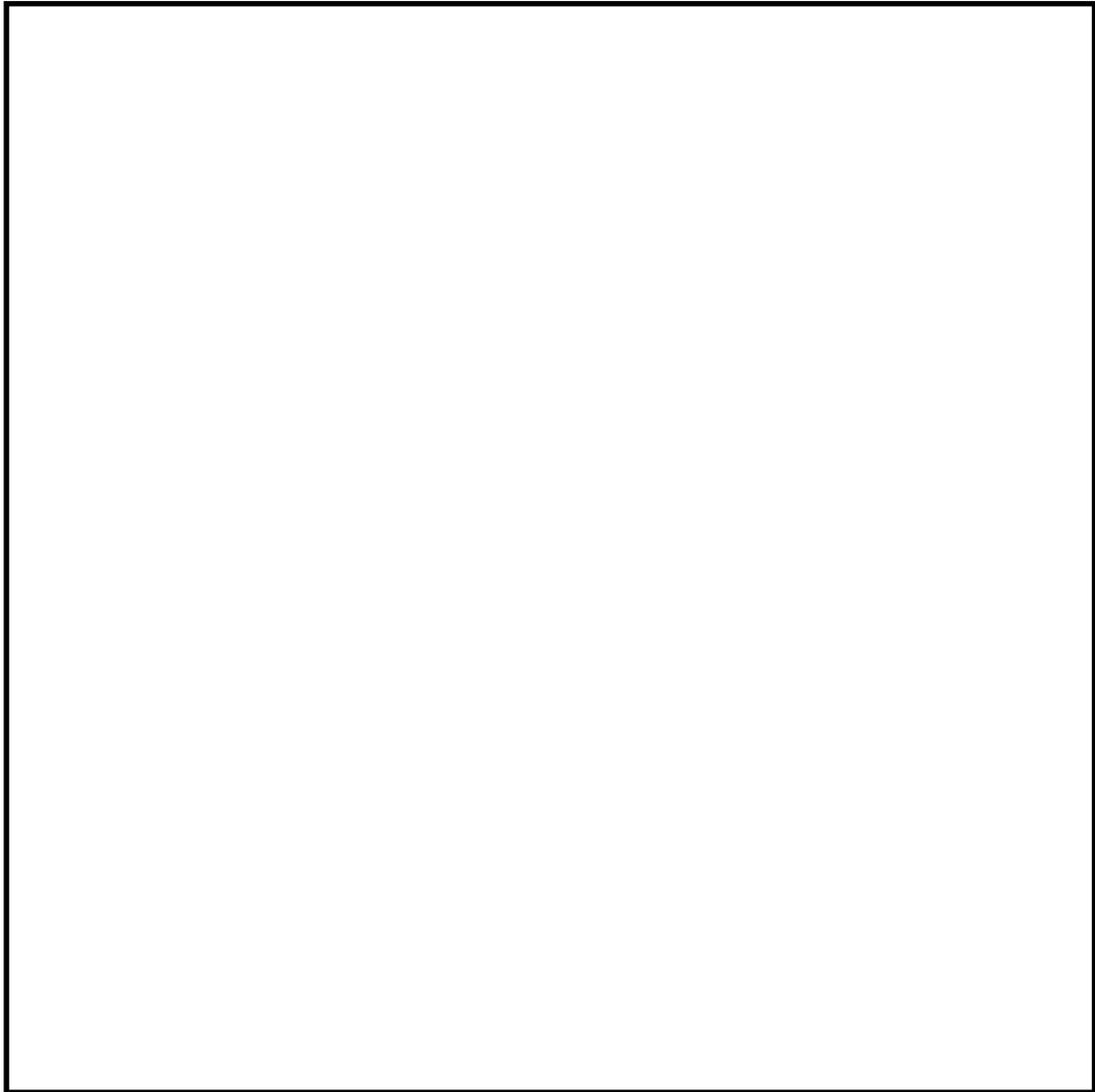


第 46-7-3 図 非常用逃がし安全弁駆動系に係る機器（高圧窒素ポンベ）の
接続図

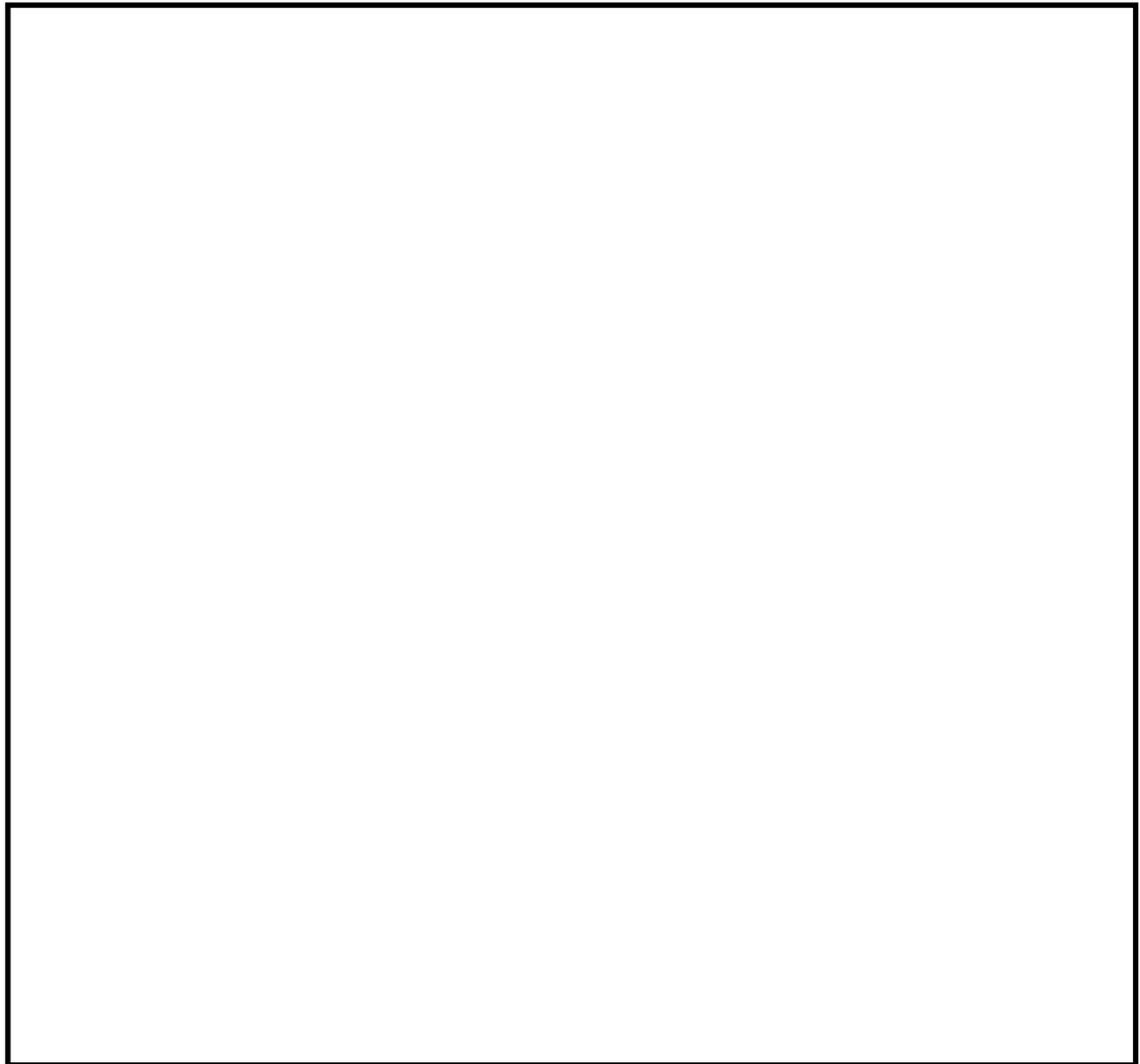
46-8 保管場所図



第 46-8-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階)

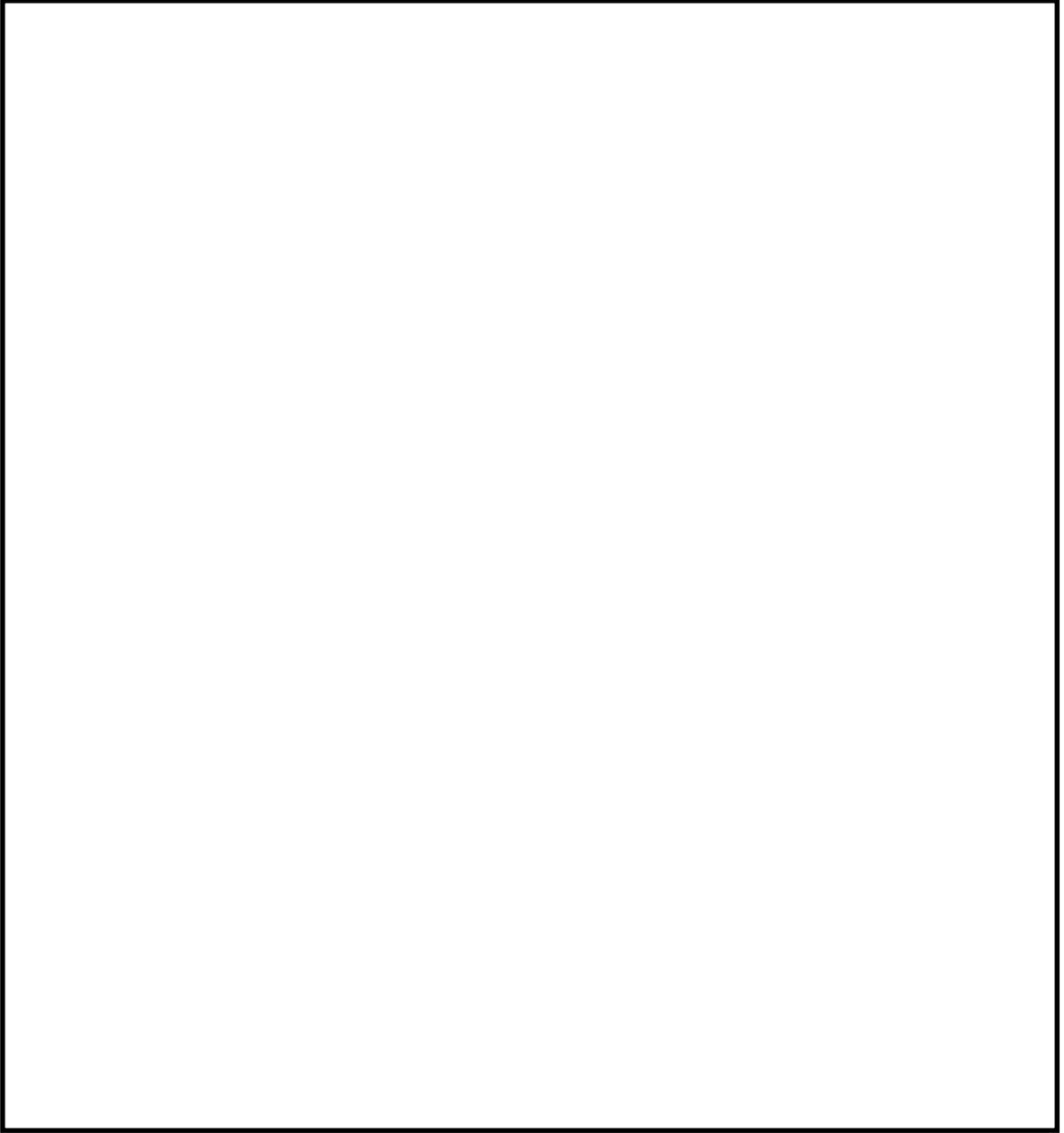


第 46-8-2 図 非常用窒素供給系に係る機器（高圧窒素ポンプ）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3 階）

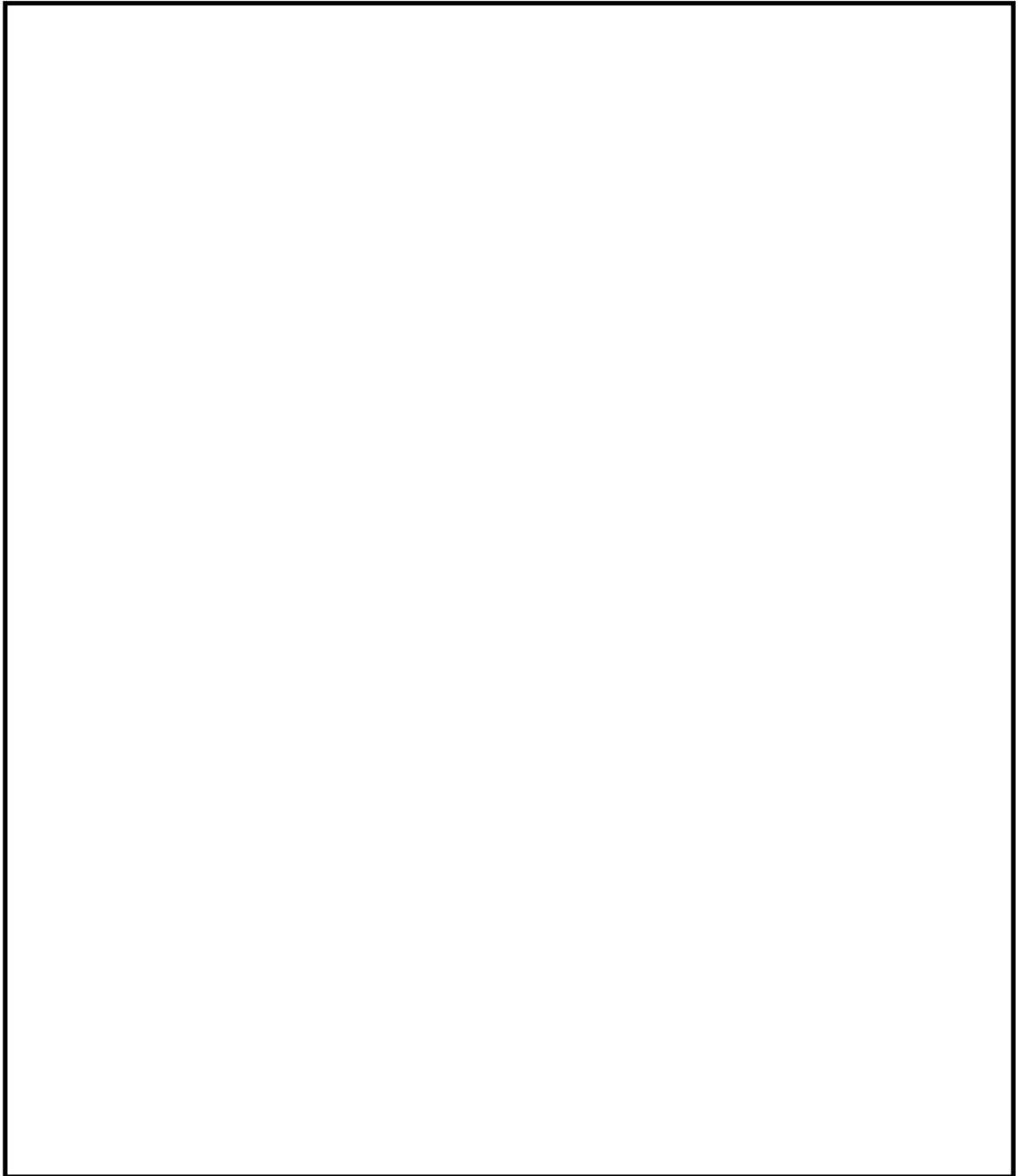


第 46-8-3 図 非常用逃がし安全弁駆動系に係る機器（高圧窒素ポンプ）の
配置図（原子炉建屋原子炉棟 1 階）

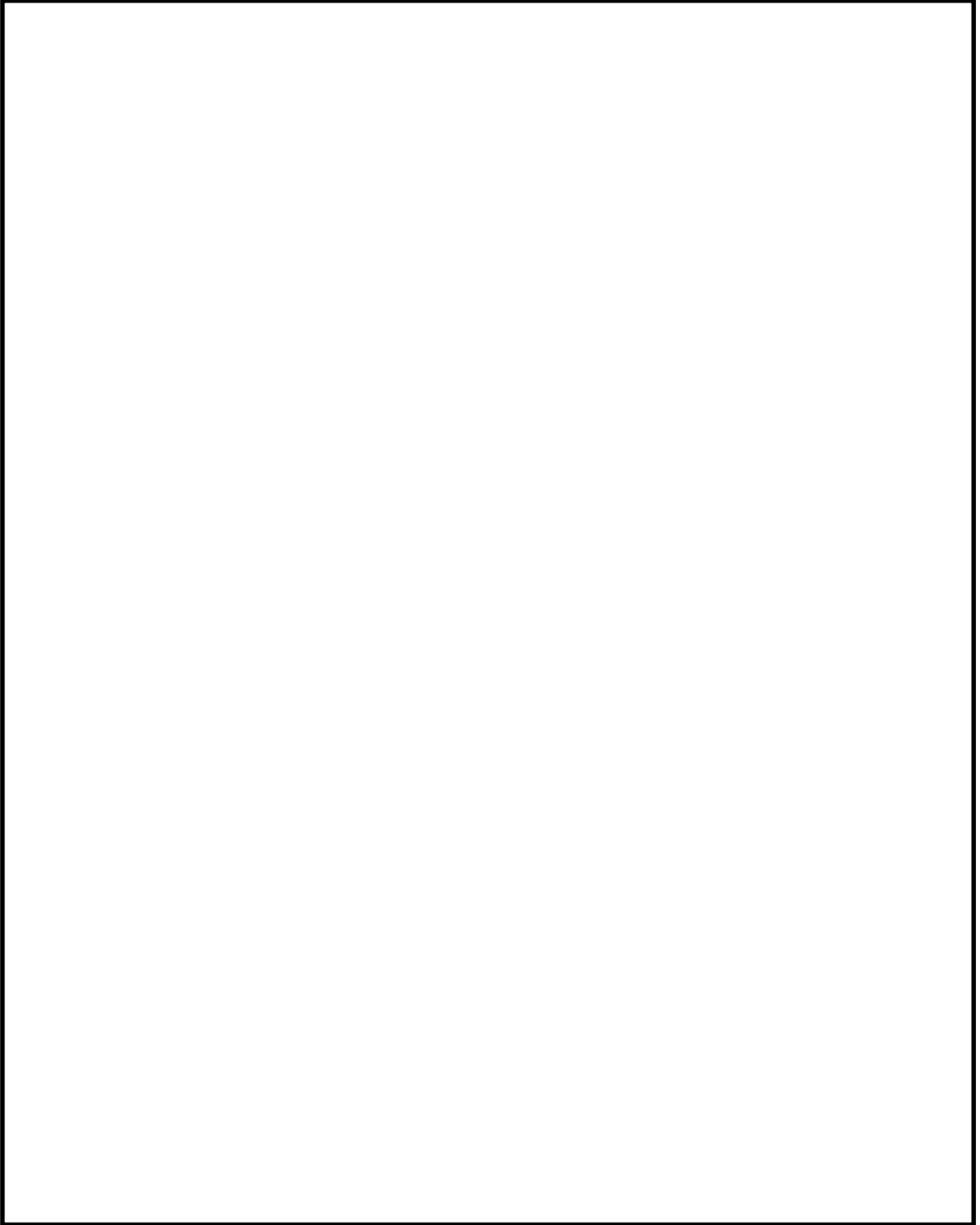
46-9 アクセスルート図



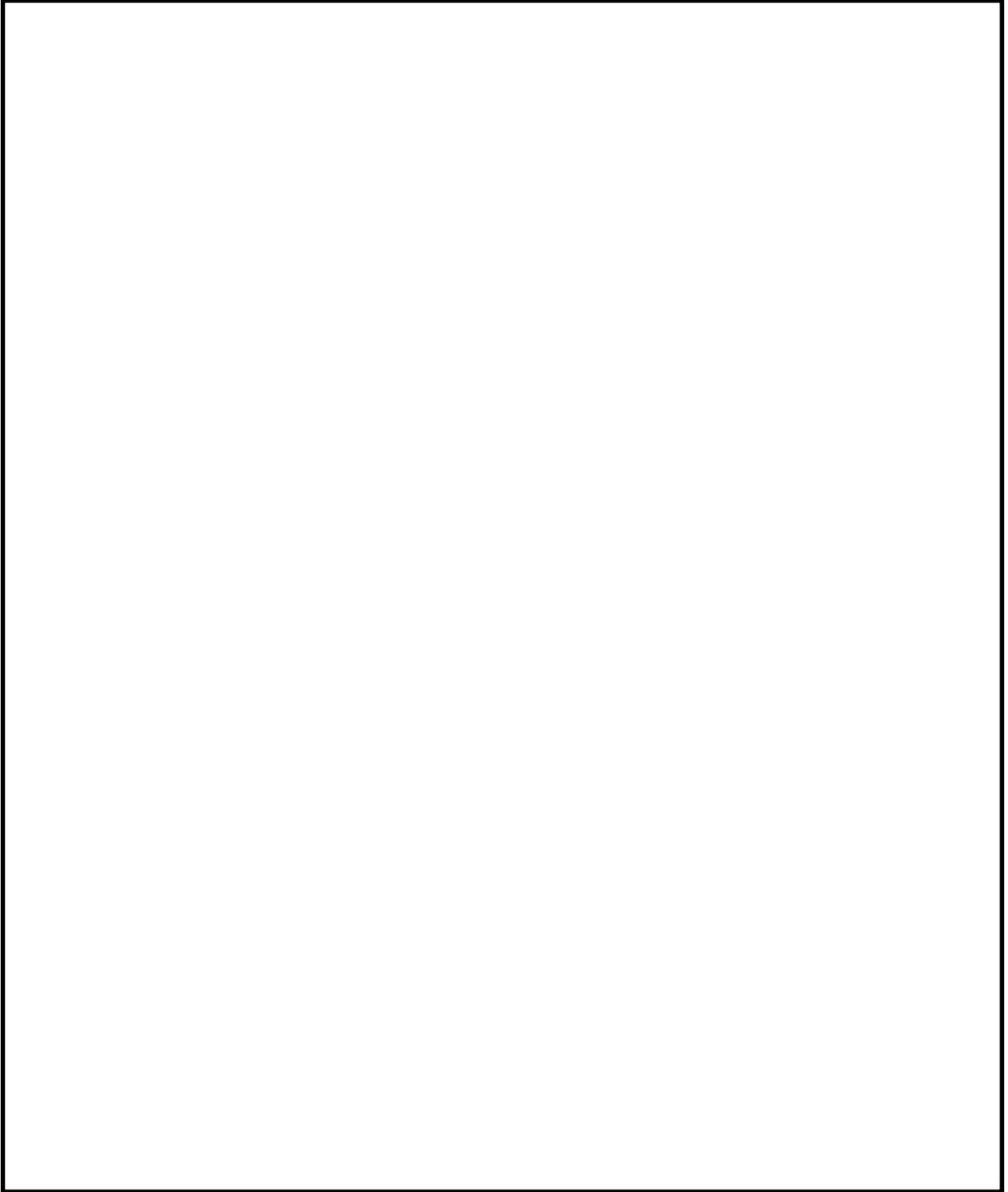
第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1/4)



第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2/4)



第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(3/4)



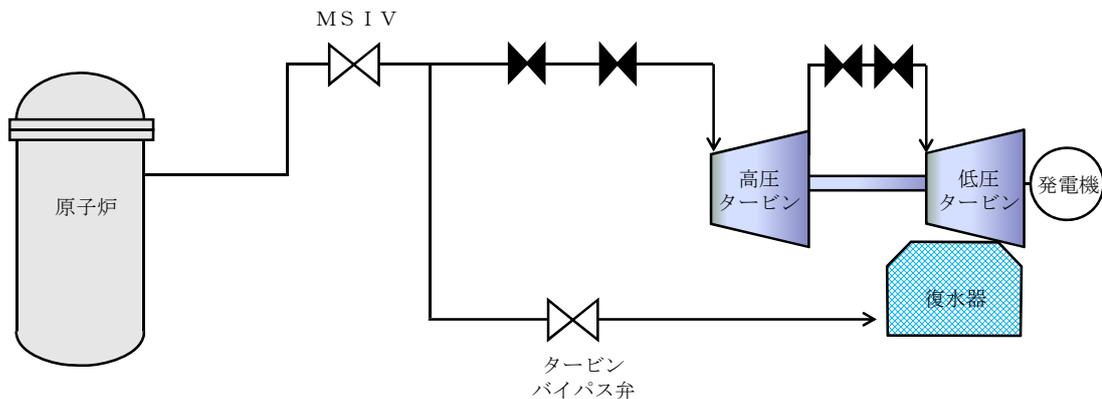
第 46-9-4 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(4/4)

46-10 その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧

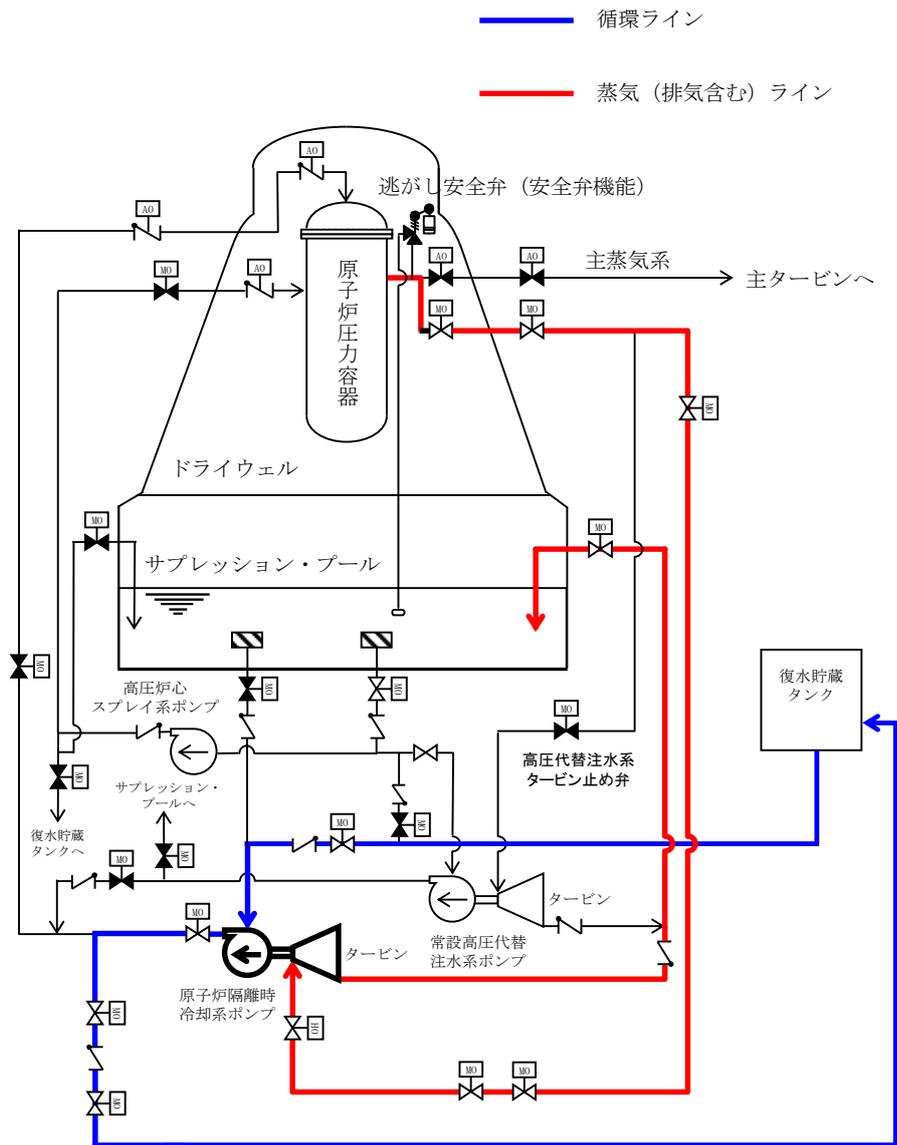
主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、タービン制御系の圧力制御装置及び復水器が使用できる場合に、タービン・バイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を実施する。タービン制御系概要図を第 46-10-1 図に示す。



第 46-10-1 図 タービン制御系 概要図

(2) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧

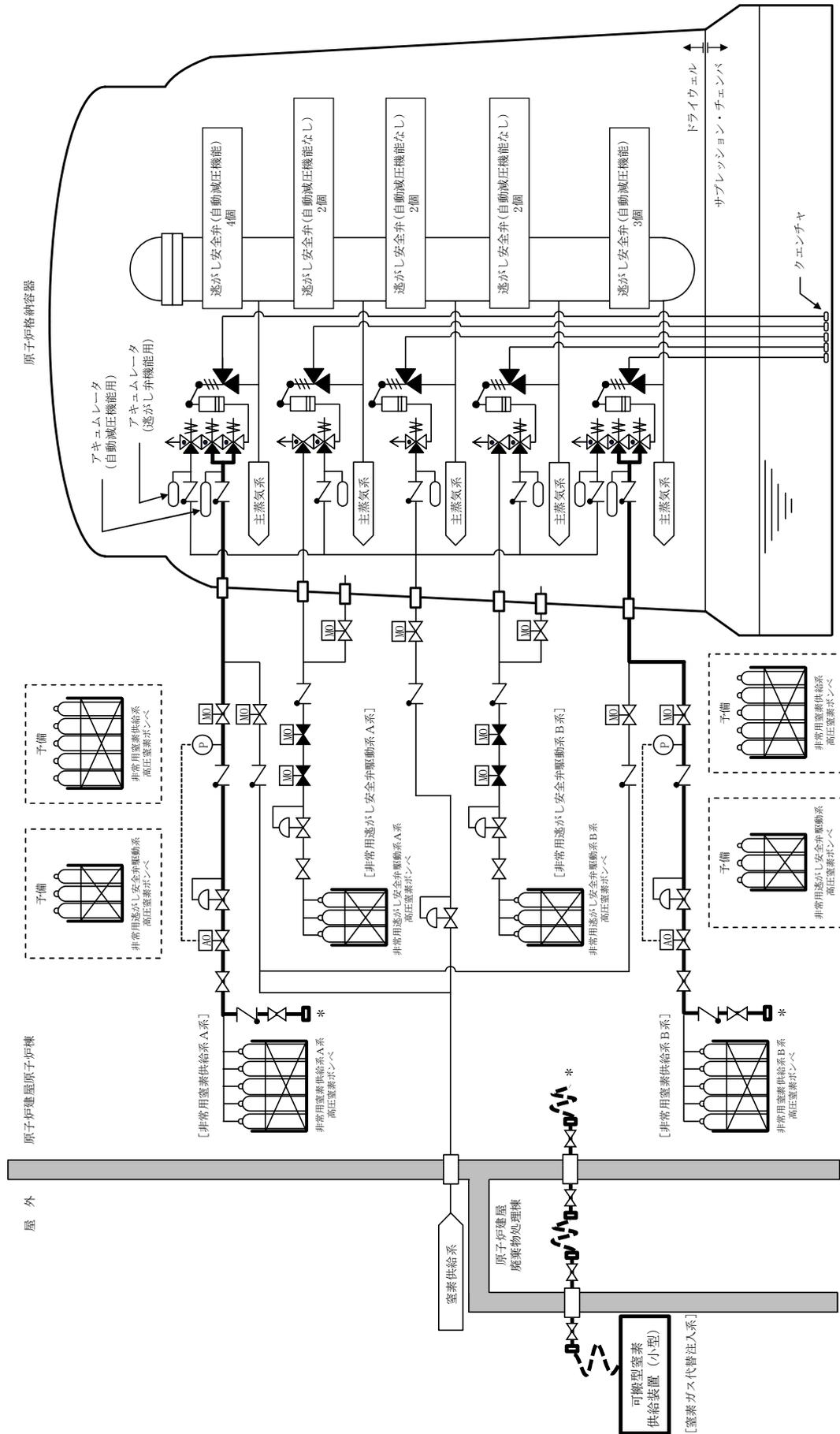
復水貯蔵タンクが使用可能であり、かつ常設直流電源系統が健全である場合に、原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンク循環運転とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧概要図を第 46-10-2 図に示す。



第 46-10-2 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧概要図

(3) 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保

非常用窒素供給系からの供用期間中において、逃がし安全弁の作動により、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置 (小型) から窒素を確保し、原子炉を減圧する。可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保概要図を第46-10-3図に示す。



第 46-10-3 図 可搬型窒素発生装置（小型）による窒素確保概要図

(参考)

逃がし安全弁の機能

a. 逃がし弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動解放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。18個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

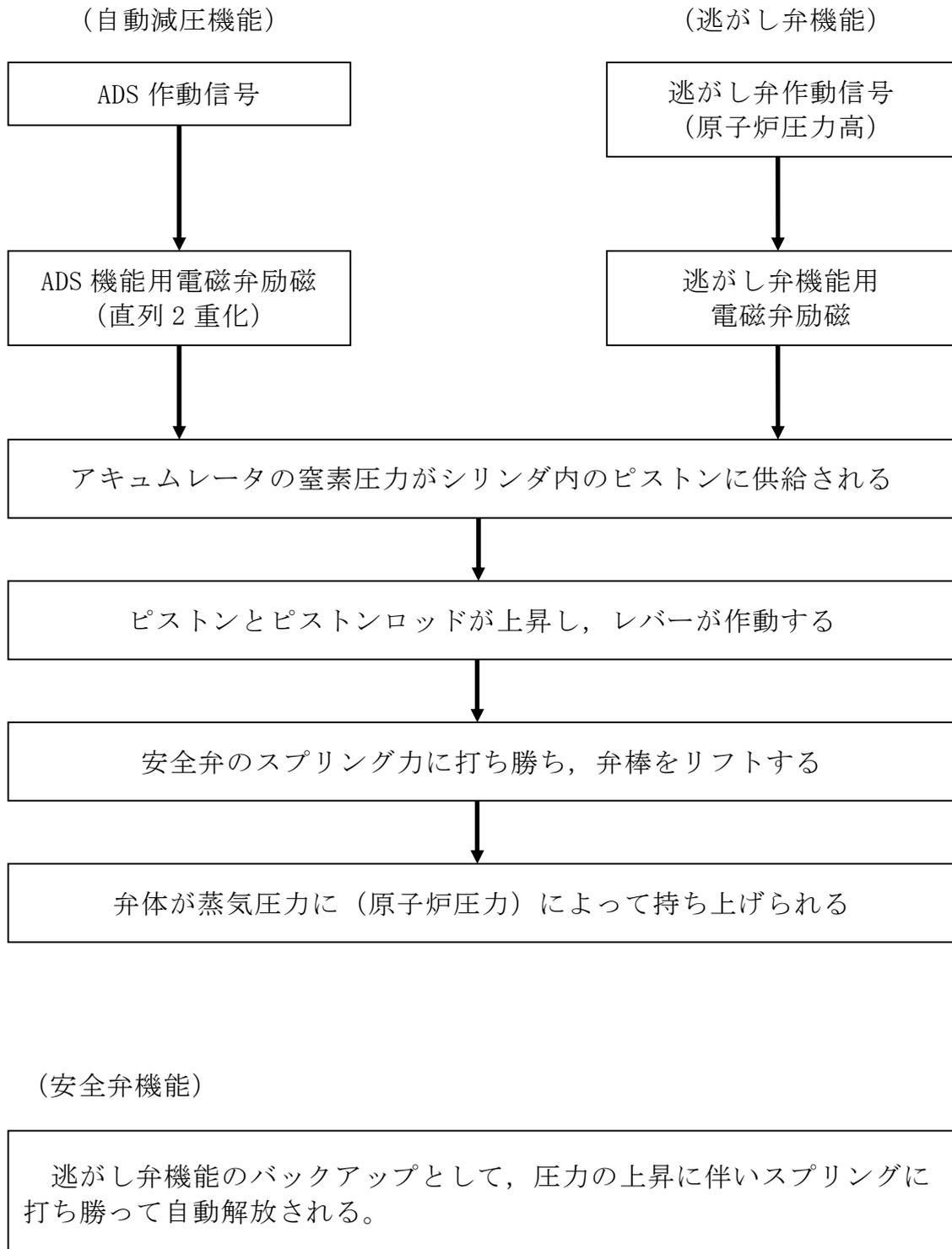
c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18個の主蒸気逃がし安全弁のうち、7個がこの機能を有している。



第 46-10-4 図 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

主蒸気逃がし安全弁作動時の機構



46-11 過渡時自動減圧機能について

1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧機能が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、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に必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉減圧機能喪失が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、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の設備（以下「過渡時自動減圧機能」という。）を設置する。

本システムは、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち、2個を作動させることを目的として論理回路を設けるものである。

3. 過渡時自動減圧機能の設計方針

過渡時自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件（温度・圧力・湿度・放射線、屋外の

天候による影響，海水通水の影響，地震，竜巻，風（台風），積雪，火山及び電磁的障害）を考慮し，その機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

過渡時自動減圧機能は，原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ（以下「残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等」という。）が運転中で自動的に論理回路が作動する設計とし，操作性に関する設計上の考慮は不要である。

(3) 悪影響防止

自動減圧系と過渡時自動減圧機能の論理回路は第46-11-1図のとおりであり，過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，第46-11-2図のとおり原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用電磁弁制御信号は，自動減圧系と共有するが自動減圧系と検出器信号についてリレーにより分離し，論理回路電源は，配線用遮断器及びヒューズにより分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，他の設備と電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

過渡時自動減圧機能は，基準地震動 S_s による地震動に対して，必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路は，原子炉水位

の低下により低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧炉心注水系）が起動し、かつドライウエル圧力高信号が成立した場合に原子炉の自動減圧を行うことができる設計とする。

常設重大事故防止設備である過渡時自動減圧機能の論理回路は、原子炉水位低下により低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧炉心注水系）が起動した場合に、ドライウエル圧力高信号を必要とせず、原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。

過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

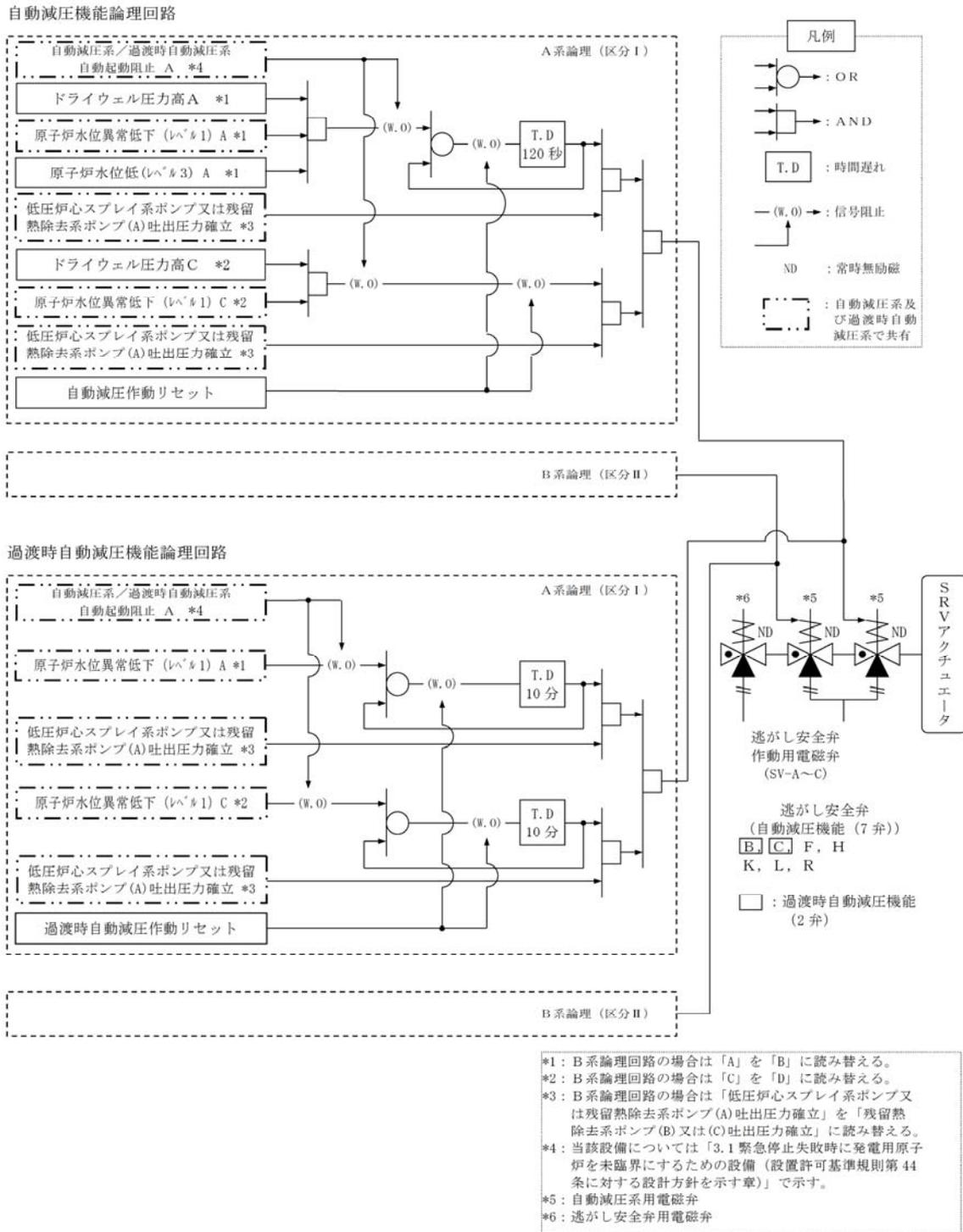
過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

4. 共通要因による影響防止対策

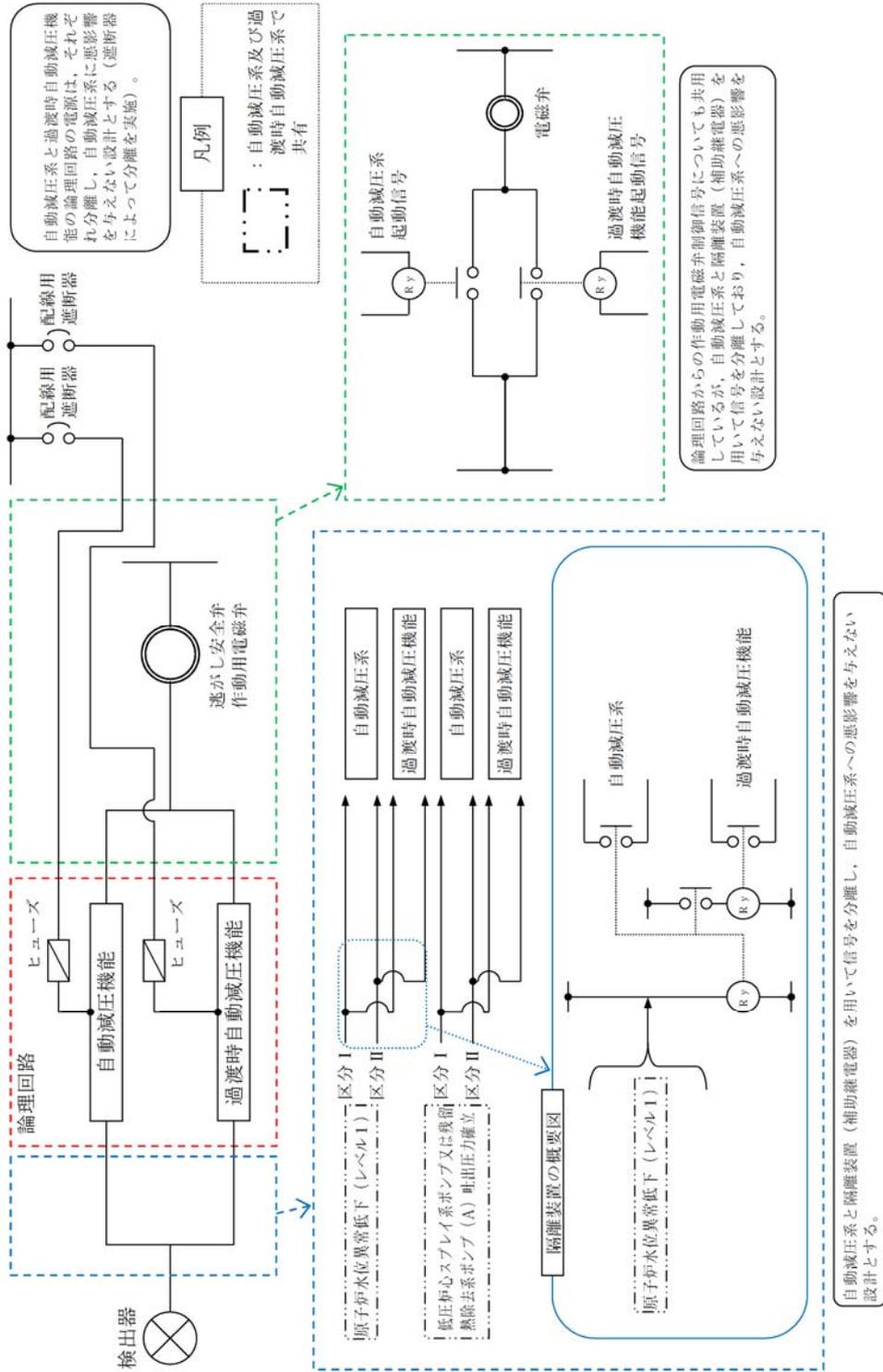
過渡時自動減圧機能論理回路は、共通要因によって自動減圧機能と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。なお、確実に位置的分散するため、過渡時自動減圧機能と自動減圧機能は別々の制御盤に分ける設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御

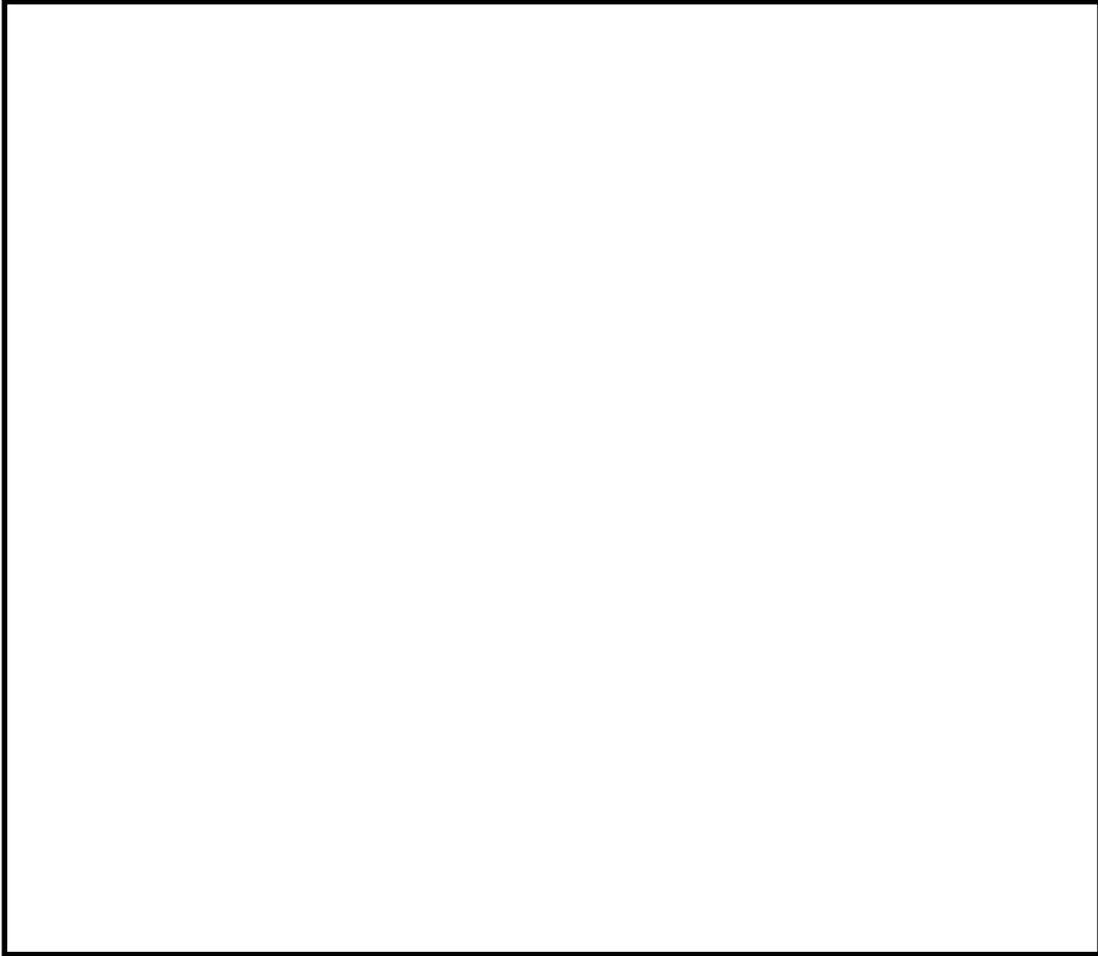
室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。



第 46-11-1 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の論理回路



第 46-11-2 図 信号の分離について



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧系の設置場所

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧機能が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、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ことを目的とする。

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

原子炉減圧機能喪失は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧機能が有する原子炉の減圧機能喪失を想定する。

(3) 過渡時自動減圧機能に要求される機能

過渡時自動減圧機能には、原子炉を減圧することが求められており、「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」の第四十六条1（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

・過渡時自動減圧機能

原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち、2個を作動させることを目的として論理回路を設けるものである。

(4) 過渡時自動減圧機能の作動論理回路

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより過渡時自動減圧機能を作動させるものとする。

過渡時自動減圧機能の作動論理回路は、原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2 論理により自動で動作し、操作を行わない設計とする。

(5) 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧機能への影響防止対策

過渡時自動減圧機能故障による自動減圧機能の誤作動を防止するため、以下の対策を考慮した設計としている。

a. 過渡時減圧機能の内部構成を多重化（検出信号の多重化）し、単一故障により誤作動しない設計とする。

b. 過渡時自動減圧機能は論理回路成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、過渡時自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。

c. 過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系制御盤とは電源区分毎に分離することで位置的分散を図り、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。なお、確実に位置的分散するため、過渡時自動減圧機能と自動減圧系は別々の制御盤に分ける設計とする。

(6) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率及び不動作となる発生頻度を第 46-12-1 表に示す。第 46-12-1 表より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は(4) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価に示す。

第 46-12-1 表 過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果

	過渡時自動減圧機能
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ※1
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ※2

※1：過渡時自動減圧機能が誤動作する頻度

※2：原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ過渡時自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 過渡時自動減圧機能

取付箇所：中央制御室

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる

過渡時自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で過渡時自動減圧信号を発信する回路である。

b. 過渡時自動減圧機能作動信号

作動に関する信号：残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）信号

設定値：原子炉水位異常低下（レベル 1）：原子炉压力容器ゼロレベル*より 960cm 以上

* 原子炉压力容器ゼロレベルは、原子炉压力容器基準点示す。

作動信号：過渡時自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

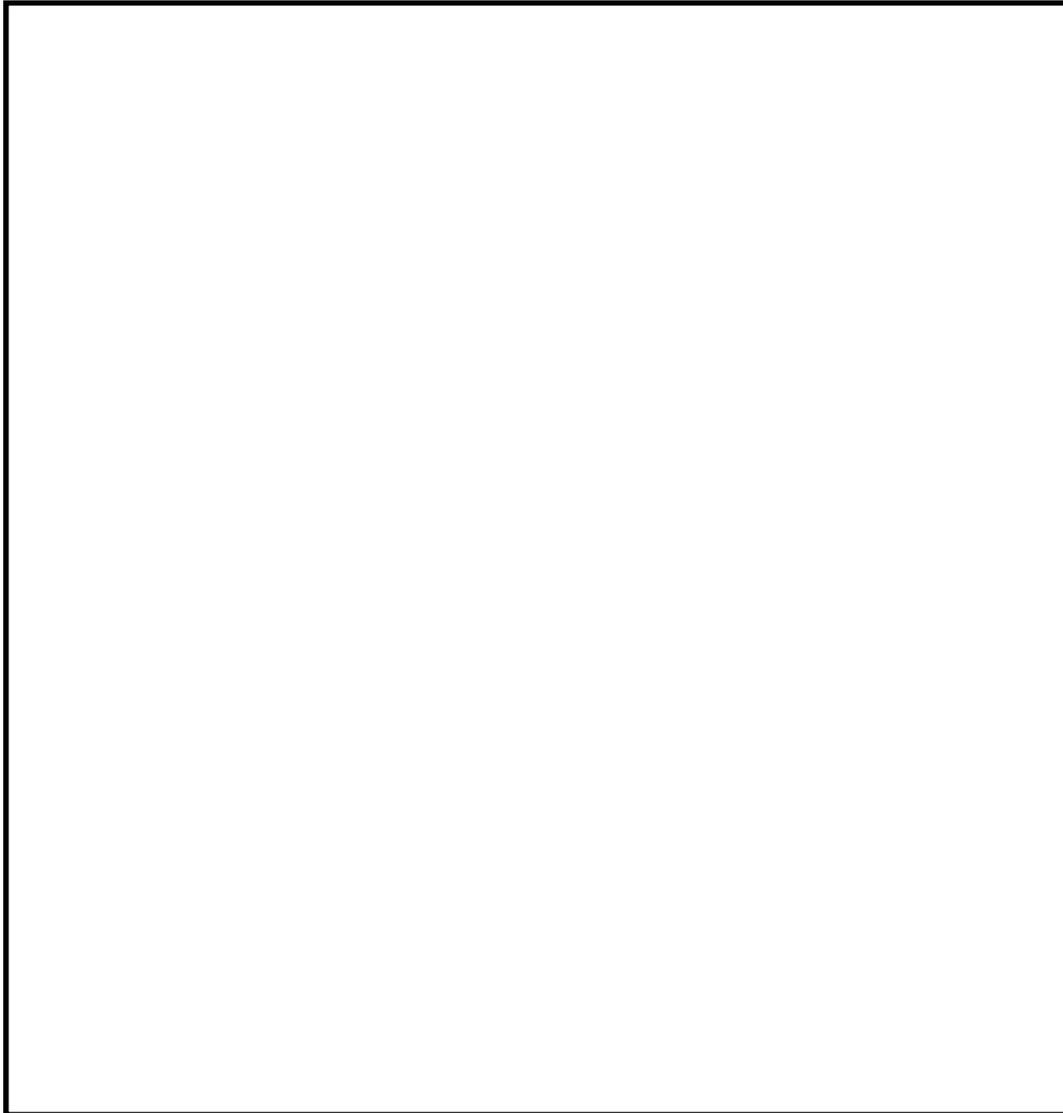
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル 1）を設定する。

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値（レベル 1）が作動してから 10 分後に主蒸気逃がし安全弁 2 弁が開くことで、残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等を用い

た原子炉注水及び除熱を実施することにより、炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所



第 46-12-1 図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

b. 回路構成

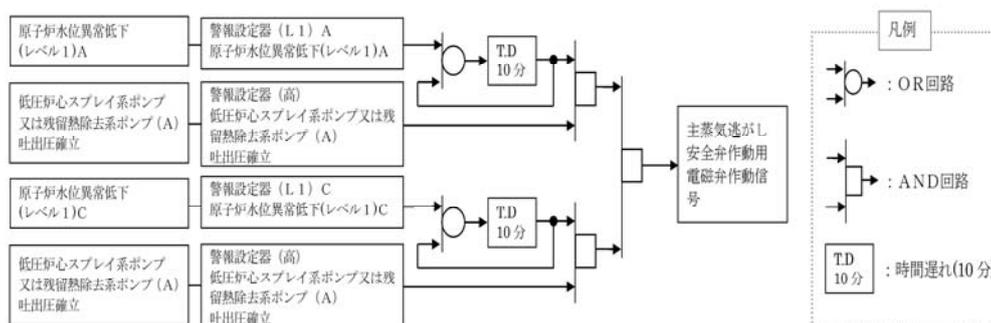
(a) 自動減圧系と過渡時自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は、第46-11-2図のとおり原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用電磁弁制御信号は、自動減圧系と共有するが自動減圧系と検出器信号についてリレーにより分離し、論理回路電源は、配線用遮断器及びヒューズにより分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



第 46-12-2 図 タイマー設定根拠

過渡時自動減圧機能は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位異常低下（レベル1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、過渡時自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに 10 分の時間遅れを設ける。これにより、過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧機能自動起動信号	120 秒
過渡時自動減圧機能自動起動信号	10 分

(4) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

a. 誤動作率評価

プラント運転中に過渡時自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、過渡時自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて過渡時自動減圧機能の誤動作率を評価する。過渡時自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第 46-12-3 図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第 46-12-4 図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率 21ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第 46-12-3 表に示す。

これらの考え方を元に評価した各回路の誤動作確率を第 46-12-4 表に示す。また、論理回路のみの誤動作確率を第 46-12-5 表に示す。その結果、第 46-12-4 表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率は \square \square /h (\square /炉年)、第 46-12-5 表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率（共用部を含めない範囲）は \square /h (\square /炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

第 46-12-3 表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (誤動作率 (／h)) ※1
検出器 (水位)	2.2×10^{-8}
検出器 (圧力)	3.5×10^{-8}
設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月) (国内一般故障率 21ヶ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

第 46-12-4 表 誤動作確率評価結果一覧

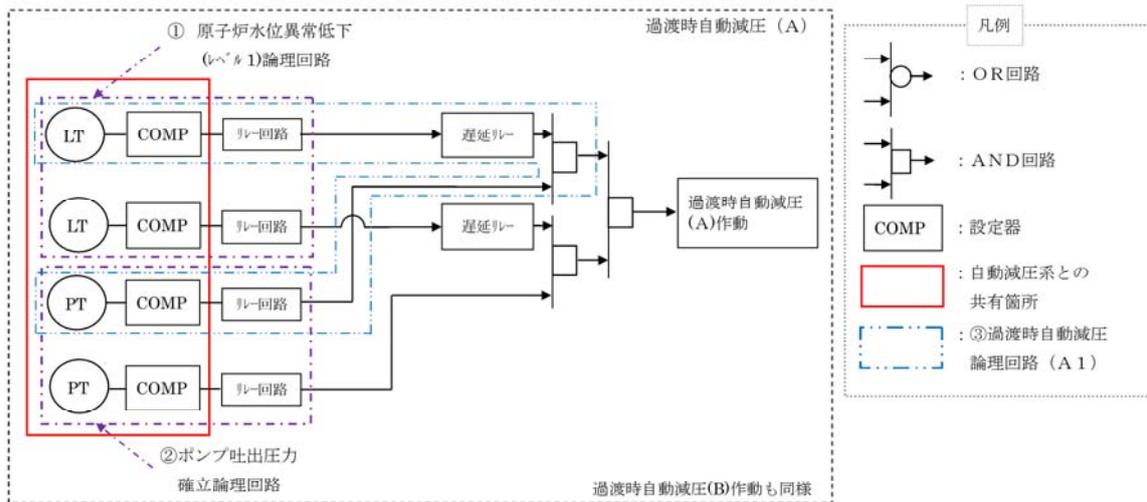
評価範囲又は共通原因	誤動作確率
①原子炉水位異常低下(レベル1)論理回路 (A1)	□□□□／炉年
②ポンプ吐出圧力確立論理回路 (A1)	□□□□／炉年
③過渡時自動減圧論理回路 (A1) (①, ②論理回路を含む)	□□□□／炉年
④過渡時自動減圧論理回路 (A) (A1 (③), A2 論理回路を含む)	□□□□／炉年
過渡時自動減圧機能の誤動作確率 (①～④及び (B) 論理回路含む)	□□□□／炉年 □□□□／h ※2

※2 年間当たりの誤動作確率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

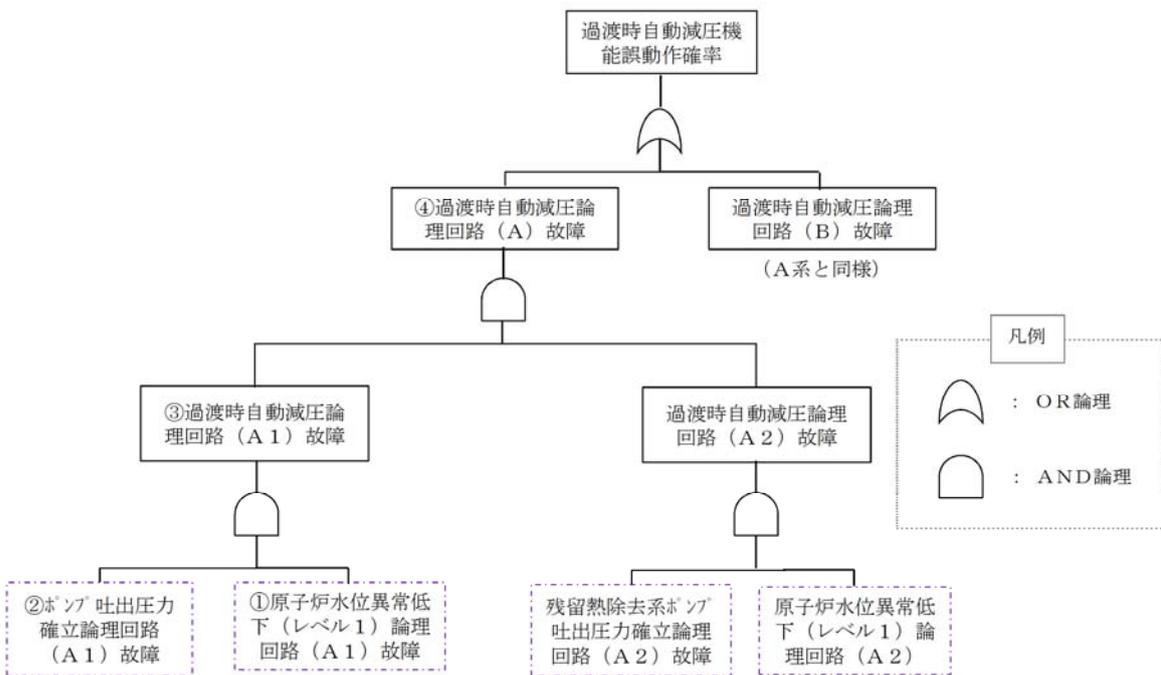
第 46-12-5 表 誤動作確率評価結果一覧 (共用部を含めない範囲)

評価範囲又は共通原因	誤動作確率
①原子炉水位異常低下(レベル1)論理回路 (A1)	□□□□／炉年
②ポンプ吐出圧力確立論理回路 (A1)	□□□□／炉年
③過渡時自動減圧論理回路 (A1) (①, ②論理回路を含む)	□□□□／炉年
④過渡時自動減圧論理回路 (A) (A1 (③), A2 論理回路を含む)	□□□□／炉年
過渡時自動減圧機能の誤動作確率 (①～④及び (B) 論理回路含む)	□□□□／炉年 □□□□／h ※3

※3 年間当たりの誤動作確率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。



第 46-12-3 図 誤動作率評価モデル



第 46-12-4 図 誤動作率評価フォールトツリー

b. 不動作の発生頻度

過渡時自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（誤不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。過渡時自動減圧機能の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第 46-12-5 図に示す。また、フォールトツリーの概要図を第 46-12-6 図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率 21 ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第 46-12-6 表に示す。
- ・共通要因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた
- ・故障確率 P は $P=1/2\lambda T$ で評価した。（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）
- ・健全性確認間隔は 8760h とした。

また，この非信頼性と，内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度^{*1}の積をとることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，自動減圧機能による原子炉の減圧機能が喪失し，かつ過渡時自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまり，過渡時自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を第 46-12-7 表に示す。また，共用部

を含めない範囲の非信頼度を第 46-12-8 表に示す。その結果、第 46-12-7 表より、過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）は []

[] 第 46-12-8 表より、過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）（共用部を含めない範囲）は [] という評価結果となった。

過渡時自動減圧機能の非信頼性度（誤不動作確率）に、内部事象 P R A において過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度（ 2.0×10^{-8} / 炉年）を乗算することにより、過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作の発生頻度） [] / 炉年、共用部を含めない範囲の非信頼度（誤不動作の発生頻度） [] / 炉年が求められ信頼度は高い。

※1 過渡時自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は、重大事故等対処設備には期待しない前提での P R A モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは T Q U X（ 2.0×10^{-8} / 炉年）であることから、これらの C D F の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等対処設備（高圧代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

第 46-12-6 表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（/h））※1
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
設定器	2.3×10^{-9}
リレー	1.5×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第 46-12-7 表 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲又は共通原因	非信頼度(1/d)
① 原子炉水位異常低下(レベル 1)論理回路 (A 1)	
② ポンプ吐出圧力確立論理回路 (A 1)	
③ 過渡時自動減圧論理回路 (A 1) (①, ②論理回路を含む)	
④ 過渡時自動減圧論理回路 (A) (A 1 (③), A 2 論理回路を含む)	
⑤ 過渡時自動減圧回路 (A (④), B 論理回路を含む)	
⑥ 検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能の非信頼度 (①~⑥)	

※2 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧回路に期待する状況（高圧注水・減圧機能喪失）の発生頻度(2.0×10^{-8} /炉年)を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

第 46-12-8 表 非信頼度の評価結果一覧（共用部を含めない範囲）

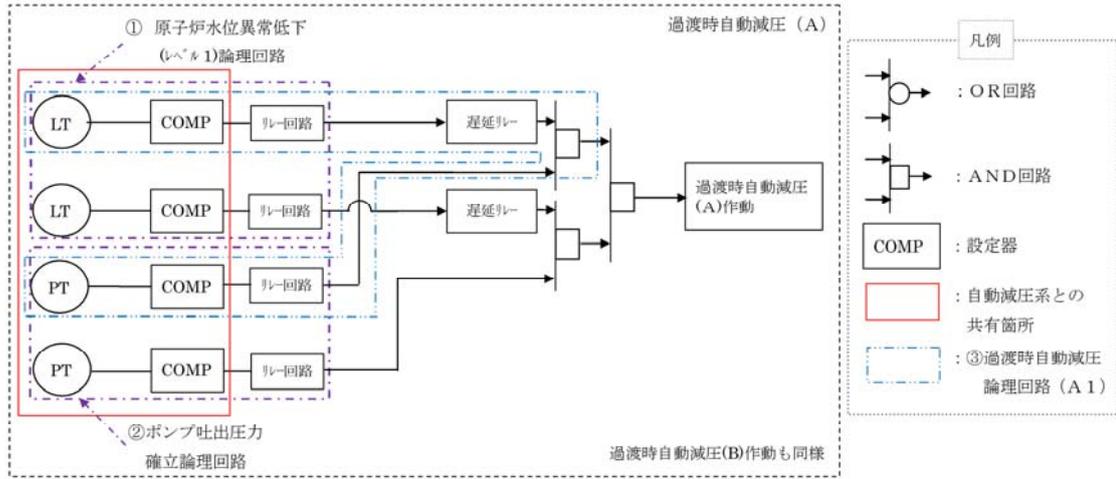
評価範囲又は共通原因	非信頼度
①原子炉水位異常低下(レベル 1)論理回路 (A 1)	
②ポンプ吐出圧力確立論理回路 (A 1)	
③過渡時自動減圧論理回路 (A 1) (①, ②論理回路を含む)	
④過渡時自動減圧論理回路 (A) (A 1 (③), A 2 論理回路を含む)	
⑤過渡時自動減圧回路 (A (④), B 論理回路を含む)	
⑥検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能の非信頼度 (①~⑥)	

※3 検出器等の共用部の故障を考慮しないため

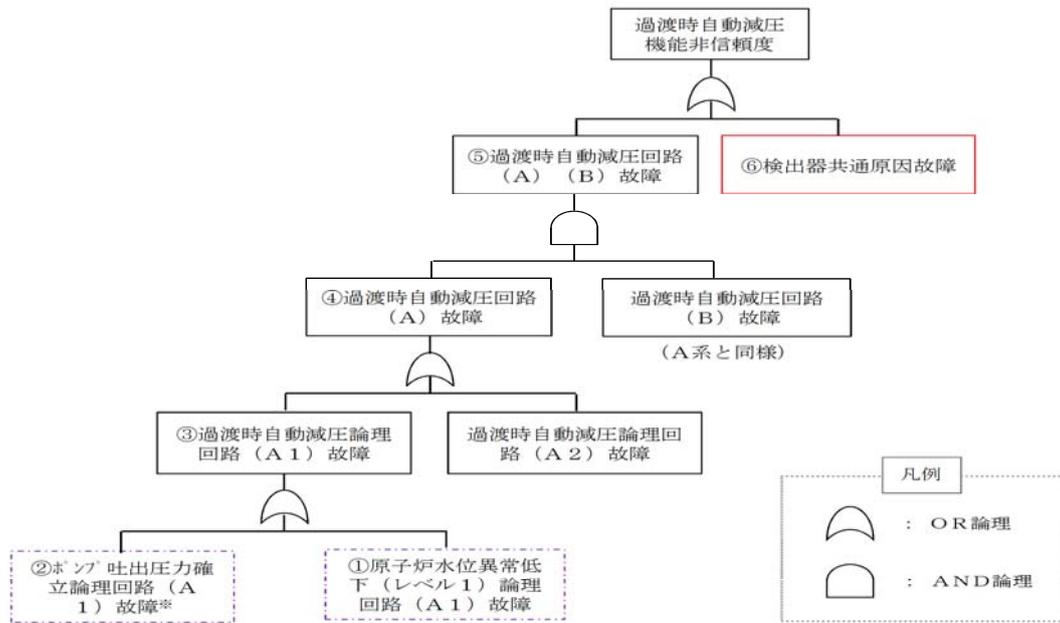
※4 ポンプ吐出圧力は2要素 (A系: LPCI-A, LPCS B系: LPCI-B, C) のため共用部の故障の寄与が小さいため

※5 ①論理回路の共用部の非信頼度低下の寄与

※6 内部事象 P R A において過渡時自動減圧機能論理回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (2.0×10^{-8} / 炉年) を乗じ, 過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出



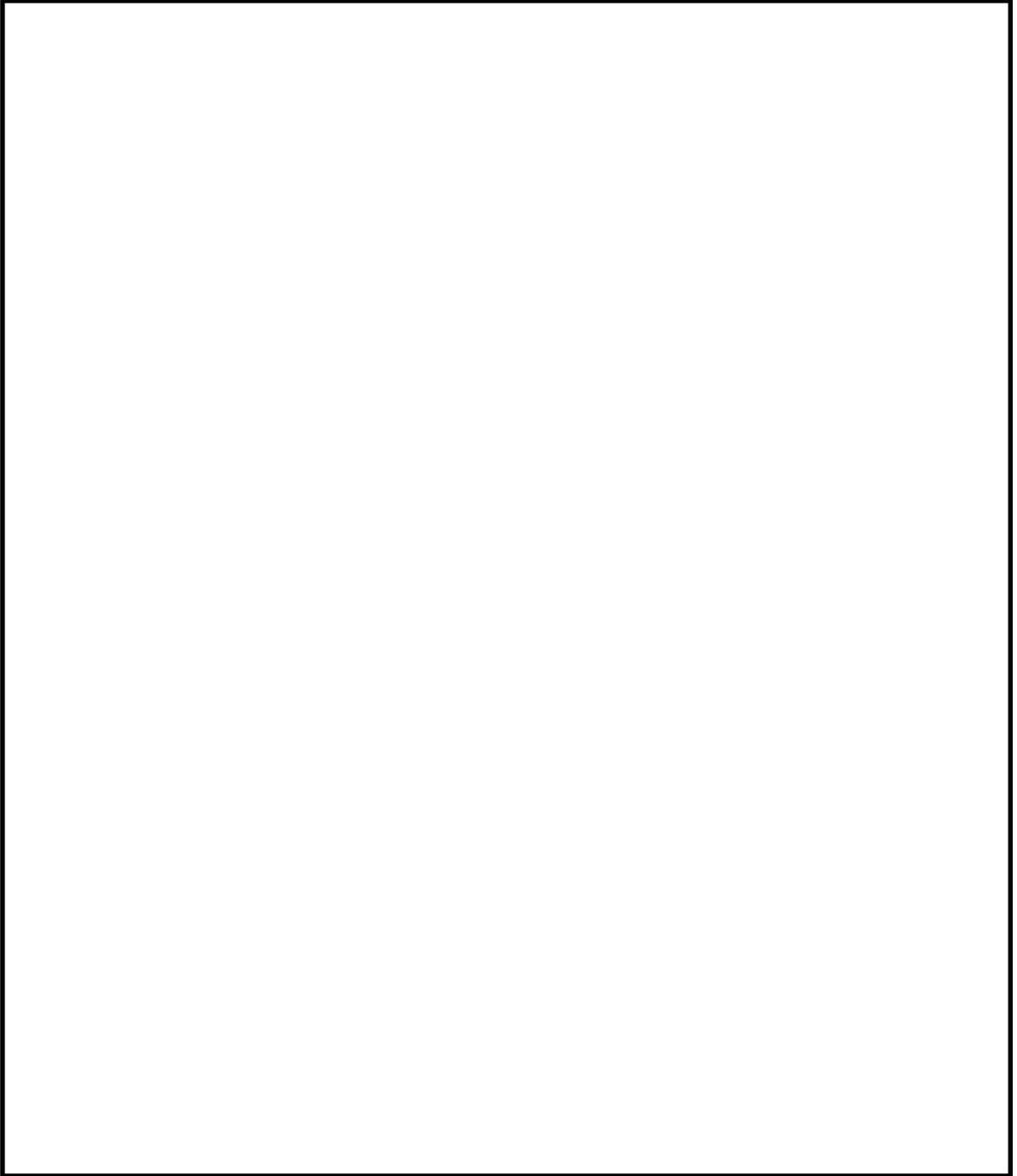
第 46-12-5 図 非信頼度評価モデル

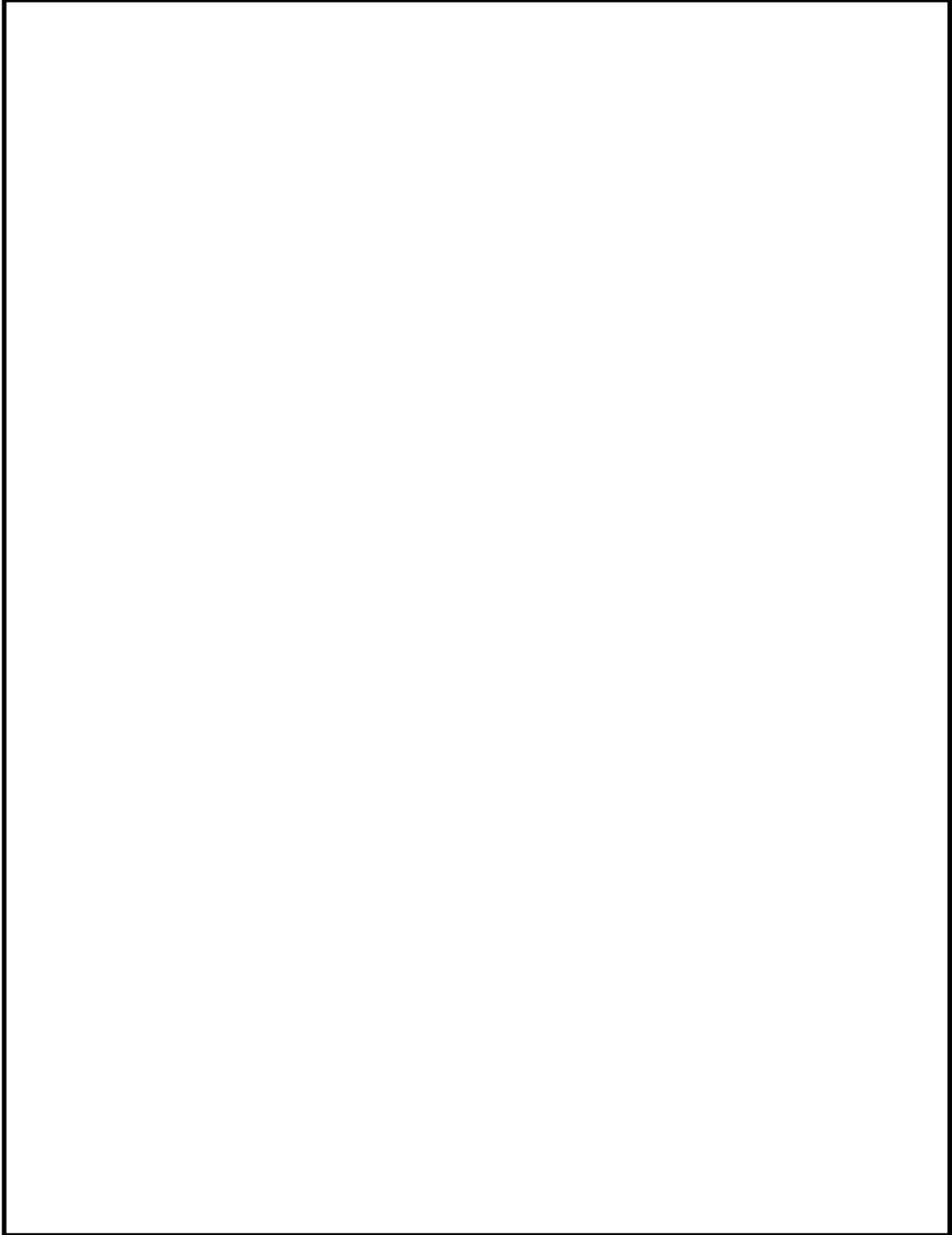


※：ポンプ吐出圧力は2要素(LPCI-A, LPCS)

第 46-12-6 図 非信頼度評価フォールトツリー

46-13 S Aバウンダリ系統図（参考図）





47-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	47-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	47-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	47-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	47-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	47-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		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	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料				本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第47条: 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可		II
			周辺機器等からの悪影響	(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)		-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		-
			関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料	47-4 系統図, 47-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 内燃機関		A, G
		関連資料	47-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外
	関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他(飛散物)	その他設備		対象外
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
	関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備		A
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続		B
			関連資料	47-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外		A b
			関連資料	47-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		-
関連資料			47-3 配置図, 47-7 接続図			
第5号		保管場所	屋外		A b	
		関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外		B	
		関連資料	47-9 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	屋外		A b
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源		B a	
	関連資料	本文				

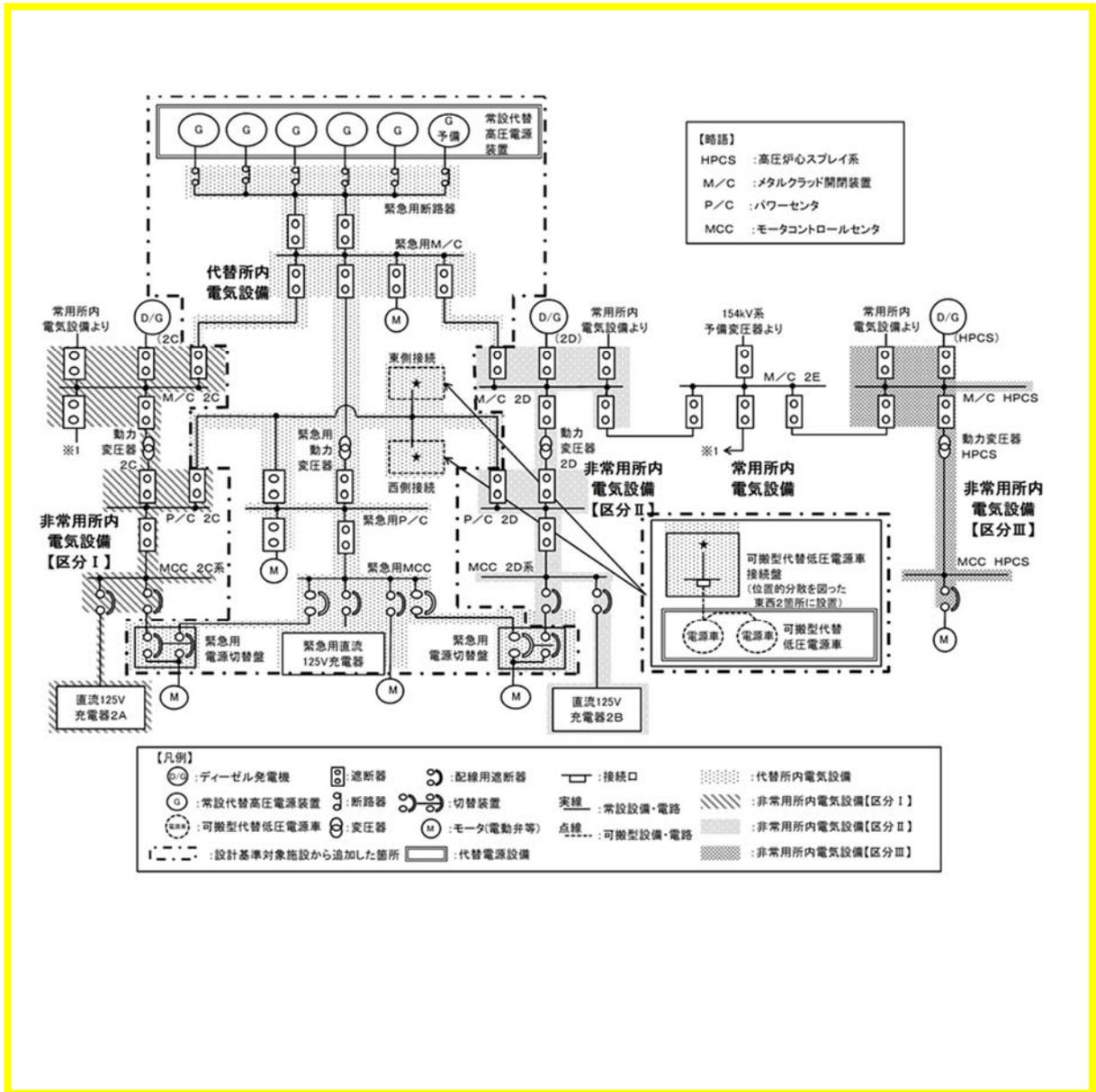
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第47条: 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可		II
			周辺機器等からの悪影響	(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)		-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		-
			関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料	47-4 系統図, 47-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 内燃機関		A, G
		関連資料	47-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	
	その他(飛散物)			その他設備		対象外
	関連資料			47-3 配置図, 47-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)		A a	
	関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備		A
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続		B
			関連資料	47-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	屋外		A b
			関連資料	47-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		-
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外		A b	
		関連資料	47-3 配置図, 47-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外		B	
		関連資料	47-9 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	屋外		A b	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源		B a	
		関連資料	本文			

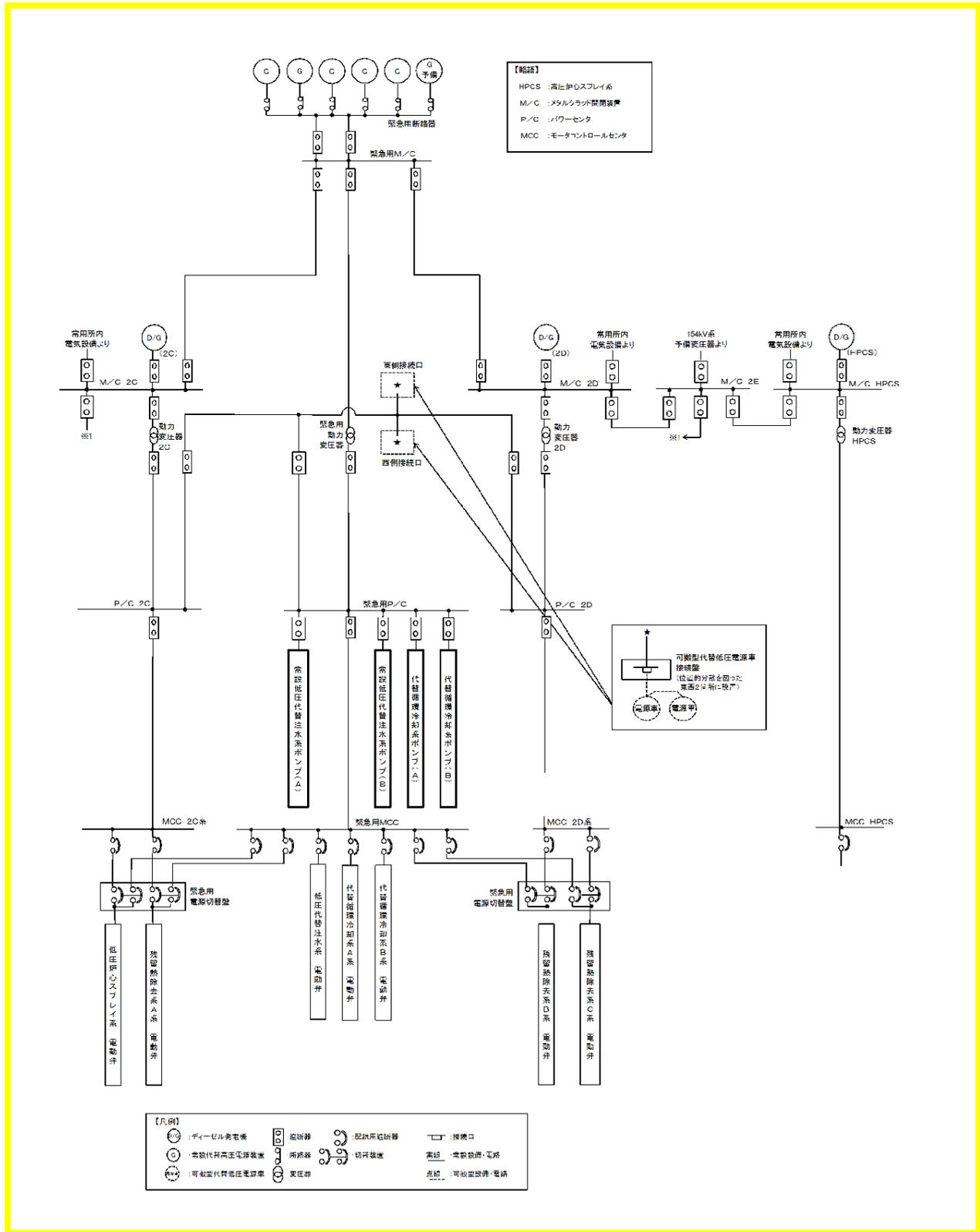
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		代替循環冷却系ポンプ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水は通水しない		対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)		—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—	
			関連資料	47-3配置図, 47-10 その他設備			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
			関連資料	47-4 系統図			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
			関連資料	47-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
			関連資料	47-7 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
				その他(飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	47-4 系統図			
		第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
	関連資料		47-3 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料	47-6 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外	
			関連資料	—			
		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	屋内		A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源		B a
			関連資料	本文			

47-2 電源構成図

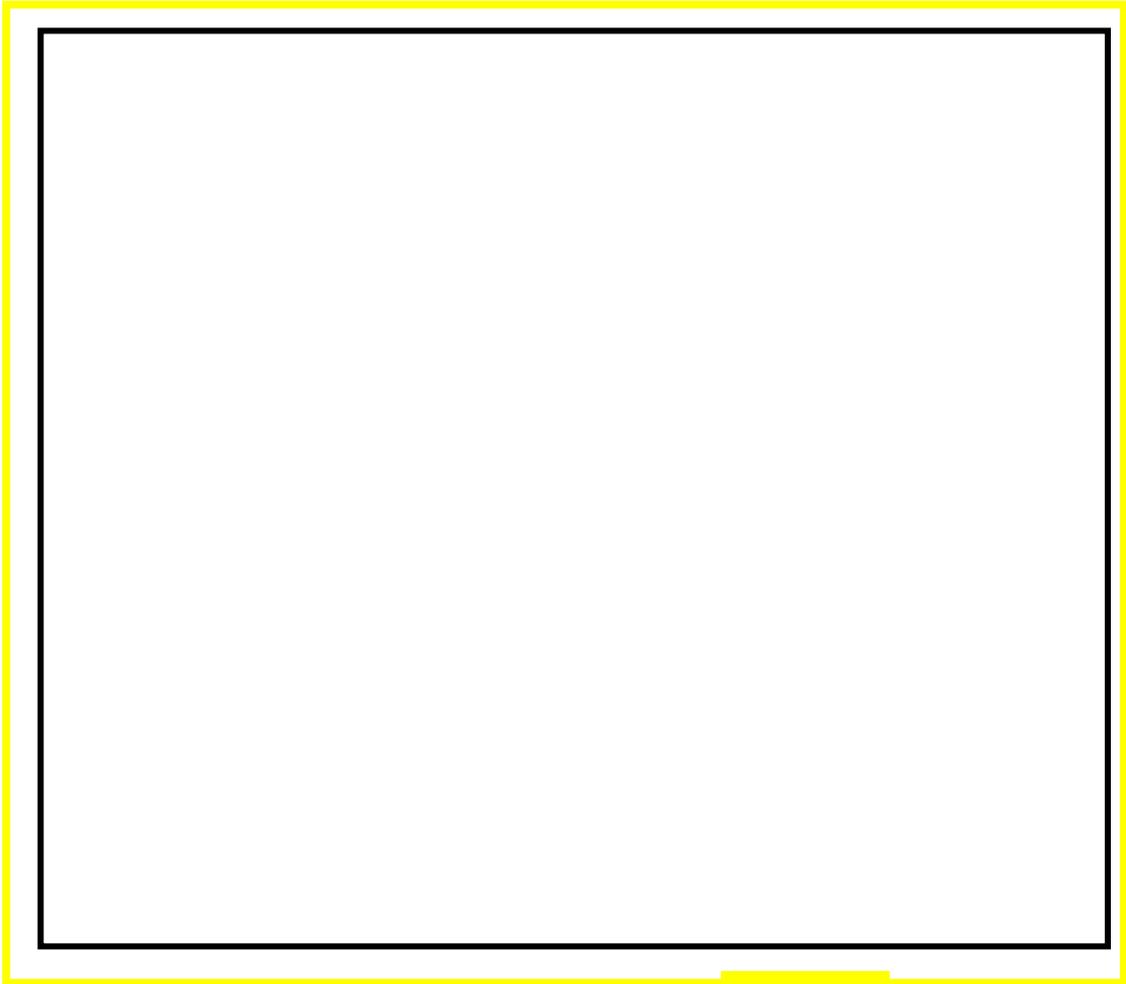


第 47-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)

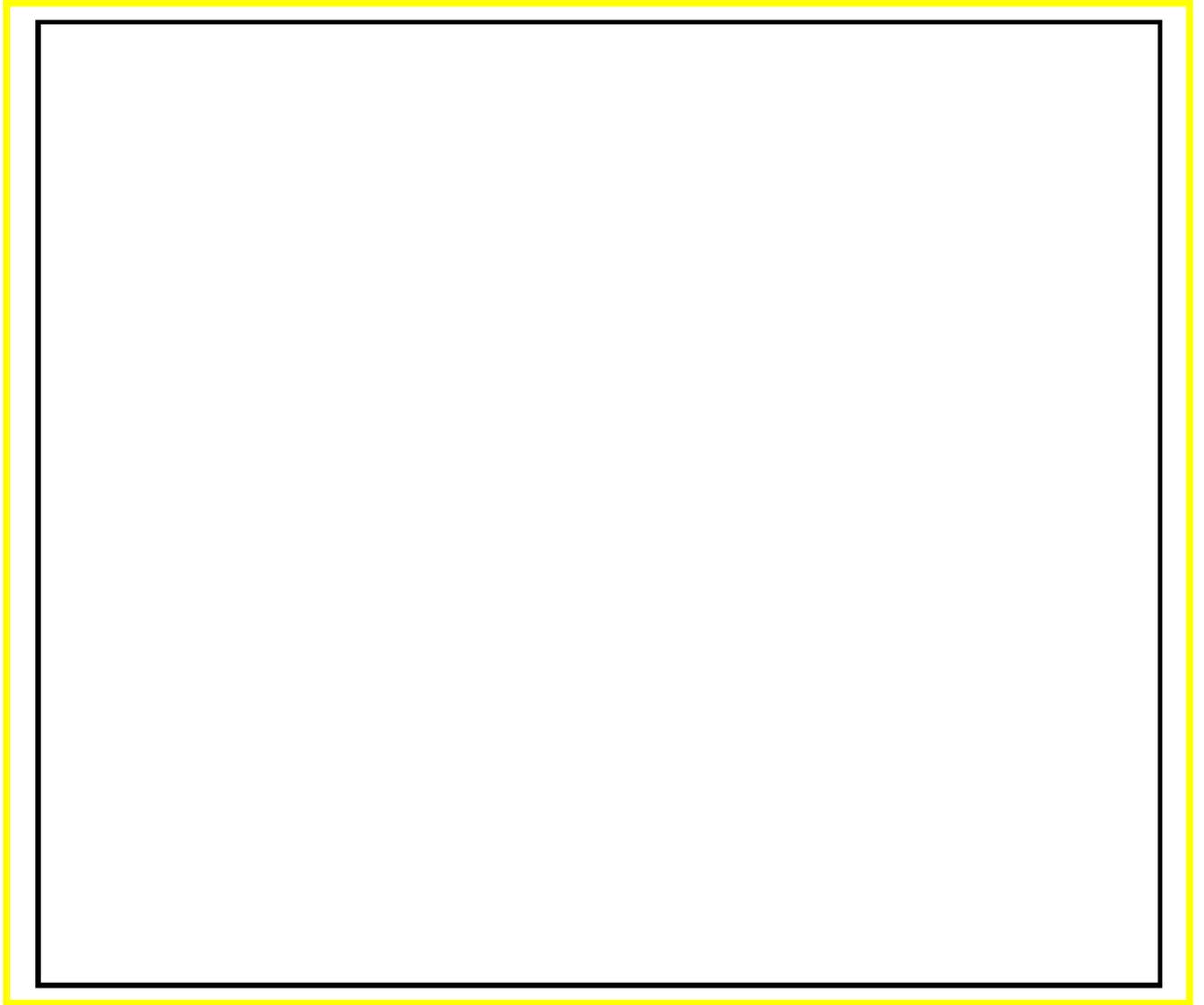


第 47-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/2)

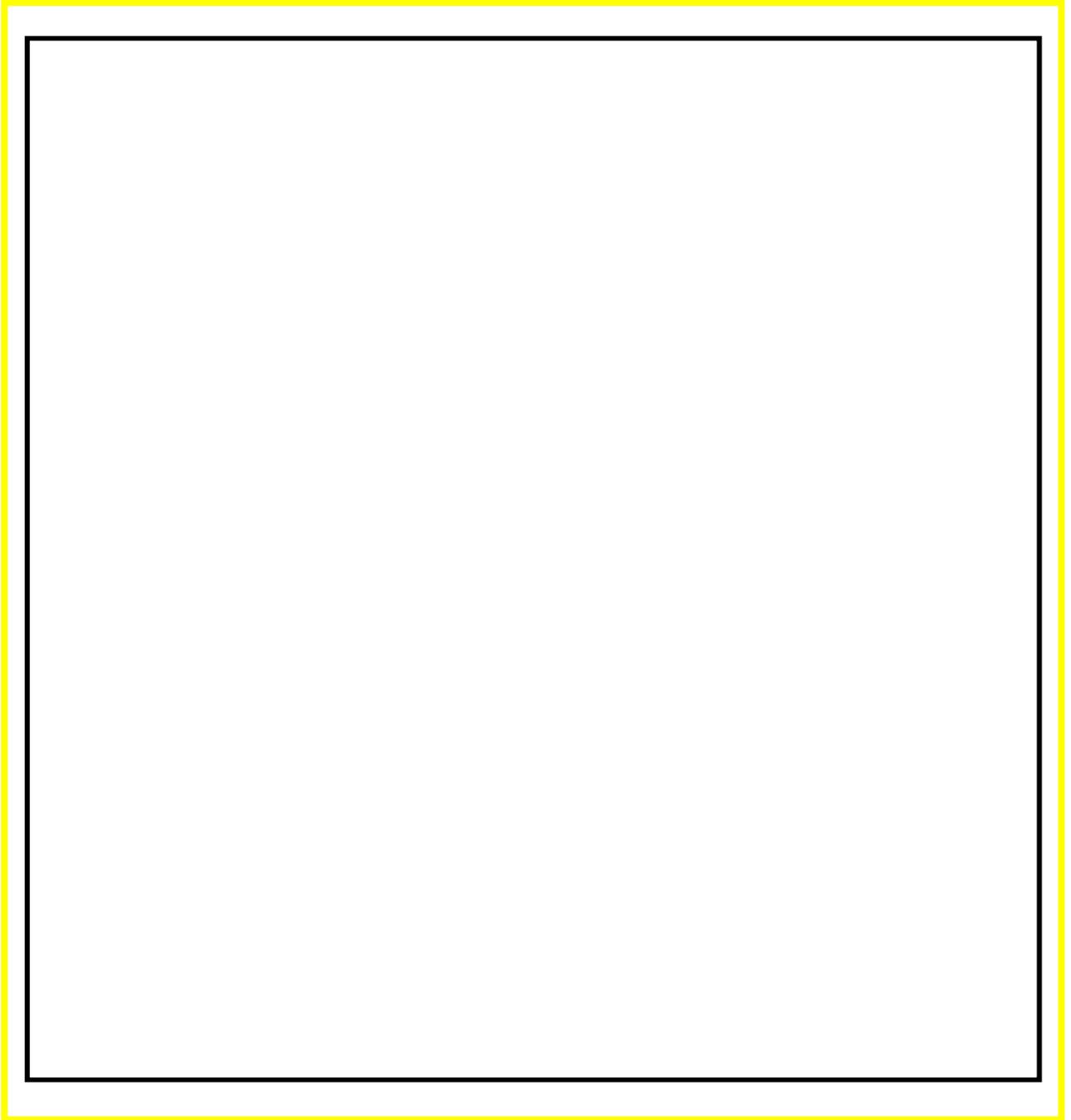
47-3 配置図



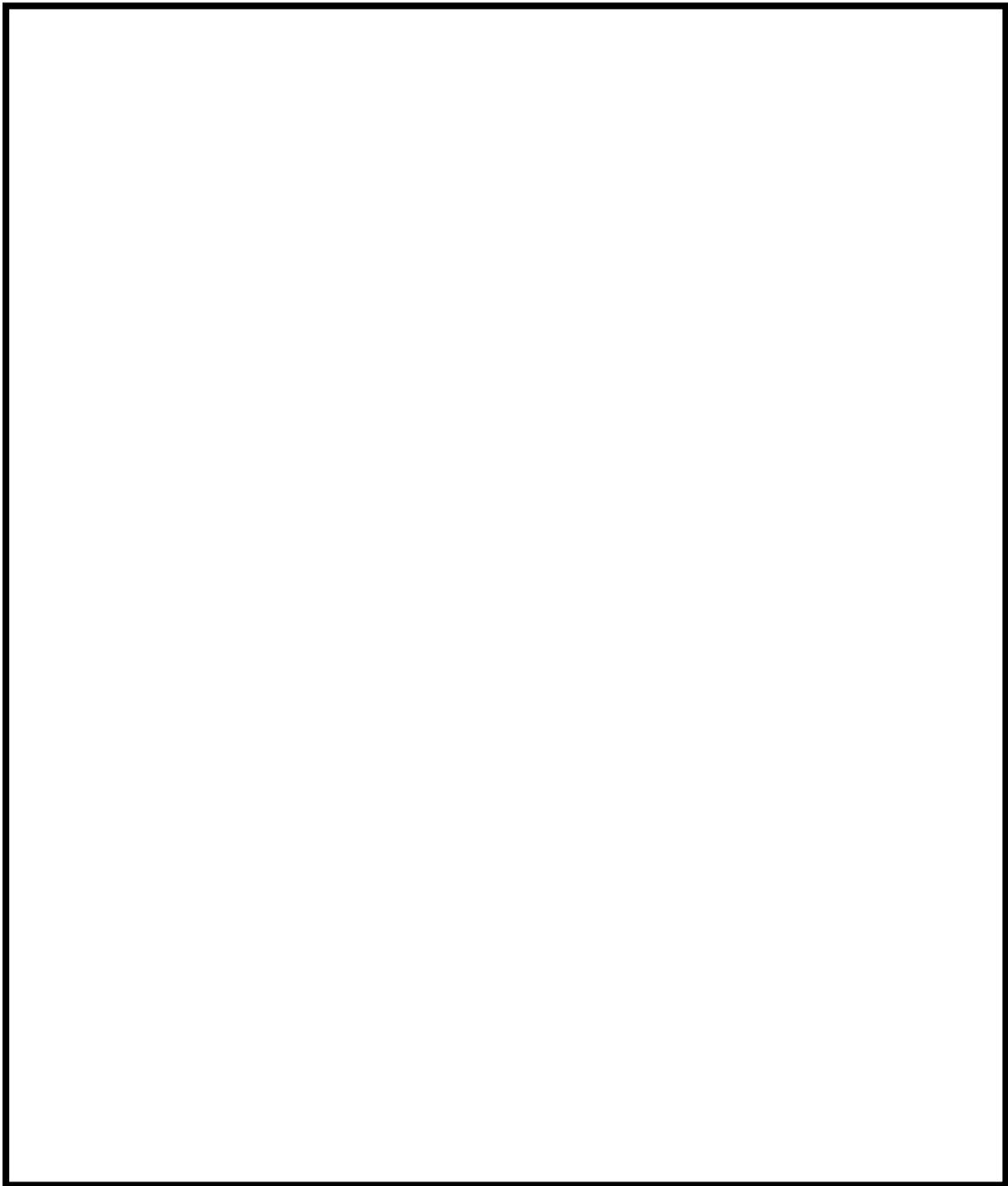
第 47-3-1 図 構内全体配置図 (1 / 2)



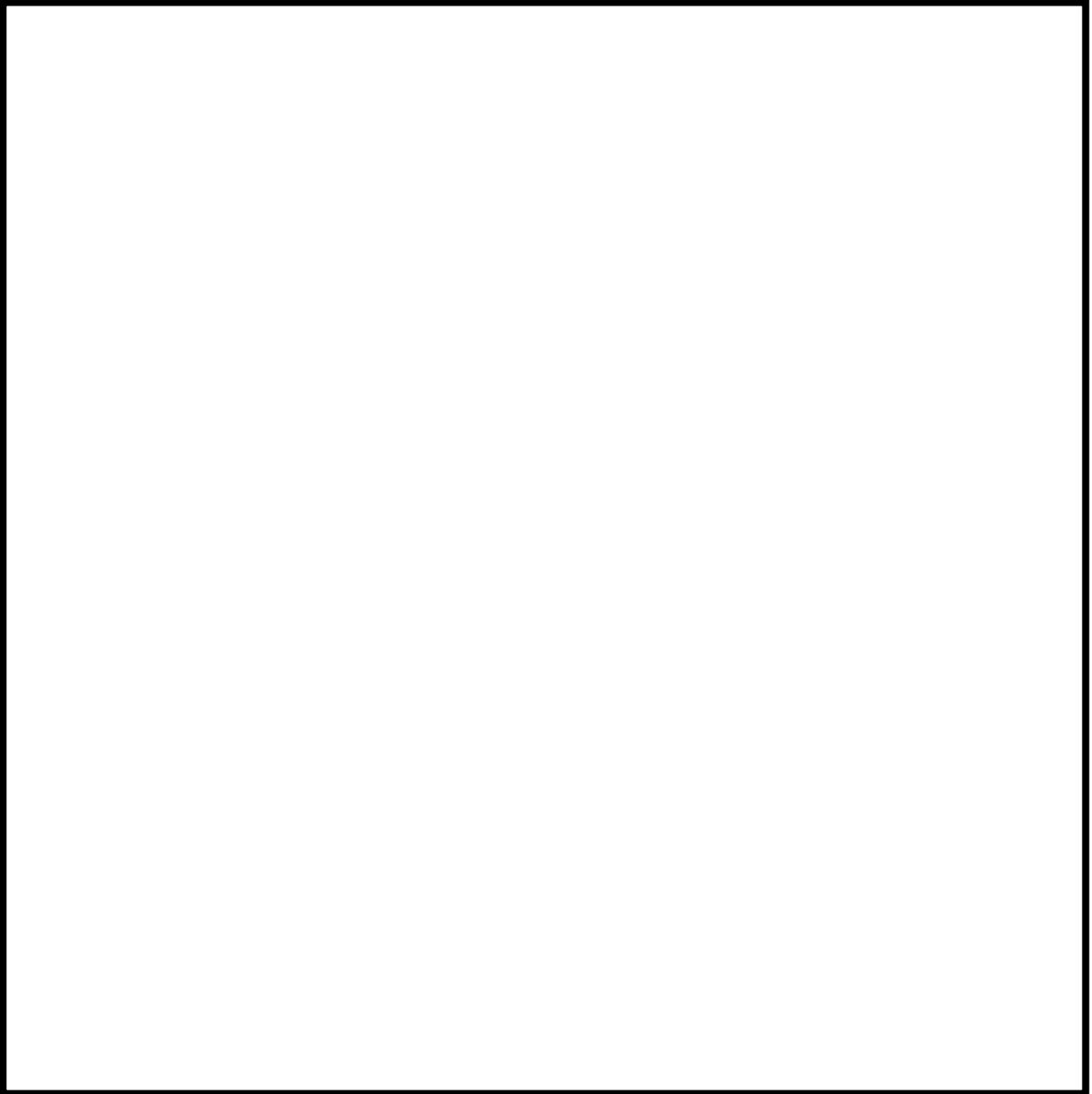
第 47-3-2 図 構内全体配置図 (2 / 2)



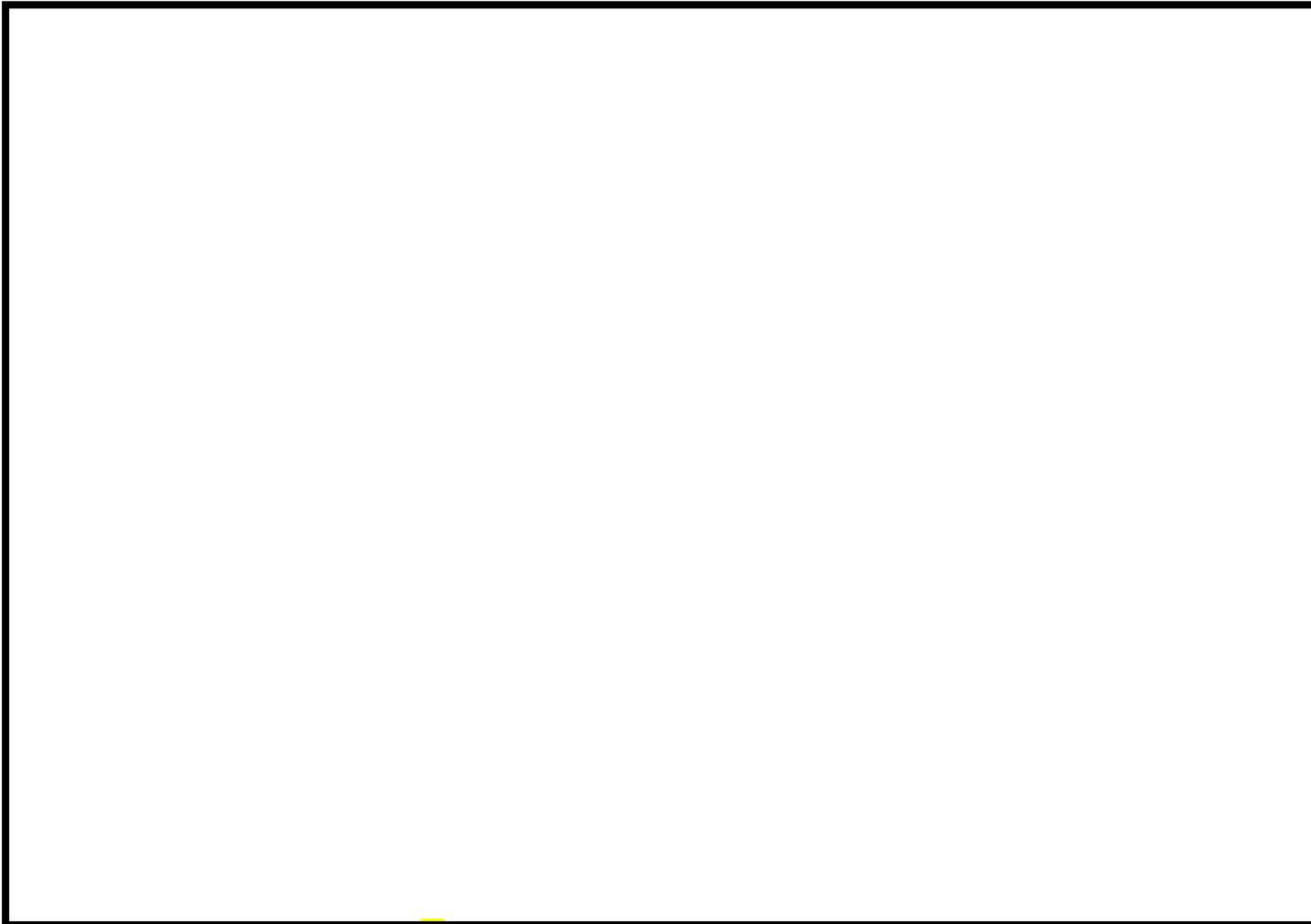
第47-3-3図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (1/2)



第 47-3-4 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (2/2)

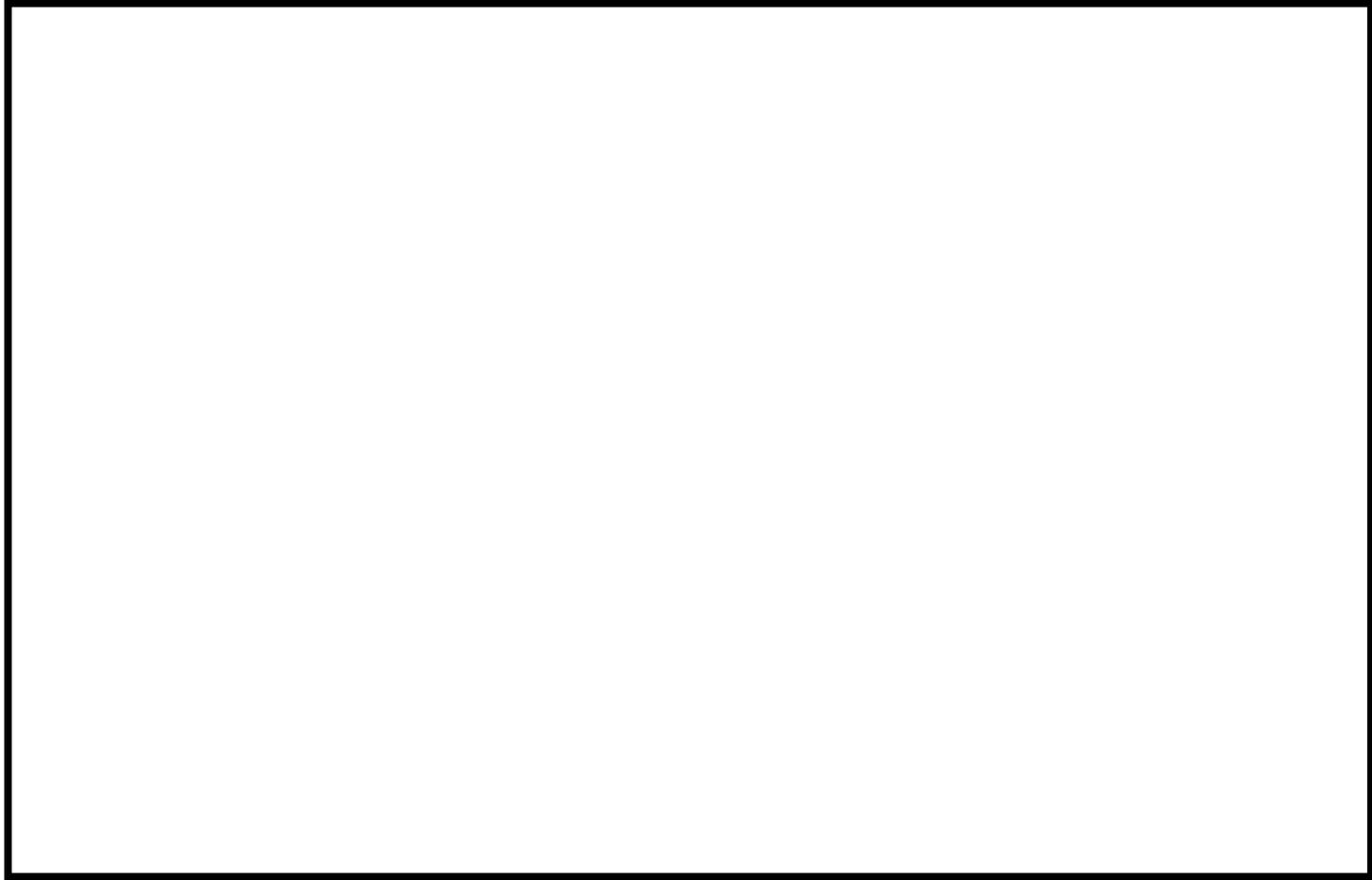


第 47-3-5 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図
(原子炉建屋地下 2 階)



第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図

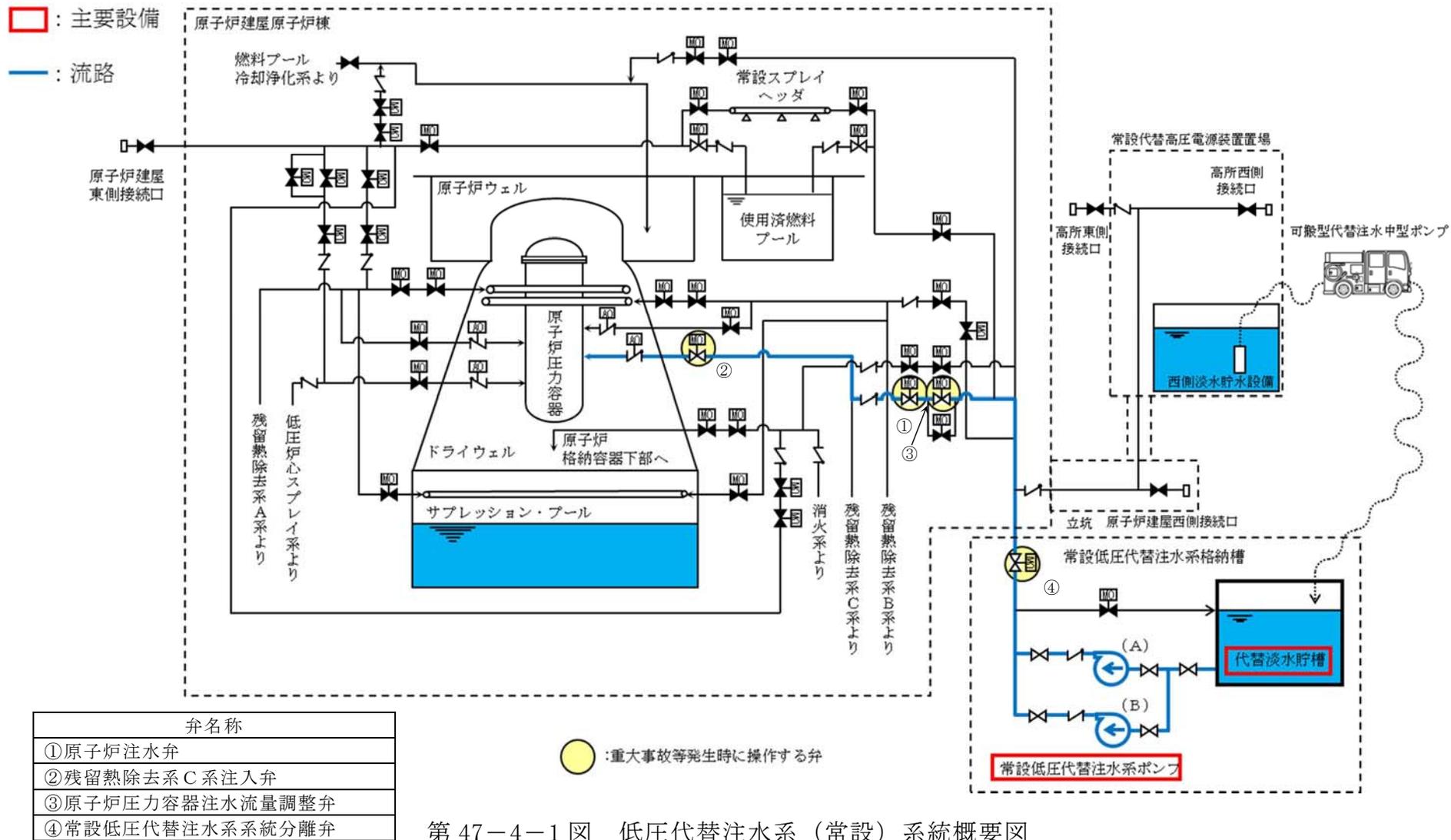
（原子炉建屋 3 階）



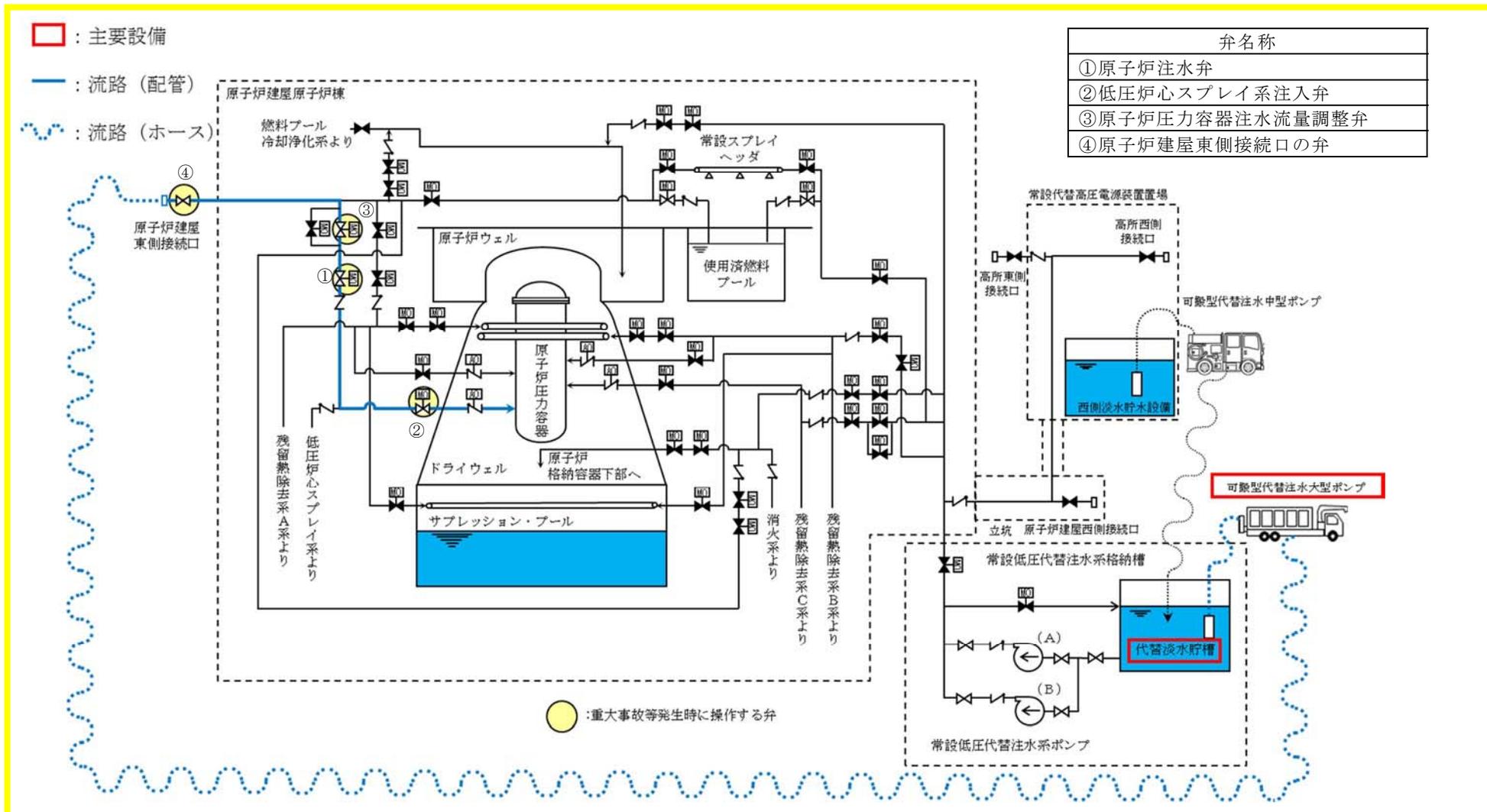
第 47-3-7 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図

（原子炉建屋 4 階）

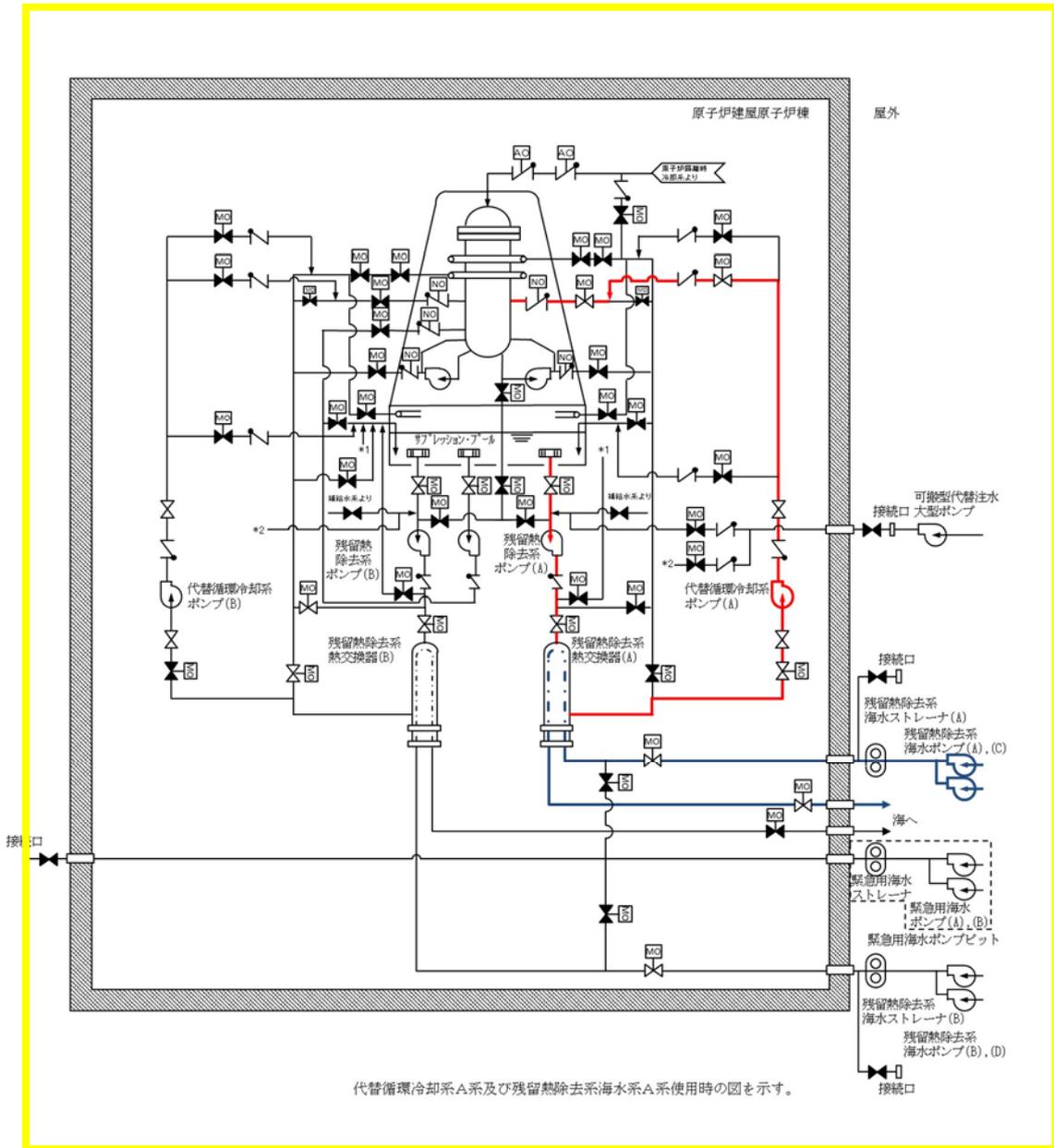
47-4 系統図



第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図



第 47-4-2 図 低压代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口)



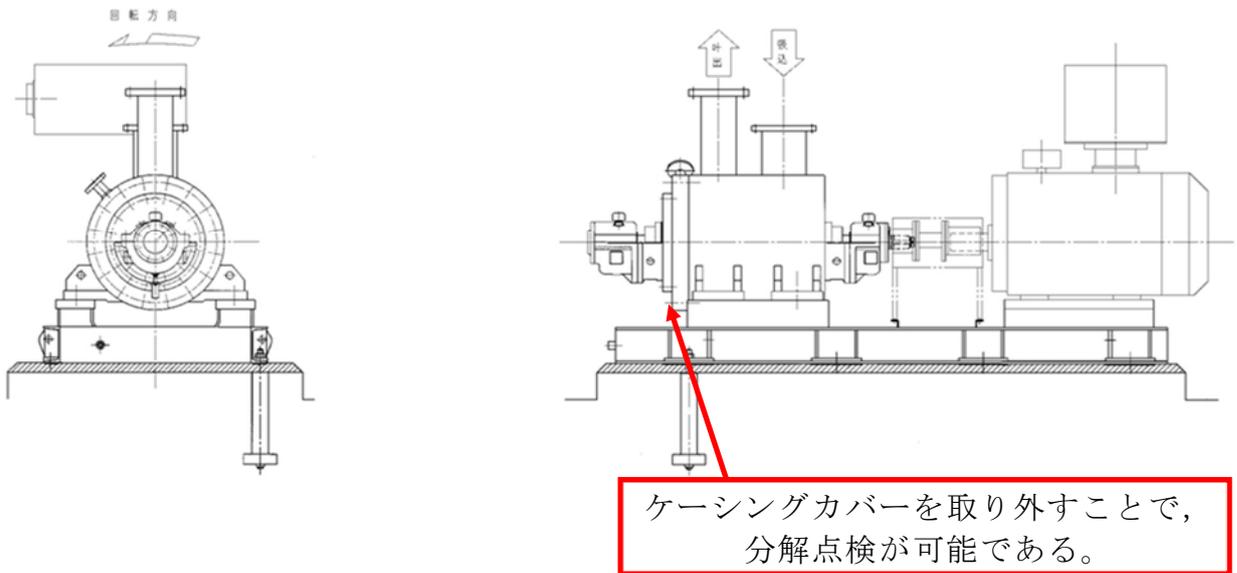
第 47-4-3 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 系統概要図

47-5 試驗檢查

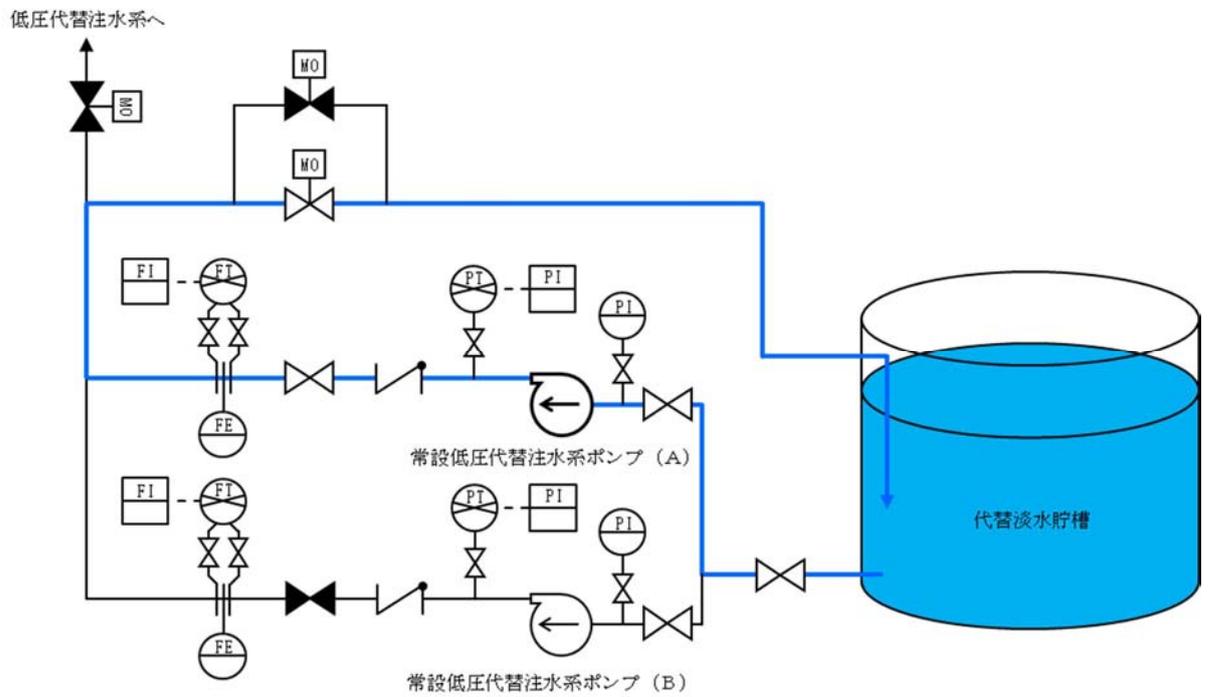
47-5-1

第 47-5-1 表 低圧代替注水系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認



第 47-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ構造図

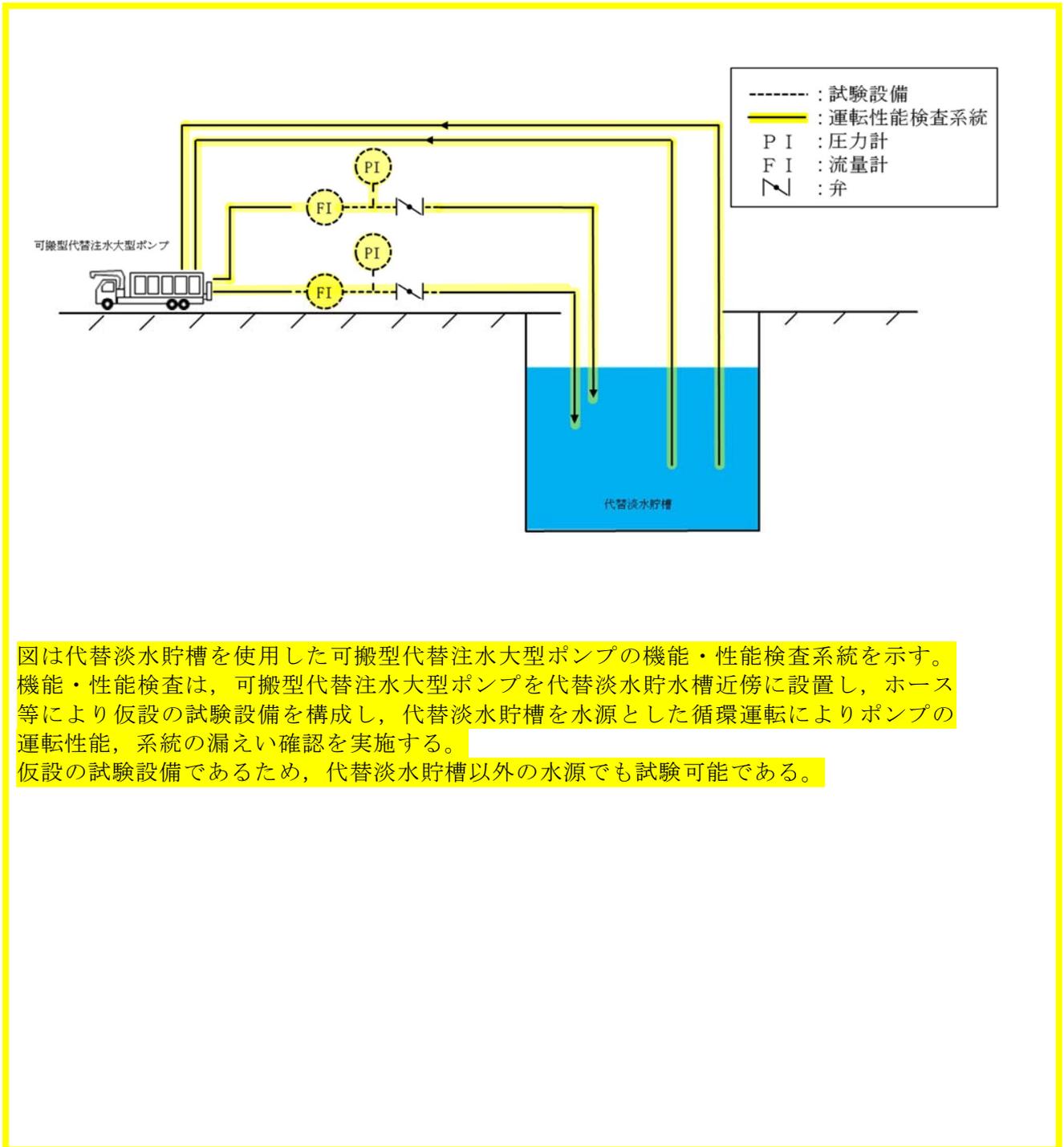


図は常設低圧代替注水系ポンプ (A) の機能・性能検査システムを示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，システムの漏えい確認を実施する。常設低圧代替注水系ポンプ (B) も同様。

第 47-5-2 図 機能・性能検査系統図
(常設低圧代替注水系ポンプ)

第47-5-2表 低圧代替注水系（可搬型）の試験検査

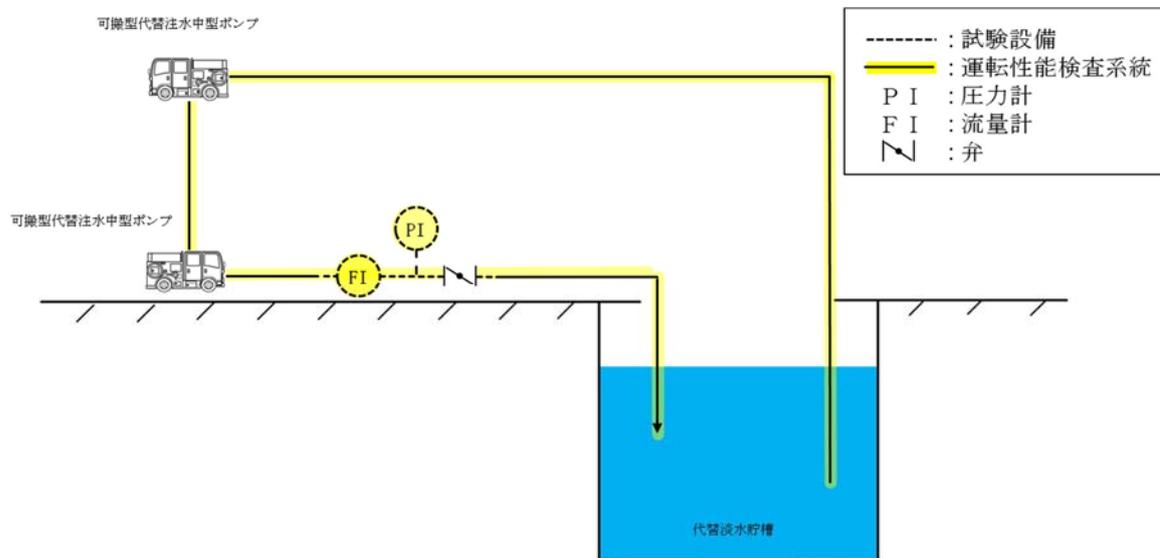
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 47-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査システムを示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯水槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、システムの漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 47-5-4 図 機能・性能検査システム

(可搬型代替注水中型ポンプ)

47-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	189以上（注1），（約200（注2））
全揚程	m	144以上（注1），（約200（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	約190
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】

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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に必要な注水量を有する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。

1. 容量

常設低圧代替注水系ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）から原子炉圧力容器へ注入する場合の注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、原子炉格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）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原子炉への注水流量が最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であり、ポンプ2個運転において1個あたり $189\text{m}^3/\text{h}$ 以上が必要となることから、約 $200\text{m}^3/\text{h}$ （公称値）の容量を確保する設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時注水について」で示す。

2. 全揚程

原子炉圧力容器に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、上記注水量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約200mの全揚程を確保可能な設計とする。

<移送先の圧力は約0.604MPaとする>

水源と移送先の圧力差	約62.9m
静水頭	約45.9m
配管及び弁類圧損	約35.0m
合計	約143.8m ≒ 144m

3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源の代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃としている。

5. 電動機出力

低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの容量200m³/h、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \doteq \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P ：必要軸動力（kW）

P_w ：水動力（kW）

ρ ：流体の密度（kg/m³）=1,000

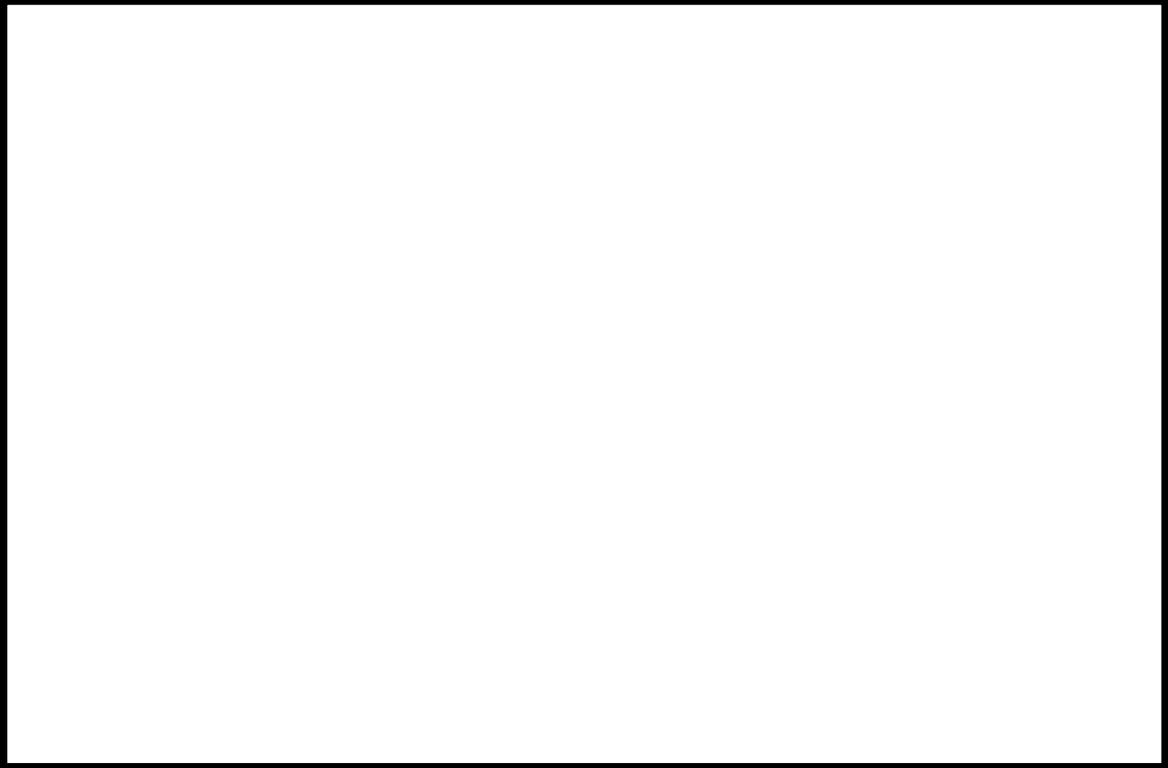
g ：重力加速度（m/s²）=9.80665

Q ：ポンプ容量（m³/h）=200

H ：ポンプ揚程（m）=200（図1参照）

η ：ポンプ効率（%）=約□（図1参照）

(参考文献：「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



第47-6-1図 常設低圧代替注水ポンプ性能曲線

以上より，低圧代替注水系ポンプ電動機の必要動力は□kW／個であり，
低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの電動機出力は，190kW／個とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	50以上/110以上 (注1) (約1,320 (注2))
全揚程	m	130以上/59以上 (注1) (約140 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

【設定根拠】

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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に必要な注水量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個使用する。保有数は2セットで2個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2個の合計4個を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

1. 容量

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から原子炉へ注水する場合の容量は、注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる、全交流動力電源喪失（長期T B）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原子炉への注水流量が110m³/h以上である

ことから、ポンプ容量を $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

全交流動力電源喪失時には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水（ $50\text{m}^3/\text{h}$ ）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器スプレイ（ $130\text{m}^3/\text{h}$ ）及び代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水（ $16\text{m}^3/\text{h}$ ）を同時に実施可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている原子炉への注水流量（ $110\text{m}^3/\text{h}$ ）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力	約	0	m
静水頭	約	26.1	m
ホース圧損	約	2.2	m
配管及び弁類圧損	約	29.8	m
合計	約	58.1	m ≒ 59 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系単独注水時の可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、59mとなる。

また、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m³/h）、代替格納容器スプレイ冷却系（130 m³/h）及び代替燃料プール注水系（16 m³/h）の同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程は、圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力 約 46.1 m

静水頭 約 26.1 m

ホース圧損 約 28.1 m

配管及び弁類圧損 約 29.0 m

合計 約 129.3 m ≒ 130 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系同時注水時の可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、130mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m³/hにおける吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮

し、吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

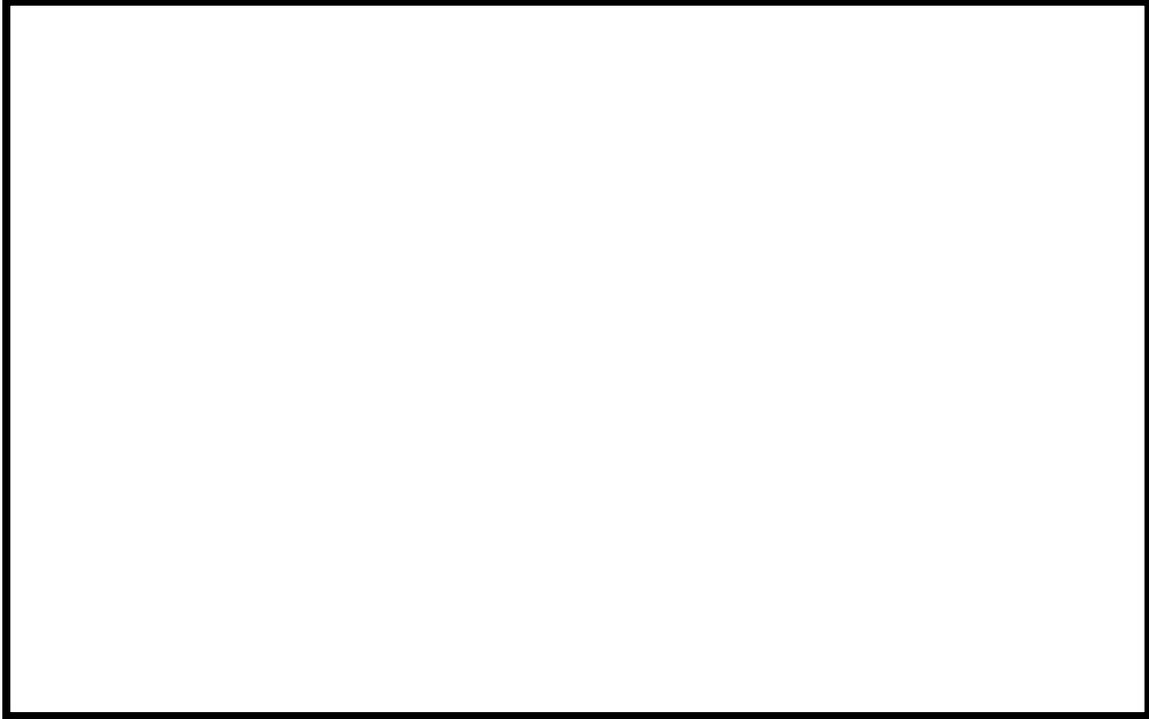
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については、メーカー設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m ³ /h/個	50以上/110以上（注1）（約210（注2））
全揚程	m	97以上/ 37以上（注1）（約100（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

【設定根拠】

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、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に必要な注水量を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため2個のポンプを使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個の合計5個を保管する。

1. 容量

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（可搬型）を用いる、全交流動力電源喪失（長期TB）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原子炉への注水流量が110m³/h以上であることから、ポンプ容量を210m³/hとする。なお、可搬型代替注水中型ポンプ1個では必要な流

量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2個を直列に接続し、1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、原子炉压力容器への単独の注入流量を確保することに加え、複数箇所への同時注水においても各々の必要流量を確保可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、代替格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている原子炉への注水流量（ $110\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保する設計とする。低圧代替注水系は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、原子炉压力容器への注水を目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉压力容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力	約	0	m
静水頭	約	29.0	m
ホース圧損	約	4.5	m
2台目への静水頭	約	3.5	m
合計	約	37.0	m = 37m

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力 約 0 m
静水頭 約 27.1m
ホース圧損 約 0.2m
配管及び弁類圧損 約 9.7m
合計 約 37.0m =37m

以上より、低圧代替注水系単独注水時の可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、37mとなる。

また、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m³/h）、代替格納容器スプレイ冷却系（130 m³/h）及び代替燃料プール注水系（16 m³/h）の同時注水も考慮する設計とする。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ 2 台目（中型ポンプ 1 台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m
静水頭 約 29.0m
ホース圧損 約 10.9m
2 台目への静水頭 約 5.0m
合計 約 44.9m =45m

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力	約	46.1m
静水頭	約	27.1m
ホース圧損	約	0.3m
配管及び弁類圧損	約	22.6m
合計	約	96.1m = 97m

以上より，低圧代替注水系同時注水時に使用する可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，97mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約210m³/hにおける吐出圧力の約100mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し，吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については，メーカー設計値である約147kWとする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペDESTAL（ドライウェル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。
また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h

第3表 設計基準事故^{対処}設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故^{対処}設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階 [※]	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階 ^{**}	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 ^{**}	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階 ^{**}	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

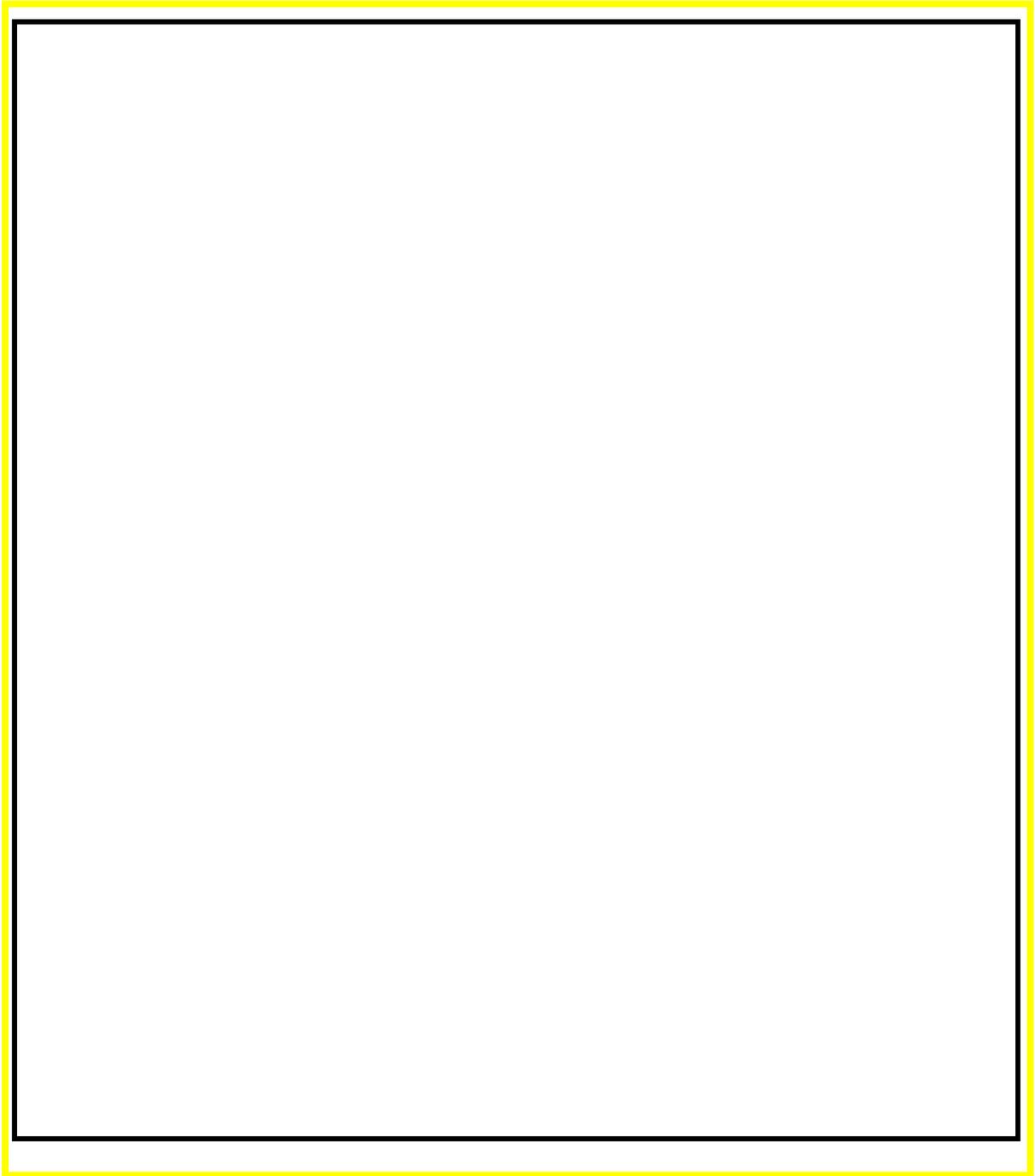
第7表 原子炉压力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉压力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉压力容器の破損に至った場合に、原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するためのケース
原子炉压力容器破損段階での対応後の段階	—	130m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m ³ /h	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

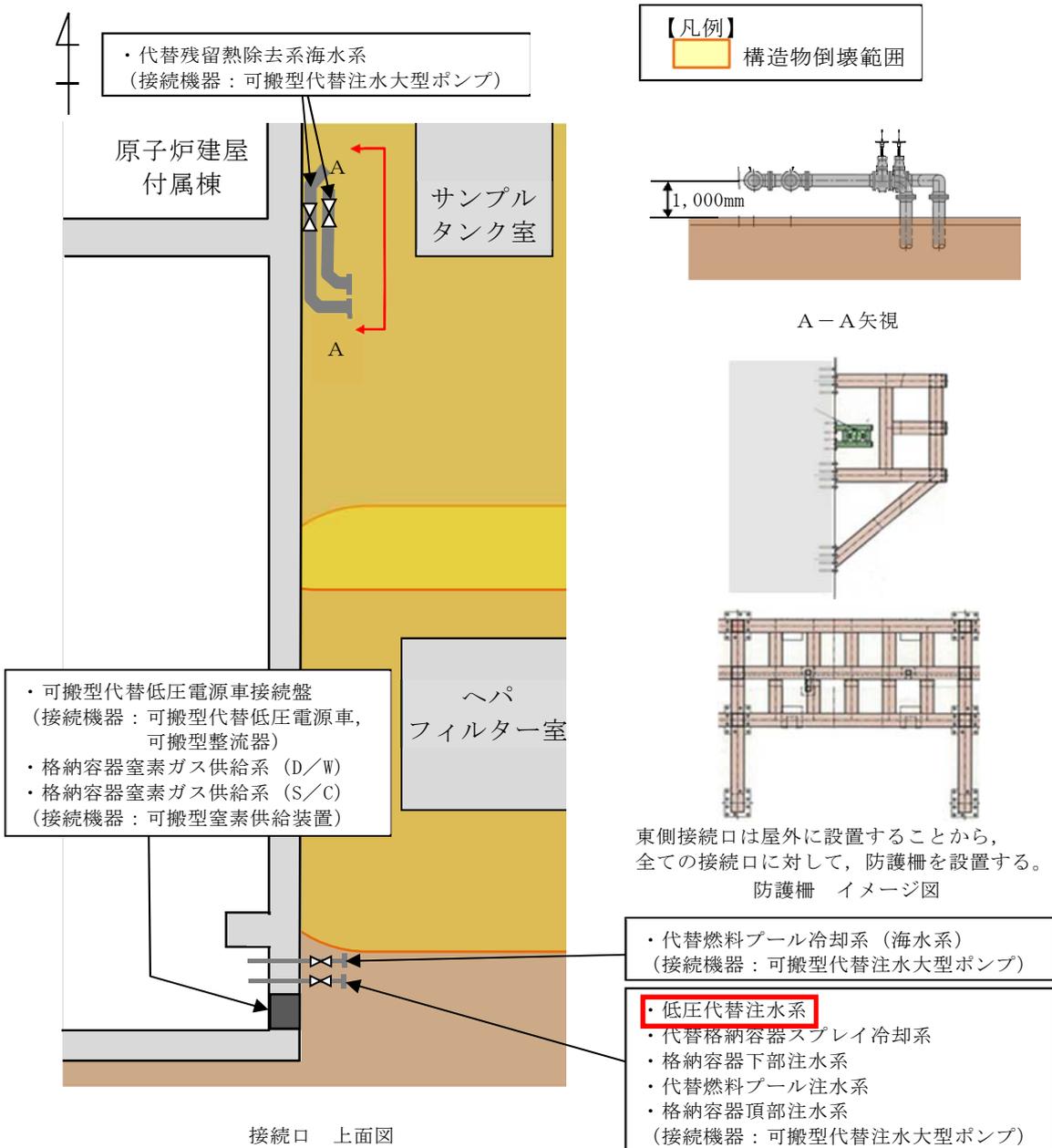
対象事象：高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱，原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用，熔融炉心・コン

クリート相互作用

47-7 接続図



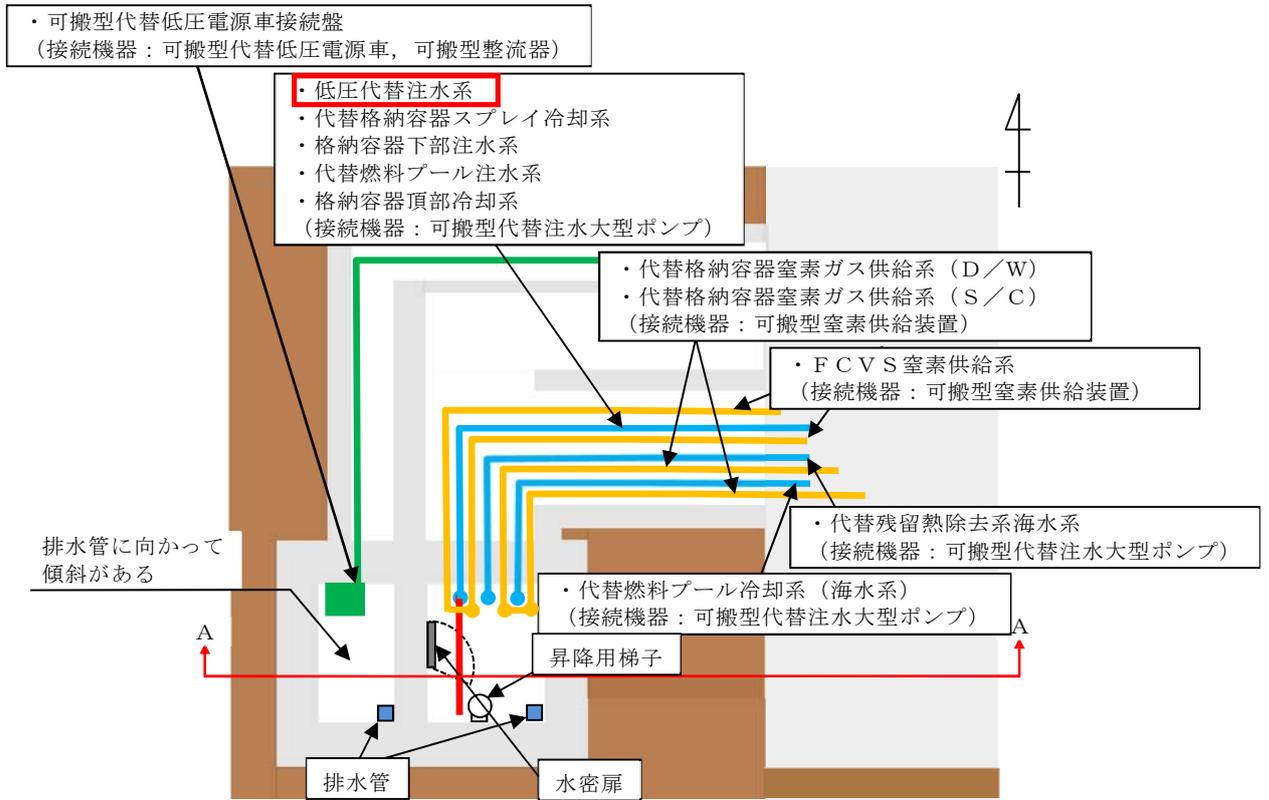
第47-7-1图 低压代替注水系接続図



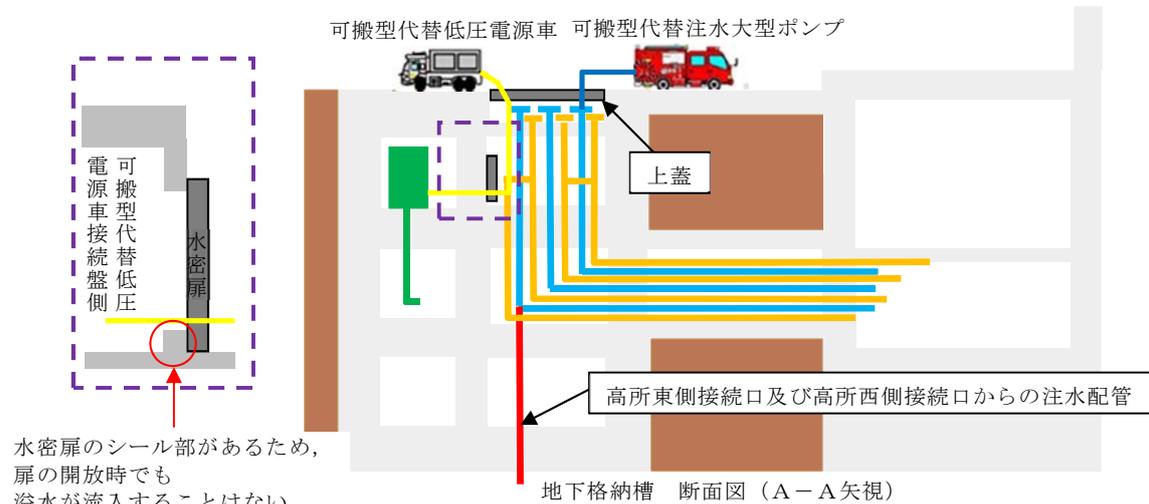
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

低圧代替注水系：第47条に係る接続口を示す。

第47-7-2図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図



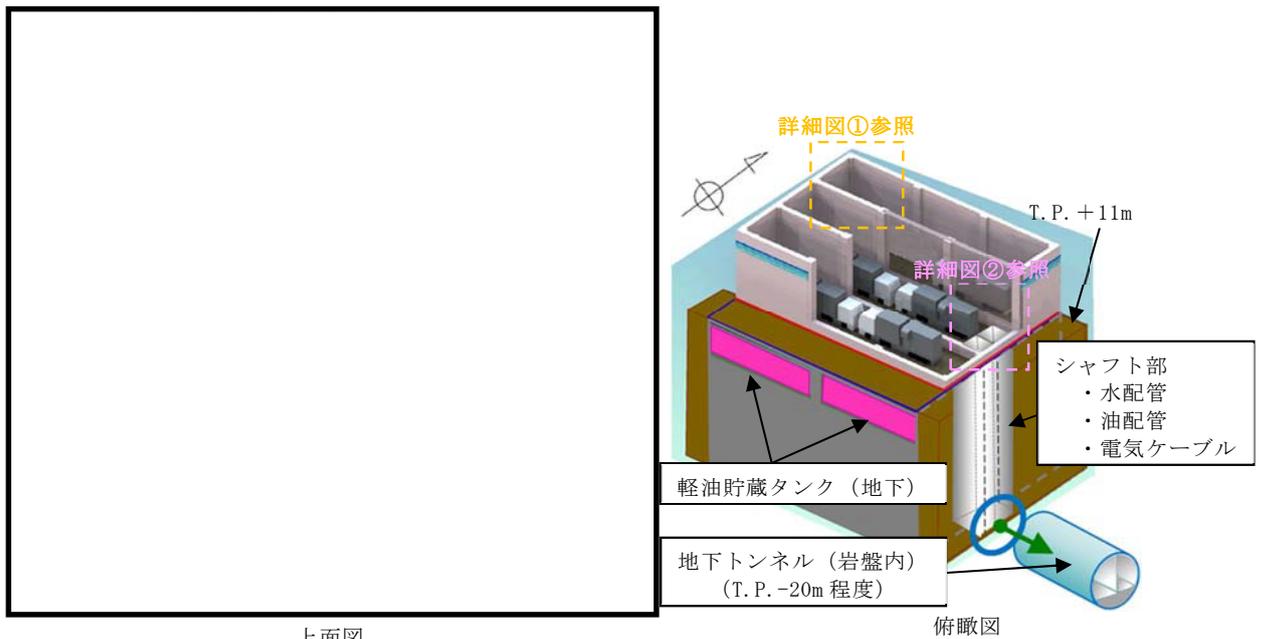
水密扉のシール部があるため、扉の開放時でも溢水が流入することはない。

地下格納槽 断面図 (A-A 矢視)

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

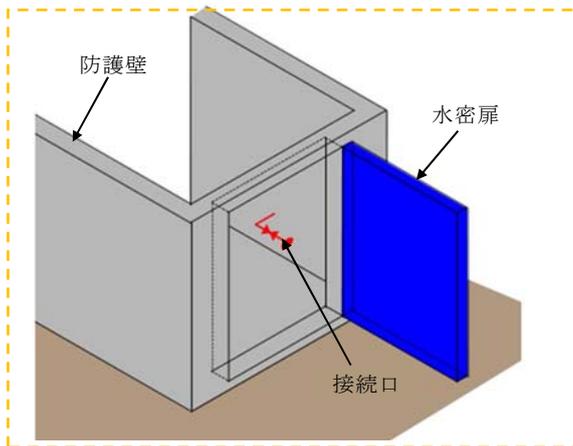
：第47条に係る接続口を示す。

第47-7-3図 西側接続口の構造図

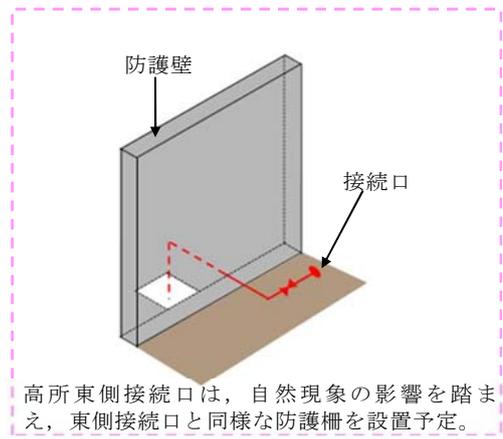


上面図

俯瞰図

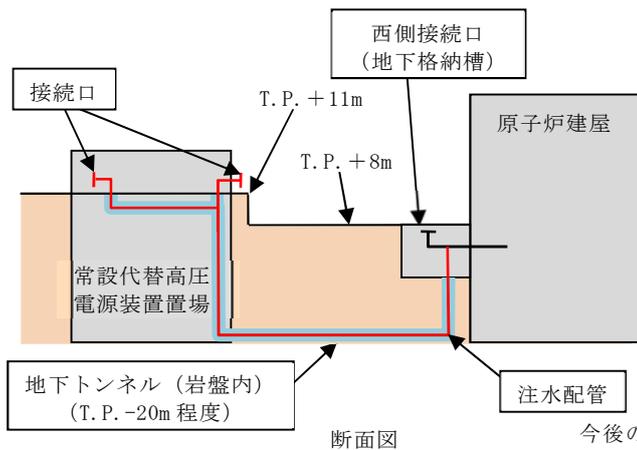


詳細図① (高所西側接続口)



詳細図② (高所東側接続口)

高所東側接続口は、自然現象の影響を踏まえ、東側接続口と同様な防護柵を設置予定。



断面図

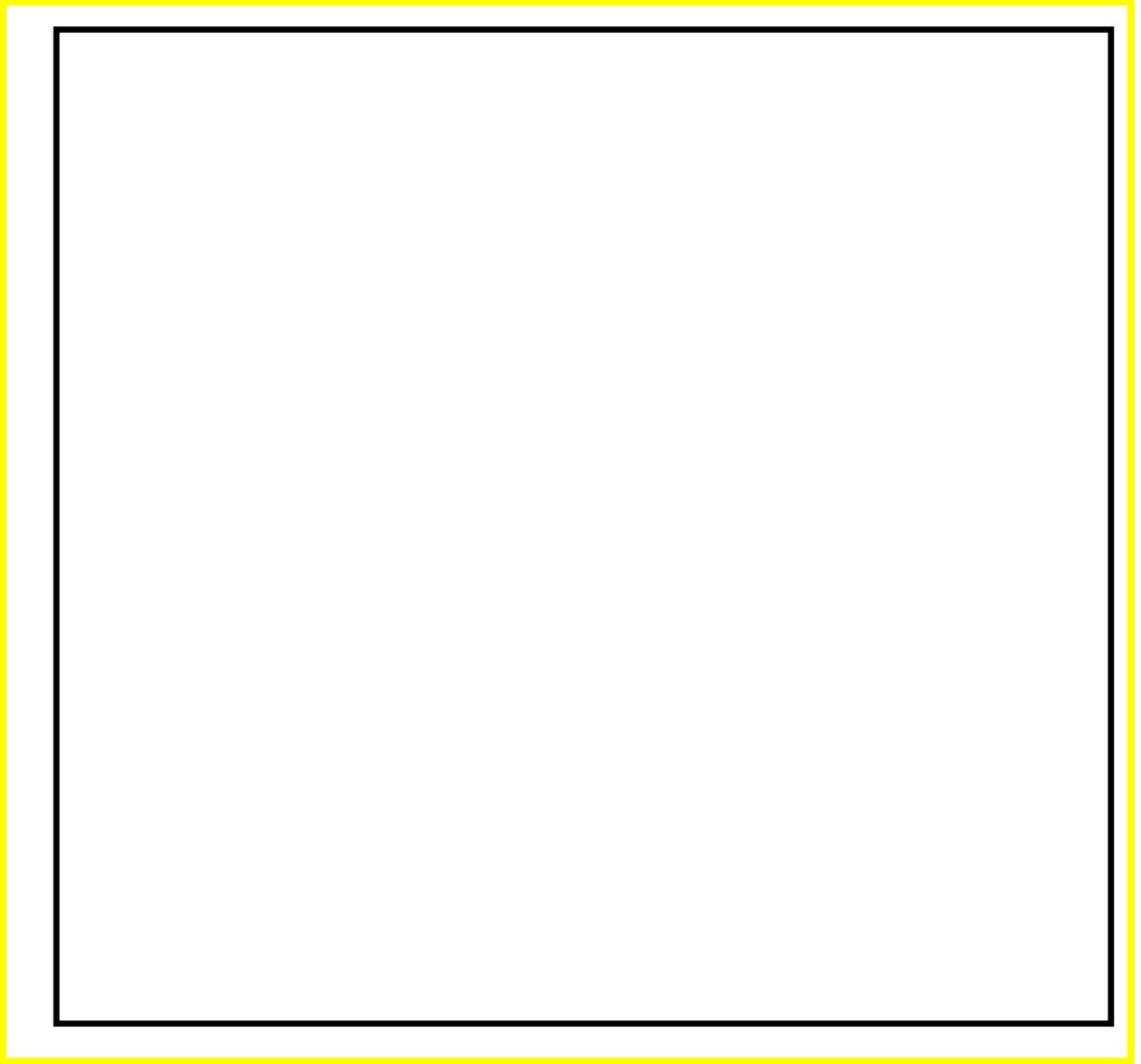
- ・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
- ・軽油配管にはフランジ部を設けない。
- ・水配管、軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
- ・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第47-7-4図 高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

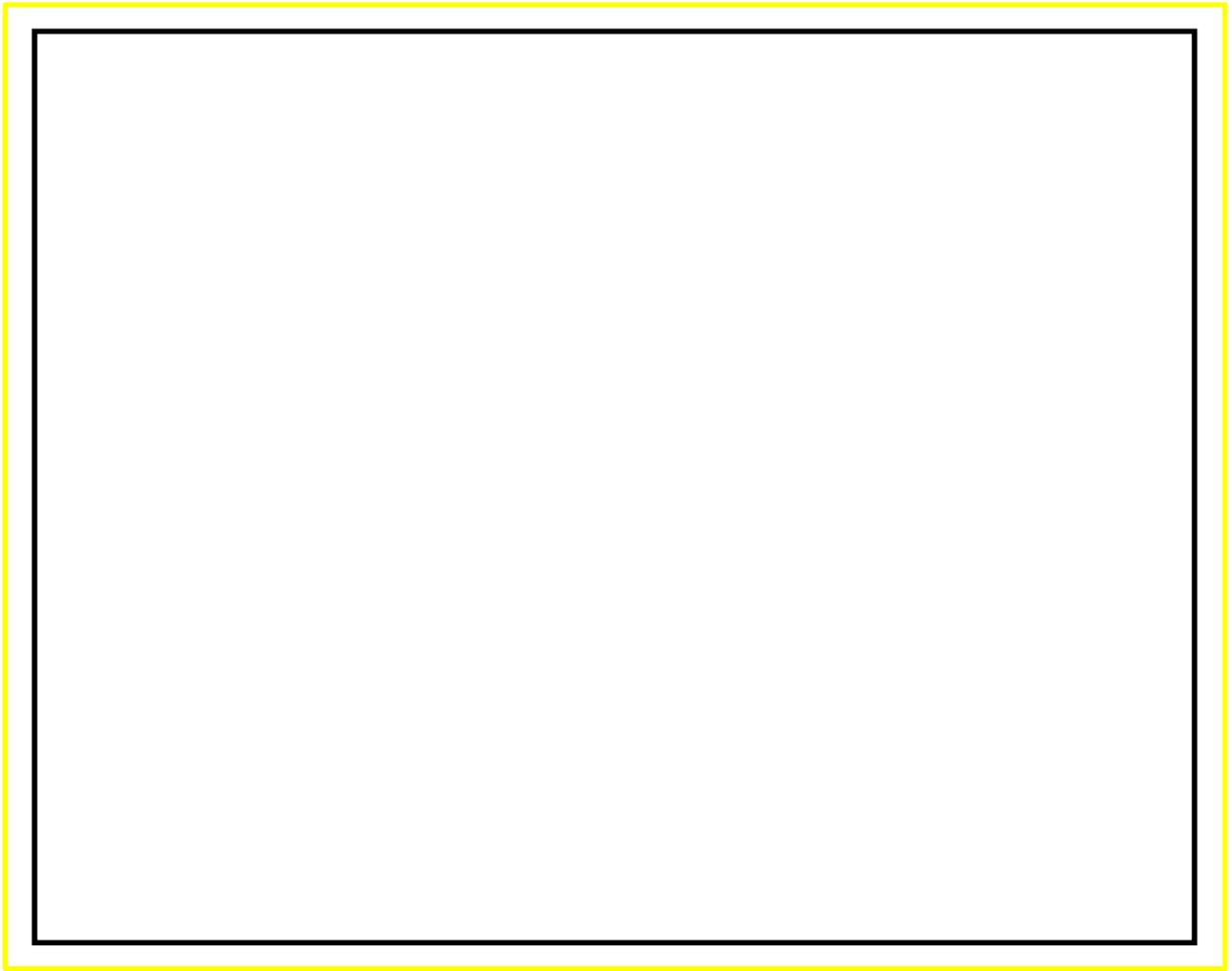
47-8 保管場所図

47-8-1

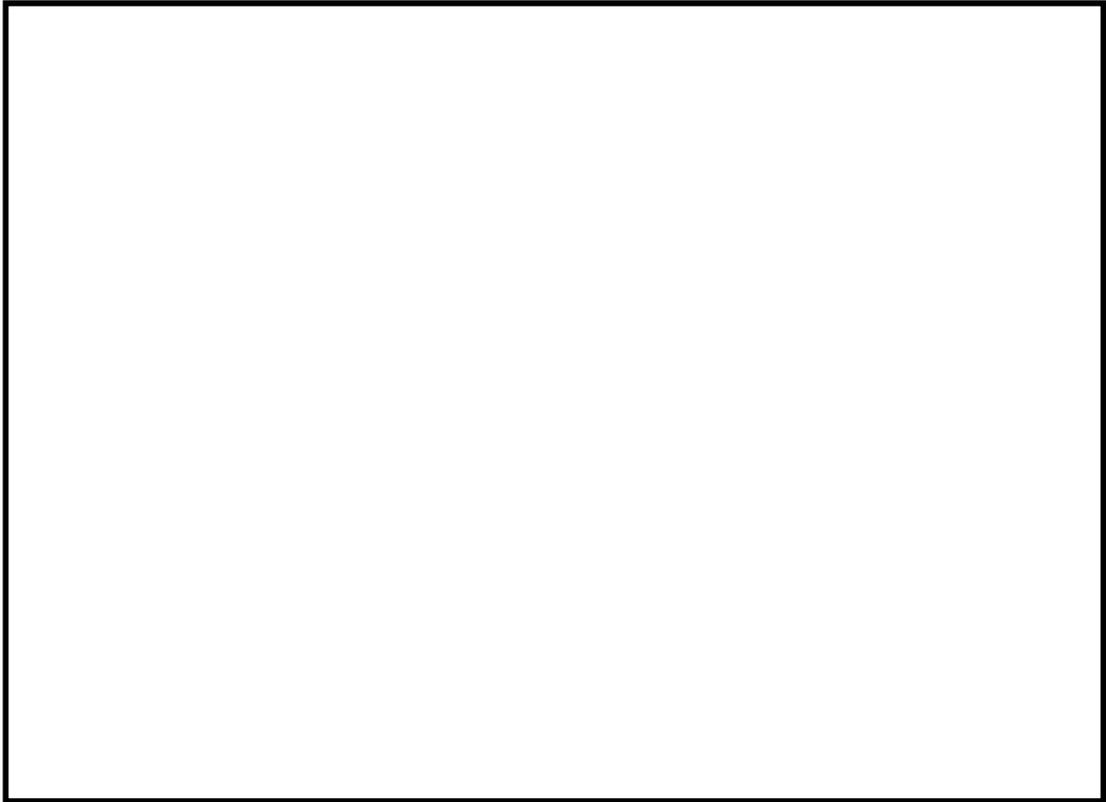


第 47-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

47-9 アクセスルート図



第 47-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図



第 47-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 47-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 47-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

47-10 その他設備

47-10-1

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

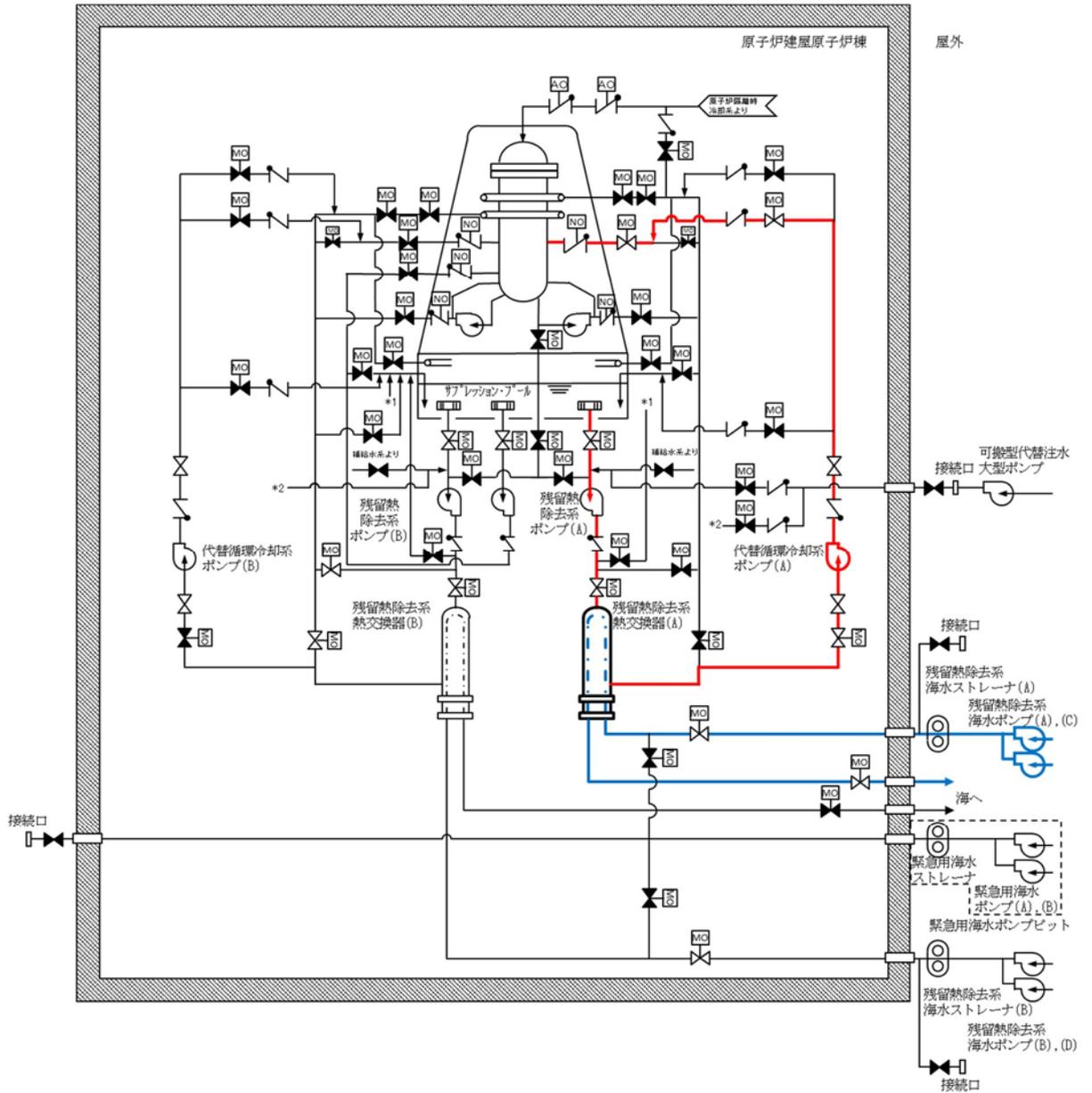
①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレー系が有する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、炉心損傷前の原子炉への注水が可能となるよう、自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

本系統は、サブレーション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟に設置された代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサブレーション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプにより送水するものとし、緊急用海水ポンプは、水源である海から、非常用取水設備であるS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを通じて引き込む海水を使用する設計とする。残留熱除去系海水ポンプは、水源である海から、取水路を通じて海水を取水するものとし、津波時の引き波を考慮し貯留堰を設ける。

上記主要設備については、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として整備する代替循環冷却系と同じ設計とする。



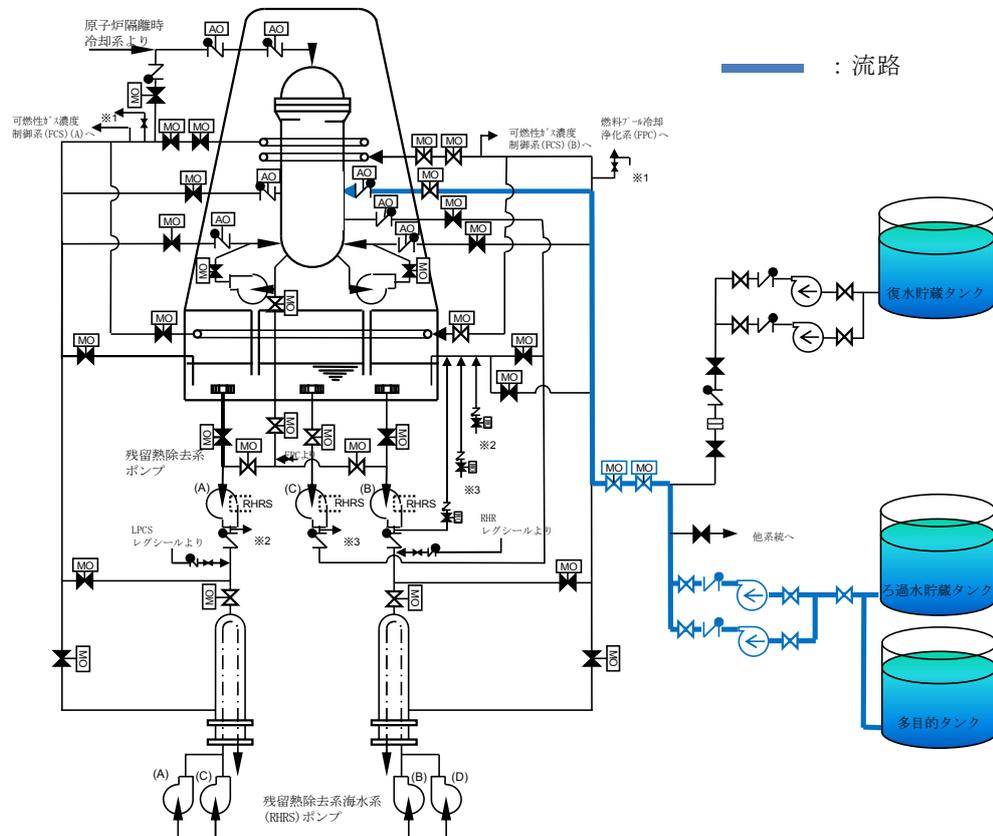
- : 代替循環冷却系 A 系流路
- : 残留熱除去系海水系 A 系流路

第 47-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

②消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が機能喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として消火系及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（ろ過水タンク及び多目的タンク）を水源とし、消火系及び残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

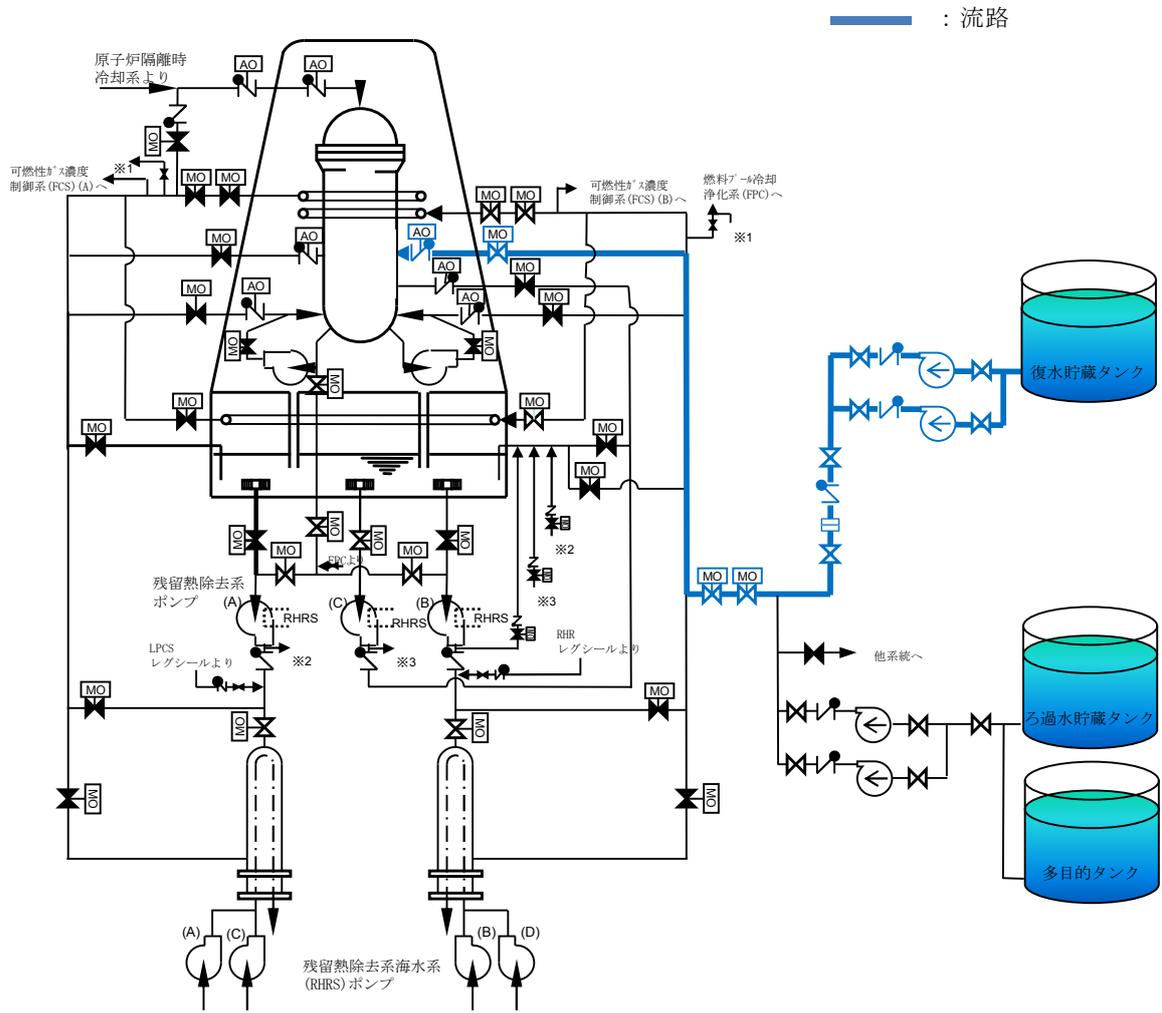


第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

③補給水系を用いた低圧注水の実施

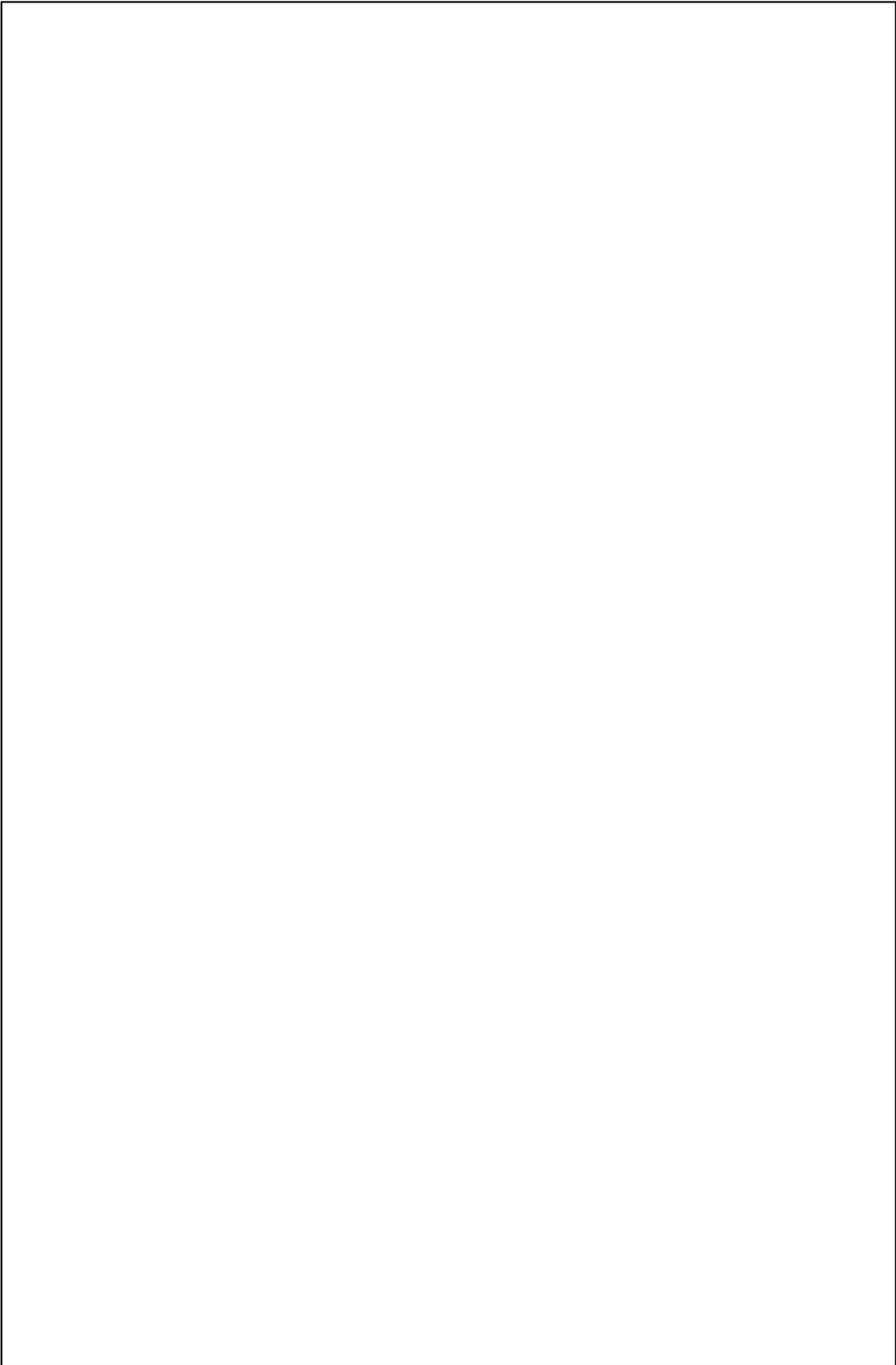
設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプ及び消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

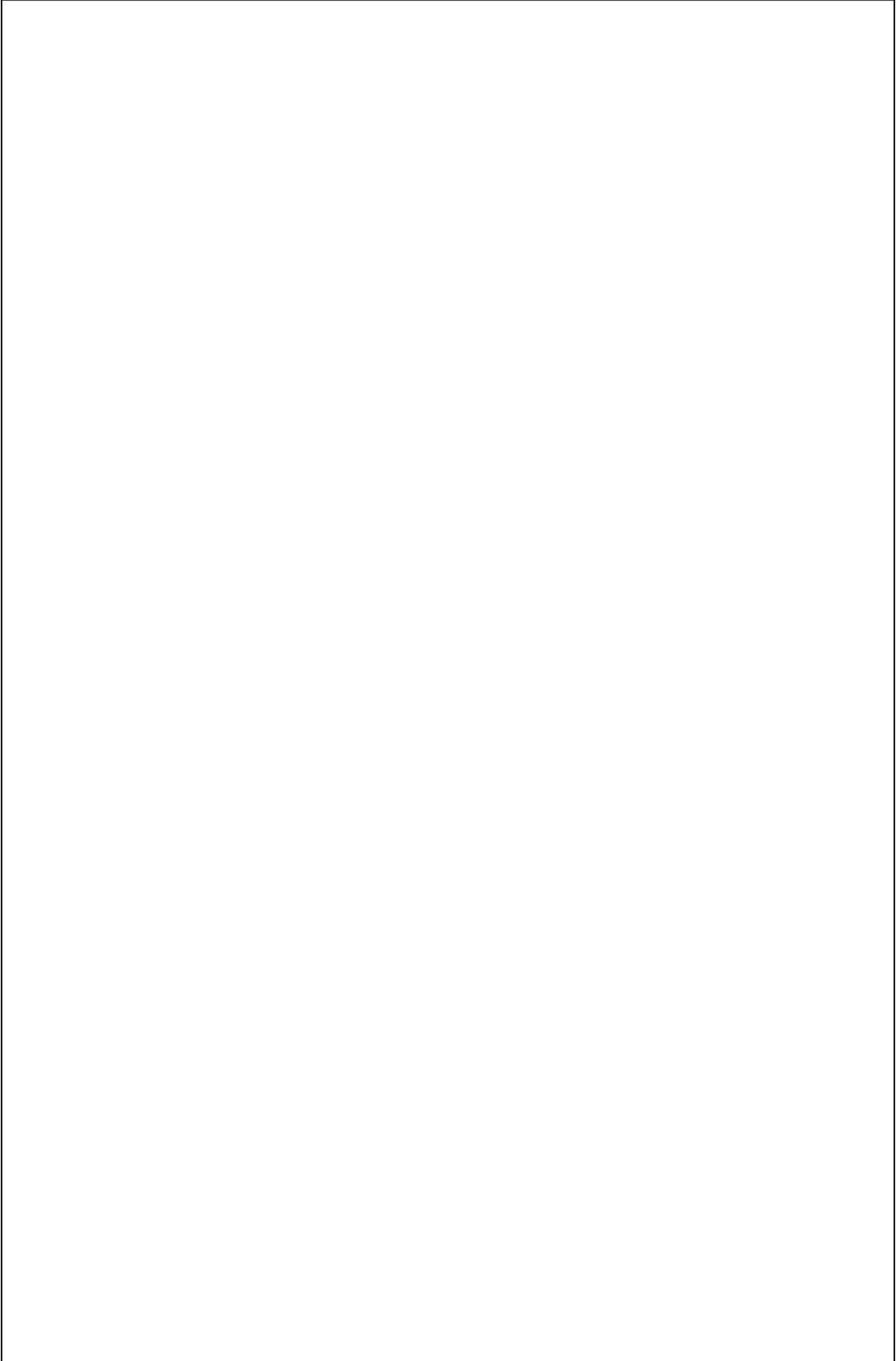
補給水系を用いた原子炉注水手段については、復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、補給水系、消火系及び残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

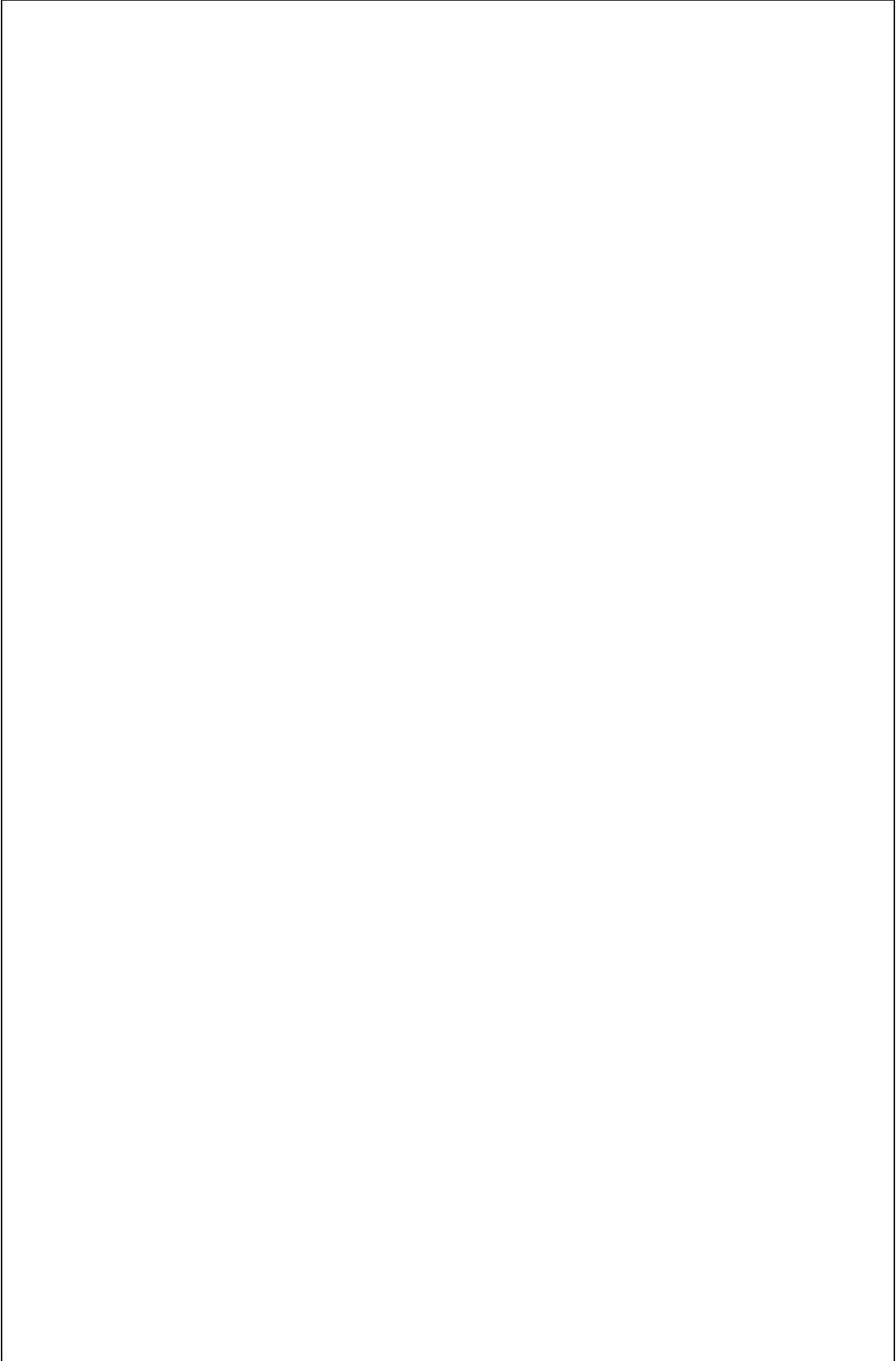


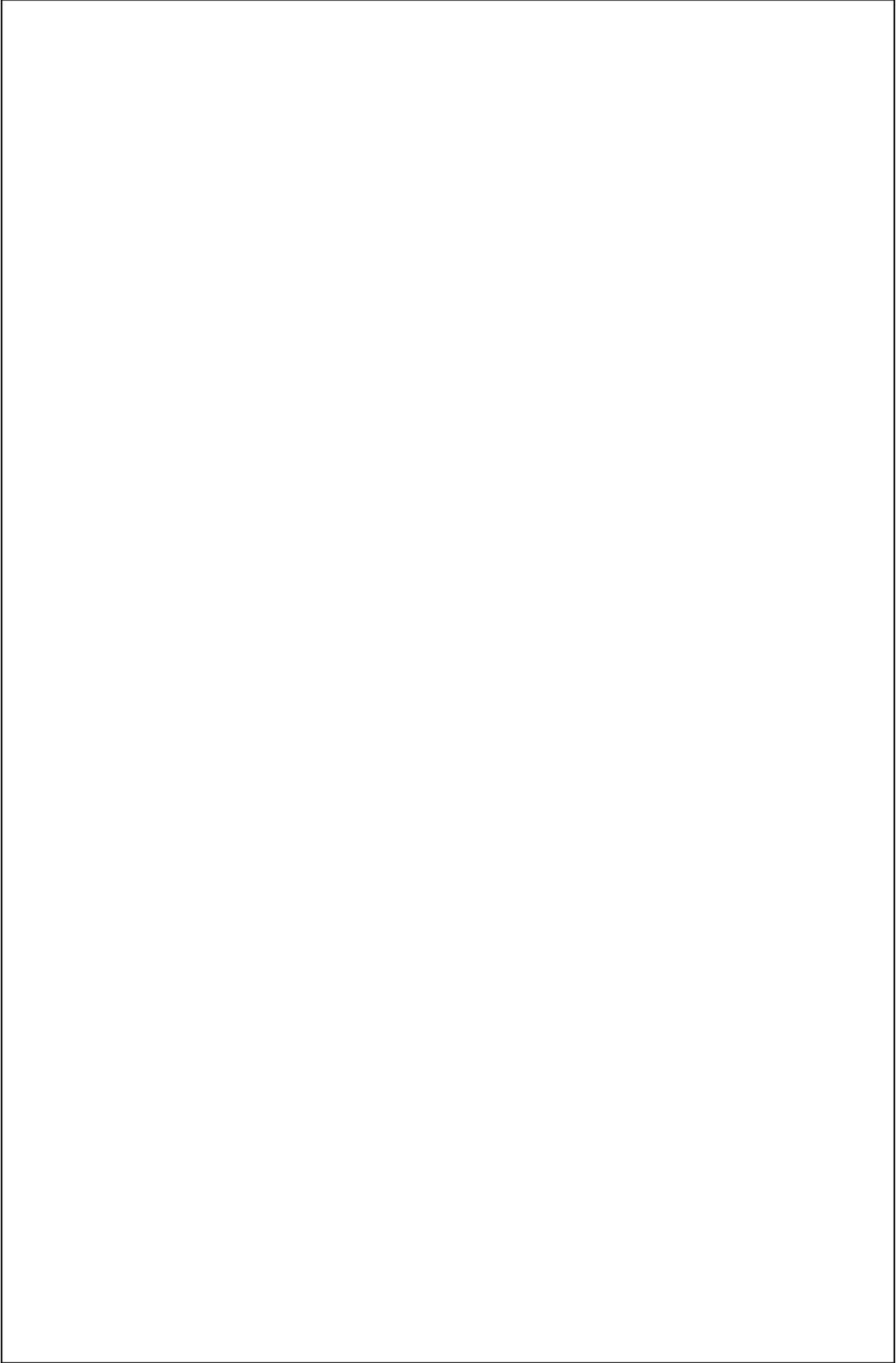
第 47-10-3 図 補給水系による原子炉注水手順の概要図

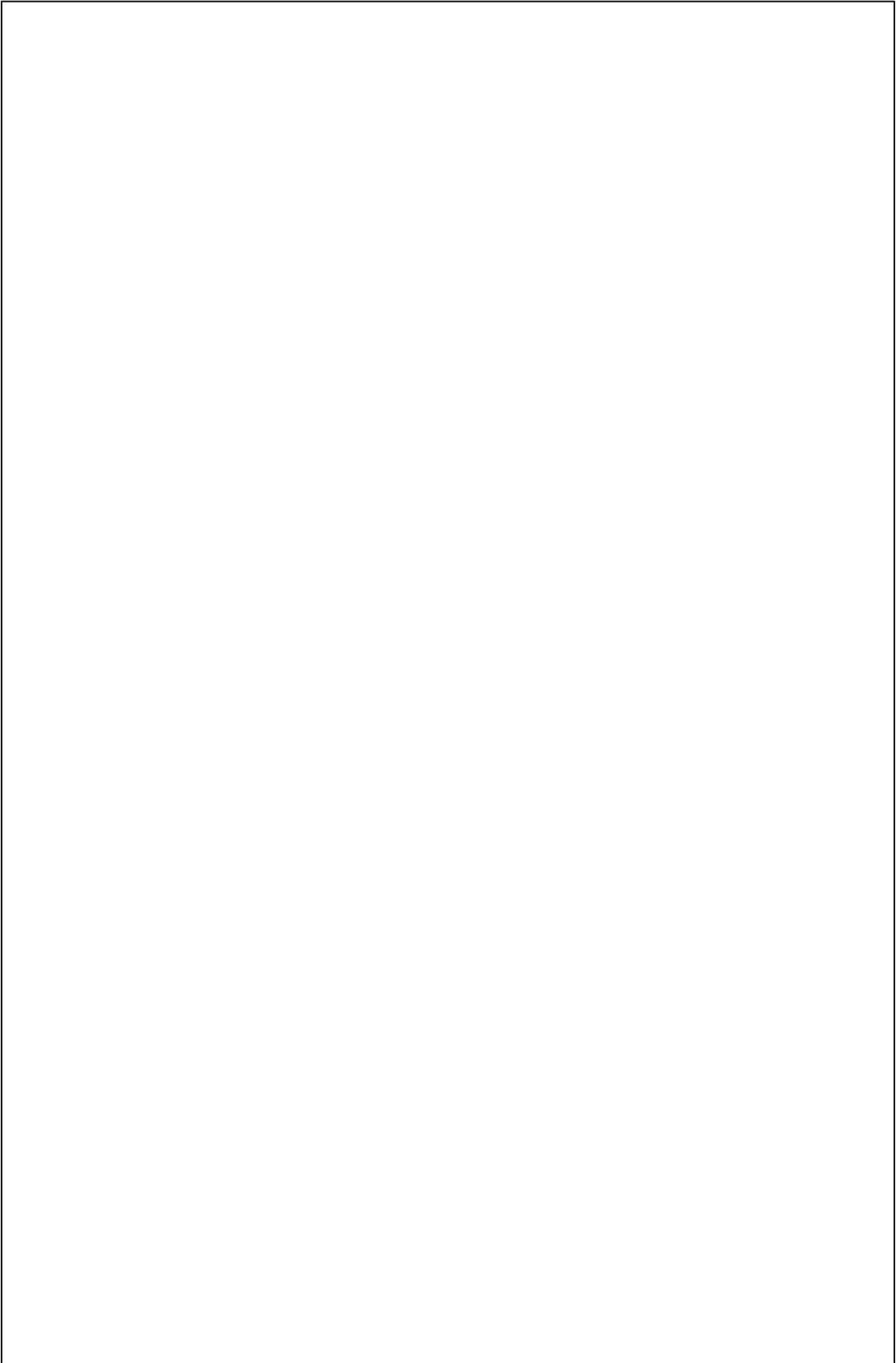
47-11 SAバウンダリ系統図 (参考図)

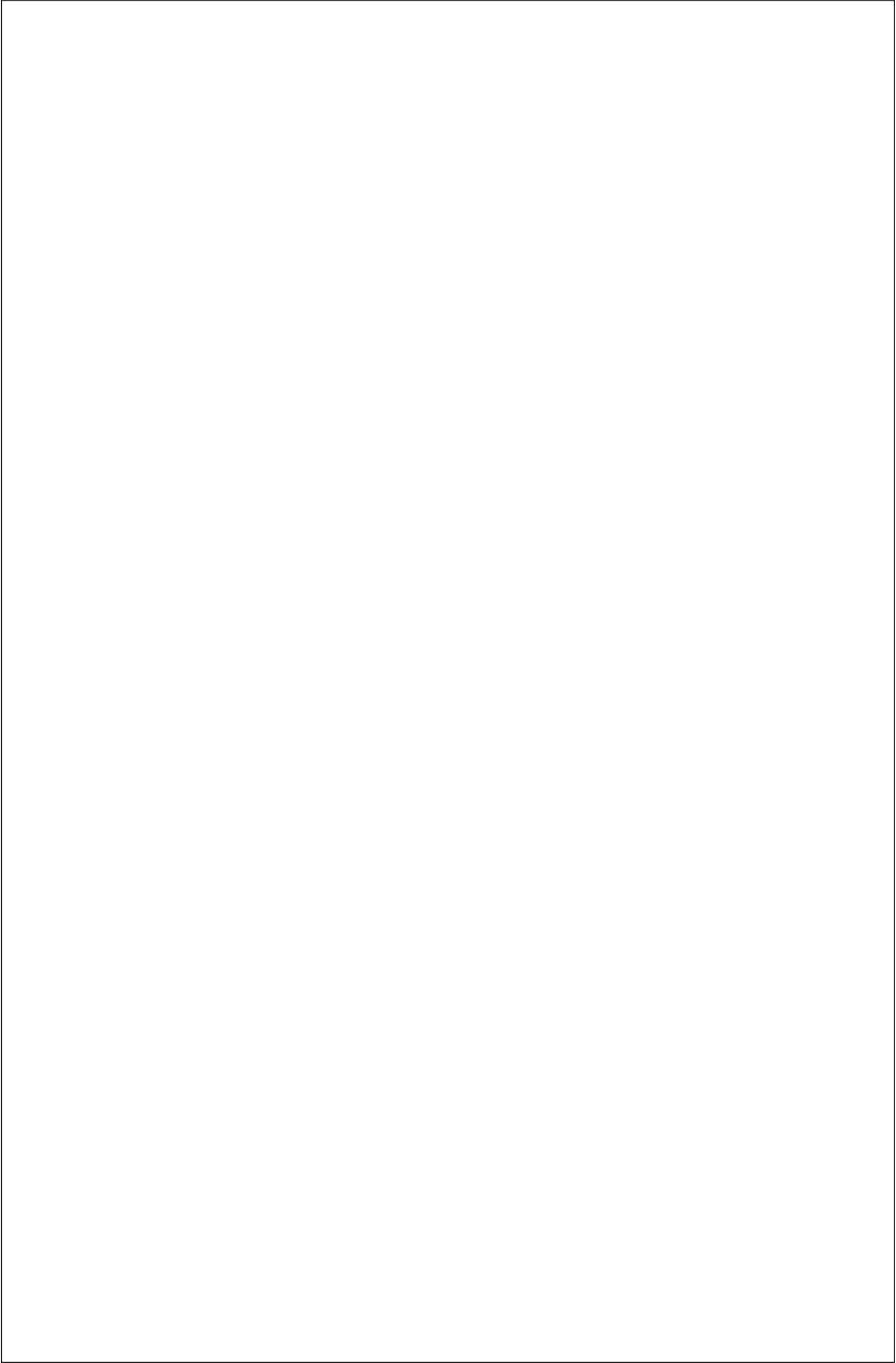


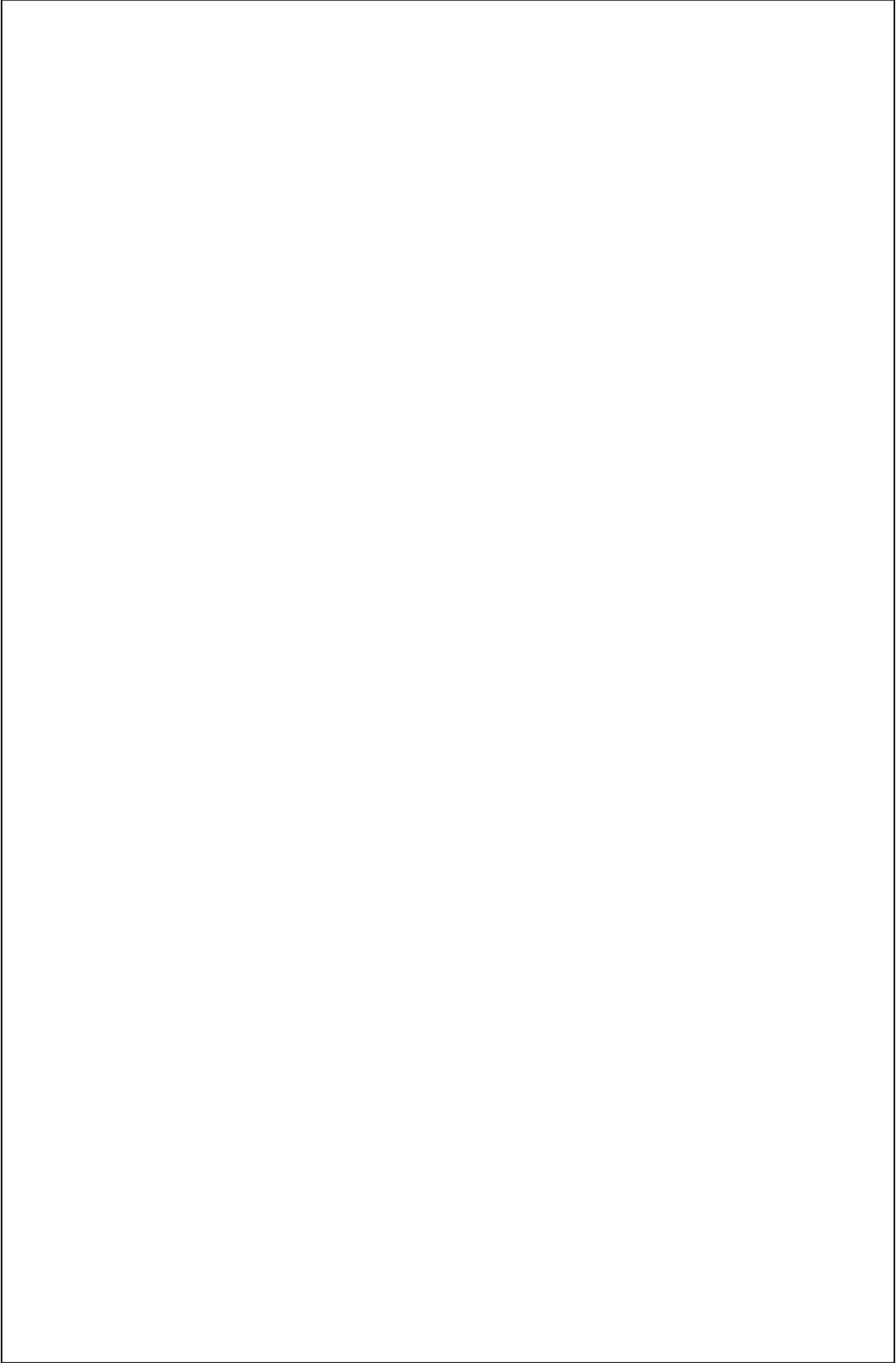


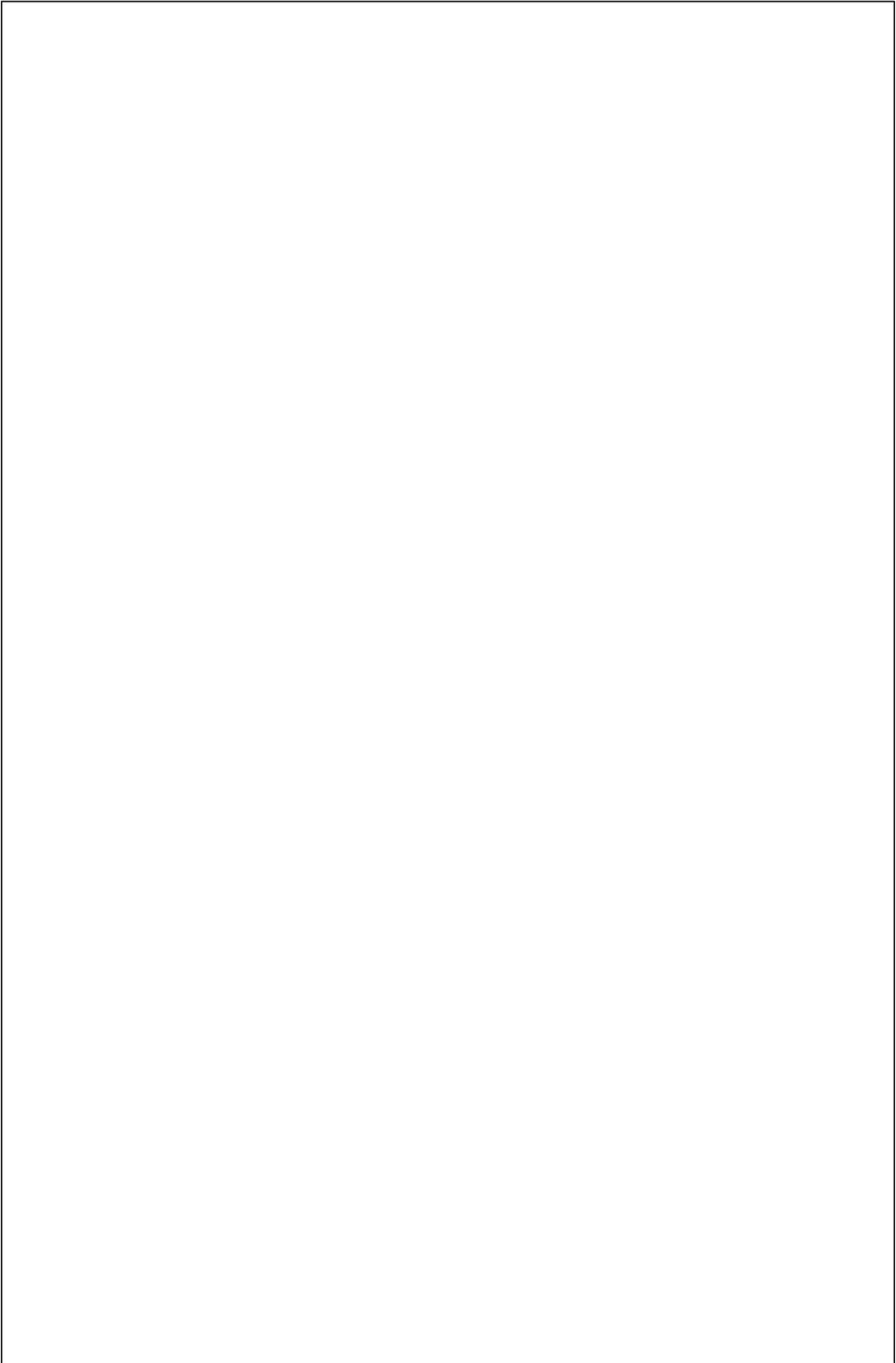


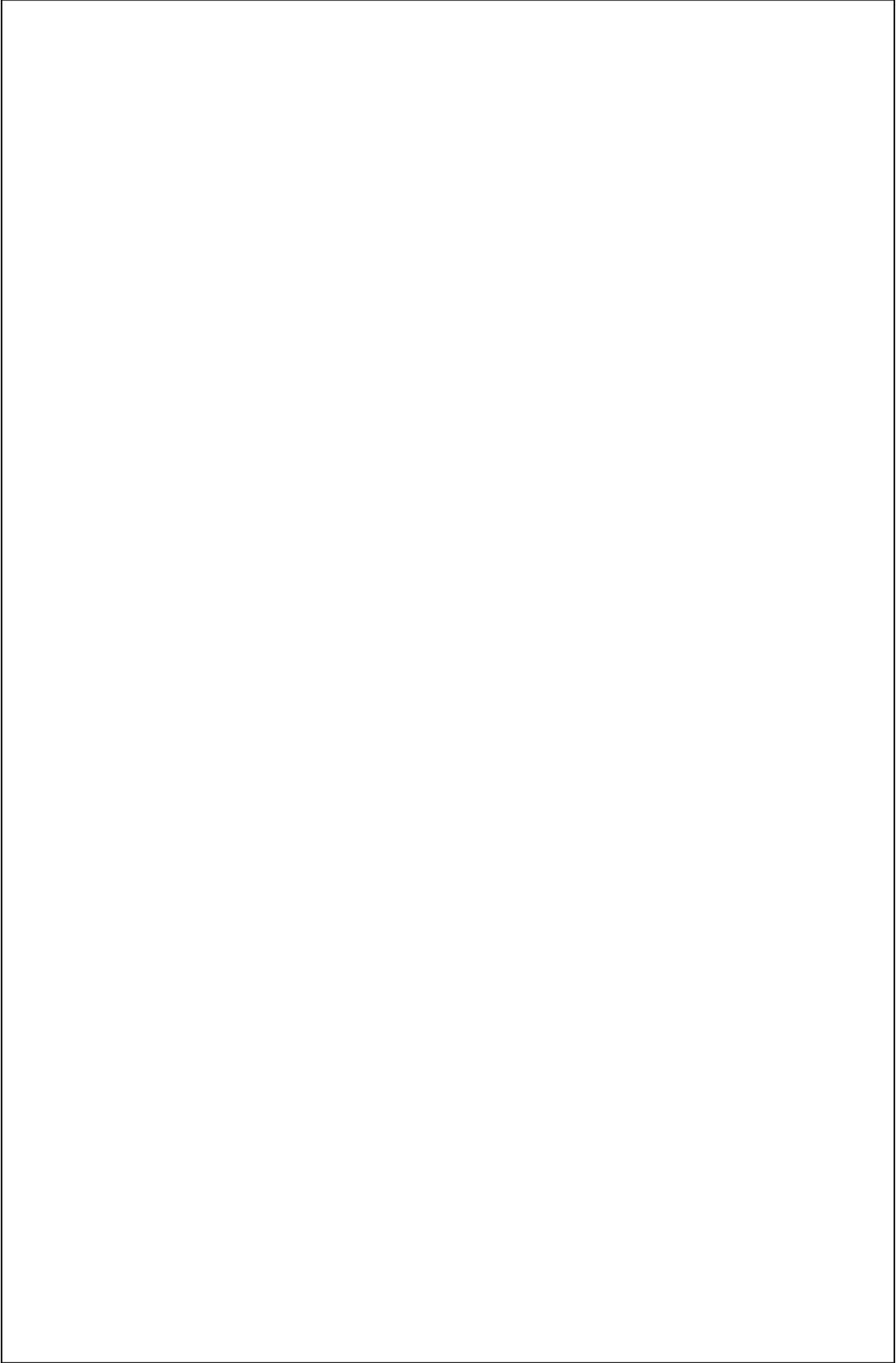


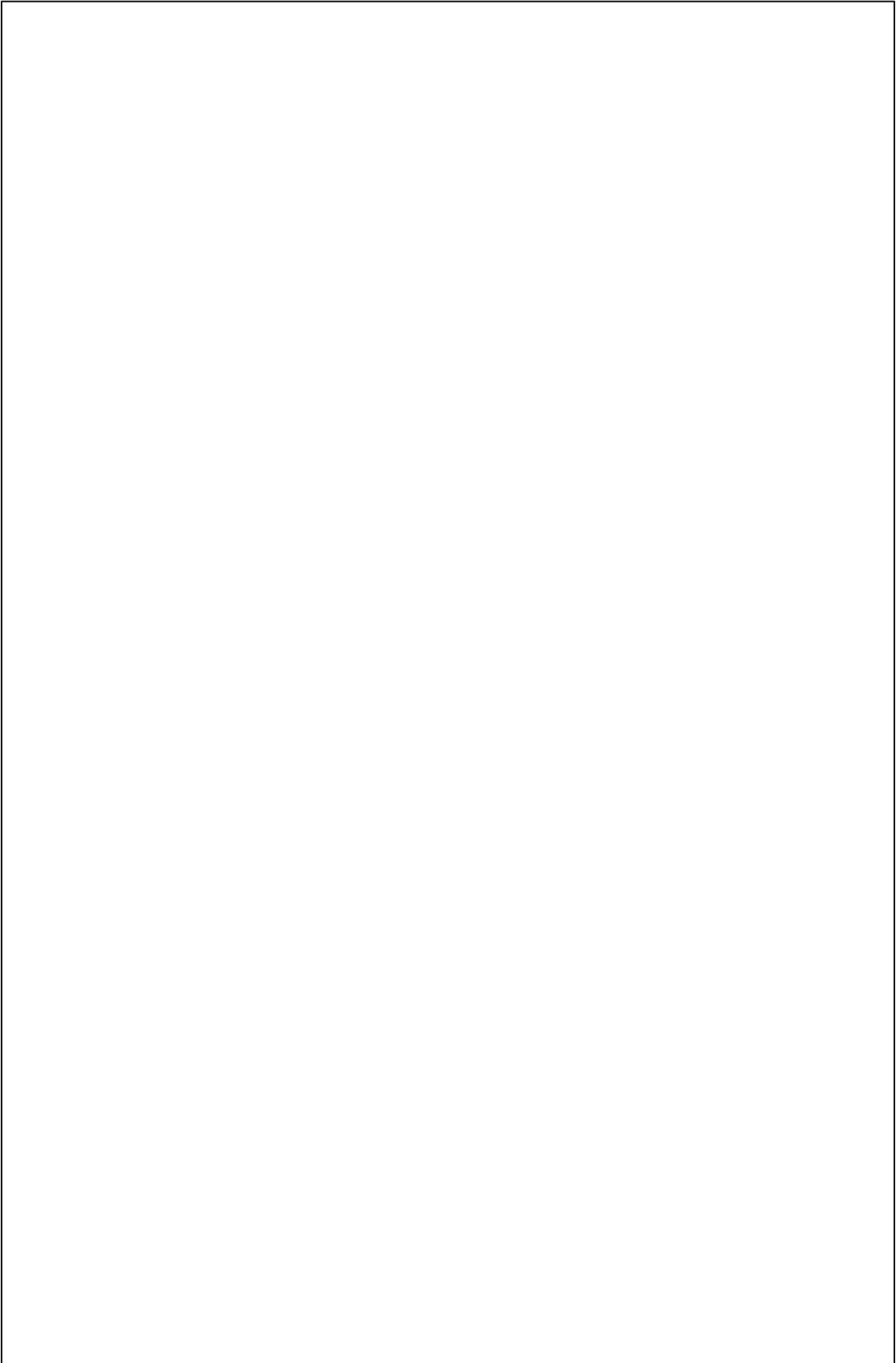


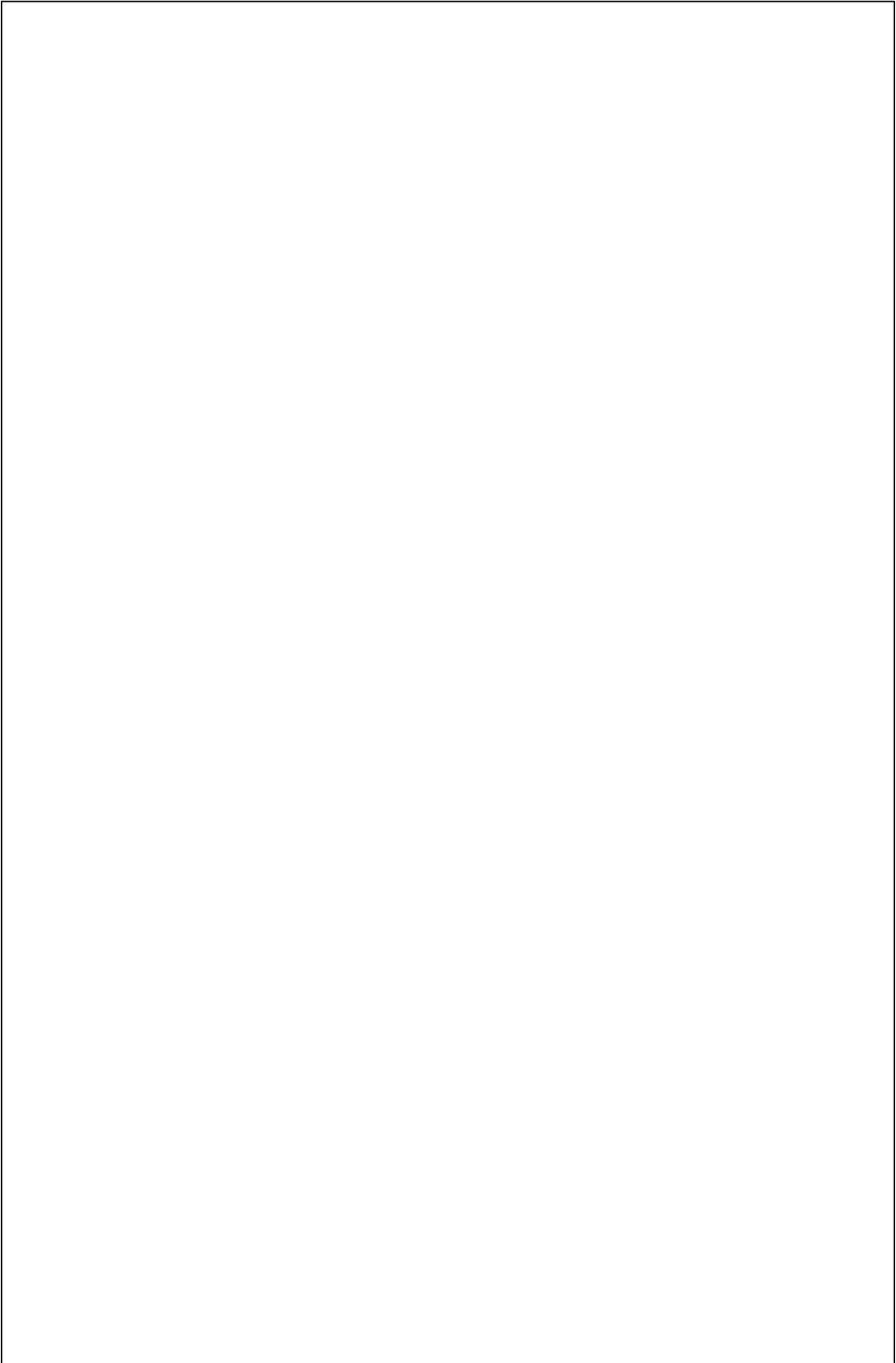


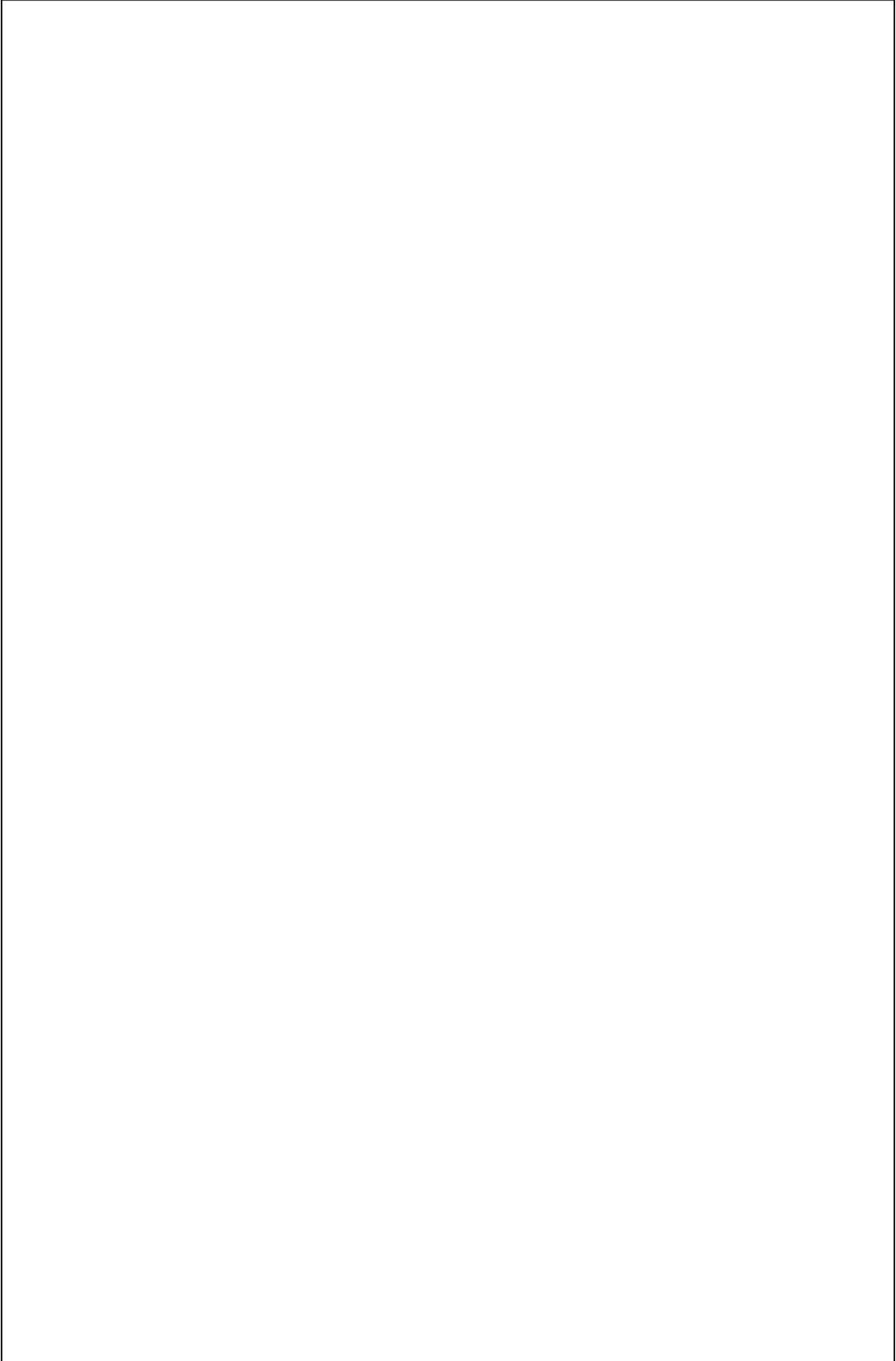


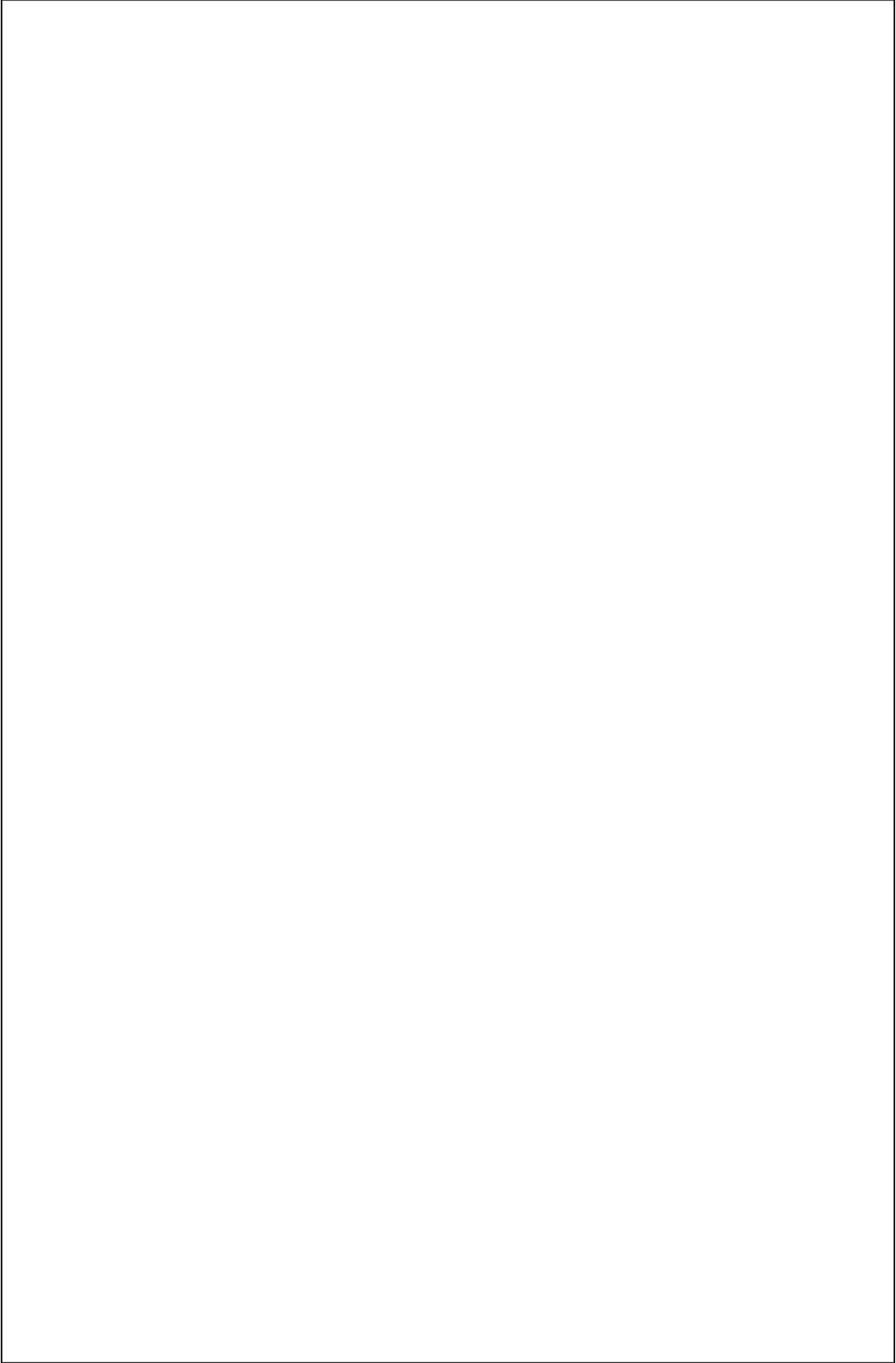


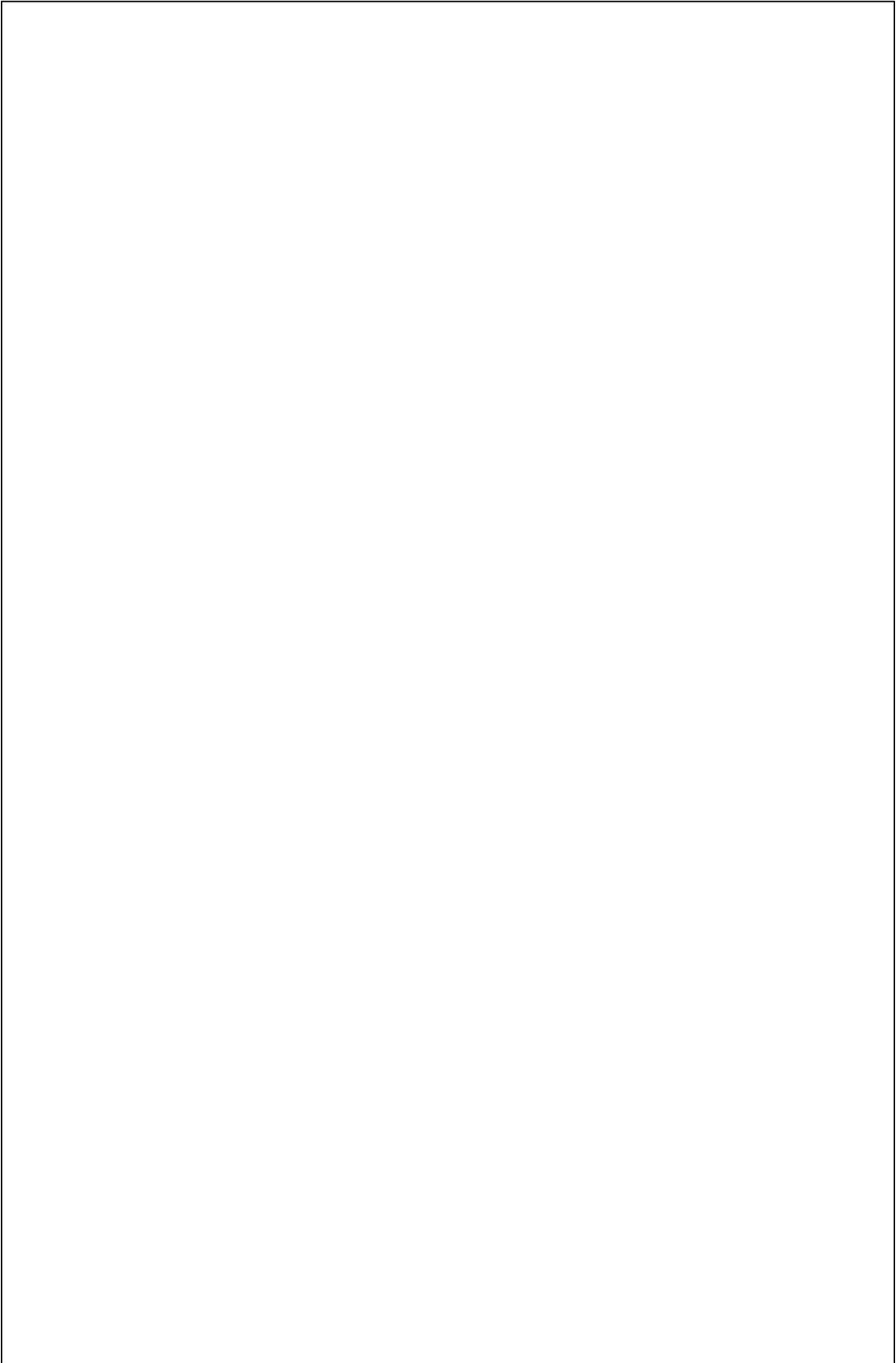


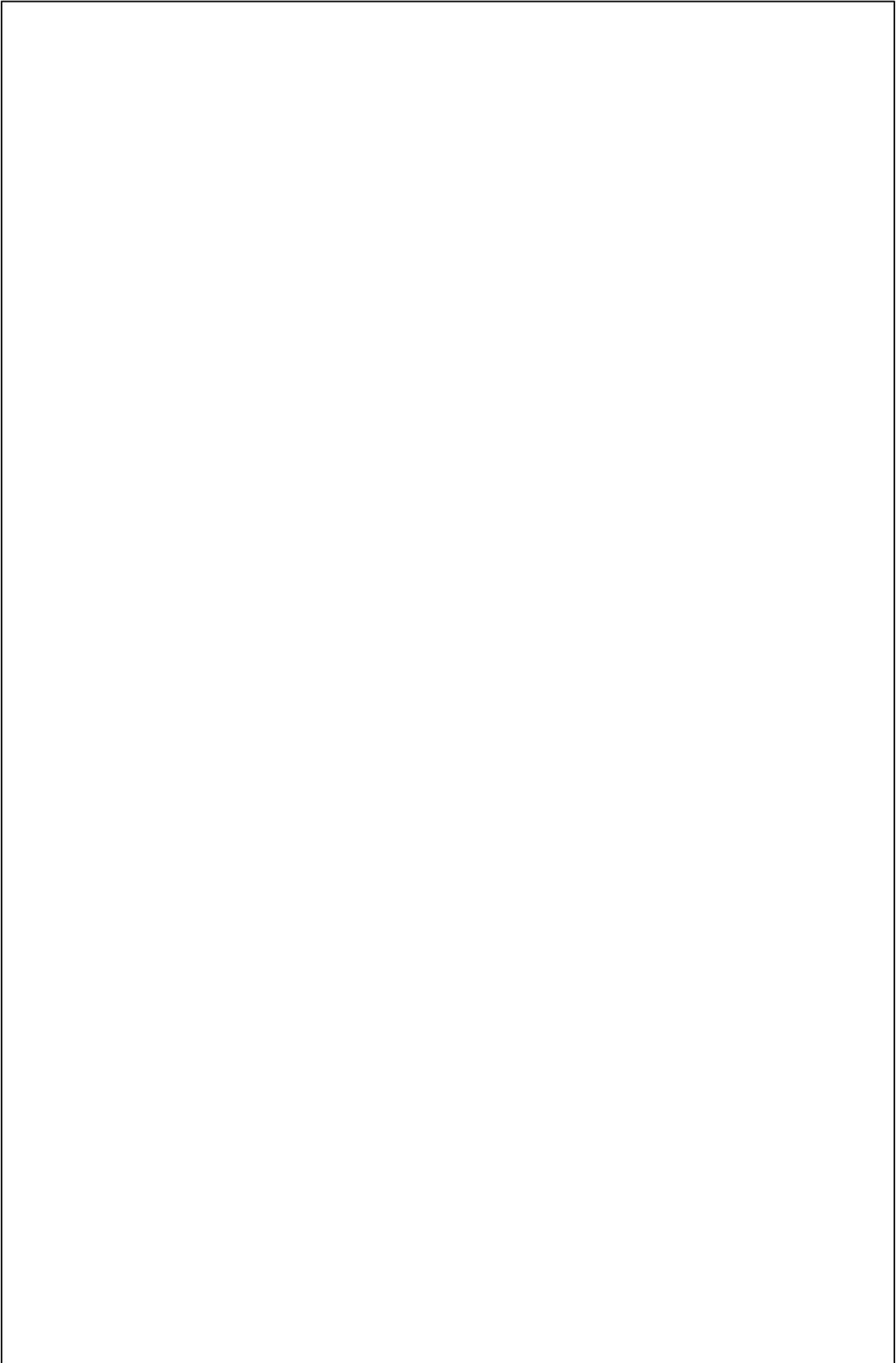


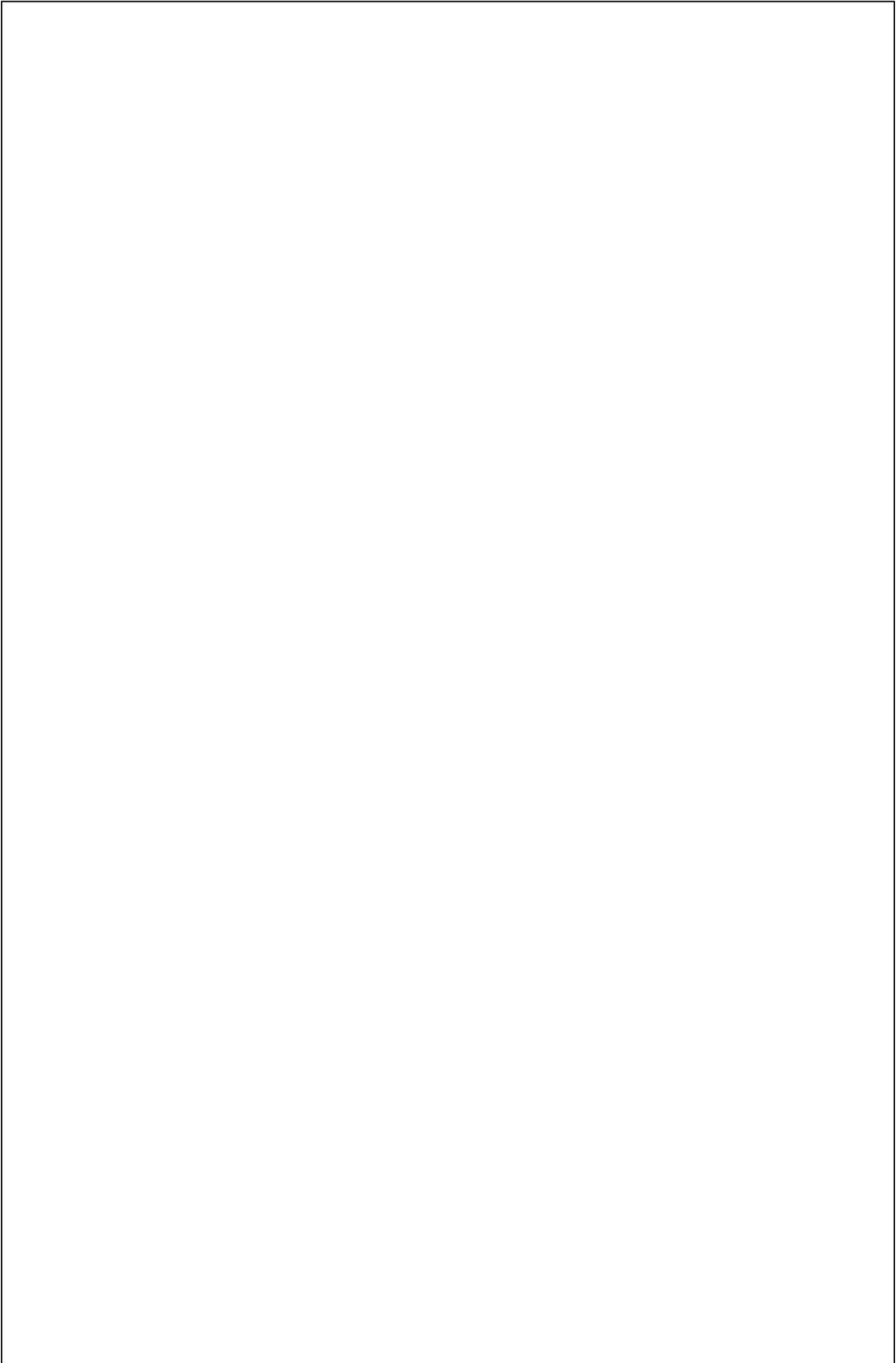


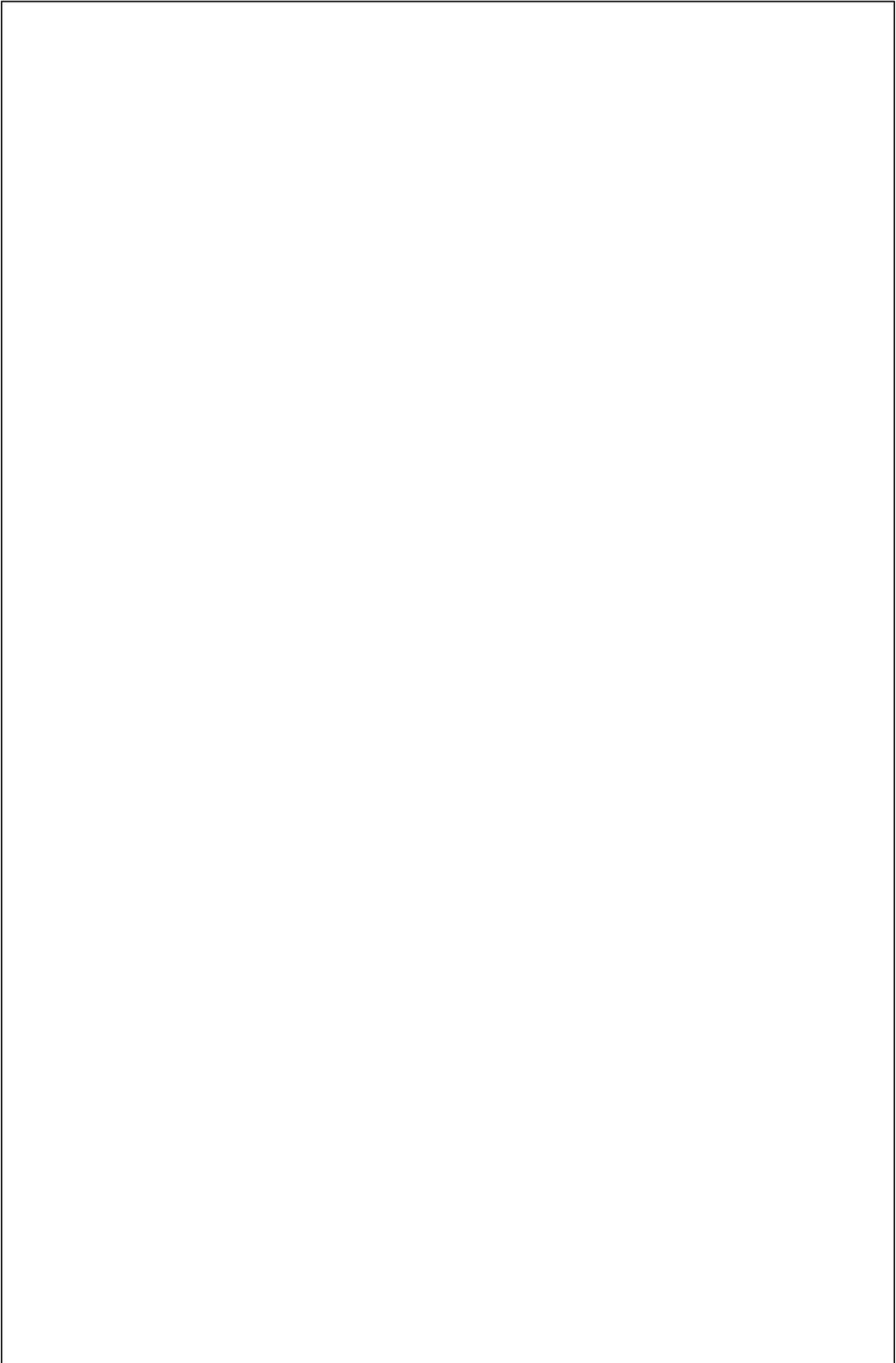


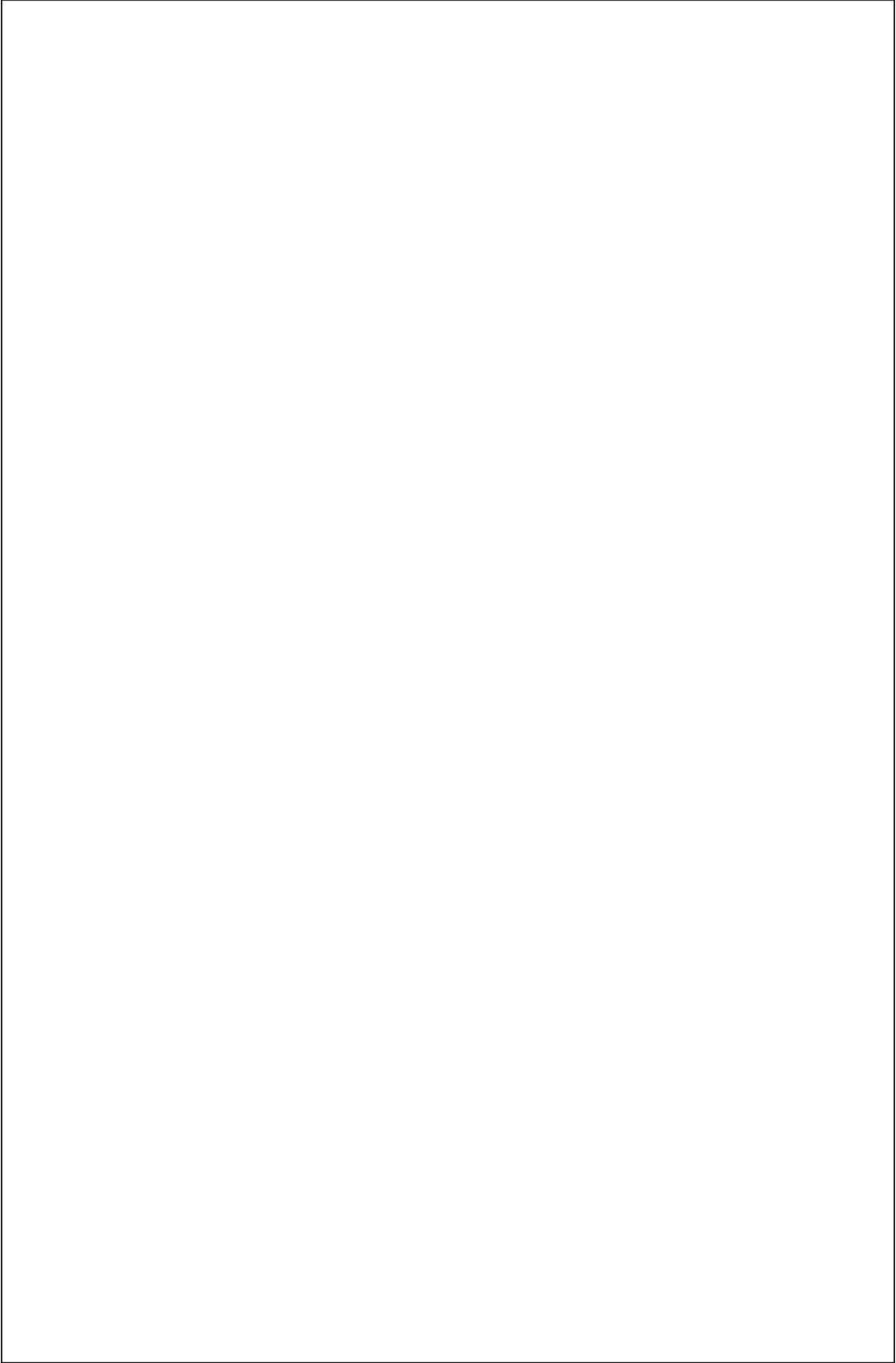


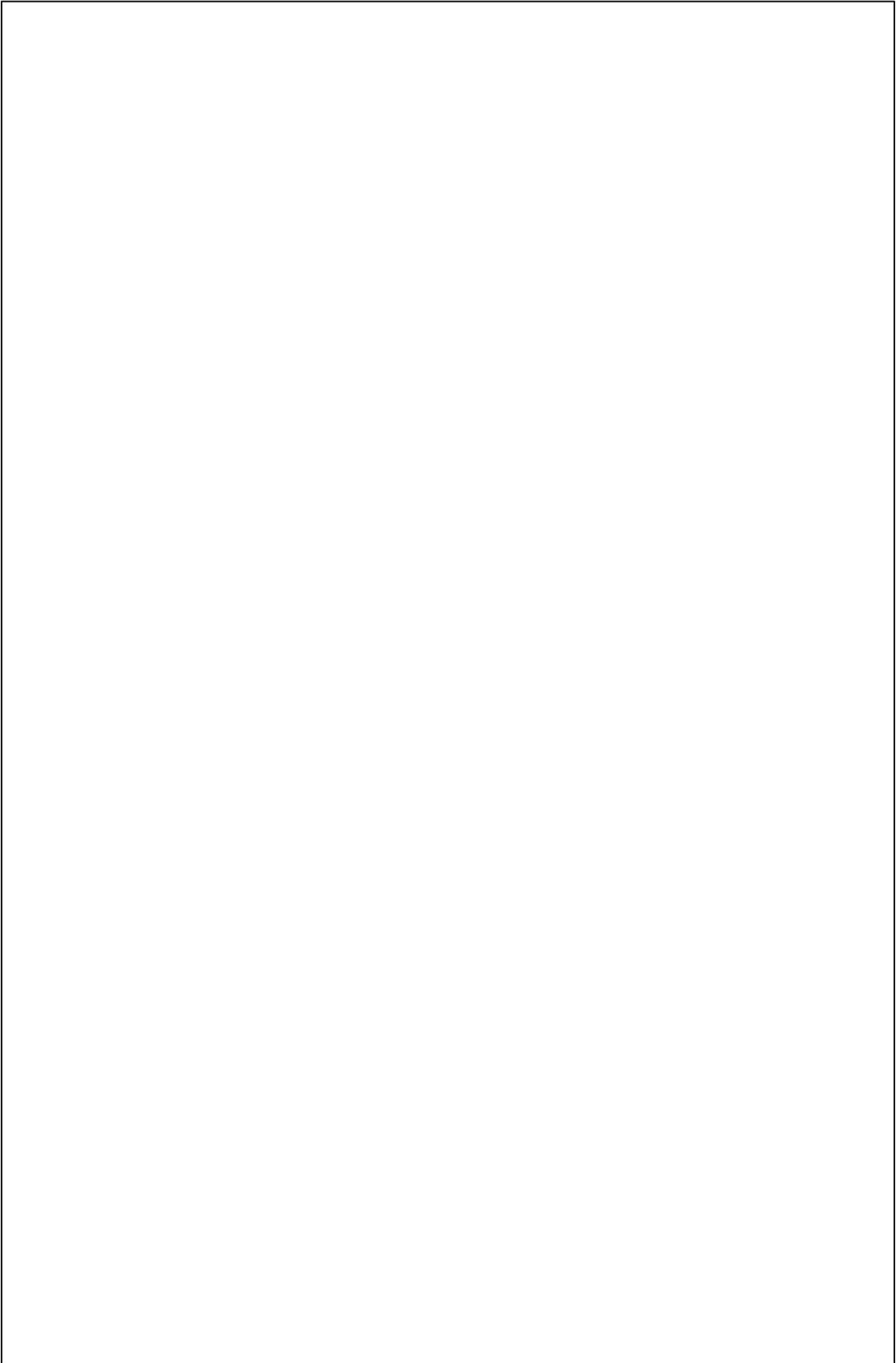












48-1 SA設備基準適合性一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第43条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		緊急用海水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
			海水	常時海水通水又は海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	48-5 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	48-6 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	48-5 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	48-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	48-4 配置図 , 48-5 系統図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-			
		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	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
				関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		緊急用海水ストレーナ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
			海水		常時海水通水又は海で使用	II
			周辺機器等からの悪影響		(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)	-
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	48-4 配置図		
	第2号	操作性	操作不要		対象外	
		関連資料	48-5 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M	
		関連資料	48-6 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	48-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他(飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	48-5 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路		対象外
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備		対象外
			関連資料	-		
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	屋内		A a
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない		対象外
			関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		第一弁 (S/C側)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	48-4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	48-3 計測制御系統図 , 48-5 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B
			関連資料	48-6 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		48-3 計測制御系統図 , 48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	48-3 計測制御系統図 , 48-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	48-3 計測制御系統図 , 48-4 配置図, 48-5 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	48-7 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		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	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料			本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		第一弁 (D/W側)	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度 / 屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
			関連資料	48-6 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外	
			関連資料	48-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		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	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系一次隔離弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 / 屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		48-4 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁	B	
		関連資料		48-6 試験検査		
	第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路	対象外
			関連資料		48-7 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		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		屋内
サポート系による要因					異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料					本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系二次隔離弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 / 屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(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)	—
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		48-4 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁	B	
		関連資料		48-6 試験検査		
	第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-5 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		48-3 計測制御系統図, 48-4 配置図, 48-5 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路	対象外
			関連資料		48-7 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		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		屋内
サポート系による要因					異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料					本文	

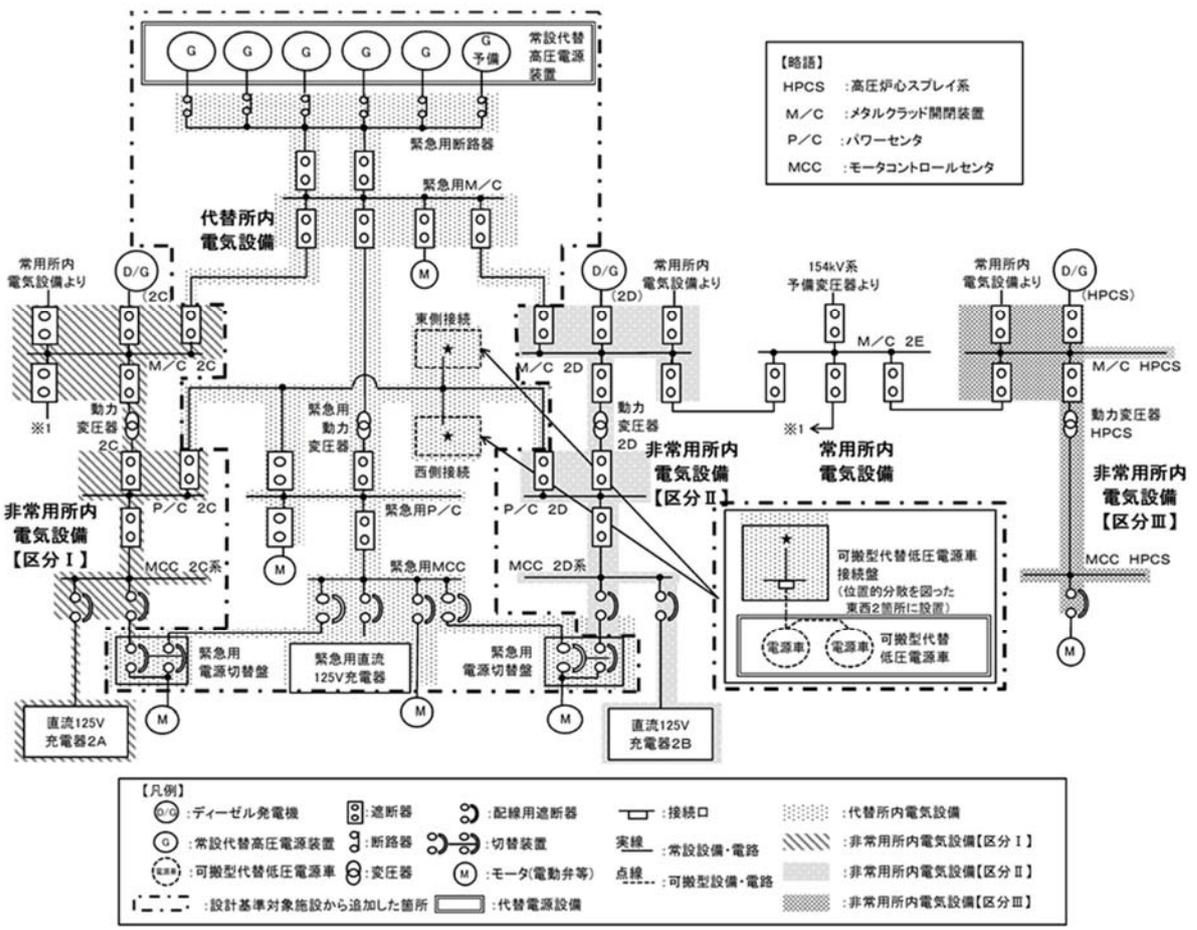
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		残留熱除去系海水系ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	48-5 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	48-5 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
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	位置的分散を考慮すべきD B 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	—	

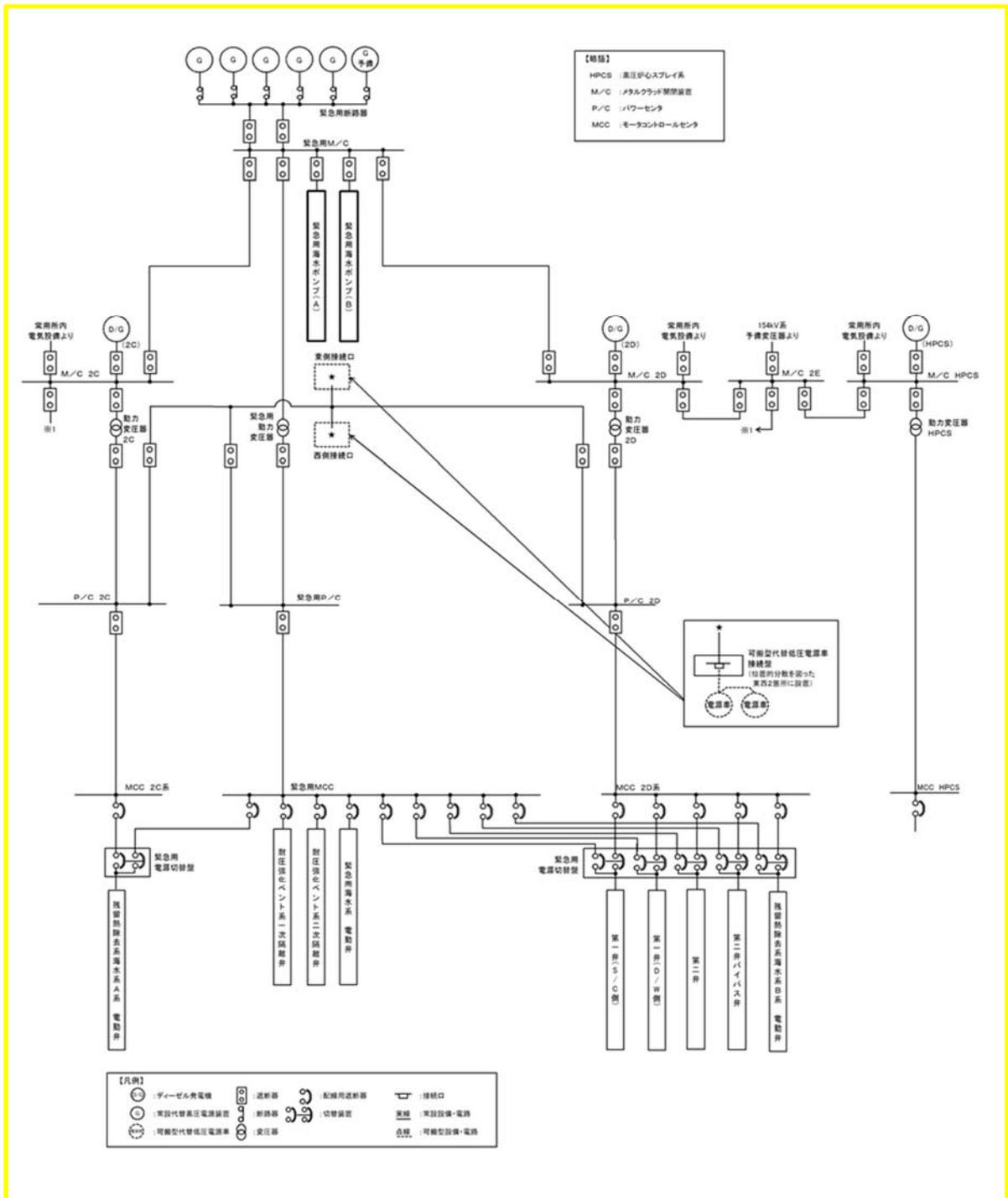
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		残留熱除去系海水ストレーナ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・ 環境 圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	-	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	48-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	-		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	48-5 系統図	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
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	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	本文	

48-2 電源構成図

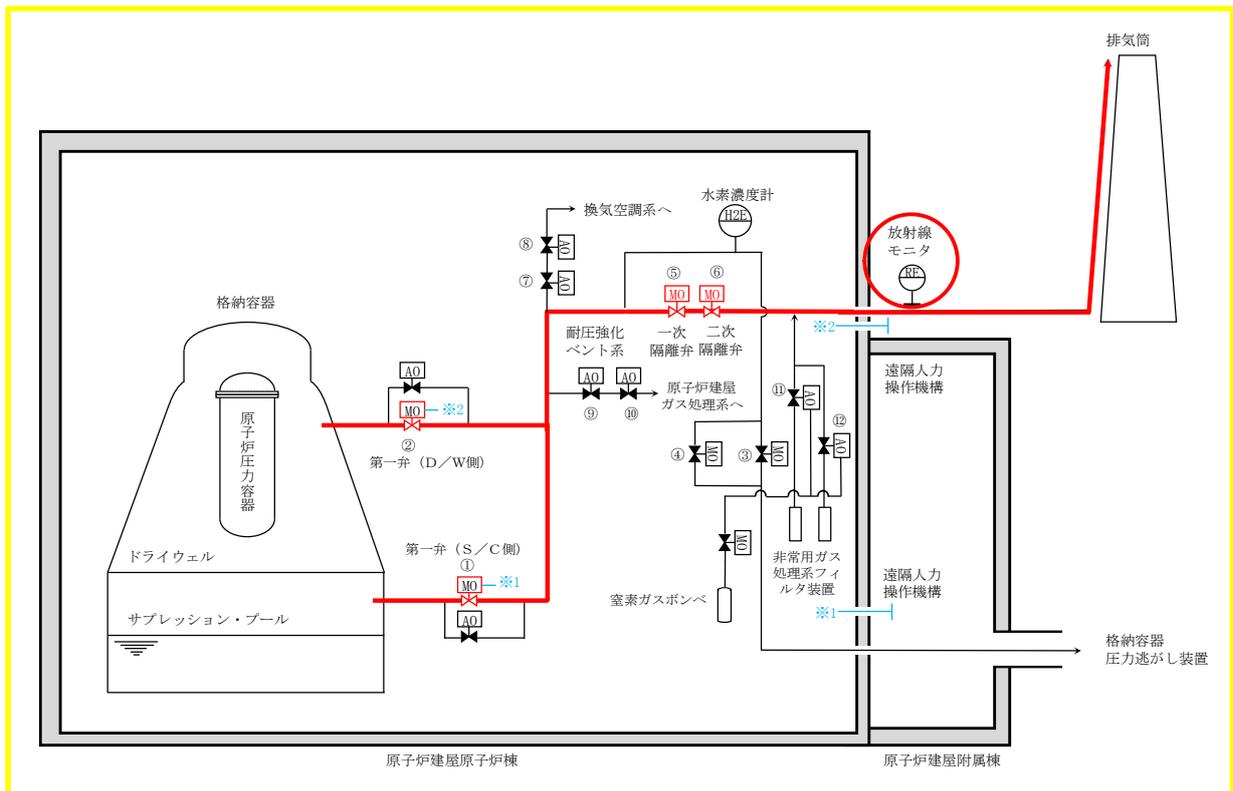


第 48-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第 48-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/2)

48-3 計測制御系統図



	機器名称		機器名称
①	第一弁 (S/C側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	第一弁 (D/W側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B

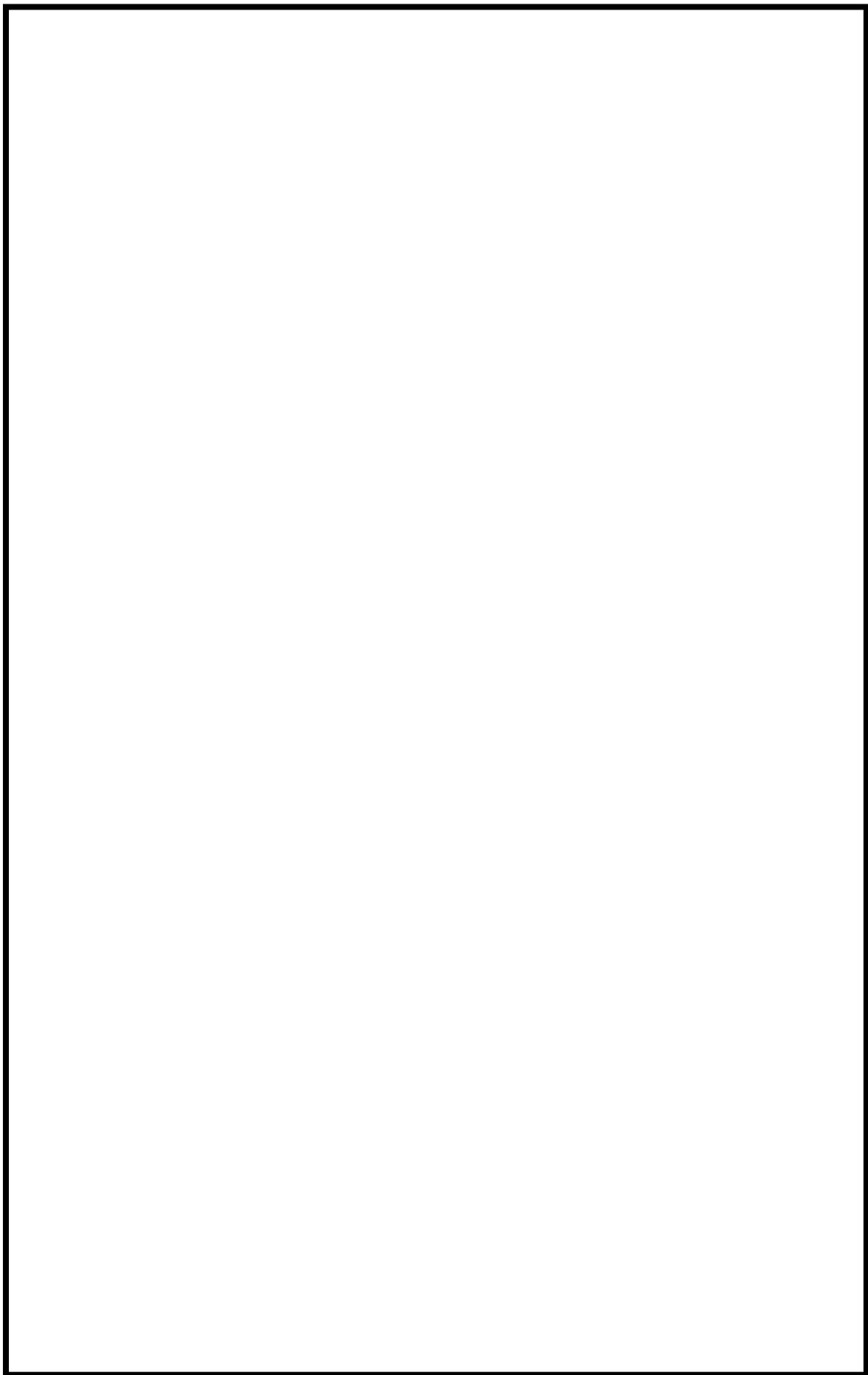
第 48-3-1 図 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

第 48-3-1 表 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

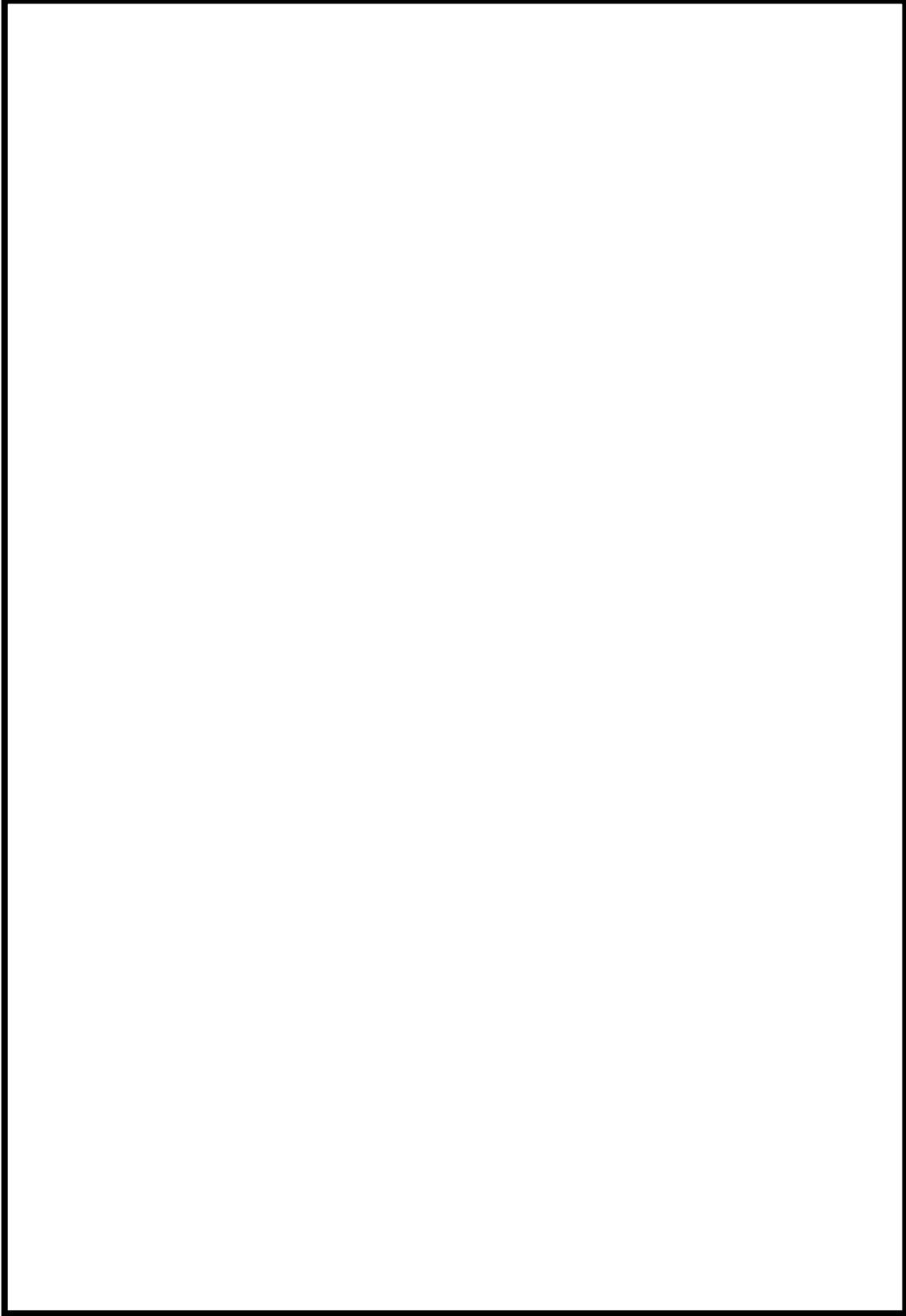
監視パラメータ	計測範囲	個数
耐圧強化ベント系放射線モニタ*	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1

* 上図赤丸で示す。

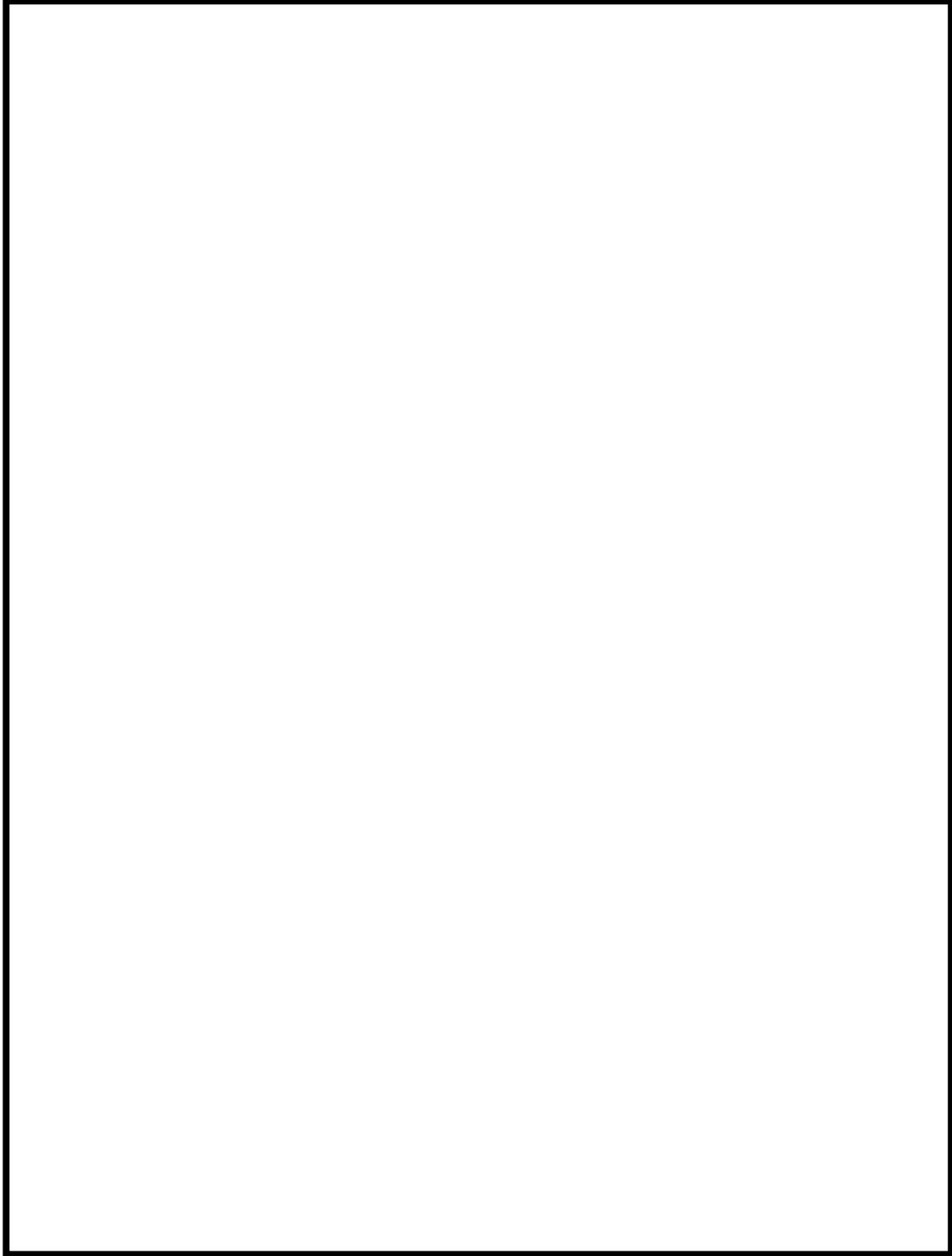
48-4 配置図



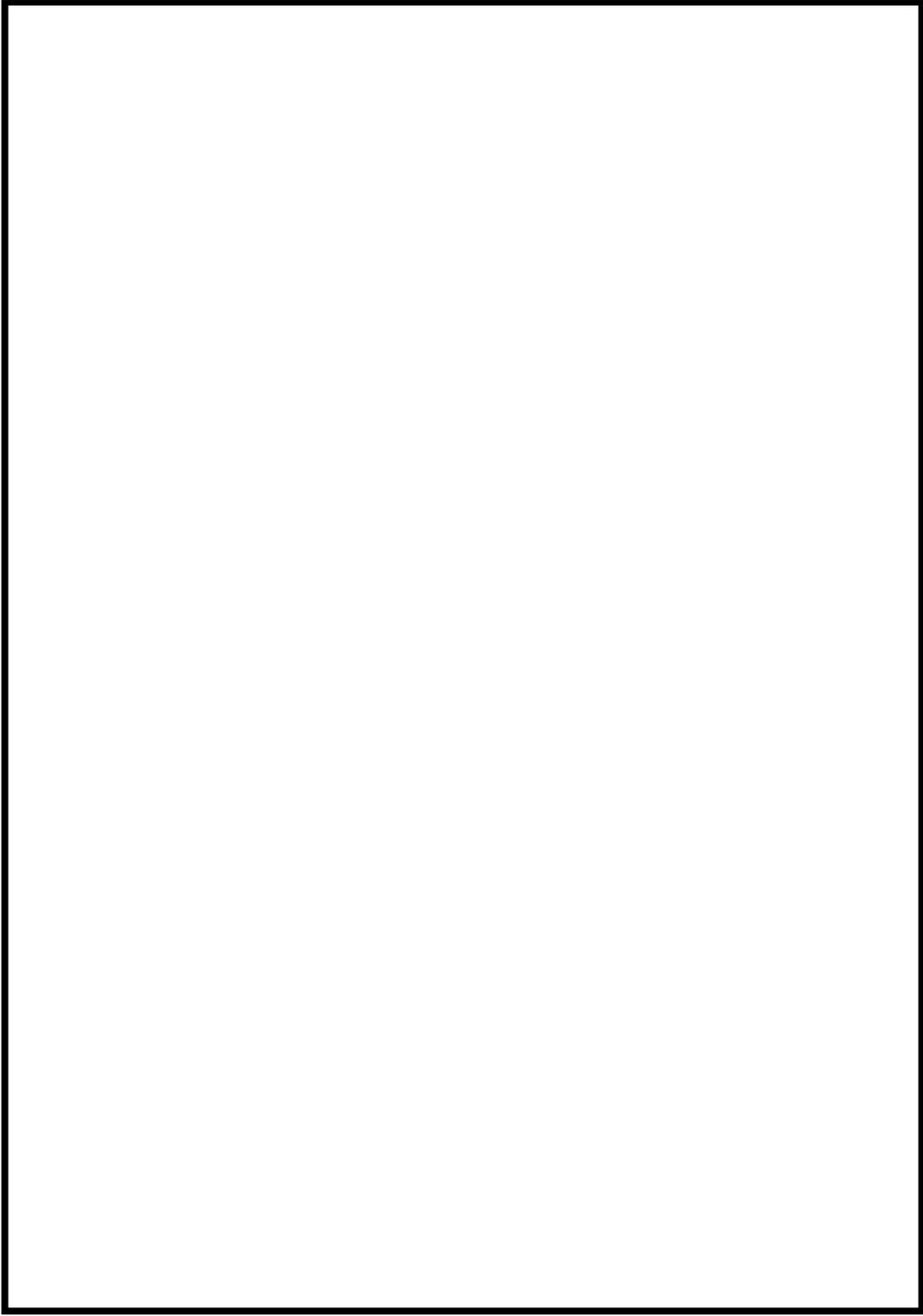
第 48-4-1 図 緊急用海水系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 1 階）



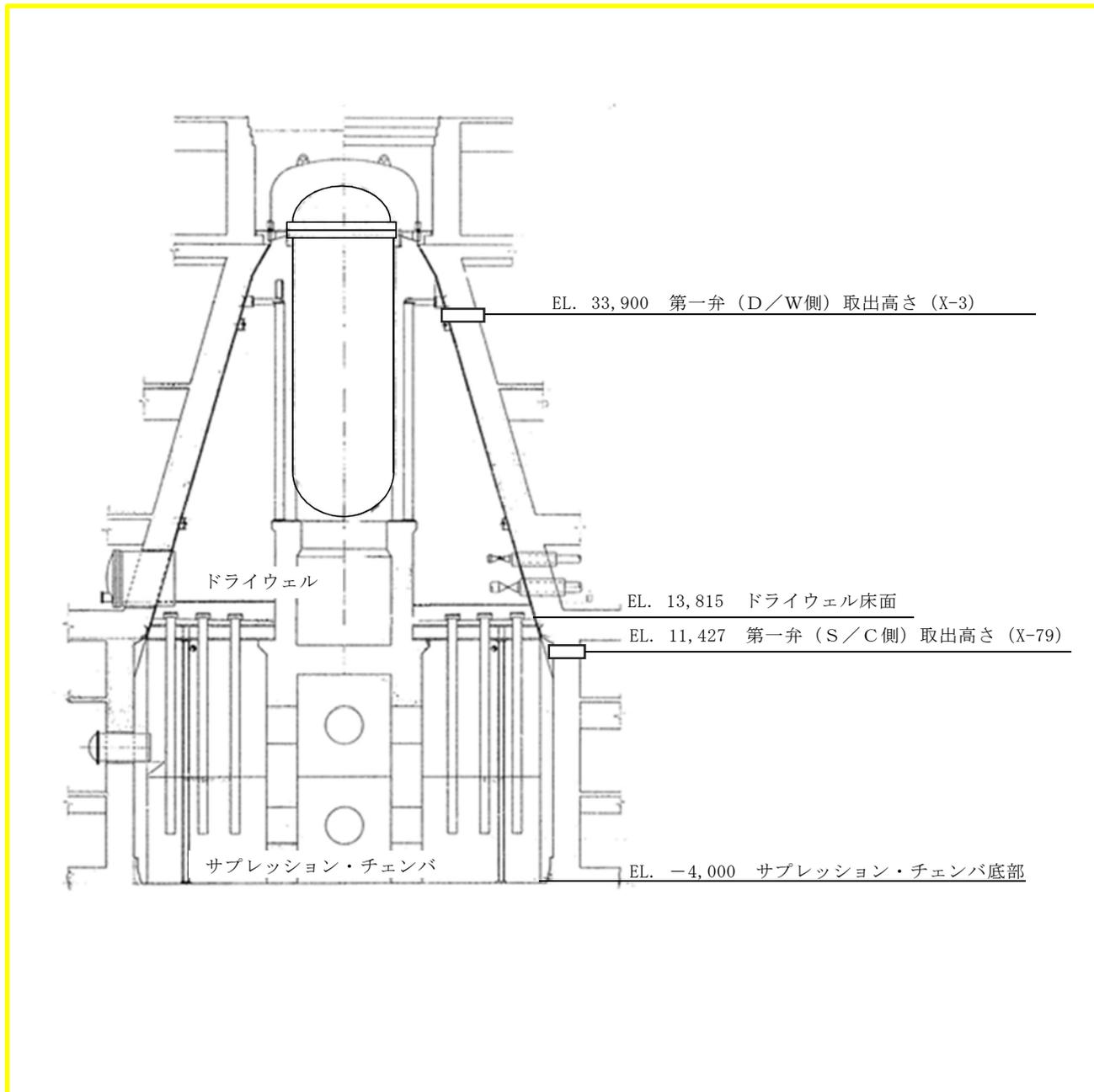
第 48-4-2 図 耐圧強化ベント系に関する機器の配置を明示した図面 (原子炉建屋 1 階)



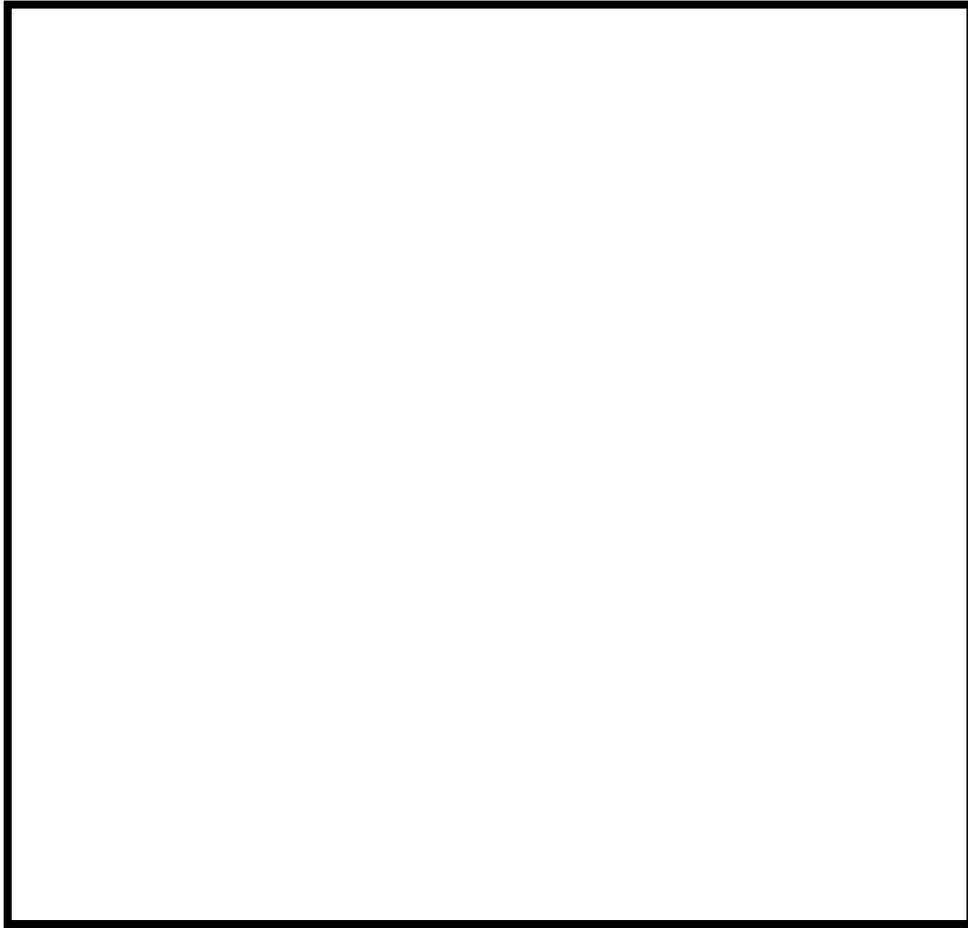
第 48-4-3 図 耐圧強化ベント系に関する機器の配置を明示した図面 (原子炉建屋 4 階)



第 48-4-4 図 耐圧強化ベント系に関する機器の配置を明示した図面 (原子炉建屋 5 階)

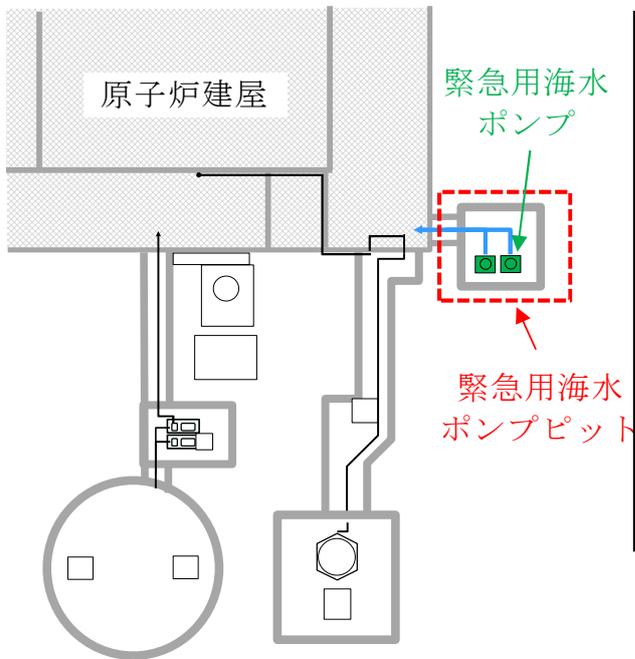


第 48-4-5 図 耐圧強化ベント系 格納容器取出し配置図

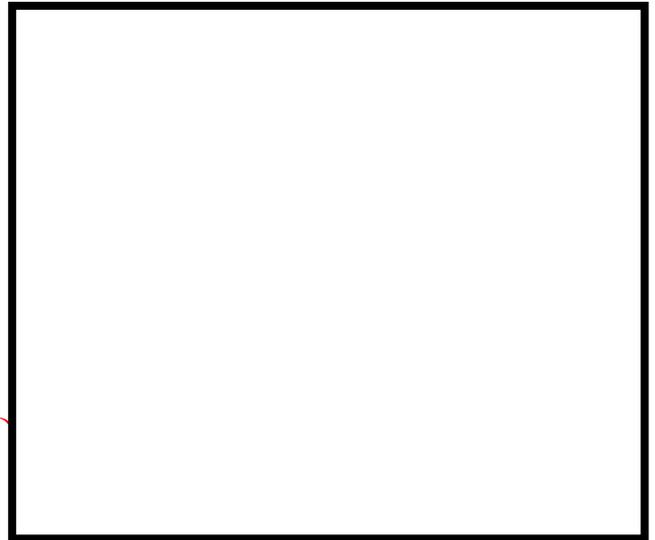


[全体配置図]

緊急用海水
ポンプ



[平面図]

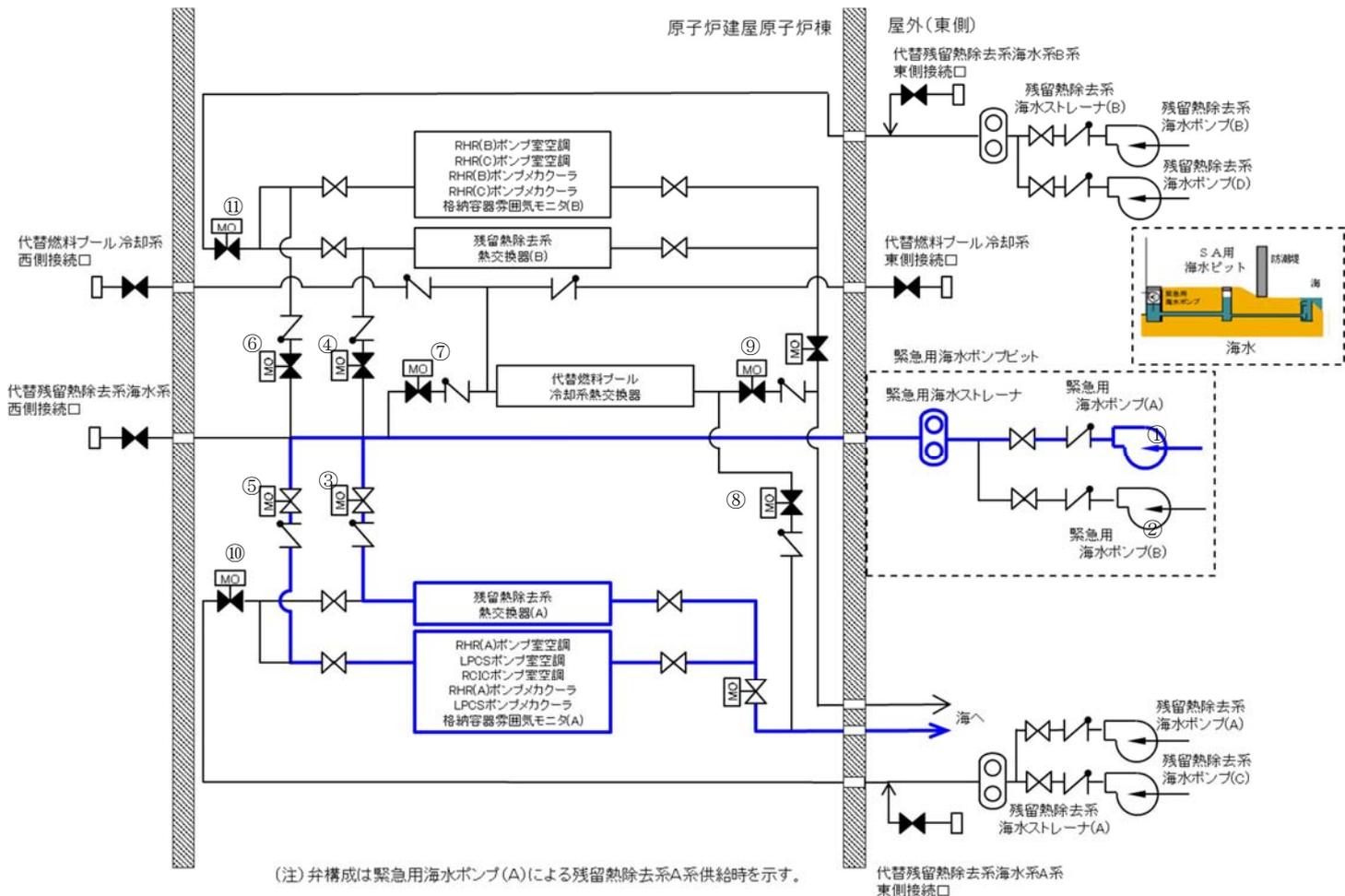


[立面図]

緊急用海水系配置図

第 48-4-6 図 緊急用海水系配置図

48-5 系統図

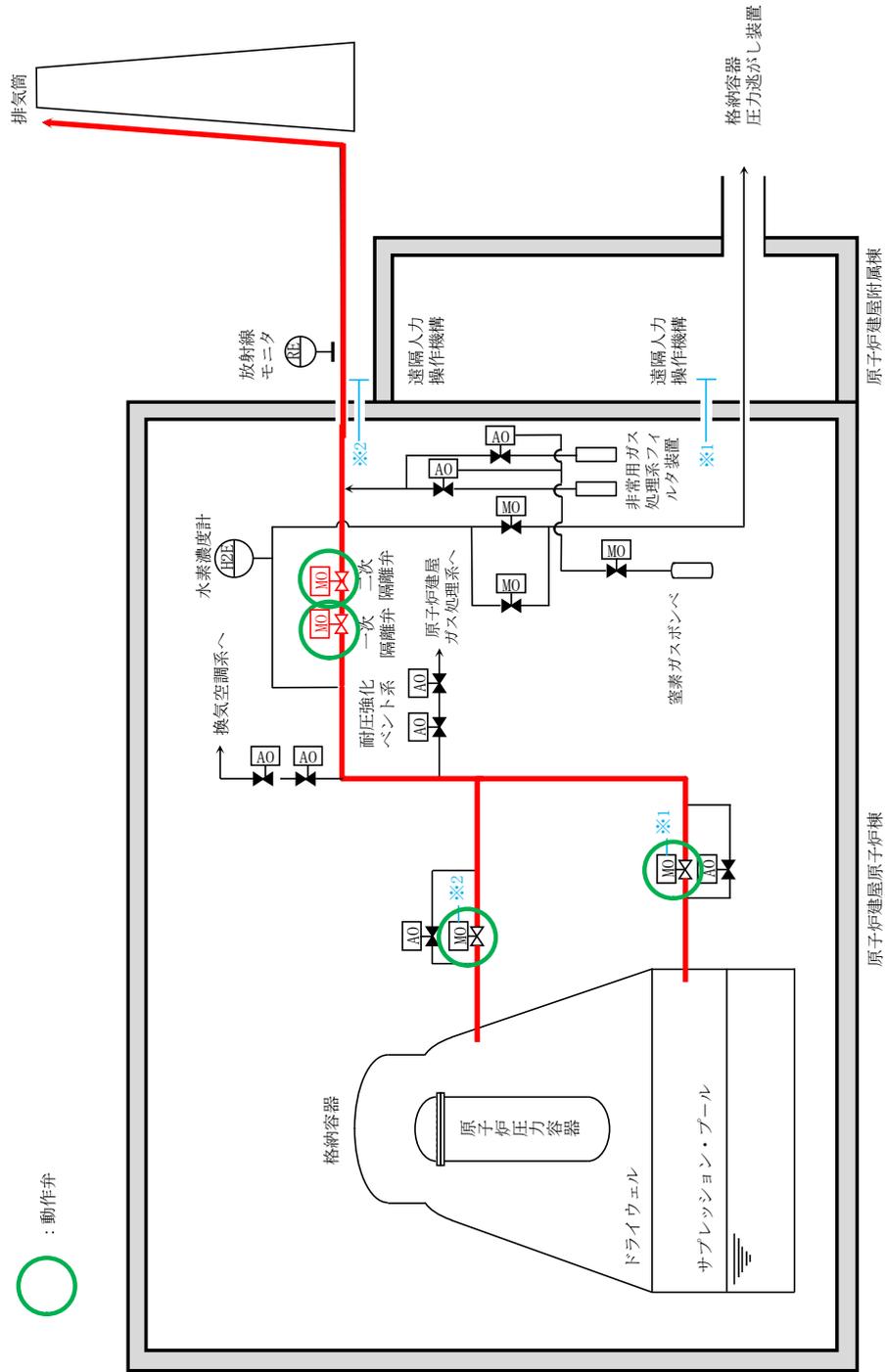


機器名称		機器名称	
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁(A)系
③	緊急用海水系RHR A系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁(B)系
③	緊急用海水系RHR B系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(A)系
④	緊急用海水系RHR A系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(B)系
⑥	緊急用海水系RHR B系補機隔離弁		

第 48-5-1 図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)

- : 主要設備
- : 附属設備
- : 動作弁



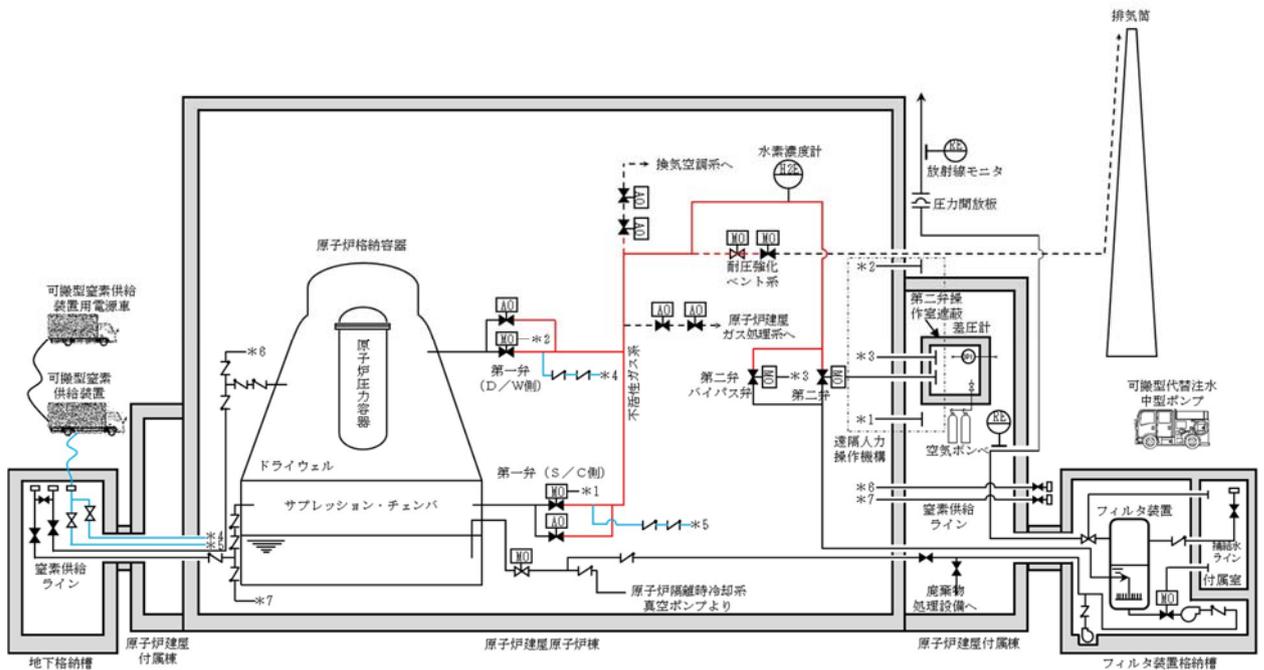
第 48-5-2 図 耐圧強化ベント系 概略系統図

48-6 試験検査

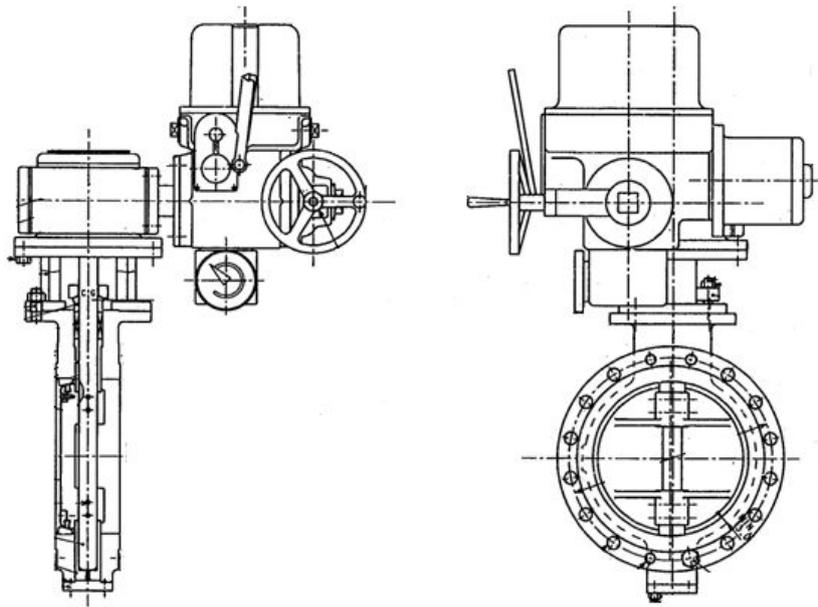
【耐圧強化ベント系】

第48-6-1表 耐圧強化ベント系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む） 又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構） 機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機 等の動作状況確認



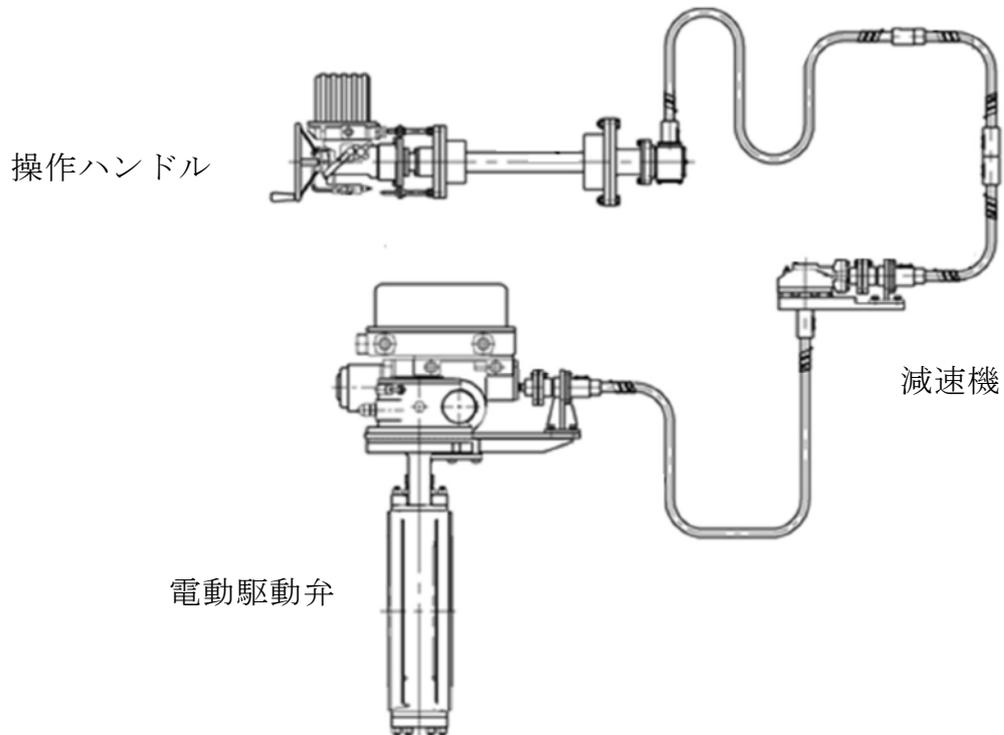
第 48-6-1 図 耐圧強化ベント系機能・性能検査系統図



配管よりフランジを切り離す
ことにより，弁の分解点検が可能

第 48-5-3 図に示す動作弁の
電動弁を示す。

第 48-6-2 図 電動駆動弁外形図

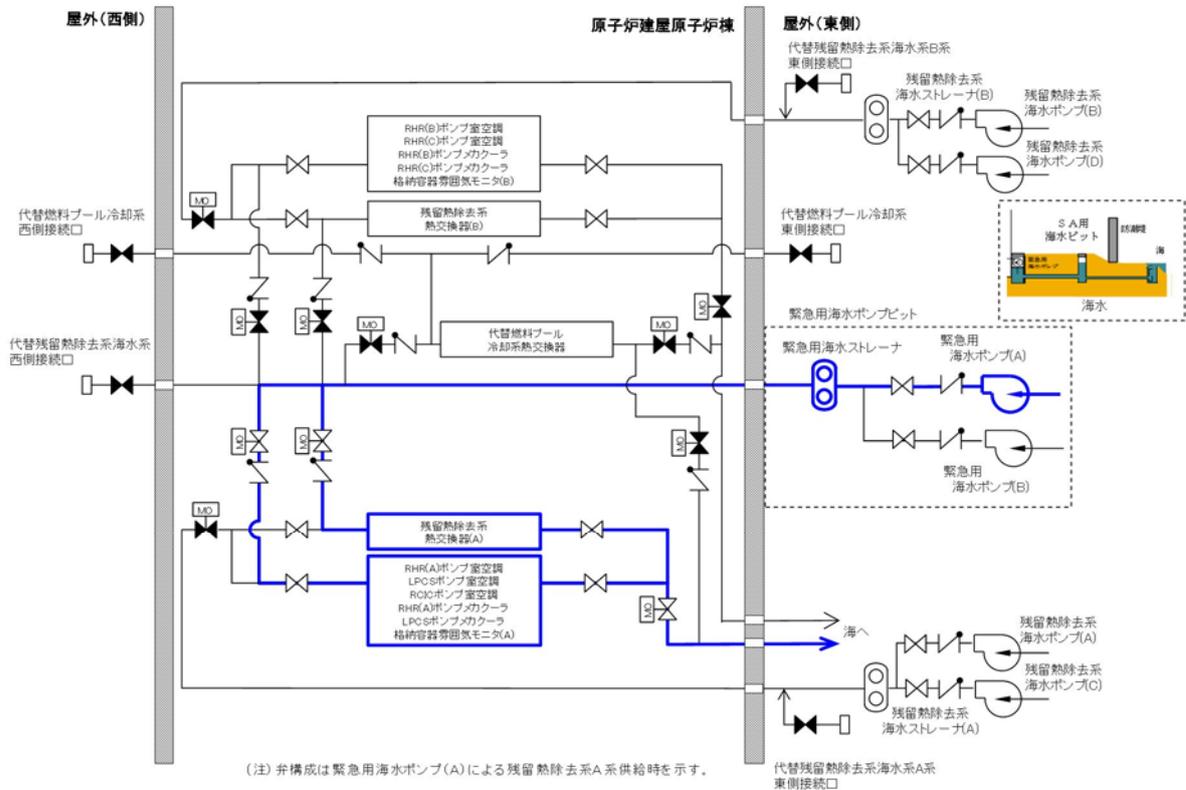


第 48-6-3 図 遠隔人力操作機構外形図

【緊急用海水系】

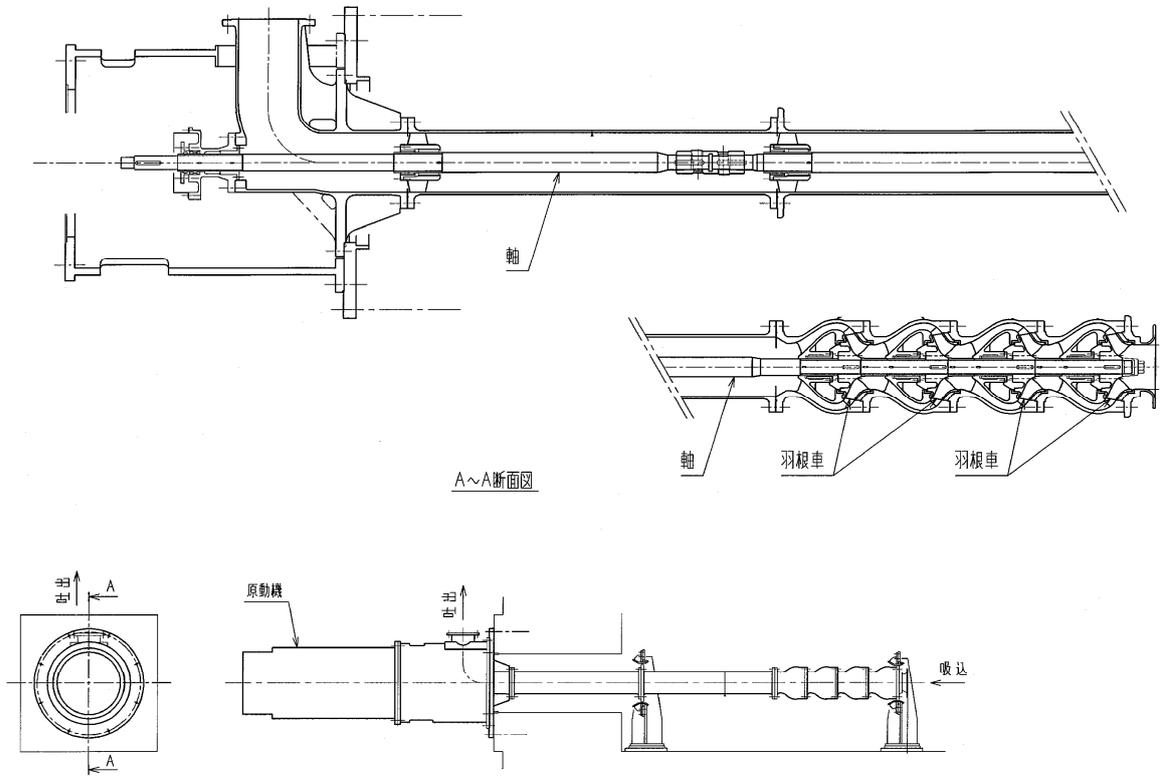
第48-6-2表 緊急用海水系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ, 熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認 緊急用海水ストレーナの差圧確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について, 浸透探傷試験及び目視により確認
	内部点検	熱交換器の内部点検, 伝熱管の渦流探傷試験 緊急用海水ストレーナの内部点検



第 48-6-4 図 緊急用海水系運転性能検査系統図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)



第 48-6-5 図 緊急用海水系ポンプ構造図

48-7 容量設定根拠

名称		緊急用海水ポンプ
容量	m ³ /h/台	834 (注1) , (約844 (注2))
全揚程	m	120 (注1) , (約130 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW/台	510
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】

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する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格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

なお、緊急用海水ポンプは重大事故等時に1個使用し、1個を予備とし計2個を設置する。

1. 容量

緊急用海水ポンプの容量は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも、格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1個当たり834m³/hが必要であることから、ポンプ1個当たり約844m³/hを供給可能なポンプを1個使用する設計とする。

<要求値>

① 残留熱除去系熱交換器 : 650m³/h

② 補機用冷却器 : 40m³/h

③代替燃料プール冷却系熱交換器：144m³/h

$$\text{①} + \text{②} + \text{③} = 834\text{m}^3/\text{h}$$

2. 全揚程

緊急用海水ポンプの揚程は、ポンプ1個で834m³/hの海水供給時の圧損（水源である海と供給先（残留熱除去系熱交換器等）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損）を考慮し，約130mの揚程を確保可能な設計とする。

3. 最高使用圧力

緊急用海水ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切揚程，建屋内配管の静水頭に裕度を考慮し2.45MPa[gage]とする。

①ポンプ締切揚程 2.01MPa[gage]

②静水頭 0.05MPa[gage]

合計 2.06MPa[gage]

上記計算結果を満足する 2.45MPa[gage]を公称値とする。

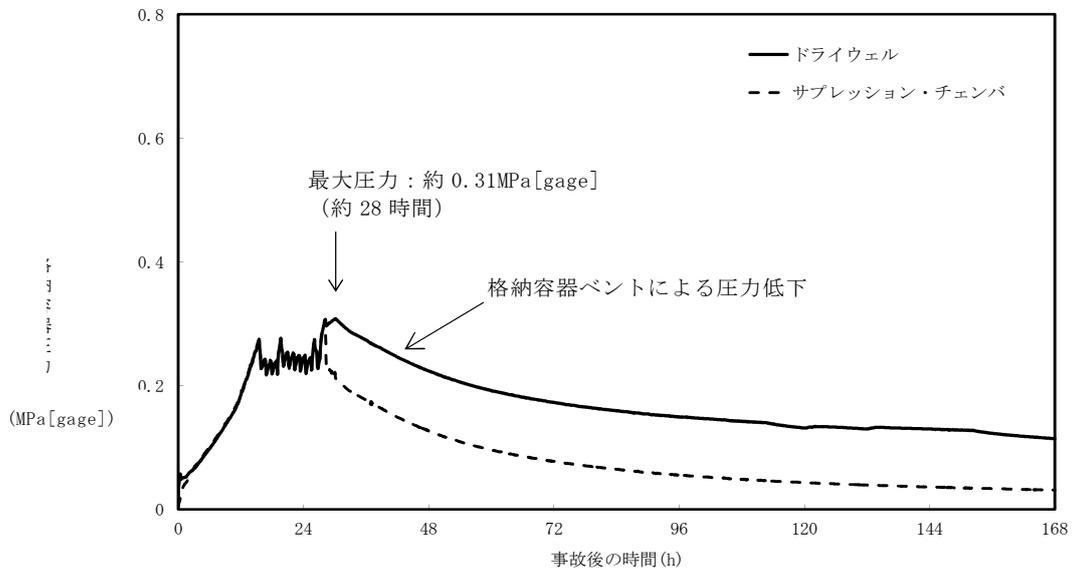
4. 最高使用温度 38℃

緊急用海水ポンプの最高使用温度は，既設の残留熱除去系海水ポンプの最高使用温度に合わせ38℃とする。

5. 電動機出力

電動機出力は，緊急用海水ポンプの容量約844m³/h，全揚程約130m及び電動機効率70%を考慮し，510kWとする。

名称		耐圧強化ベント系（系統容量）
最高使用圧力	MPa[gage]	0.31(0.62)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 0.014(0.62)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
最高使用温度	℃	171(200)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 72(200)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
設計流量	Kg/h	48,000
機器仕様に関する注記		（ ）内の数値は，重大事故等時の値を示す。
<p>(1) 最高使用圧力</p> <p>①不活性ガス系から二次隔離弁まで</p> <p>不活性ガス系との接続点から圧力境界となる二次隔離弁までは，不活性ガス系配管の最高使用圧力に合わせ，0.31MPa[gage]とする。</p> <p>②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで</p> <p>圧力境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは，非常用ガス処理系配管の最高使用圧力に合わせ，0.014MPa[gage]とする。</p> <p>③重大事故等時使用圧力</p> <p>格納容器の最高使用圧力の2倍である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>炉心損傷前の格納容器ベントは，格納容器圧力が最高使用圧力である0.31MPa[gage]に到達後，実施することとなる。そのため，実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある0.62MPa[gage]を，耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする（第1図参照）。</p>		



第1図 格納容器圧力の推移（L O C A時注水機能喪失*）

* 耐圧強化ベント系使用時の最も厳しい条件

(2) 最高使用温度

① 不活性ガス系から二次隔離弁まで

不活性ガス系との接続点から温度境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用温度に合わせ、171℃とする。

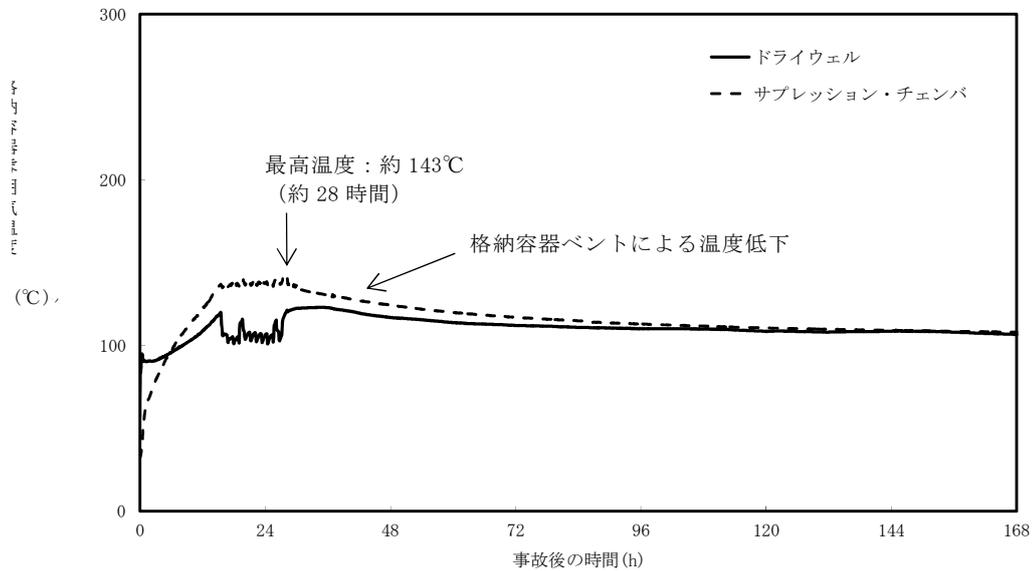
② 二次隔離弁から非常用ガス処理系まで

温度境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用温度に合わせ、72℃とする。

③ 重大事故等時使用温度

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオであるL O C A時注水機能喪失において、ベント使用時の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。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も200℃以下となることから、重大事故

時等使用温度を200℃とする（第2図参照）。



第2図 格納容器温度推移（LOCA時注水機能喪失＊）

＊耐圧強化ベント系使用時の最も厳しい条件

(3) 設計流量（ベントガス流量）

格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の1%崩壊熱相当の発生蒸気量48,000kg/hを排出可能な設計とする。

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3時間後であり、その際の格納容器内における発生蒸気量は13.4kg/sとなる。

一方、有効性評価シナリオであるLOCA時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約28時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

設備概要（自主対策設備を含む。）

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として、以下を整備する。

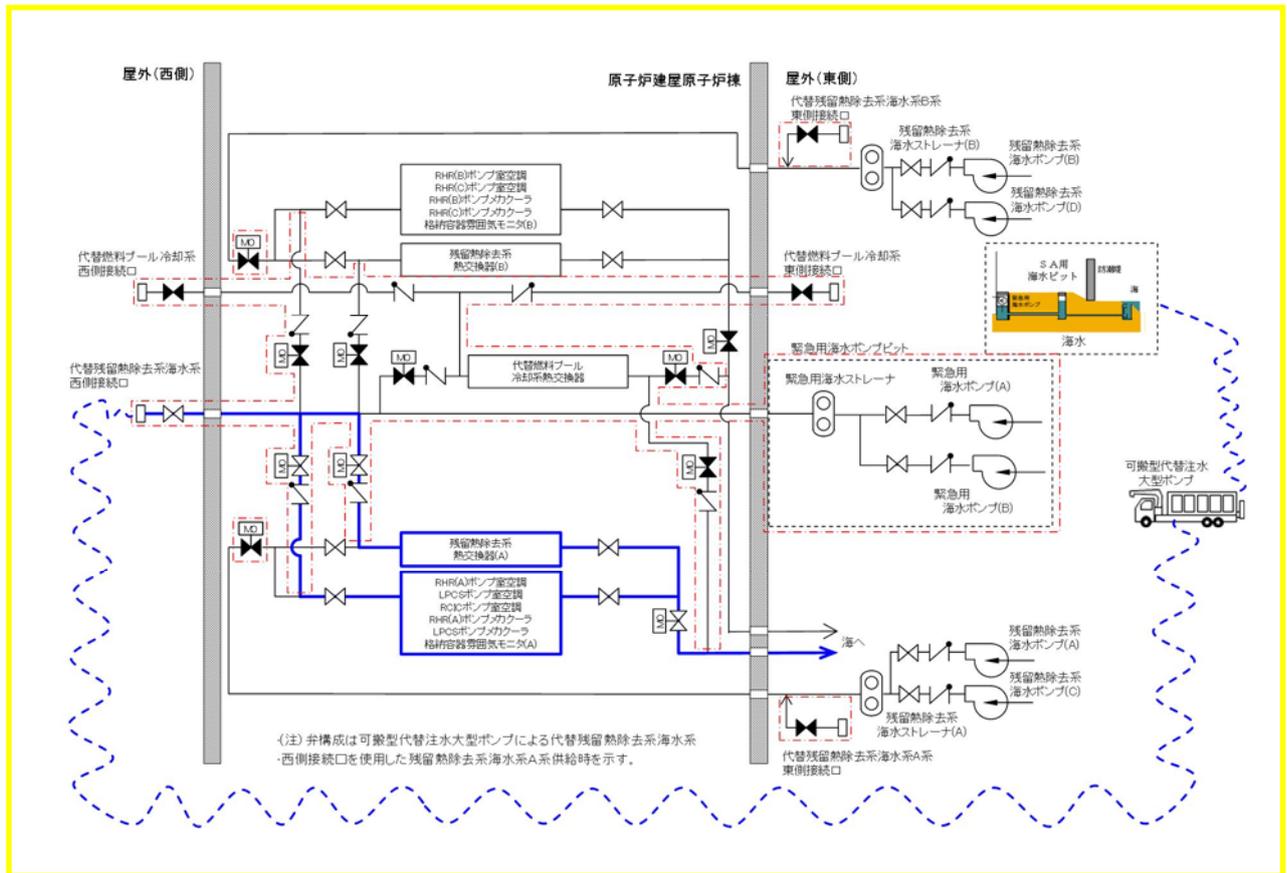
(1) 代替残留熱除去系海水系（可搬型）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系（可搬型）を整備する。

本設備は、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、配管・弁、残留熱除去系熱交換器から構成される。

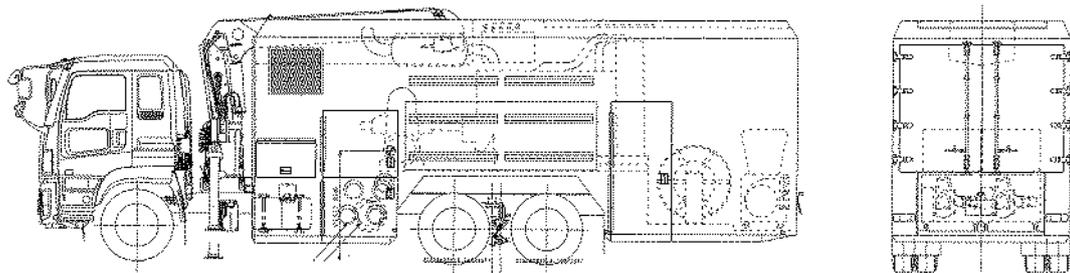
可搬型代替注水大型ポンプ及びホース等の可搬設備は、可搬型設備保管場所に保管する。

可搬型代替注水大型ポンプ外観図を第 48-8-1 図に、本系統全体の概要図を第 48-8-2 図に示す。



第 48-8-1 図 代替残留熱除去系海水系（可搬型）系統概要図

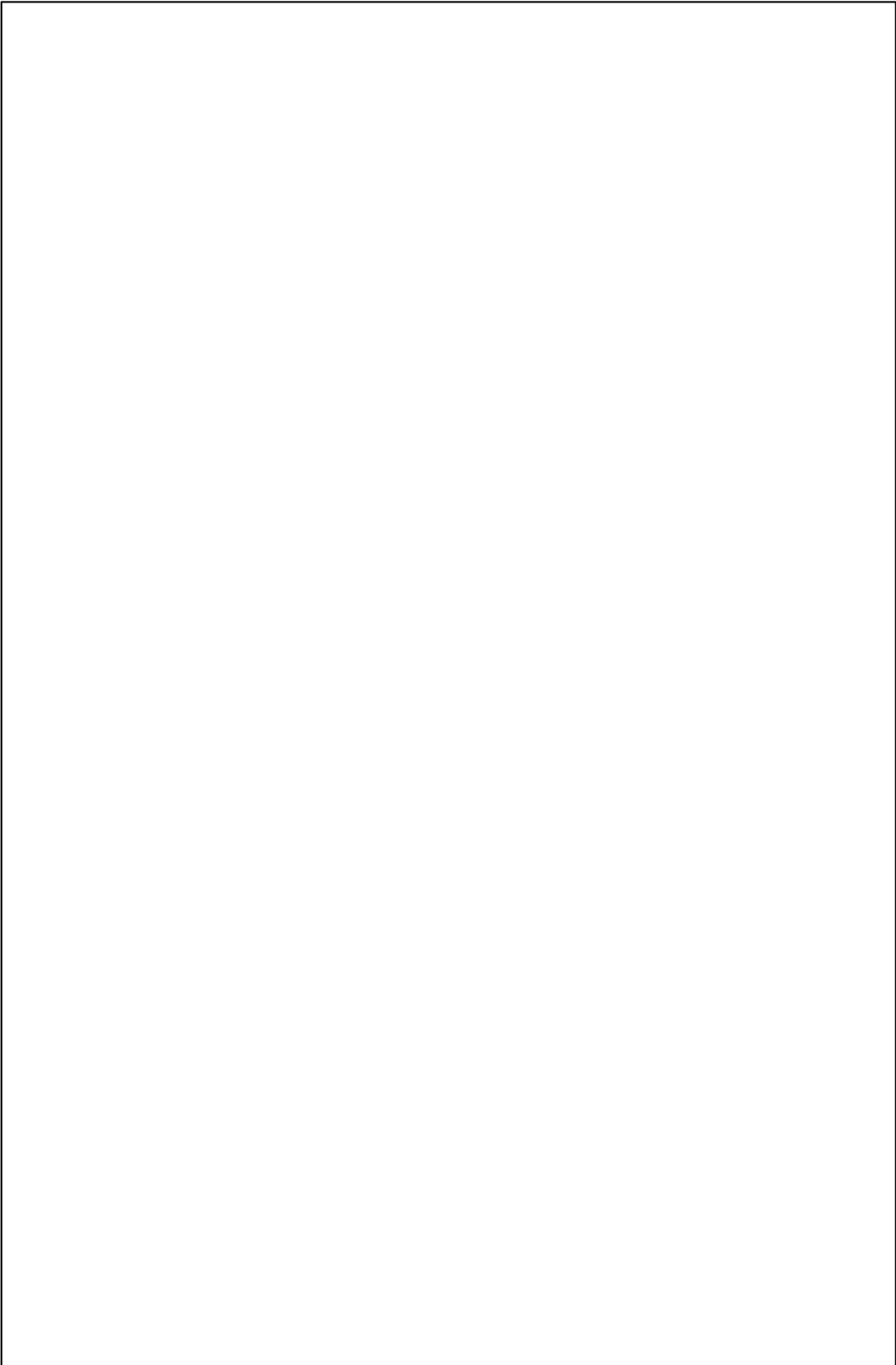
（西側接続口を使用した残留熱除去系海水系 A 系接続例）

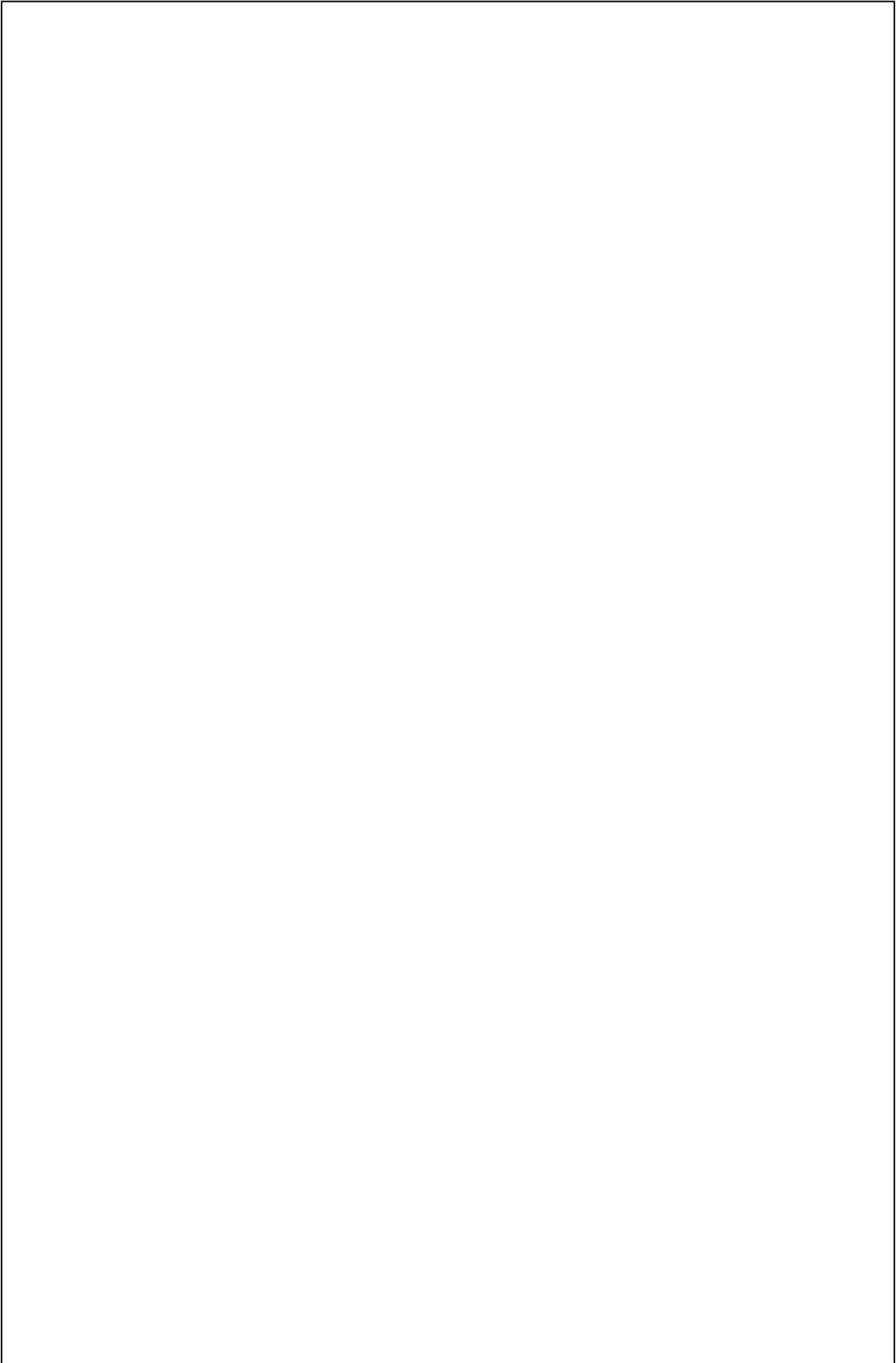


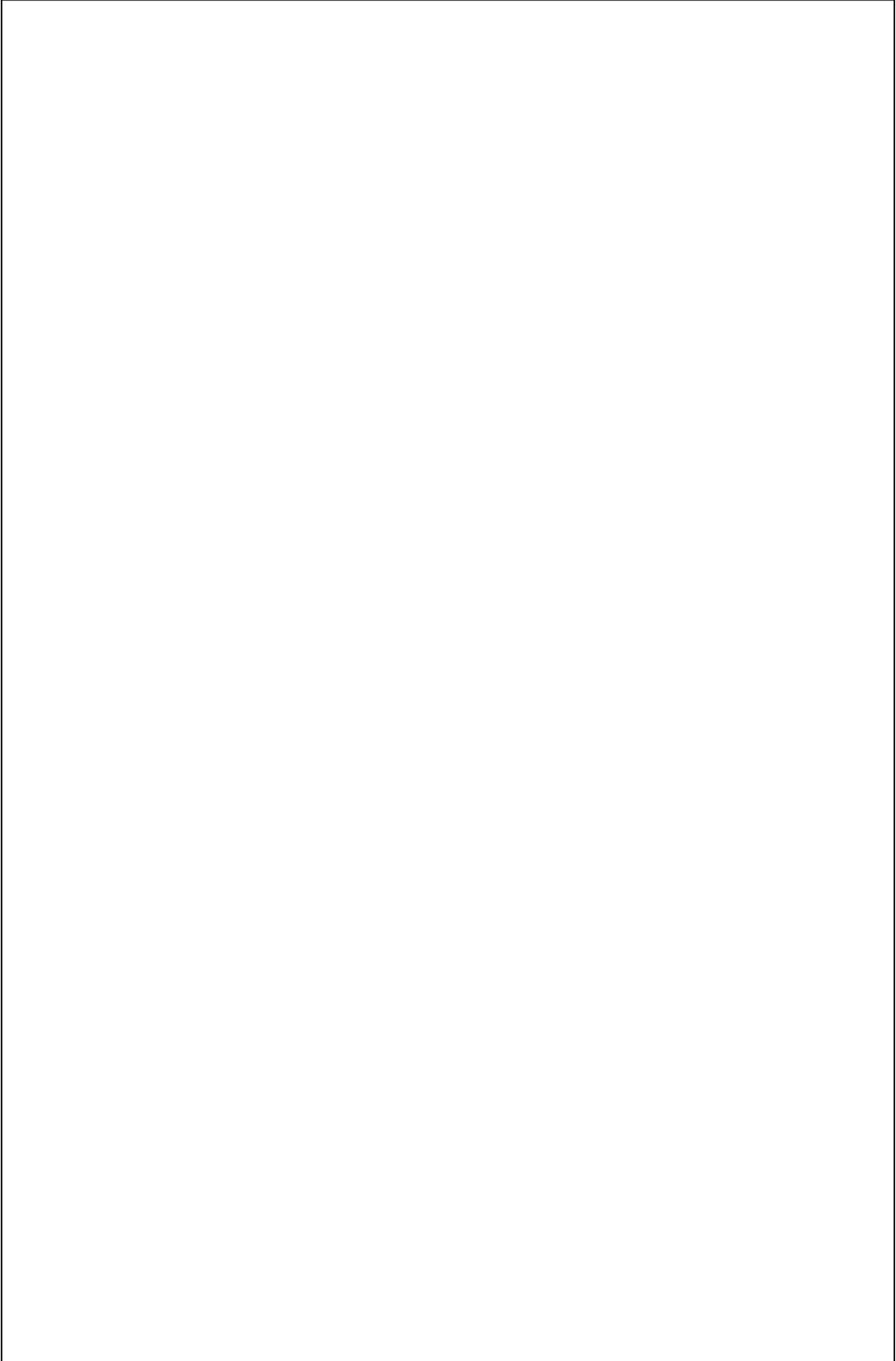
第 48-8-2 図 代替残留熱除去系海水系

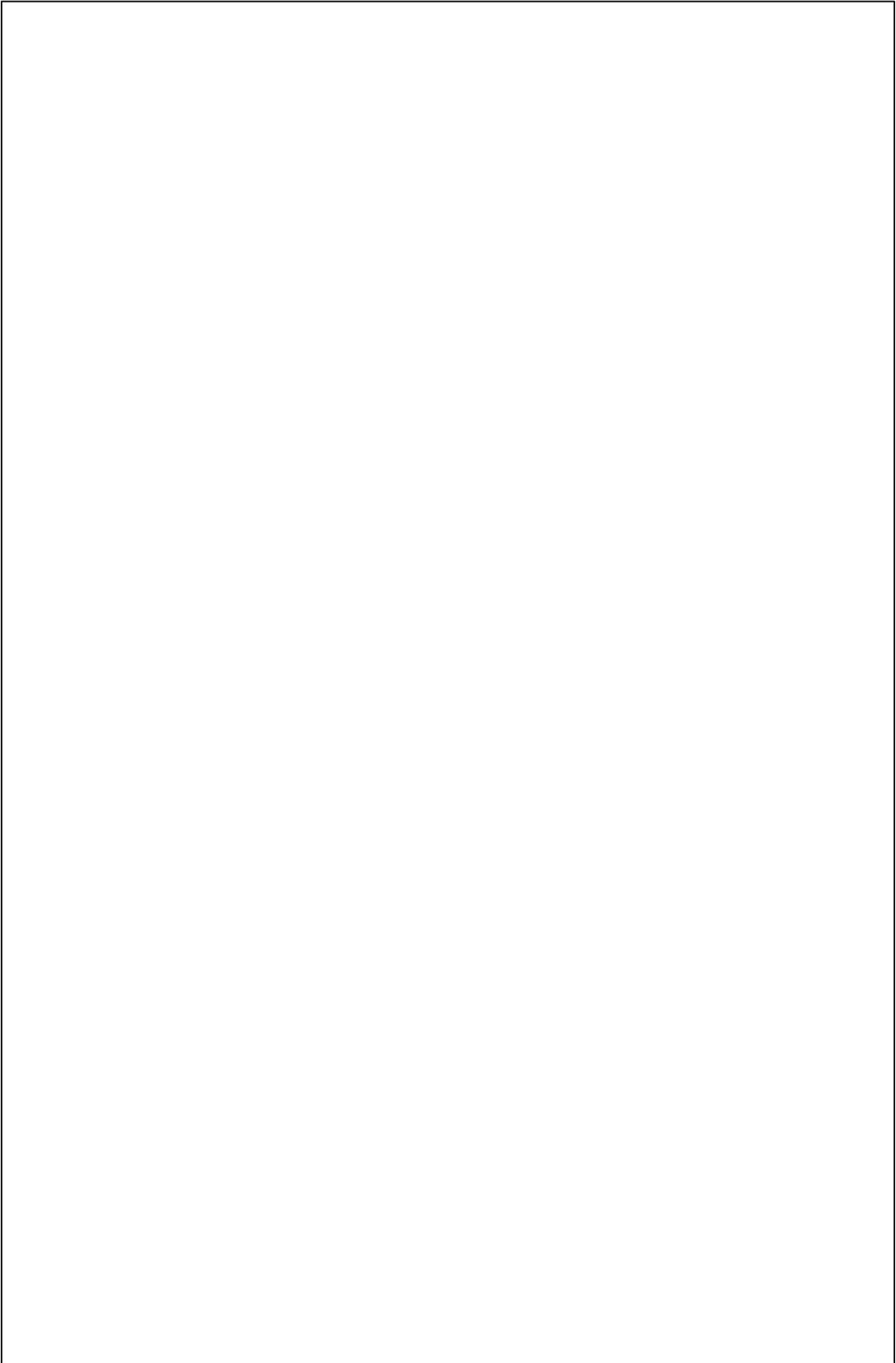
可搬型代替注水大型ポンプ外観図

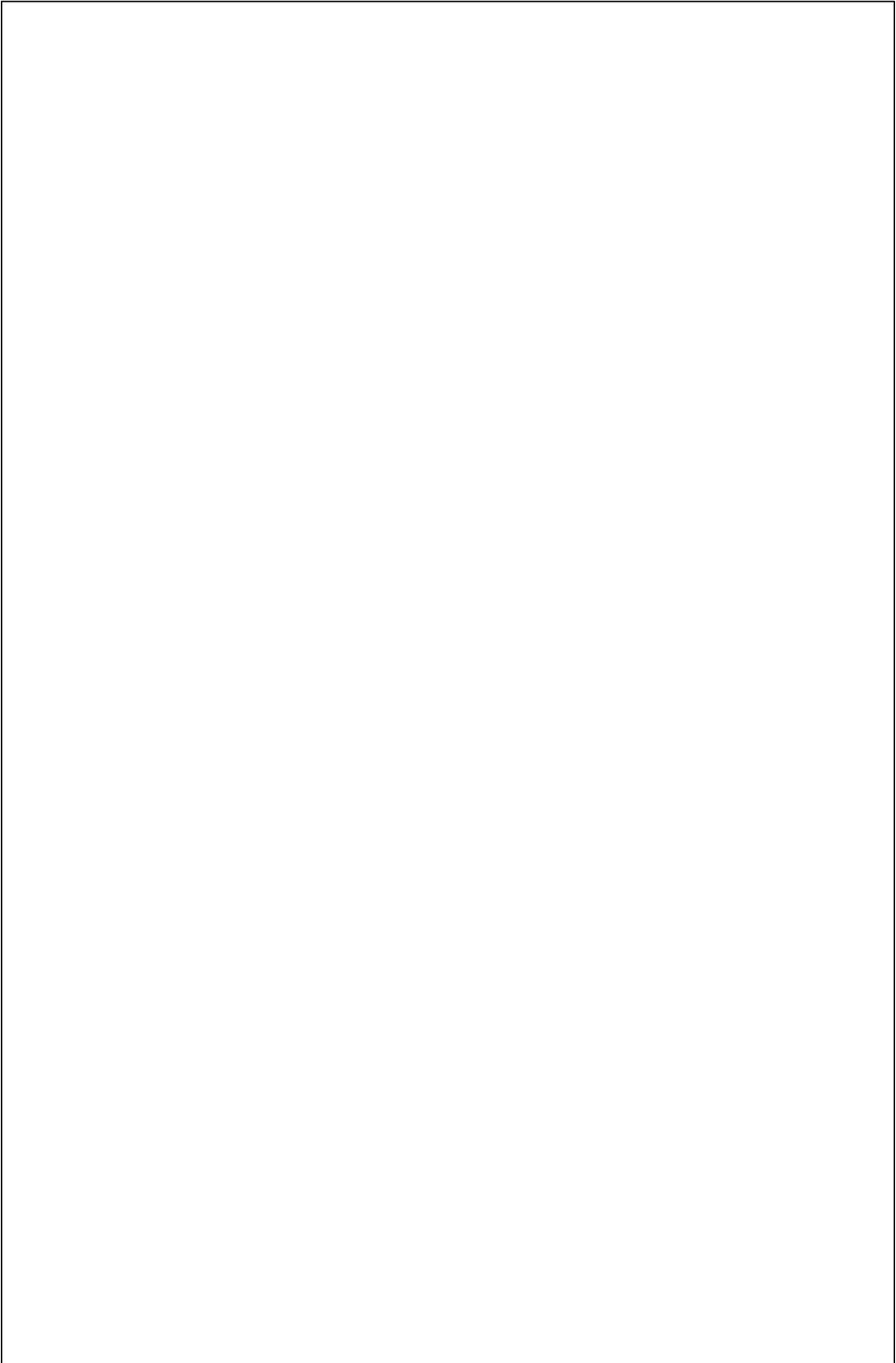
48-9 SAバウンダリ系統図 (参考図)

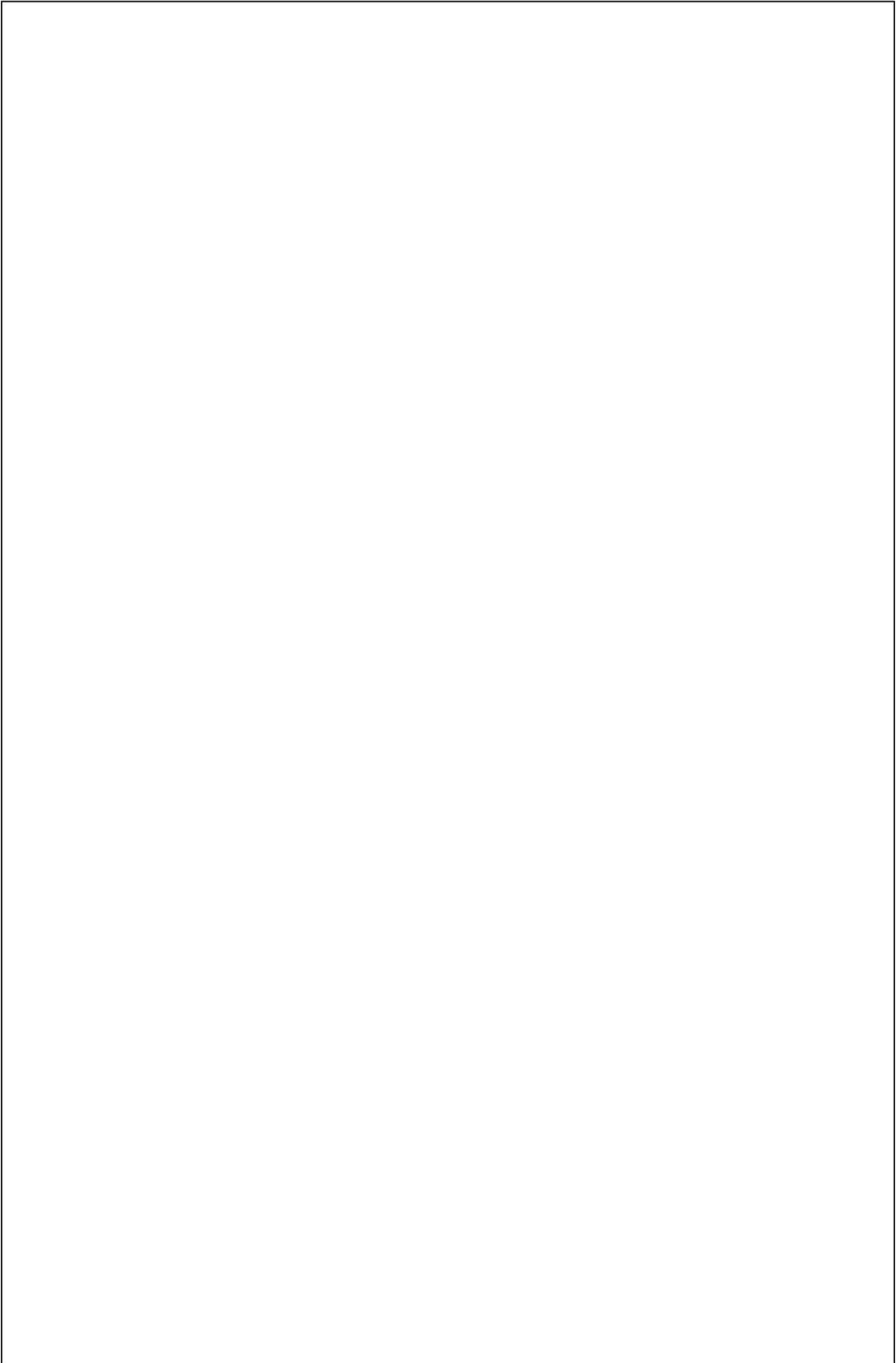


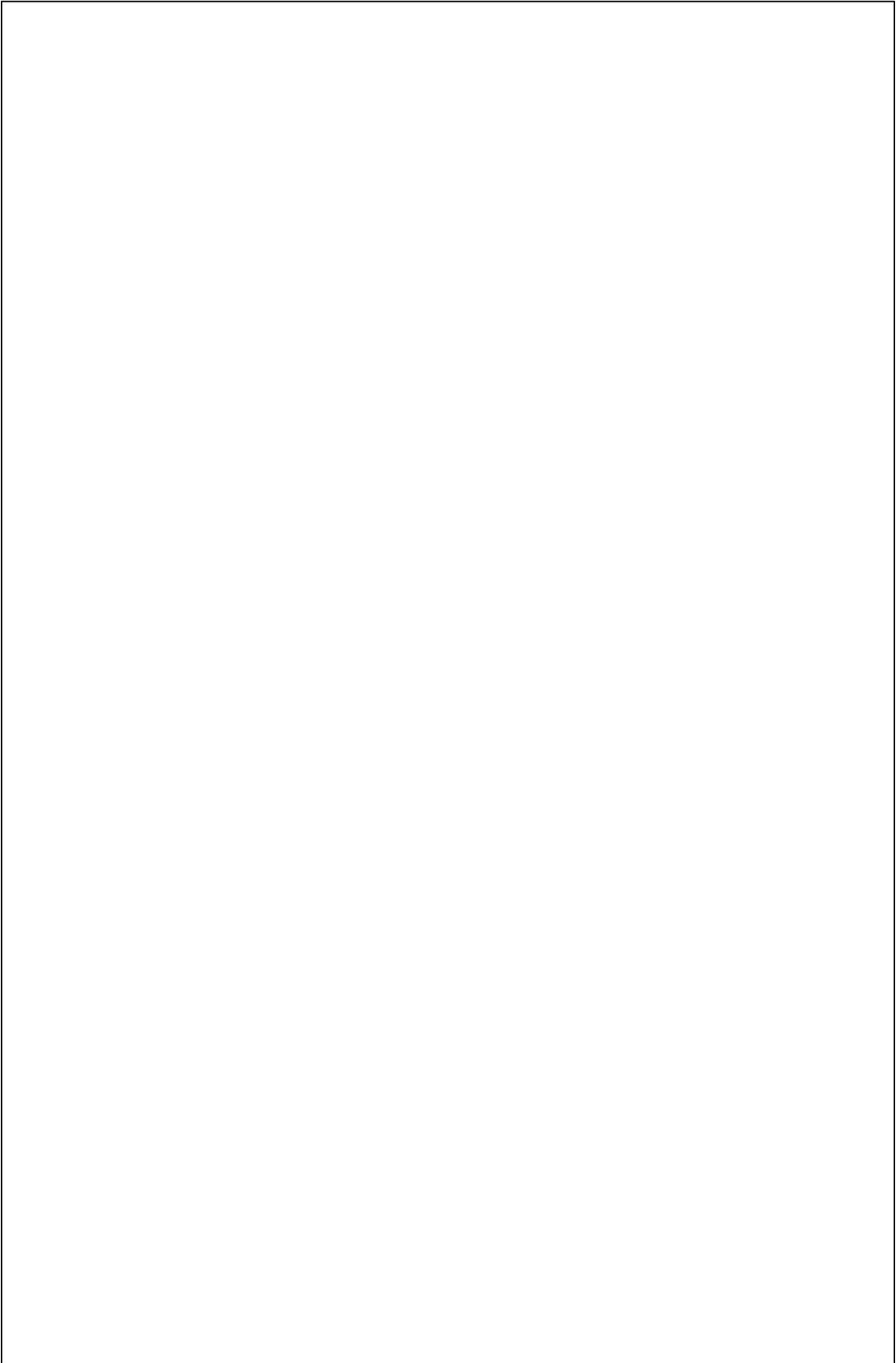


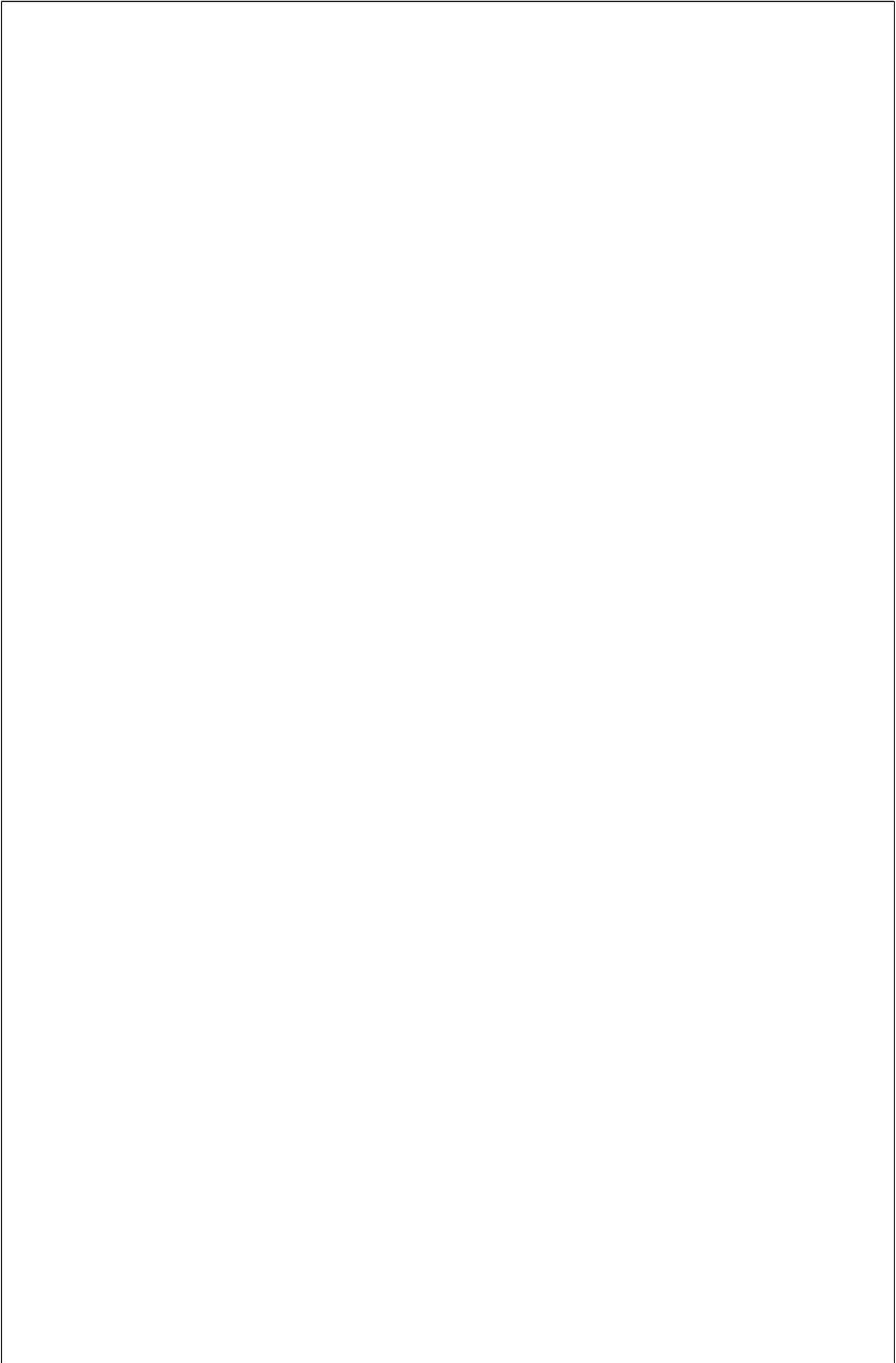


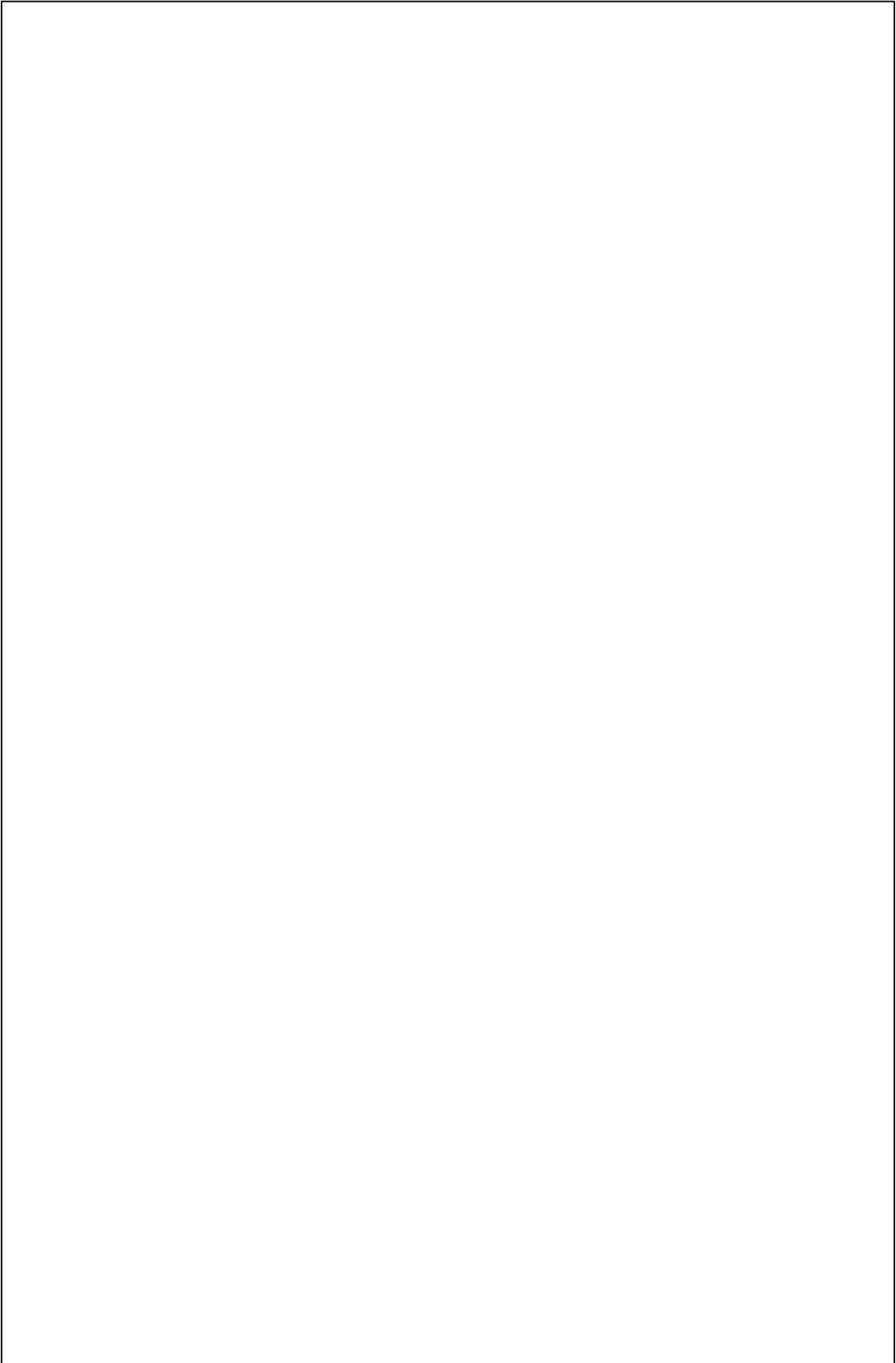


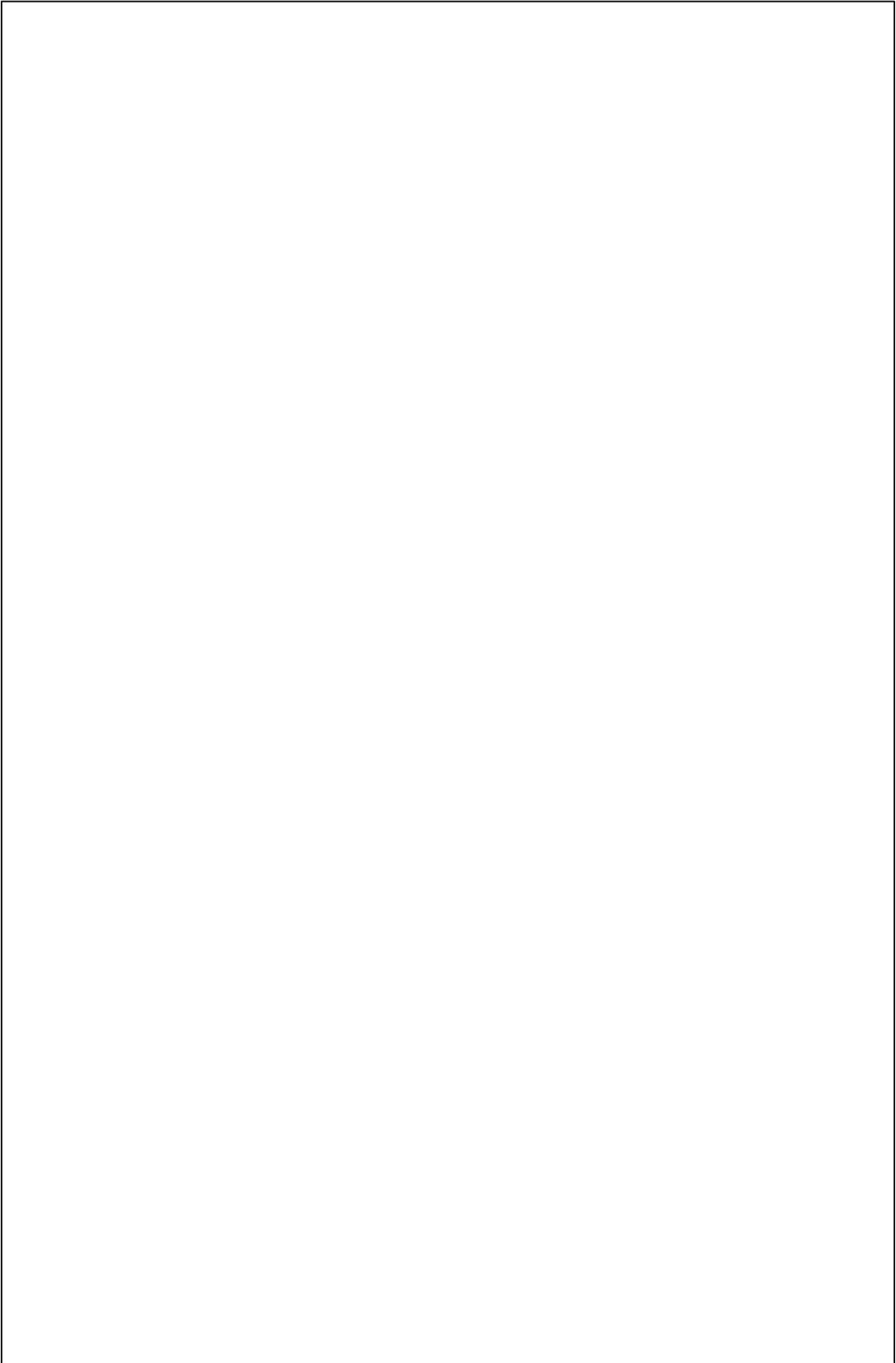


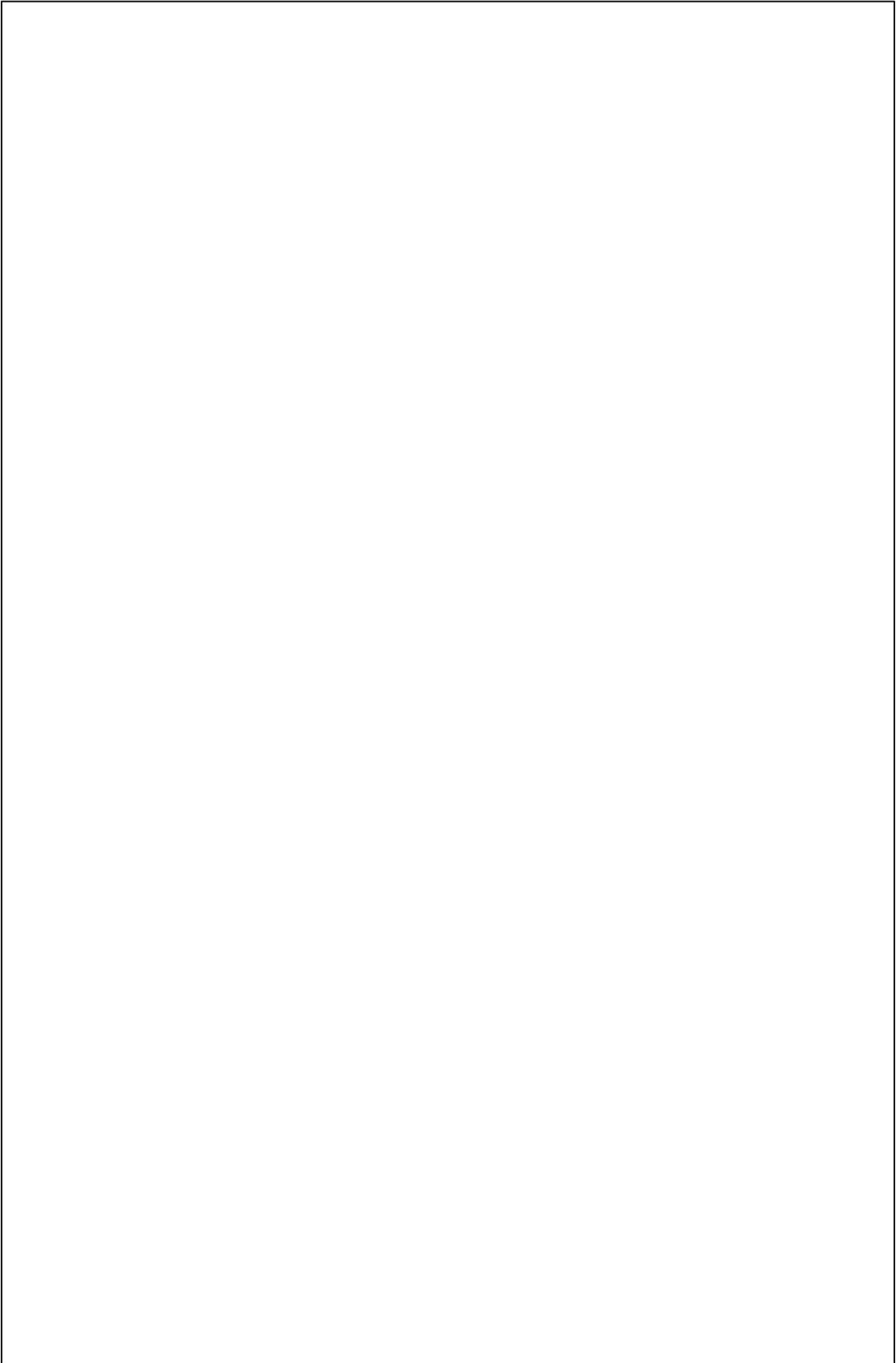


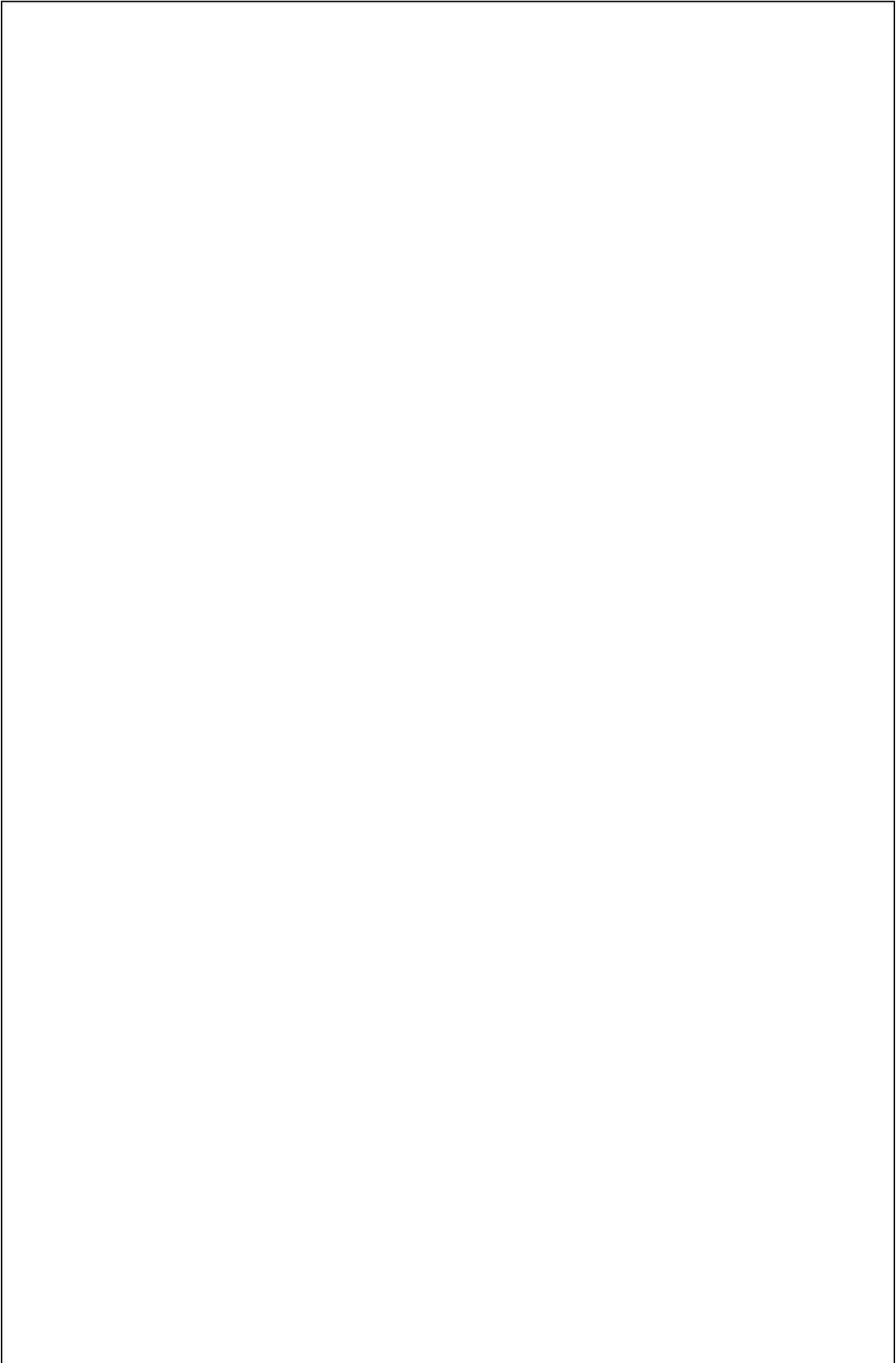


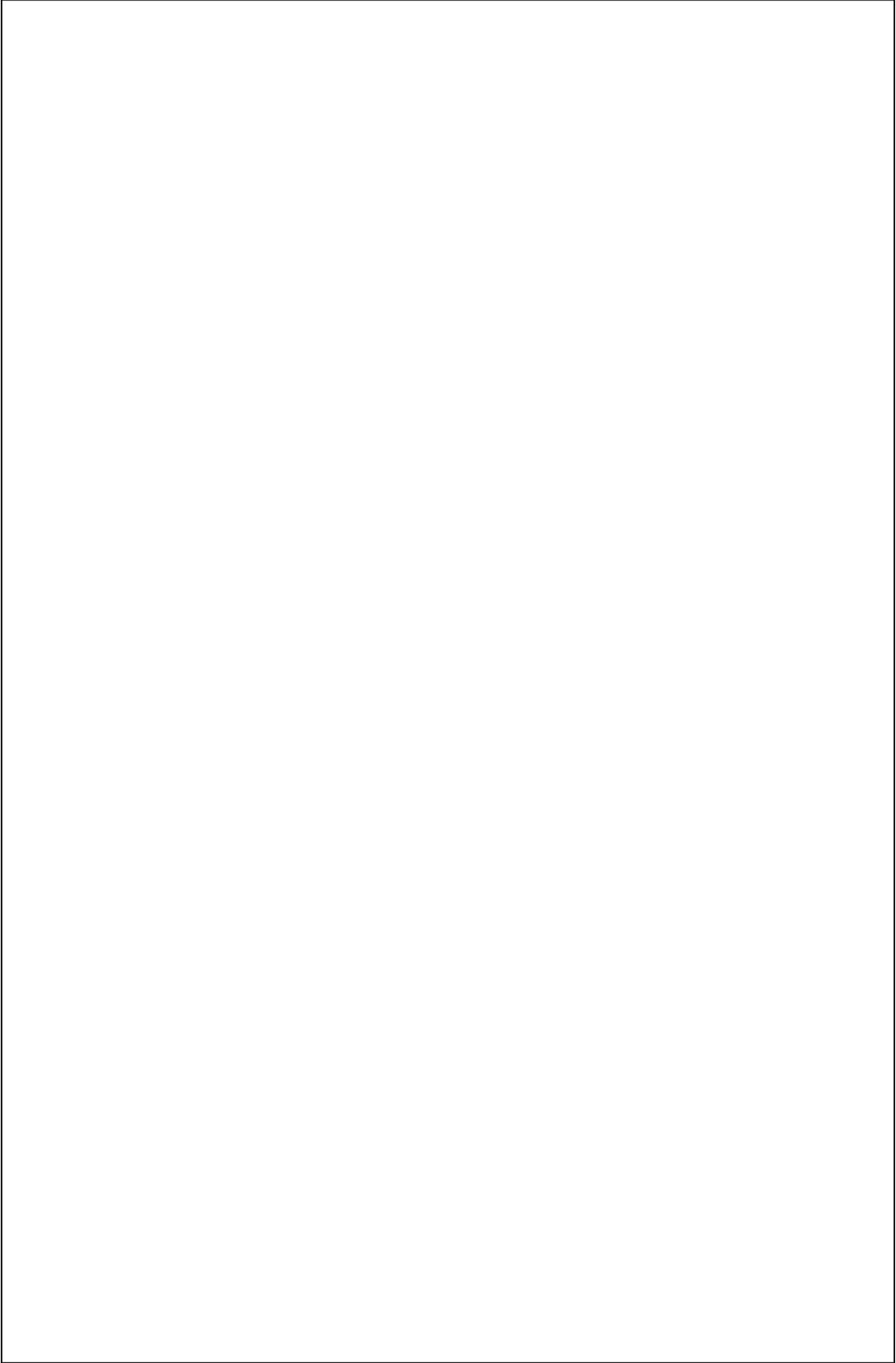


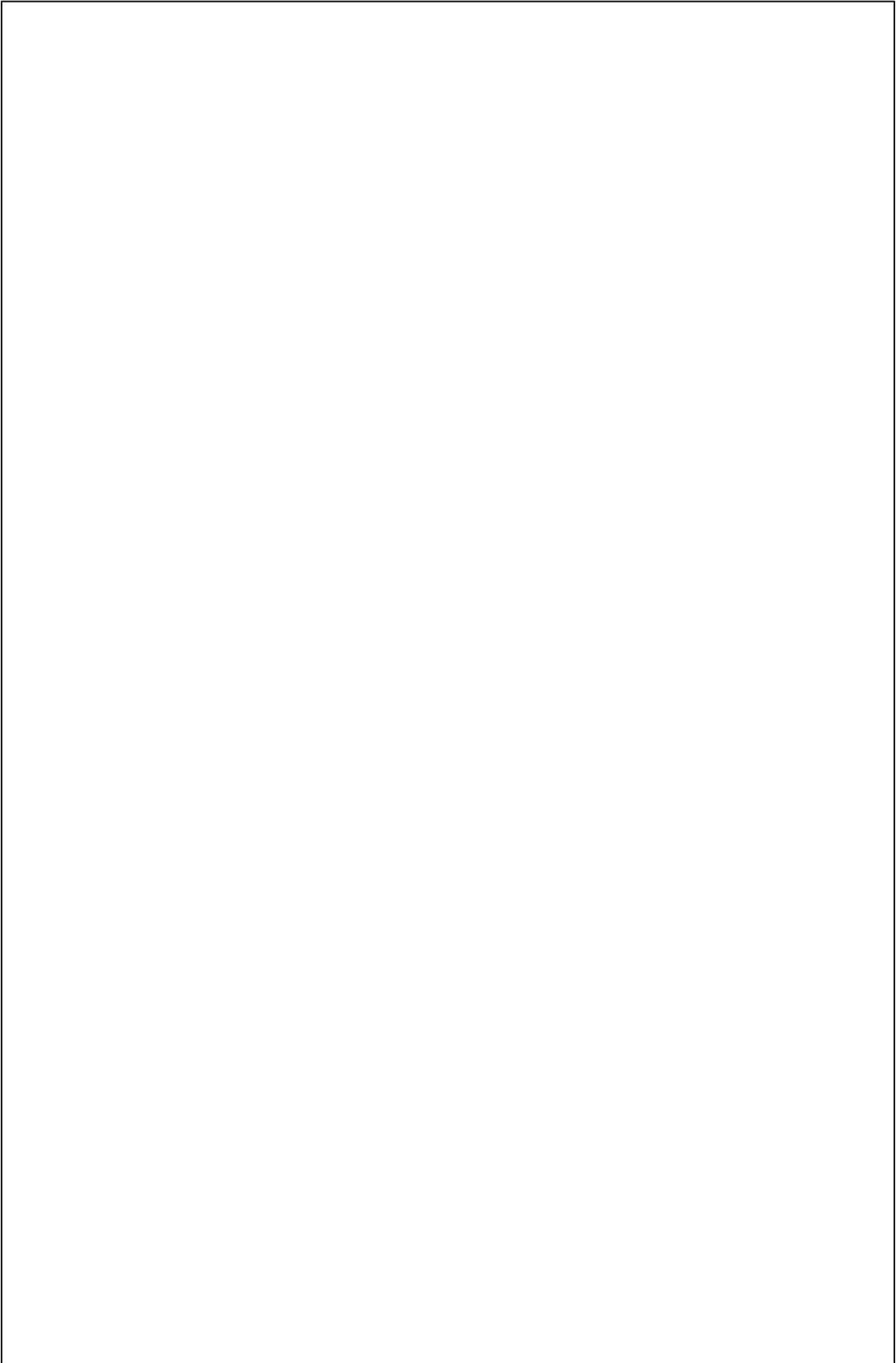


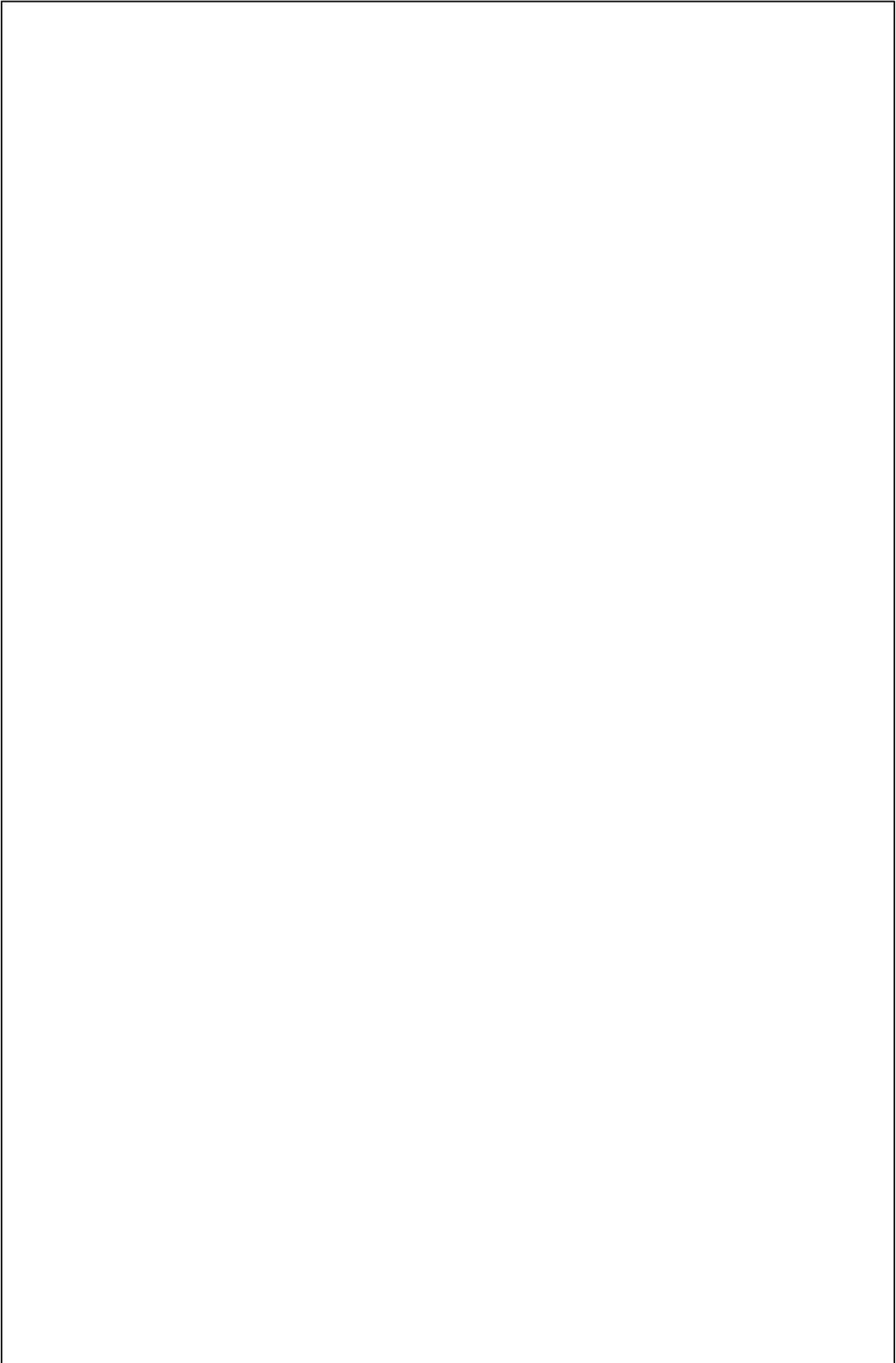


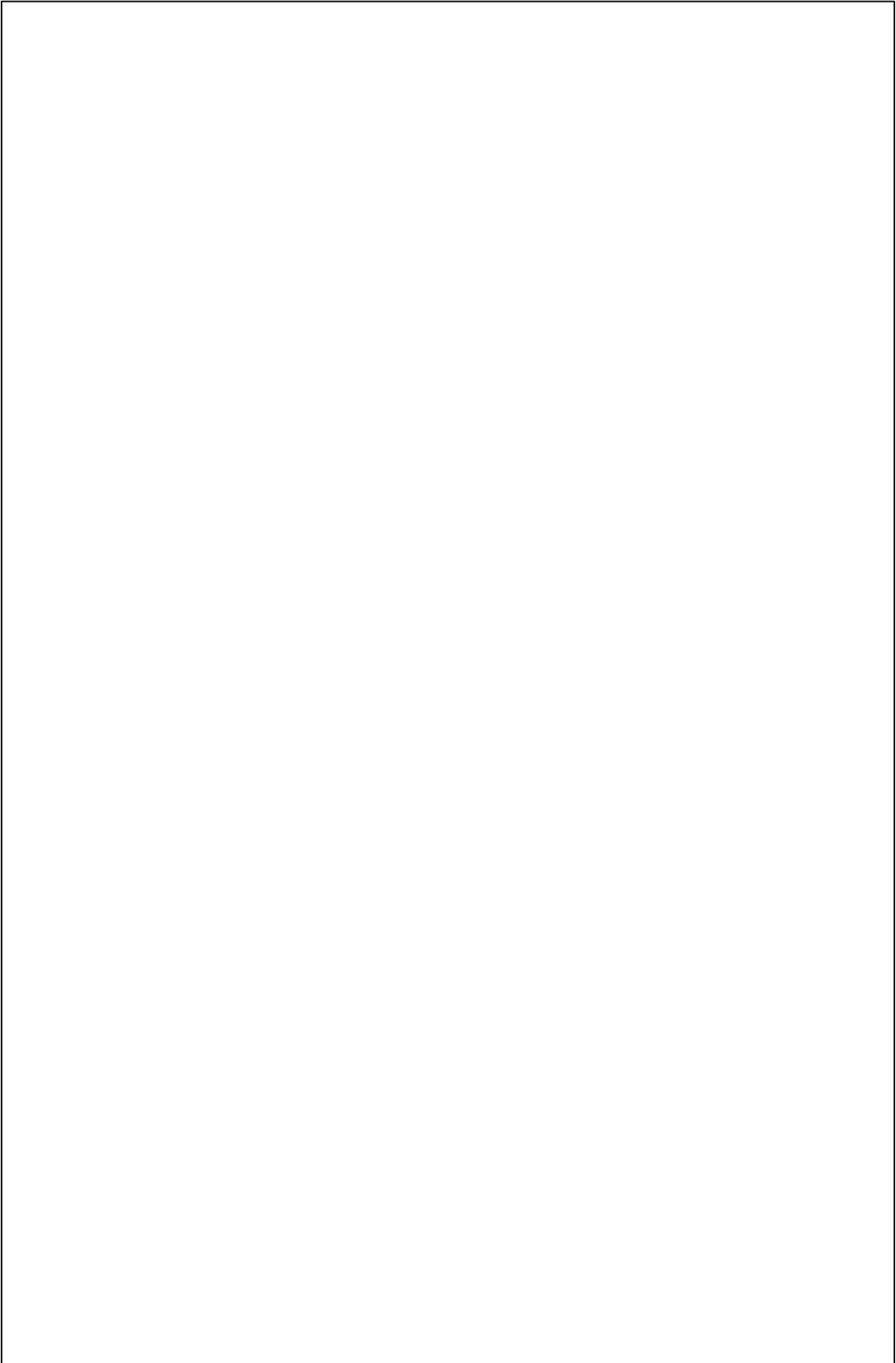












49-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			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)	—
			電磁波による影響		(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料		49-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		49-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A,
		関連資料		49-5 試験検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		49-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		その他設備	対象外
			関連資料		49-4 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		49-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
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		屋内	A a
			サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			本文		

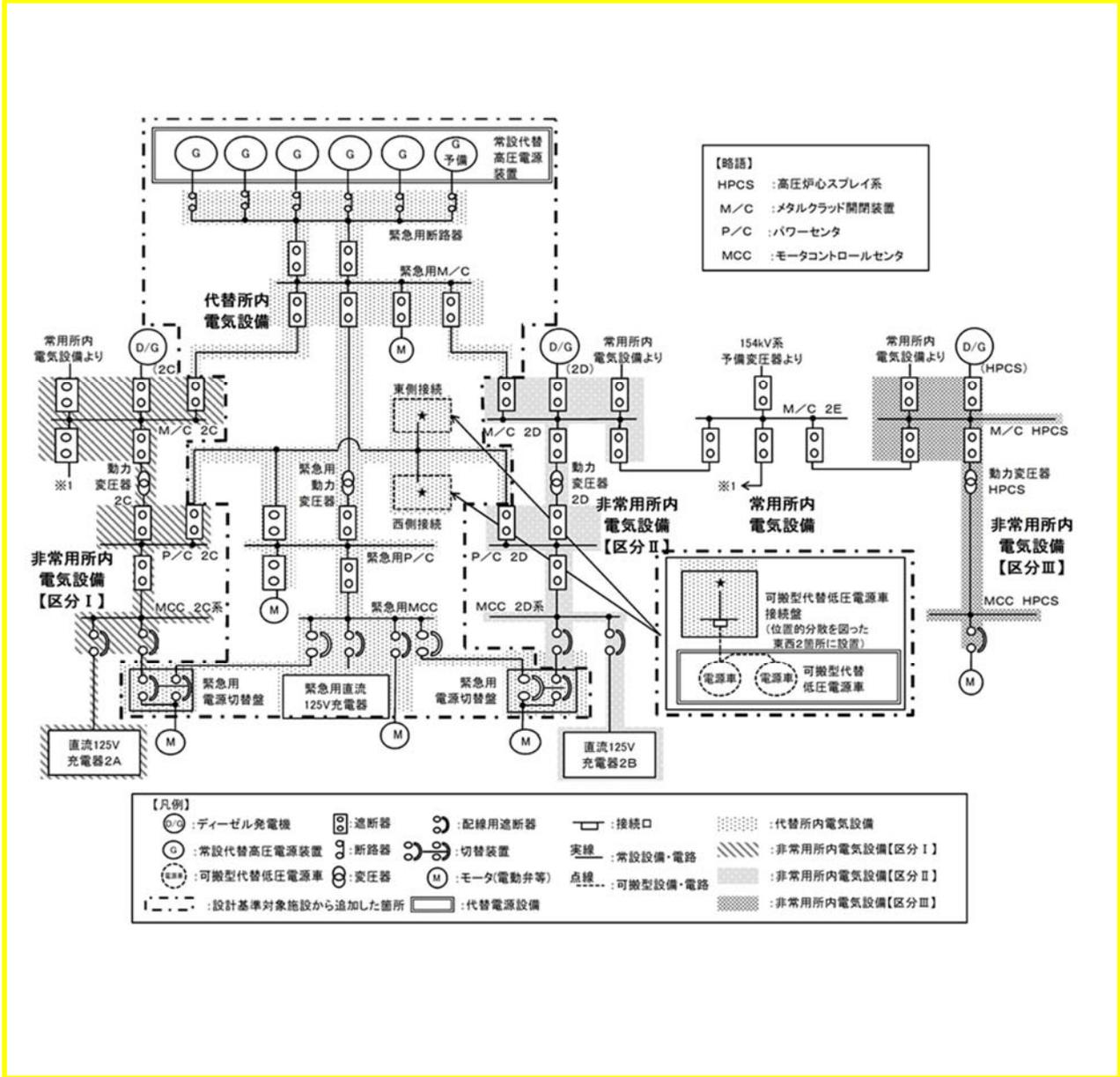
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度/ 屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			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)	—
			電磁波による影響	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	49-3 配置図, 47-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 内燃機関	A, G
			関連資料	49-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離
	その他(飛散物)			その他設備	対象外
	関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型 設備	A
			関連資料	49-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	49-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b
			関連資料	49-7 接続図	
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	49-3 配置図, 49-7 接続図	
第5号		保管場所	屋外	A b	
		関連資料	49-3 配置図, 49-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外	B	
		関連資料	49-9 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	屋外	A b	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	本文			

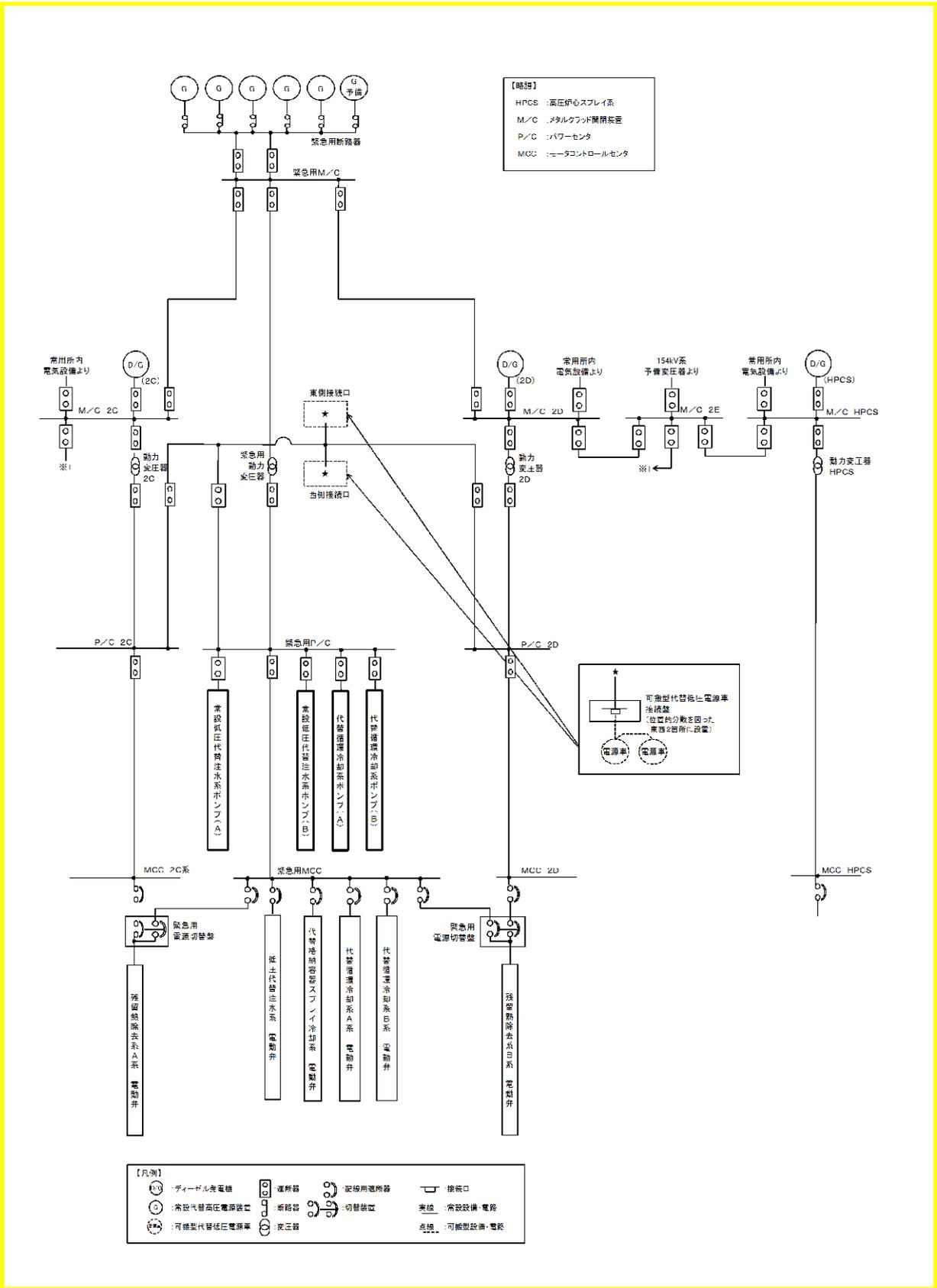
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/ 屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能		II
			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)		—
			電磁波による影響	(電磁波の影響を受けない)		—
			関連資料	49-3 配置図, 49-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 内燃機関		A, G
			関連資料	49-5 試験検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用する		対象外
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型 設備	A	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続		B
			関連資料	49-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外		A b
			関連資料	49-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
			関連資料	49-3 配置図, 49-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外		A b	
		関連資料	49-3 配置図, 49-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外		B	
		関連資料	49-9 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	屋外	A b		
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a		
	関連資料	本文				

49-2 電源構成図



第 49-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第 49-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/2）

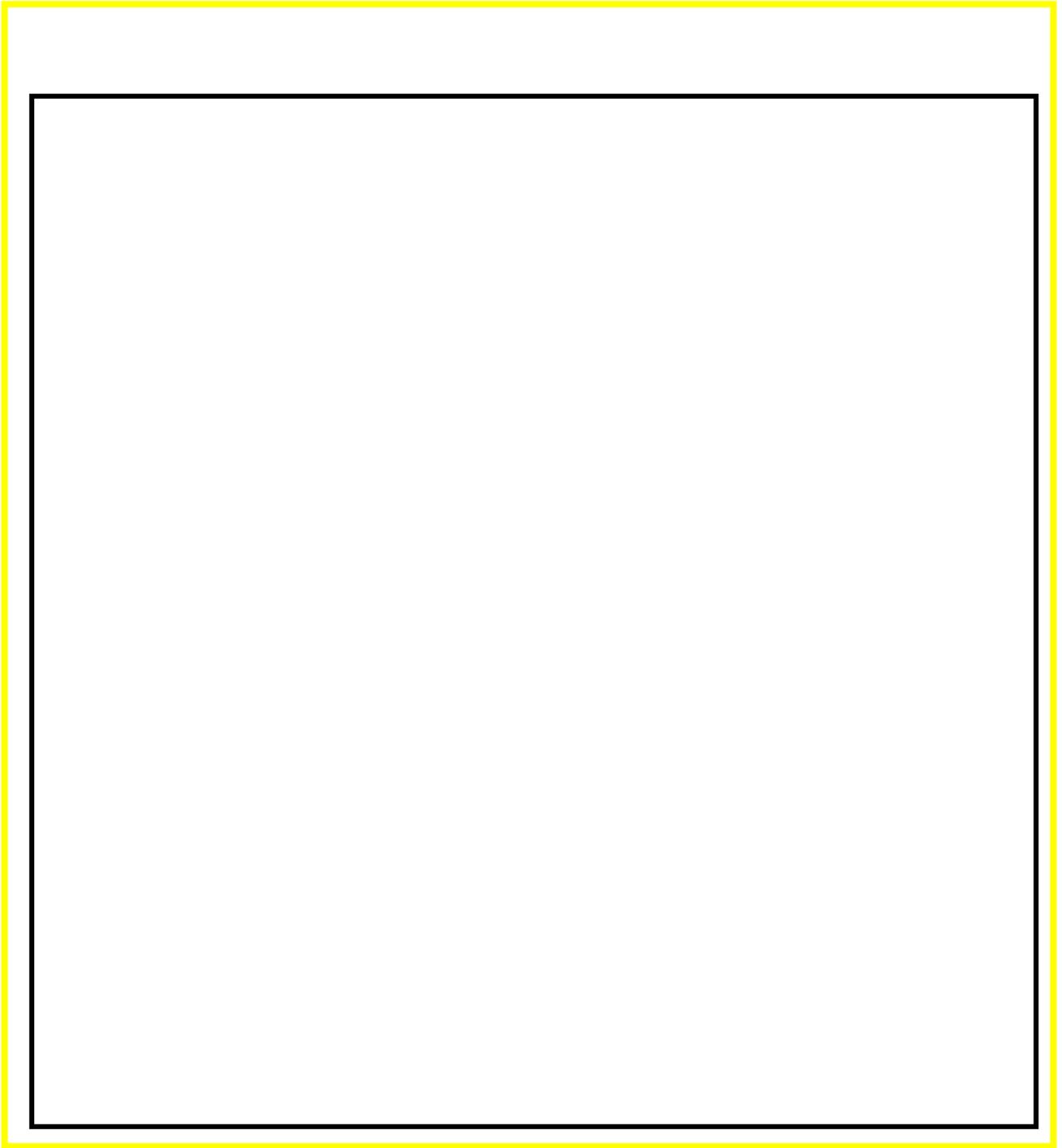
49-3 配置図



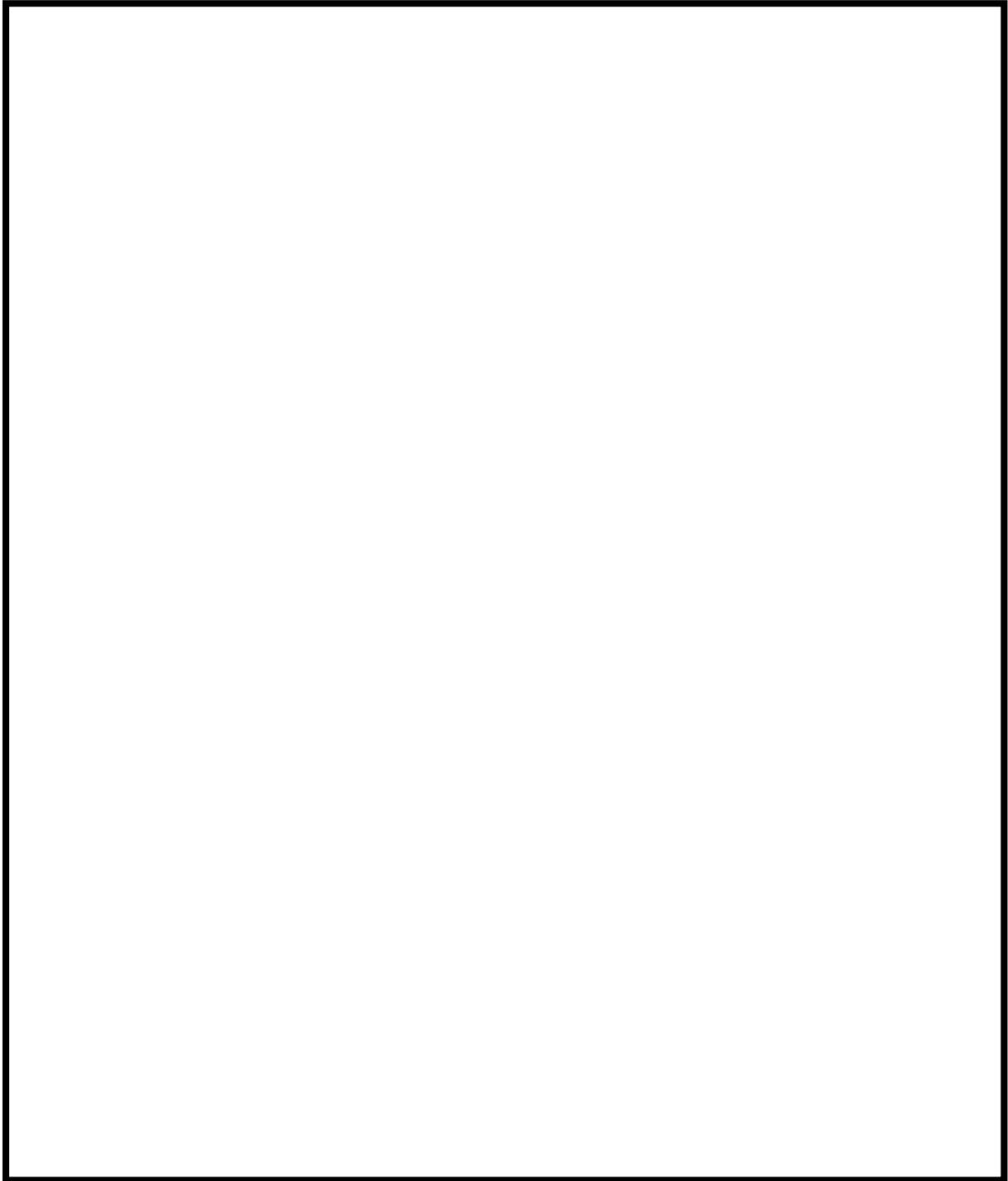
第 49-3-1 図 構内全体配置図 (1 / 2)



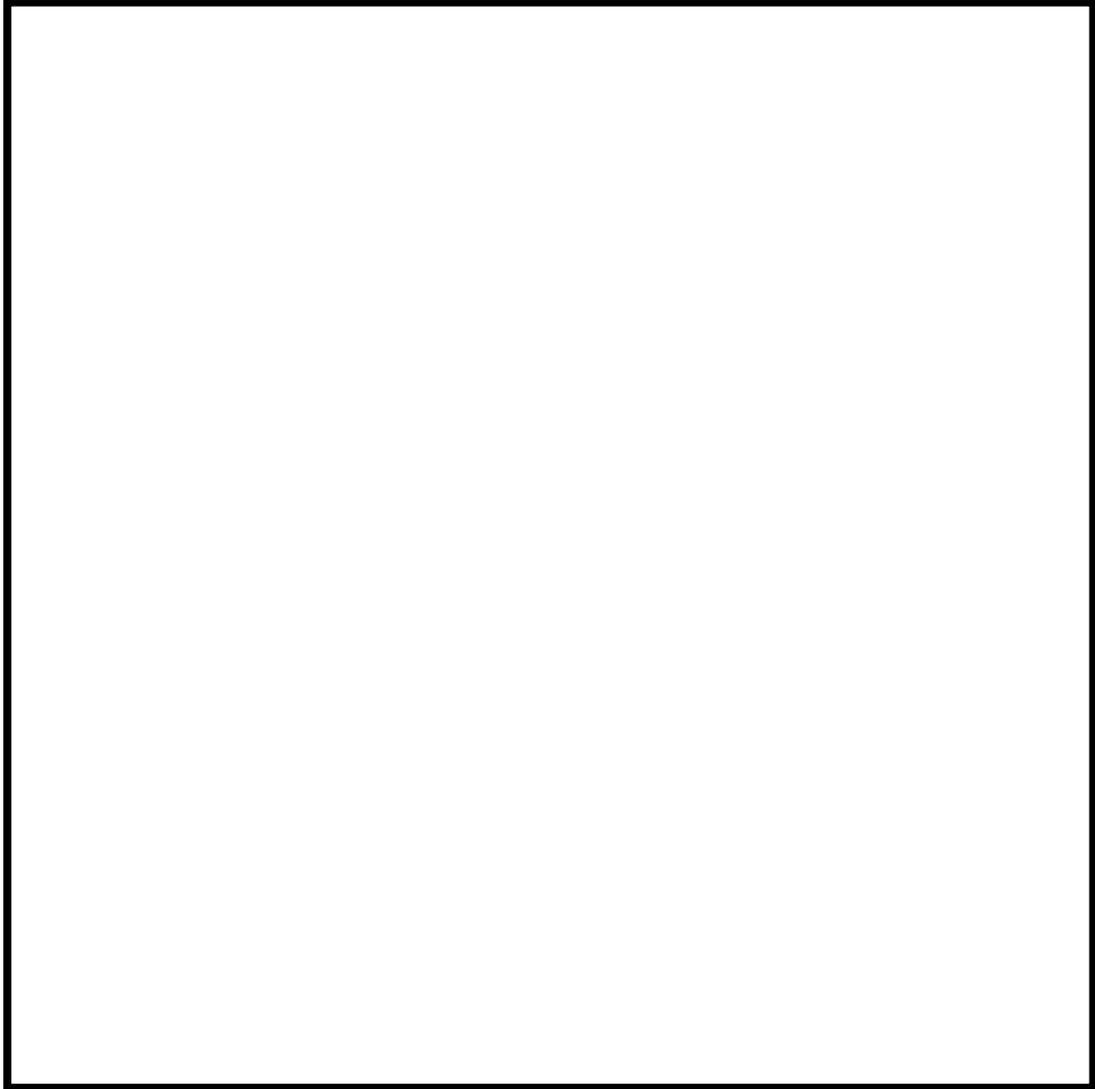
第 49-3-2 図 構内全体配置図 (2 / 2)



第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (1/3)



第 49-3-4 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (2/3)

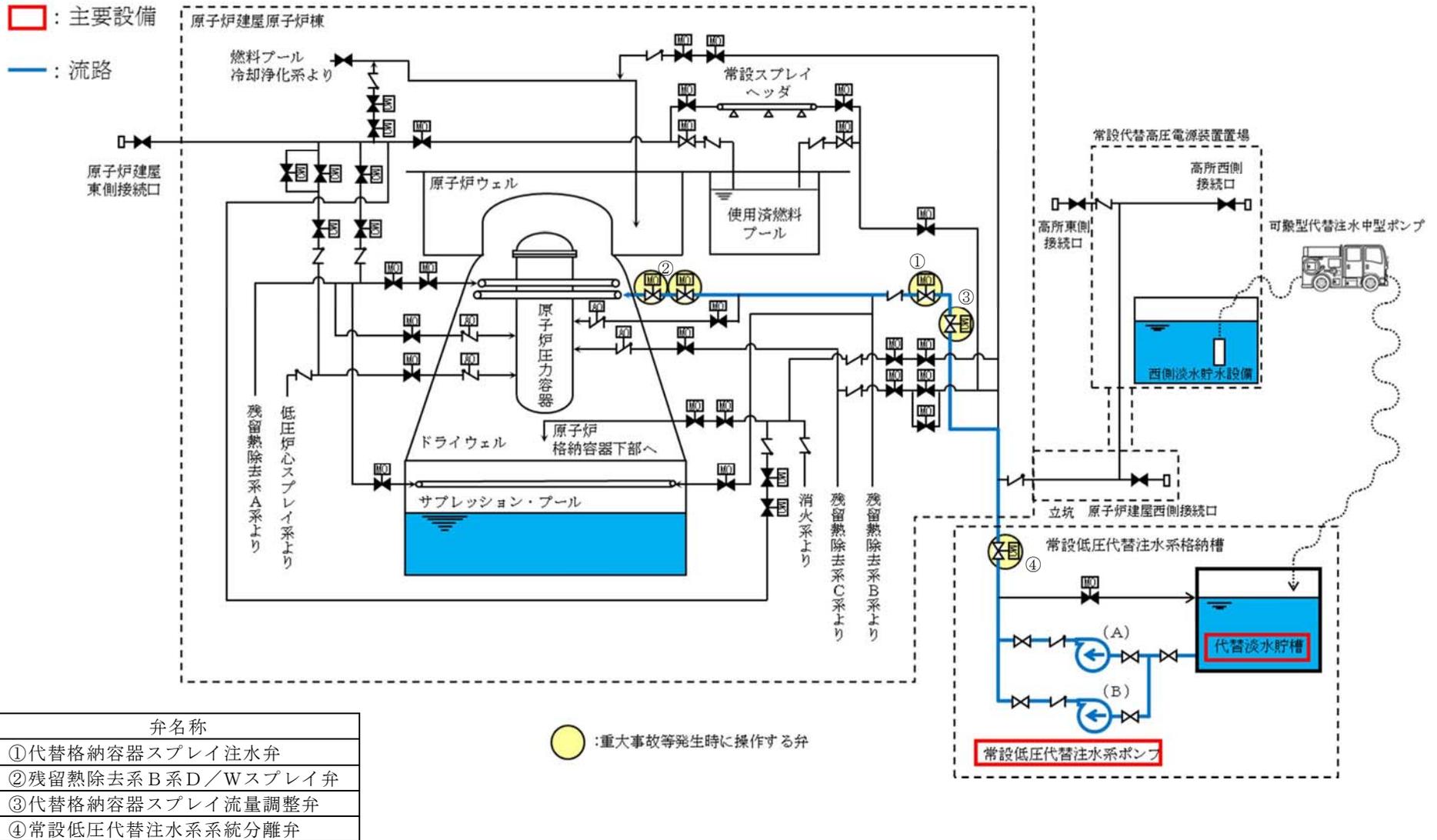


(新設する弁を示す)

第 49-3-5 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (3/3)

(原子炉建屋 4 階)

49-4 系統図

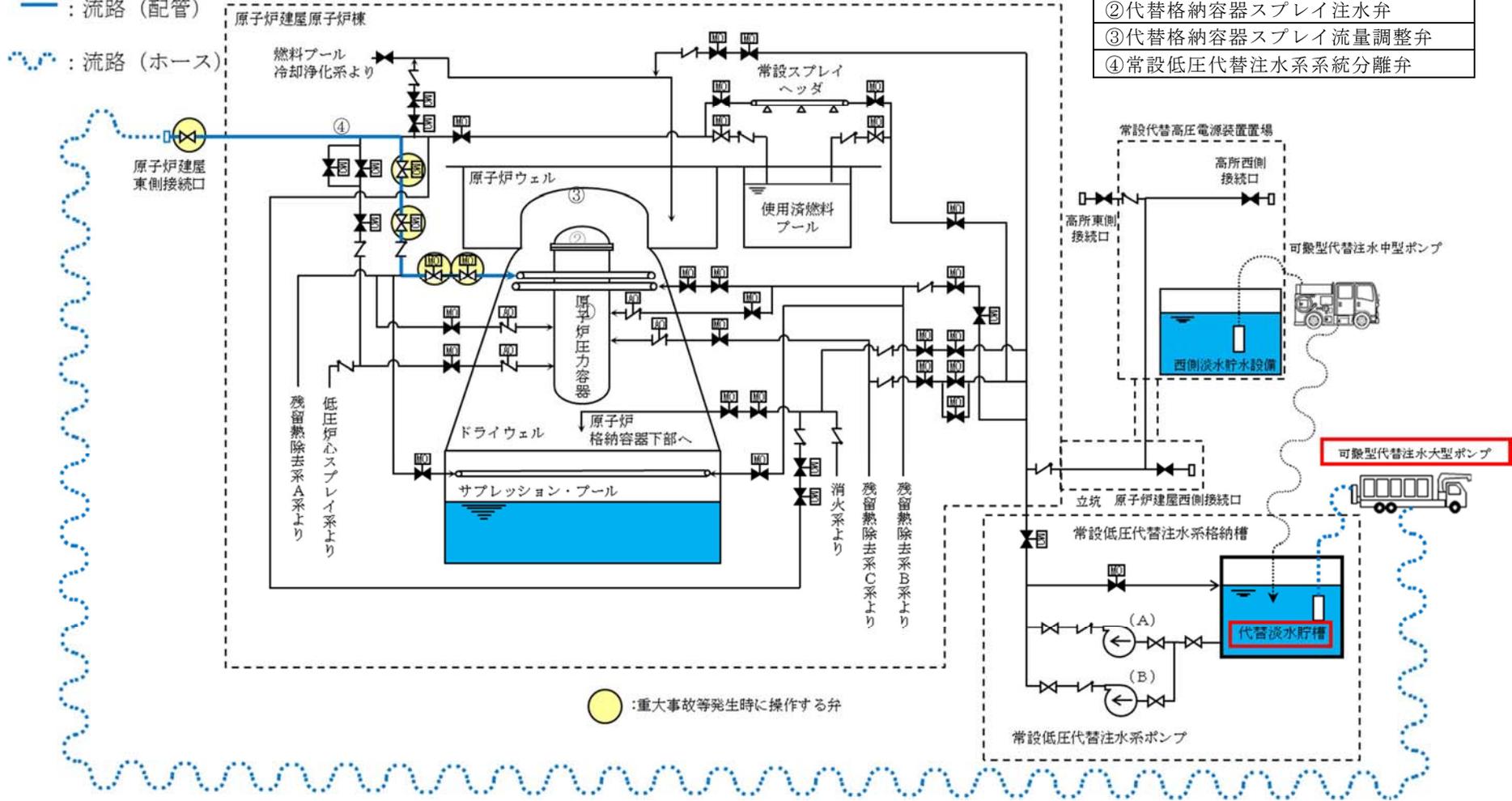


第 49-4-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図

□ : 主要設備

— : 流路 (配管)

⋯ : 流路 (ホース)

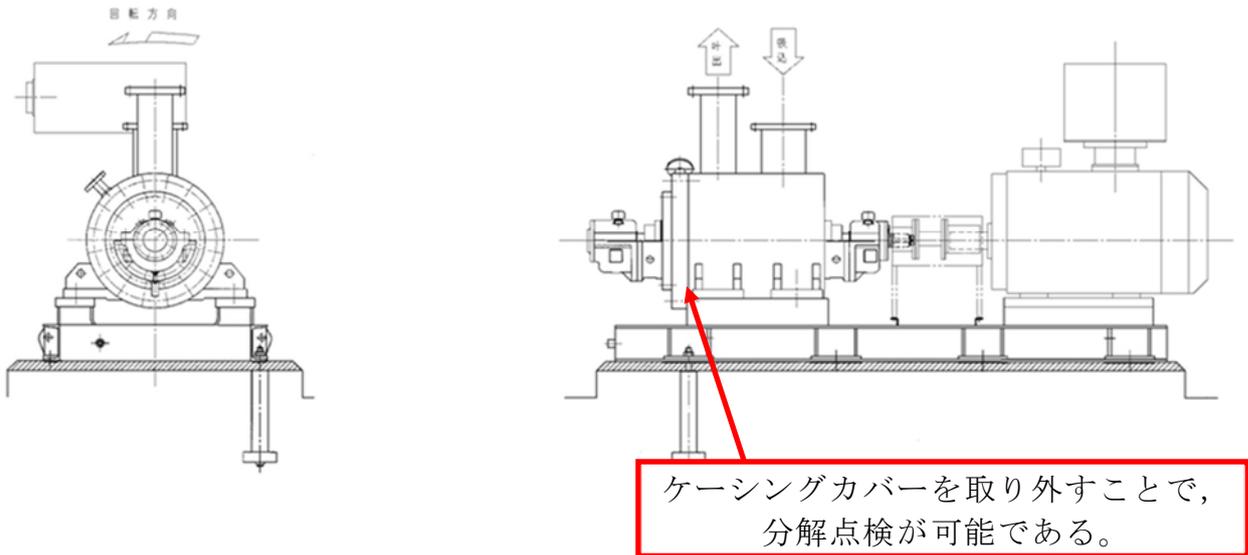


第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図 (代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口)

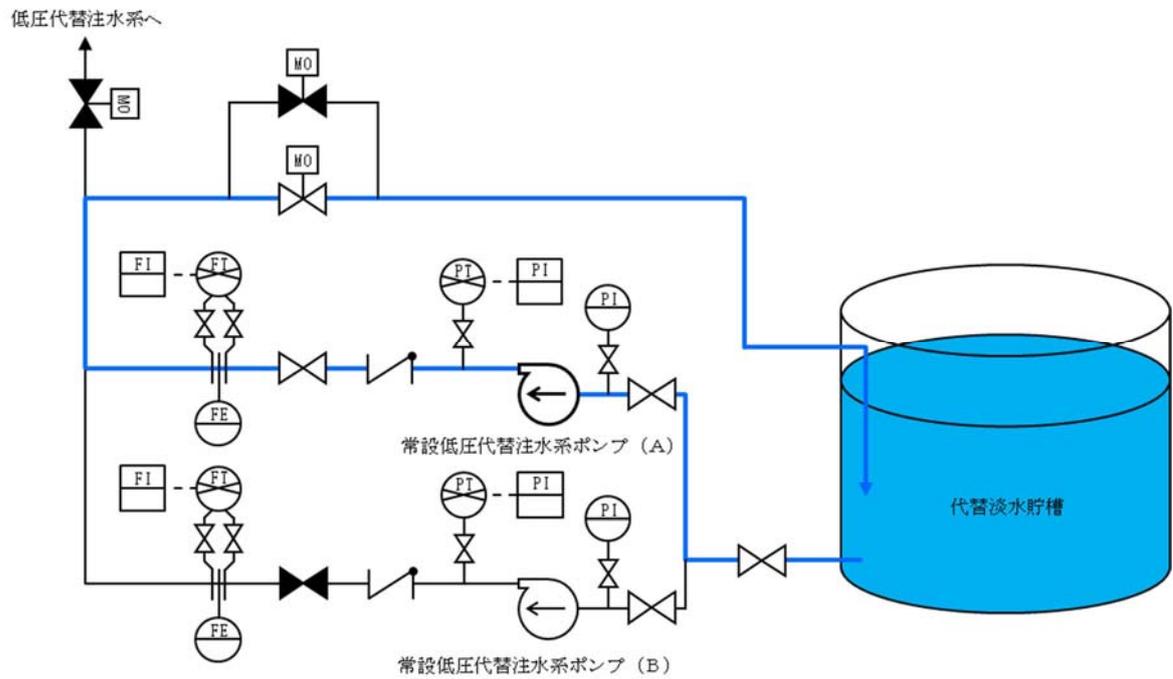
49-5 試験及び検査

第49-5-1表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について，浸透探傷試験及び目視により確認



第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



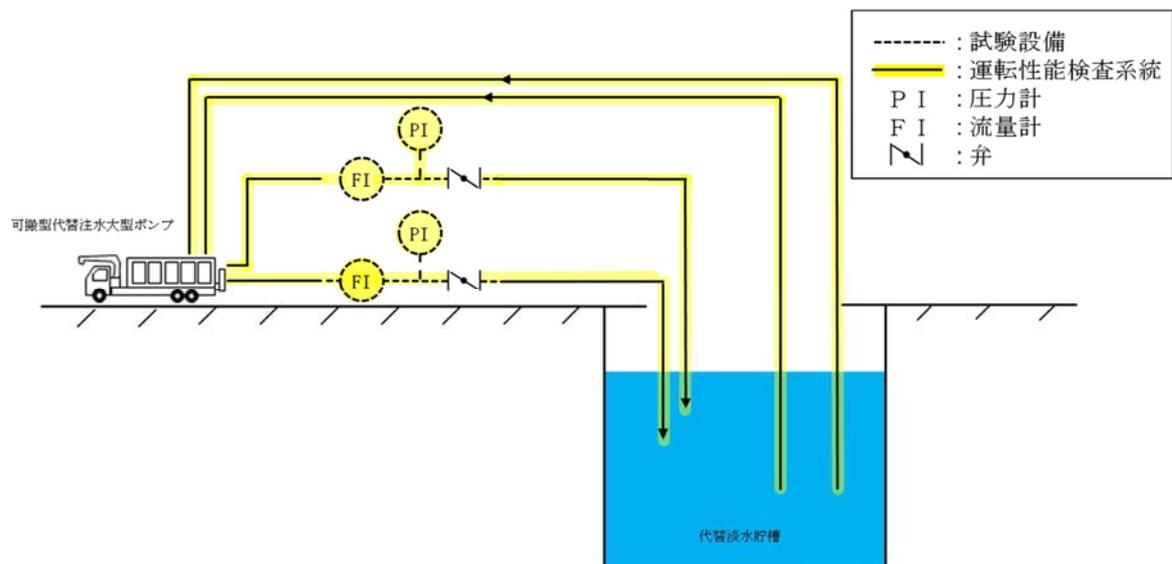
図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の機能・性能検査システムを示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，システムの漏えい確認を実施する。常設低圧代替注水系ポンプ（B）も同様。

第 49-5-2 図 機能・性能検査システム図

（常設低圧代替注水系ポンプ）

第 49-5-2 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の試験検査

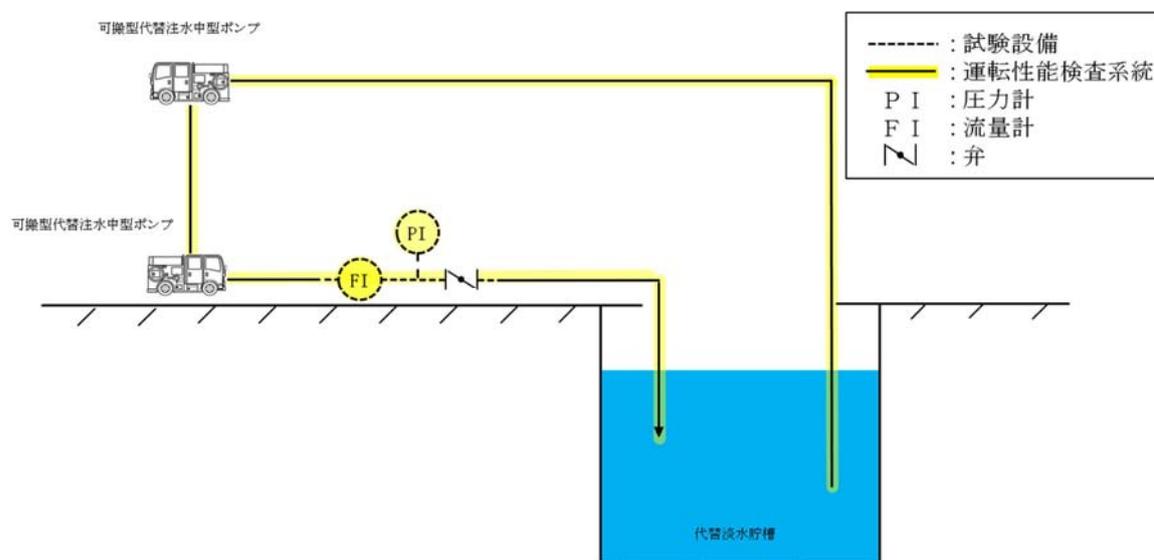
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、系統の漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 49-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査システムを示す。機能・性能検査は、可搬型代替注水中型ポンプ（1台又は2台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し、ホース等により仮設の試験設備を構成し、代替淡水貯水槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能、システムの漏えい確認を実施する。仮設の試験設備であるため、代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 49-5-4 図 機能・性能検査系統

(可搬型代替注水中型ポンプ)

49-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	150以上（注1），（約200（注2））
全揚程	m	144以上（注1），（約200（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/個	約190
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】

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。

また、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に使用する。

これらの系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉格納容器内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設計とする。

なお、重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。

1. 容量

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量は，炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合），LOCA時注水機能喪失及び原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，原子炉格納容器へのスプレイ流量が $300\text{m}^3/\text{h}$ であり，ポンプ2個運転において1個当たり $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上が必要となることから，約 $200\text{m}^3/\text{h}$ （公称値）の容量を確保する設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系は，低圧代替注水系（常設）等と同時に使用する可能性があるため，同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

原子炉格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は，低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから，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，配管及び弁類圧損を基に144mを確保できるものとし，公称値を約200mとする。

<移送先の圧力は約0.604Mpaとする>

水源と移送先の圧力差	約62.9m
静水頭	約45.9m
配管及び弁類圧損	約35.0m
合計	約143.8m ≒ 144m

3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5. 電動機出力

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h、揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times ((200/3600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \doteq \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P ：必要軸動力（kW）

P_w ：水動力（kW）

ρ ：流体の密度（kg/m³）=1000

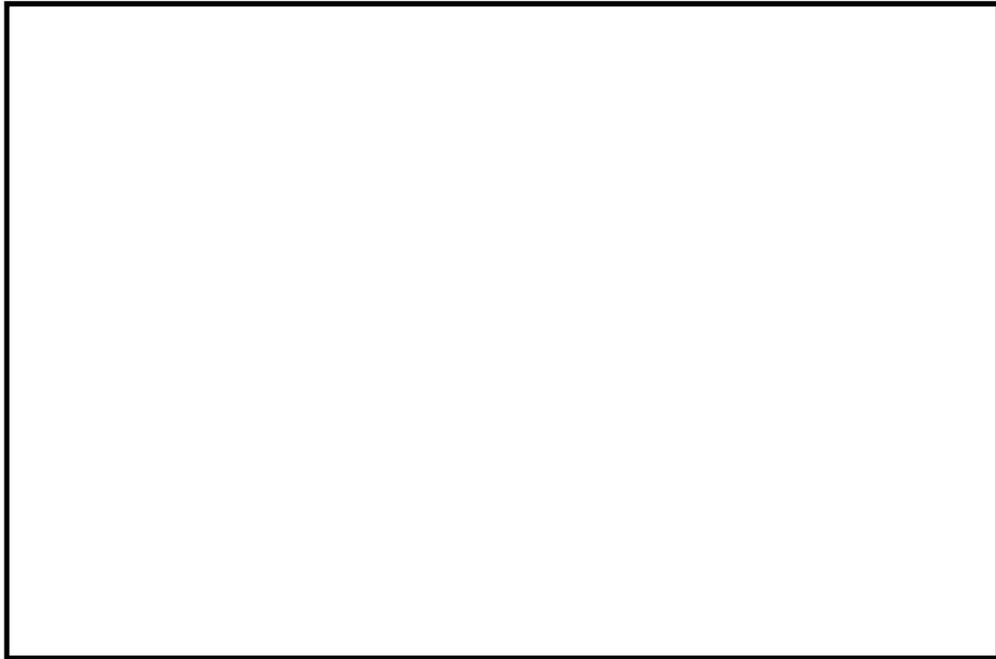
g ：重力加速度（m/s²）=9.80665

Q ：ポンプ容量（m³/h）=200

H ：ポンプ揚程（m）=200（第49-6-1 図参照）

η ：ポンプ効率（%）=約□（第49-6-1 図参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））



第49-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約□kWであり，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より190kWとする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	130以上（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	130以上（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内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に必要なスプレイ量を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個使用する。保有数は2セットで2個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2個の合計4個を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管（A）又は（B）を介して原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が130m³/h以上であることから、ポンプ容量を約1,320m³/hとする。</p>		

また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ時の全揚程は、低圧代替注水系（ $50 \text{ m}^3/\text{h}$ ）、代替格納容器スプレイ冷却系（ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ ）及び代替燃料プール注水系（ $16 \text{ m}^3/\text{h}$ ）の同時注水時における原子炉格納容器へのスプレイに必要な全揚程に包絡されることから、圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力 約 31.8 m

静水頭 約 10.7 m

ホース圧損 約 28.1 m

配管及び弁類圧損 約 58.7 m

合計 約 $129.3 \text{ m} \approx 130 \text{ m}$

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系に使用する可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、130mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $1,320 \text{ m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し、吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約847kW／個とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m ³ /h/個	130以上（注1）（約210（注2））
全揚程	m	97以上（注1）（約100（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

【設定根拠】

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内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に必要なスプレイ量を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時においてスプレイに必要な揚程を確保するため2個のポンプを使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個の合計5個を保管する。

1. 容量

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプを用いて残留熱除去系配管A系又はB系を介して原子炉格納容器へスプレイする場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が130m³/h以上であることから、ポンプ容量を約210m³/hとする。なお、可

搬型代替注水中型ポンプ1個では必要な流量に対し揚程が不足することから、可搬型代替注水中型ポンプ2個を直列に接続し、1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより、原子炉格納容器への単独のスプレイ流量を確保することに加え、複数箇所への同時注水においても各々の必要流量を確保可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系等と同時に使用する可能性があるため、同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系の単独注水時の全揚程は、低圧代替注水（ $50 \text{ m}^3/\text{h}$ ）、代替格納容器スプレイ冷却系（ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ ）及び使用済燃料プール注水系（ $16 \text{ m}^3/\text{h}$ ）の同時注水時における原子炉格納容器へのスプレイに必要な全揚程に包絡される。代替格納容器スプレイは、可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は、水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし、2台目は、原子炉格納容器へのスプレイを目的としている。

圧損評価は、水源（西側淡水貯水設備）から注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 10.9m

2 台目への静水頭 約 5.0m

合計 約 44.9m =55m

(2) 中型ポンプ 2 台目～原子炉格納容器（中型ポンプ 2 台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力 約 31.8m

静水頭 約 25.0m

ホース圧損 約 0.3m

配管及び弁類圧損 約 39.0m

合計 約 96.1m =97m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系に使用する可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、97mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプの全揚程の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $210\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約100mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し、吐出圧力を制限していることから $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

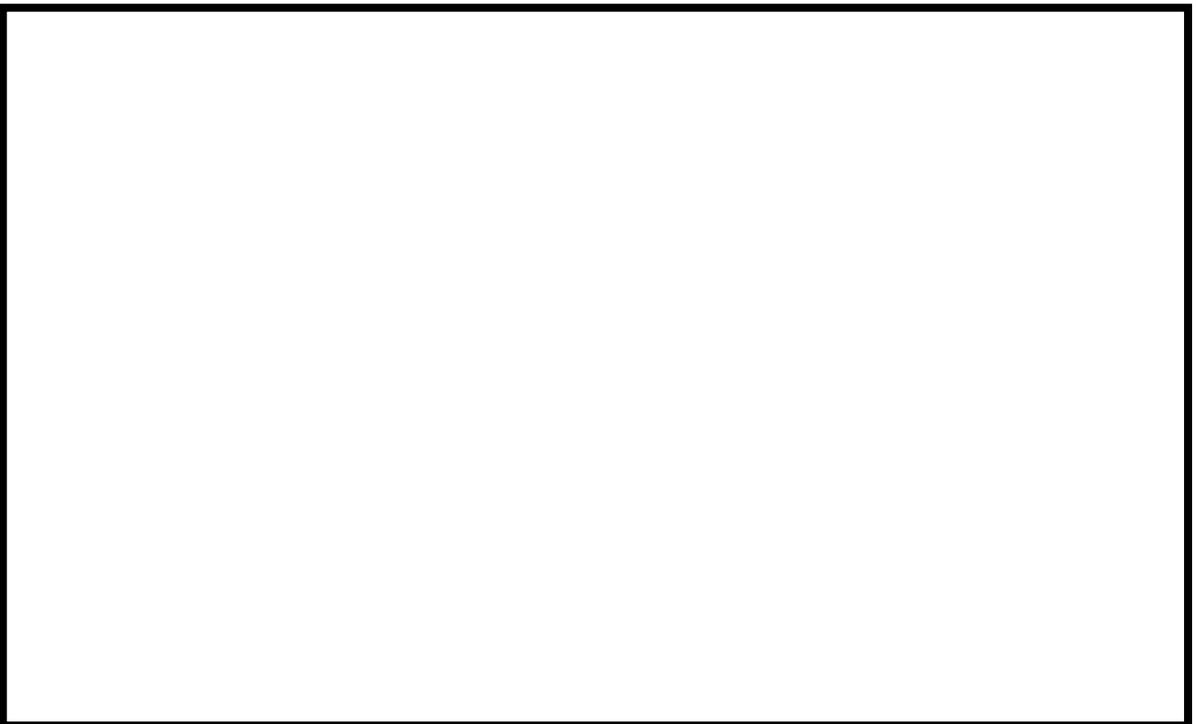
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約147kW／個とする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び
可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペDESTAL（ドライウエル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。
また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペDESTAL (ドライウエル部)	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	ペDESTAL (ドライウエル部)	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h

第3表 設計基準事故^{対処}設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故^{対処}設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階 [*]	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

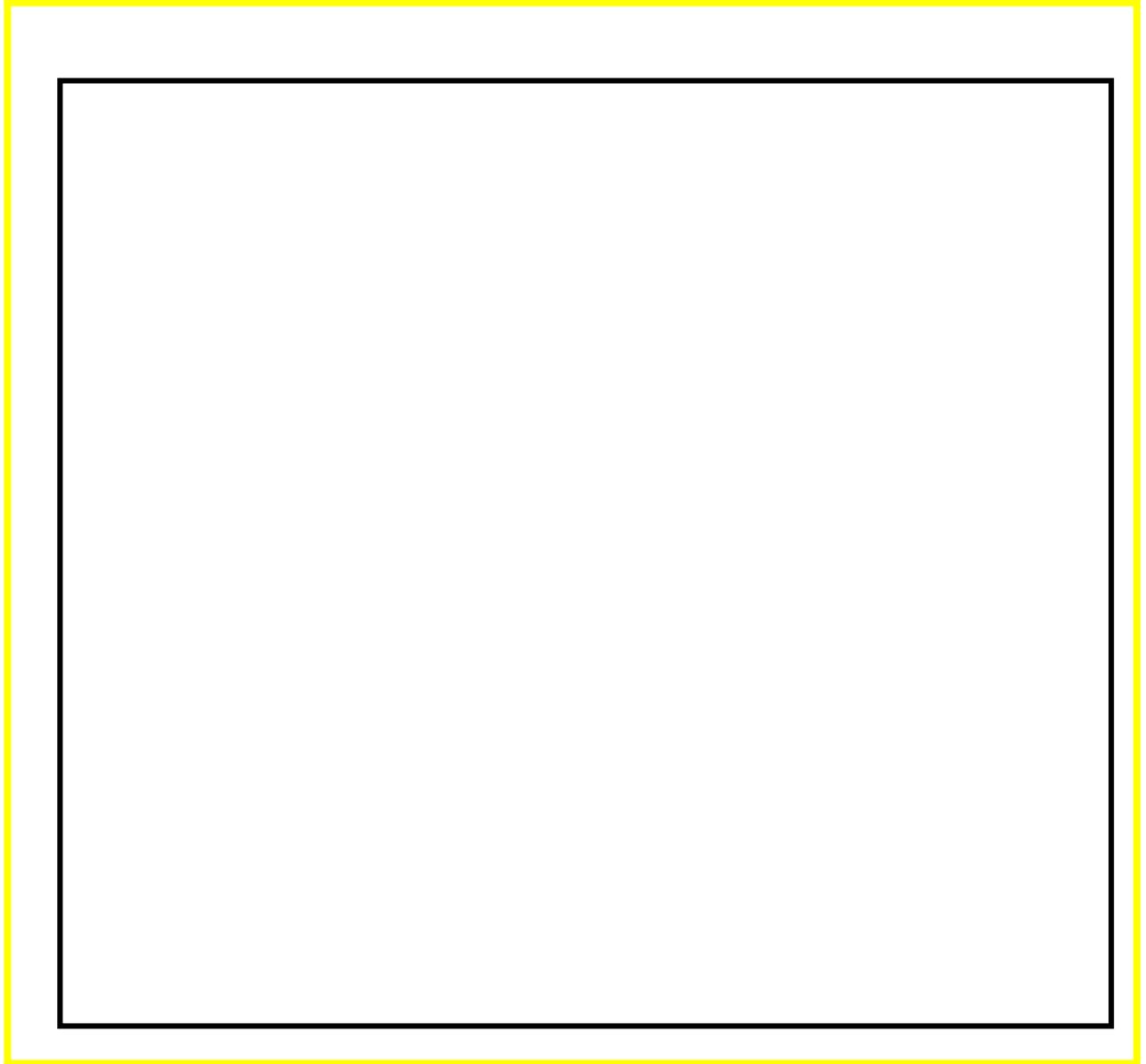
第7表 原子炉压力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉压力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉压力容器の破損に至った場合に、原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するためのケース
原子炉压力容器破損段階での対応後の段階	—	130m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m ³ /h	—	114m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

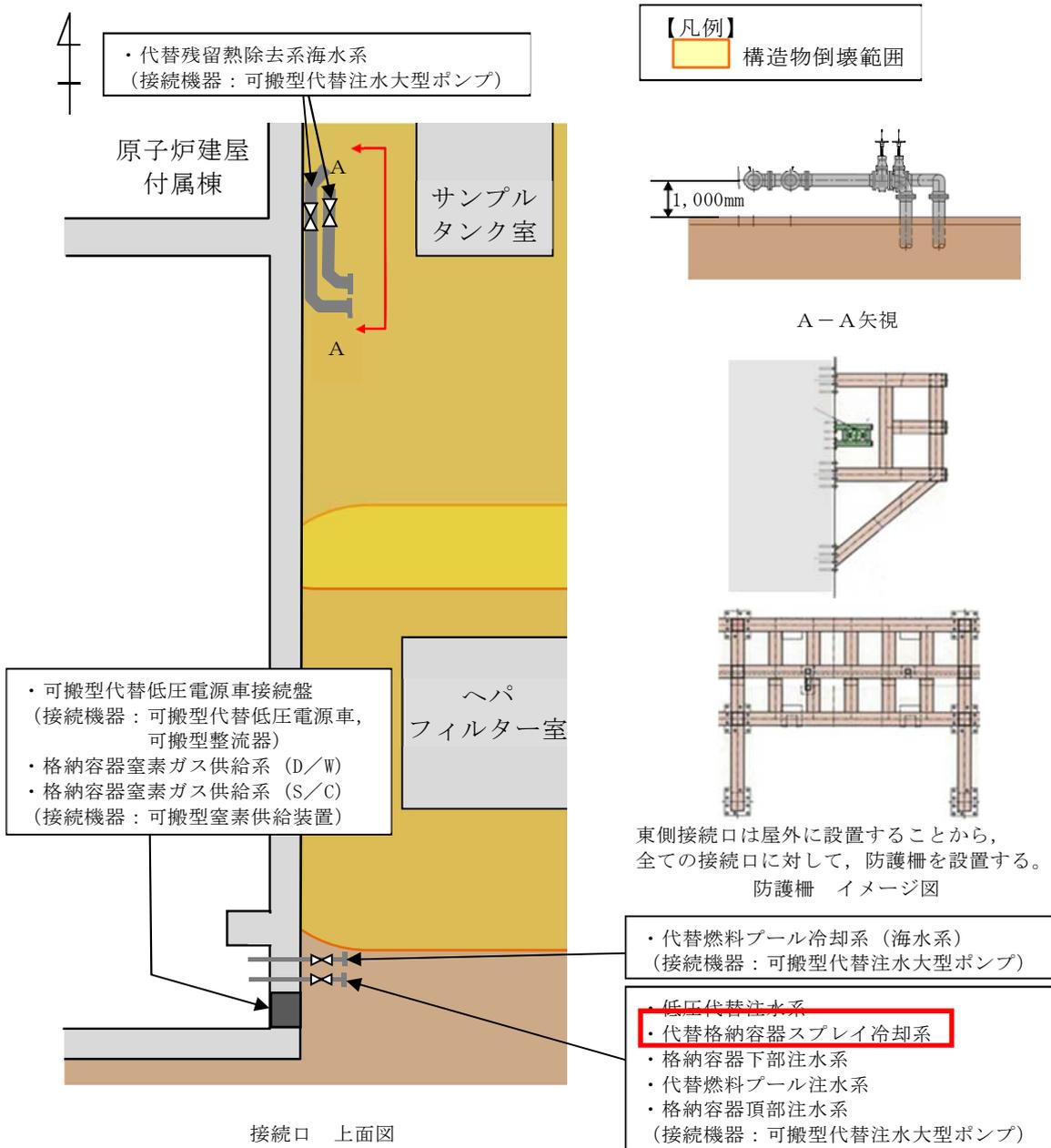
対象事象：高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱，原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用，熔融炉心・コン

クリート相互作用

49-7 接続図



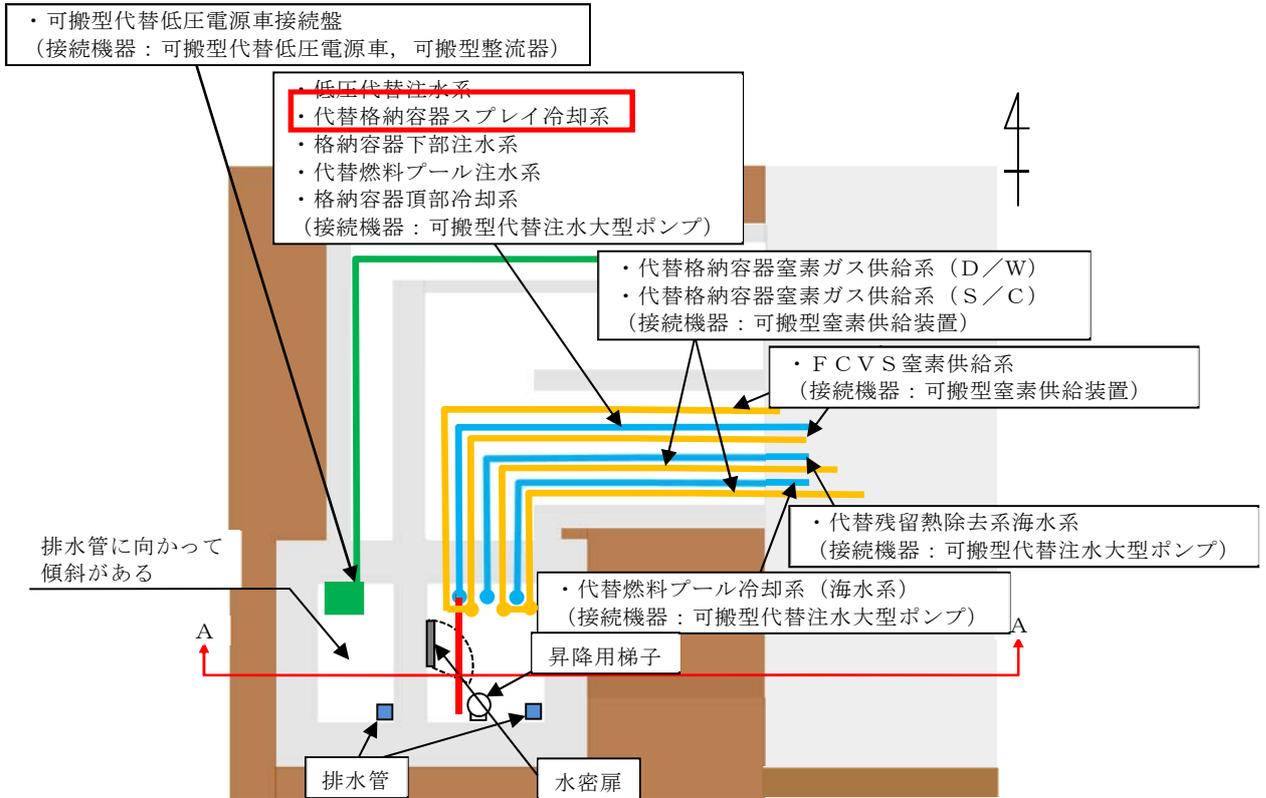
第49-7-1図 代替格納容器スプレイ冷却系接続図



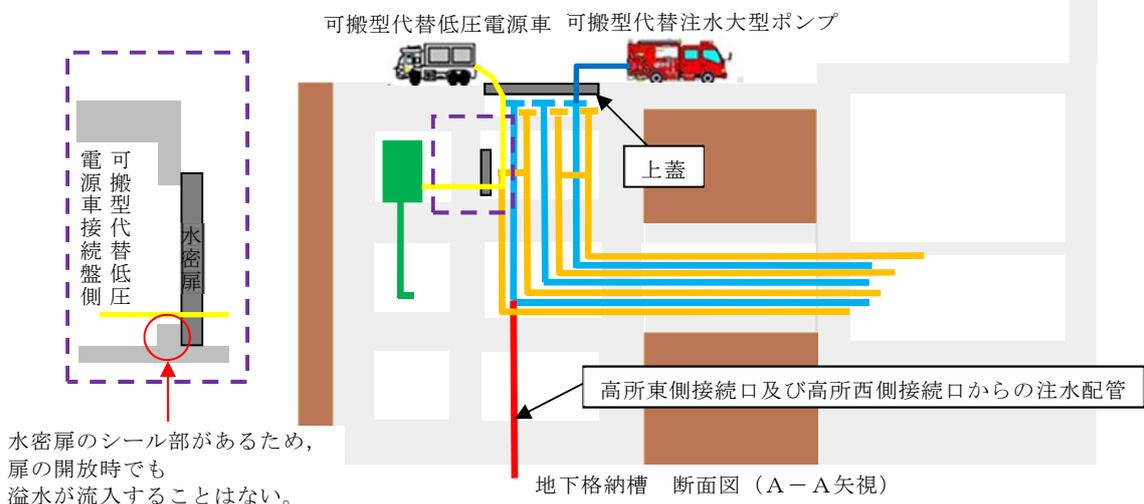
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

 : 第49条に係る接続口を示す。

第49-7-2図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図

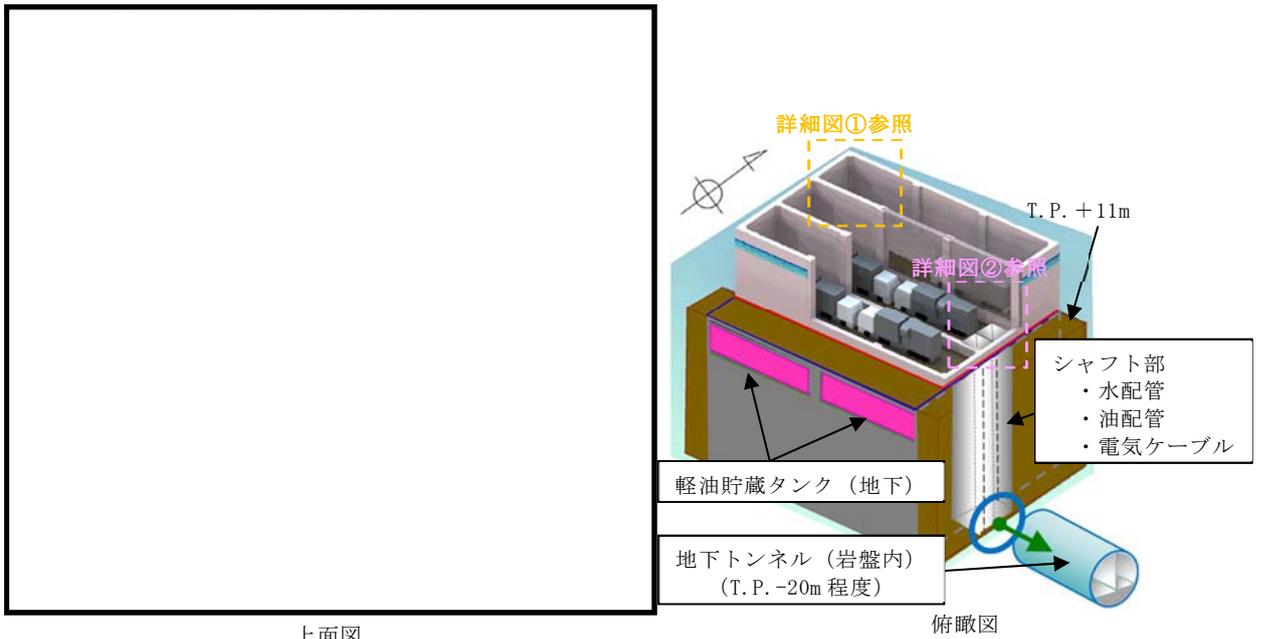


水密扉のシール部があるため、扉の開放時でも溢水が流入することはない。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

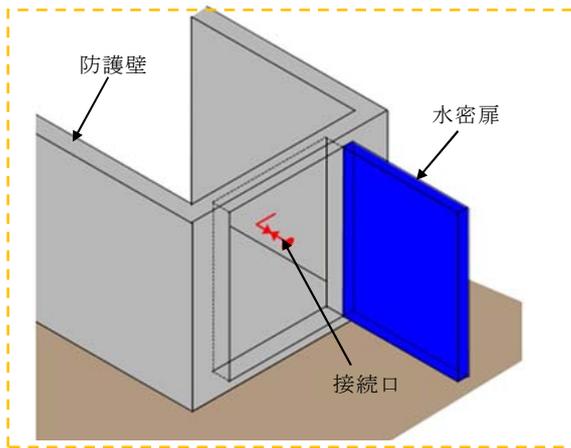
 ：第49条に係る接続口を示す。

第49-7-3図 西側接続口の構造図

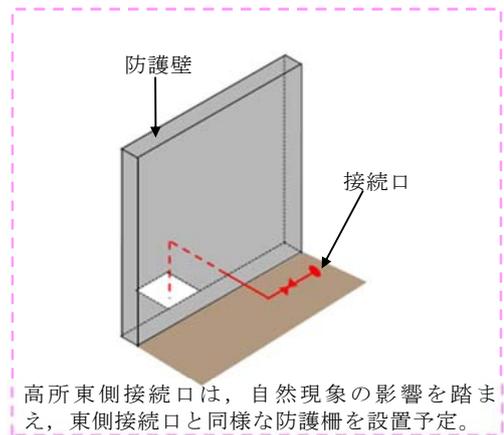


上面図

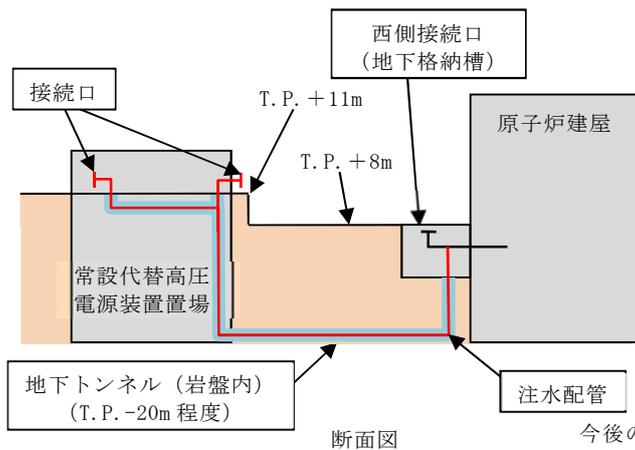
俯瞰図



詳細図① (高所西側接続口)



詳細図② (高所東側接続口)



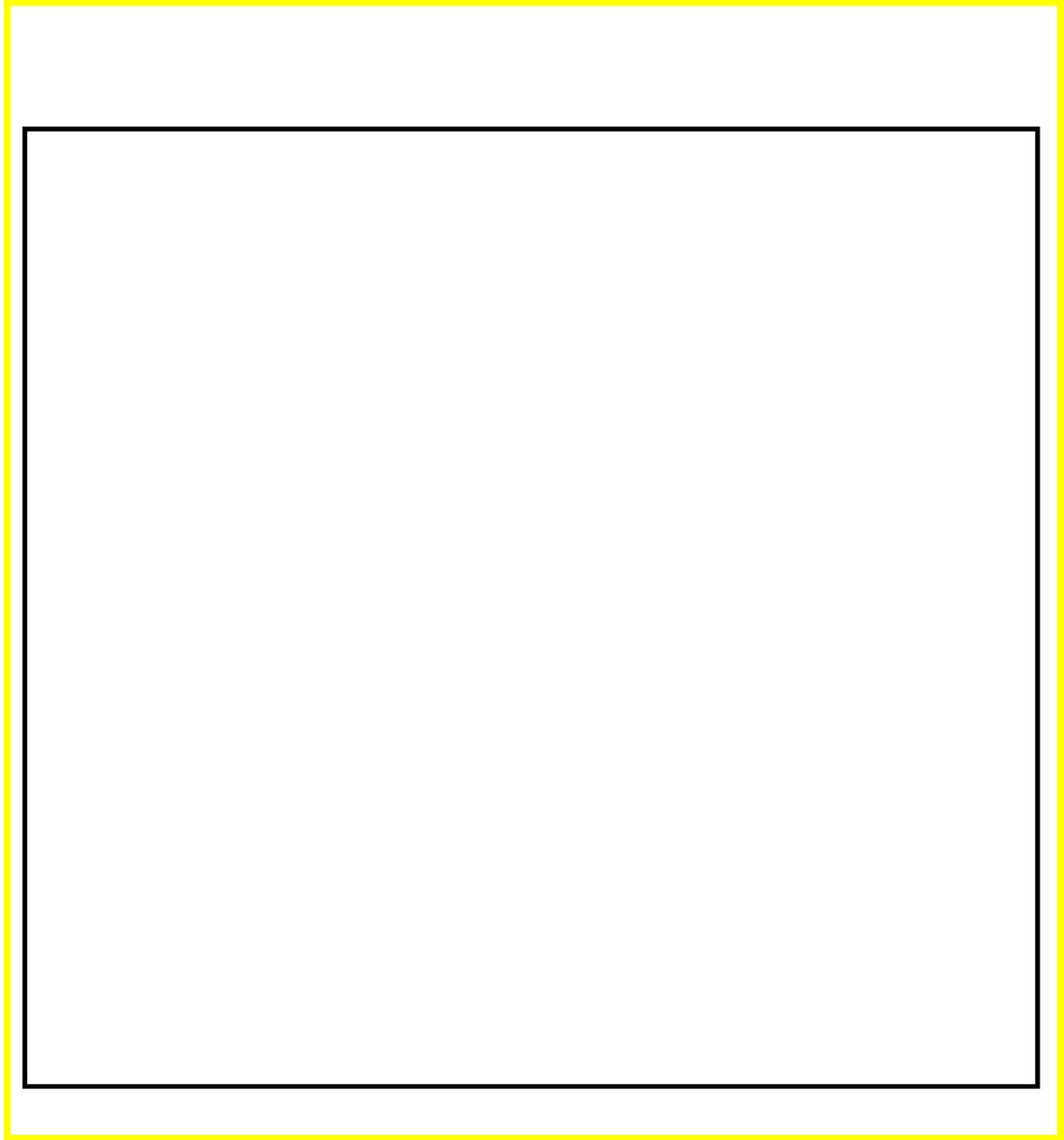
断面図

- ・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
- ・軽油配管にはフランジ部を設けない。
- ・水配管，軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
- ・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

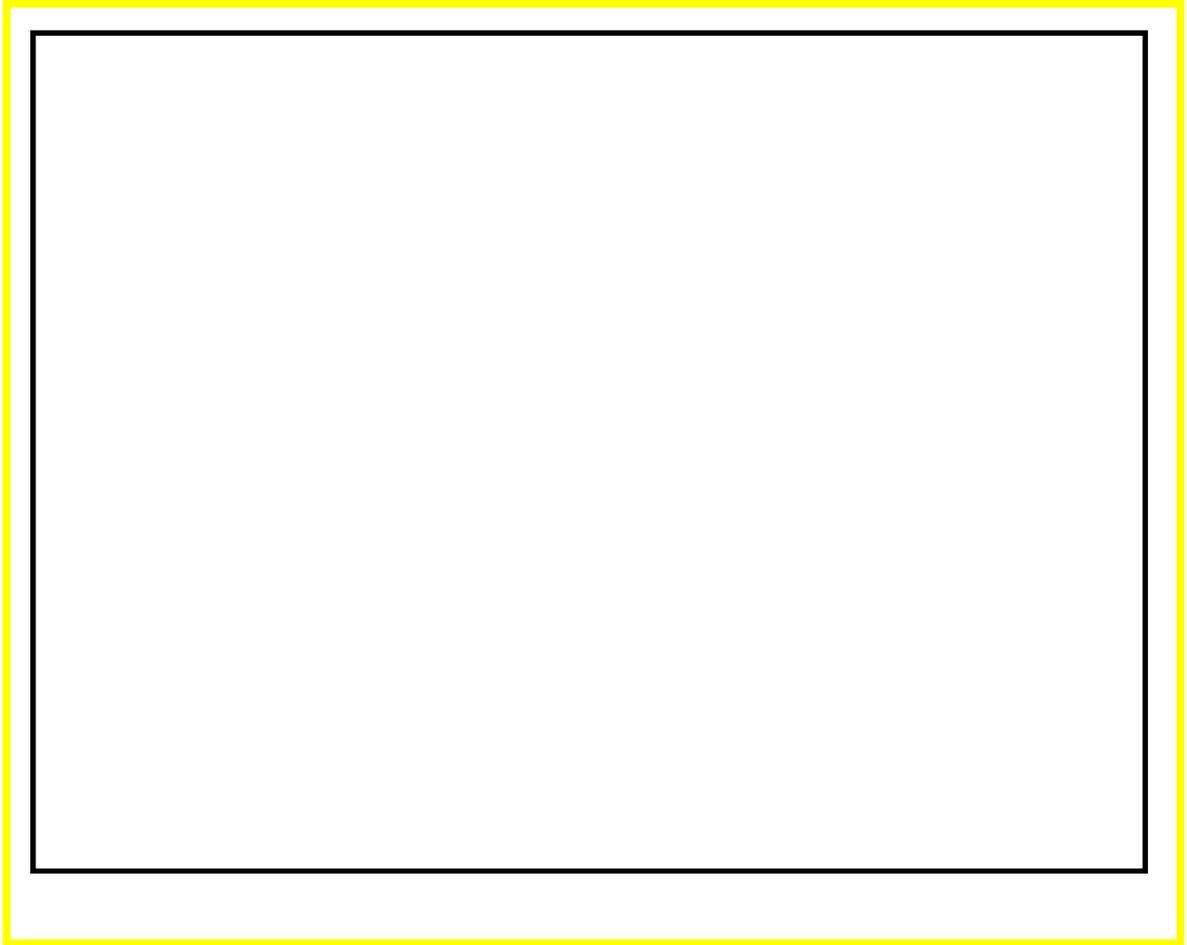
第49-7-4図 高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

49-8 保管場所図



第 49-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

49-9 アクセスルート図



第 49-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図



第 49-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口及び高所西側及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 49-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口及び西側接続口までのアクセスルート概要



第 49-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

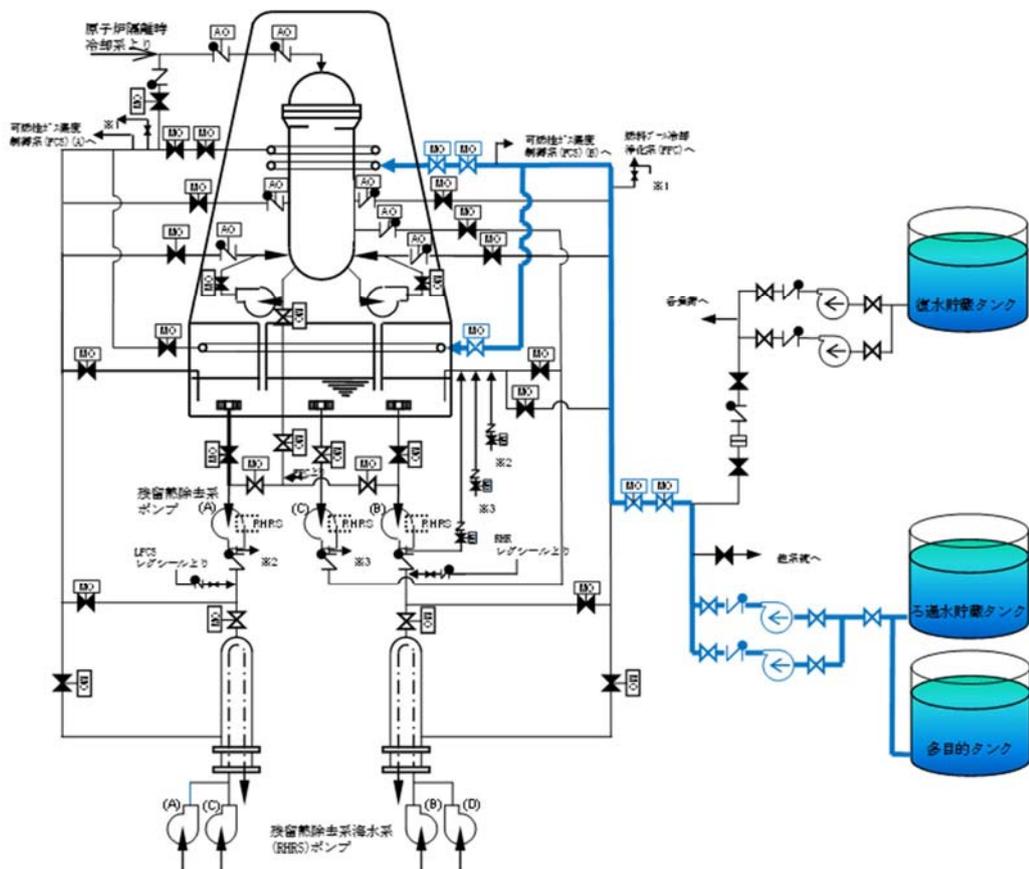
49-10 その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)、常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた原子炉格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた原子炉格納容器スプレイ手段については、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)とは異なる淡水タンク(多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、純水貯蔵タンク、原水タンク)を水源として消火系、残留熱除去系を通じて原子炉格納容器スプレイを行う手順を整備している。

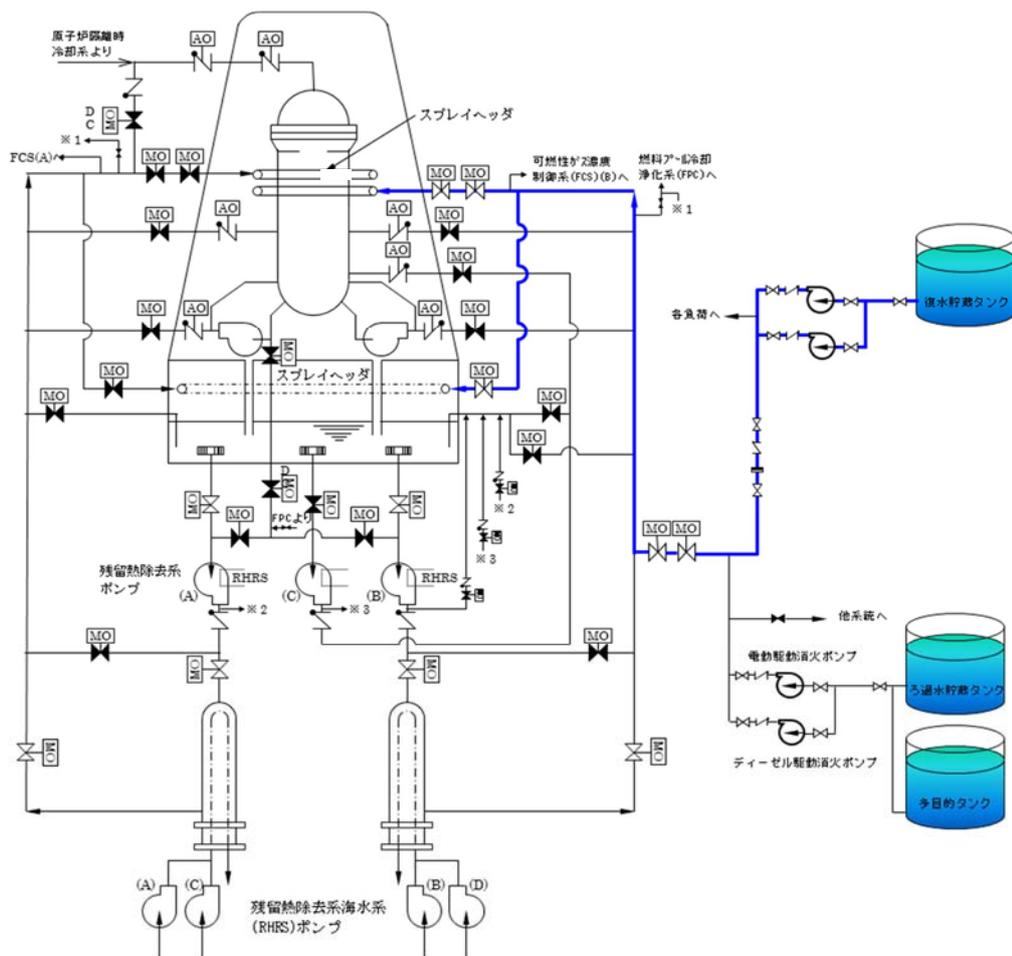


第49-10-1図 消火系による原子炉格納容器スプレイ手順の概要図

② 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却モード), 常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合, 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, 自主対策設備として補給水系を用いた**原子炉**格納容器スプレイ手段を整備している。

補給水系を用いた**原子炉**格納容器スプレイ手段については, 復水移送ポンプを用い, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水移送系, 残留熱除去系を通じて**原子炉**格納容器スプレイを行う手順を整備している。

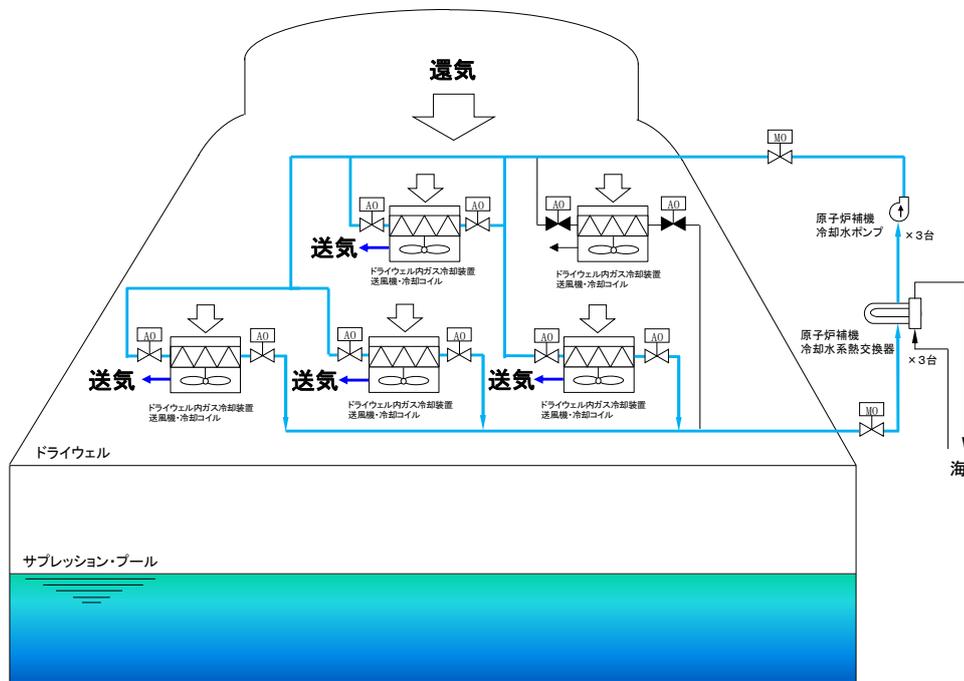


第49-10-2図 補給水系による**原子炉**格納容器スプレイ手順の概要図

③ ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器除熱

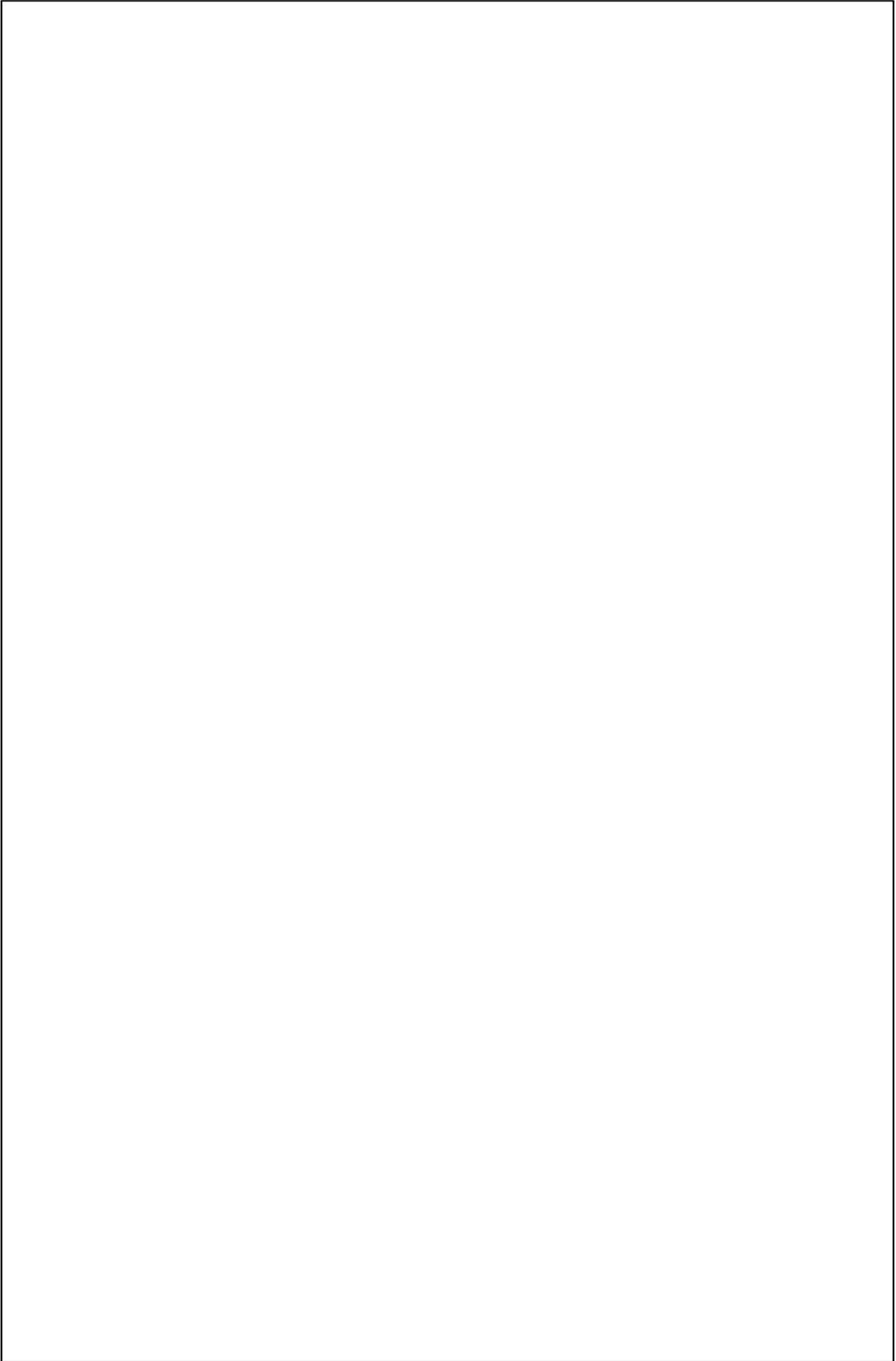
代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、原子炉格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却用海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する。

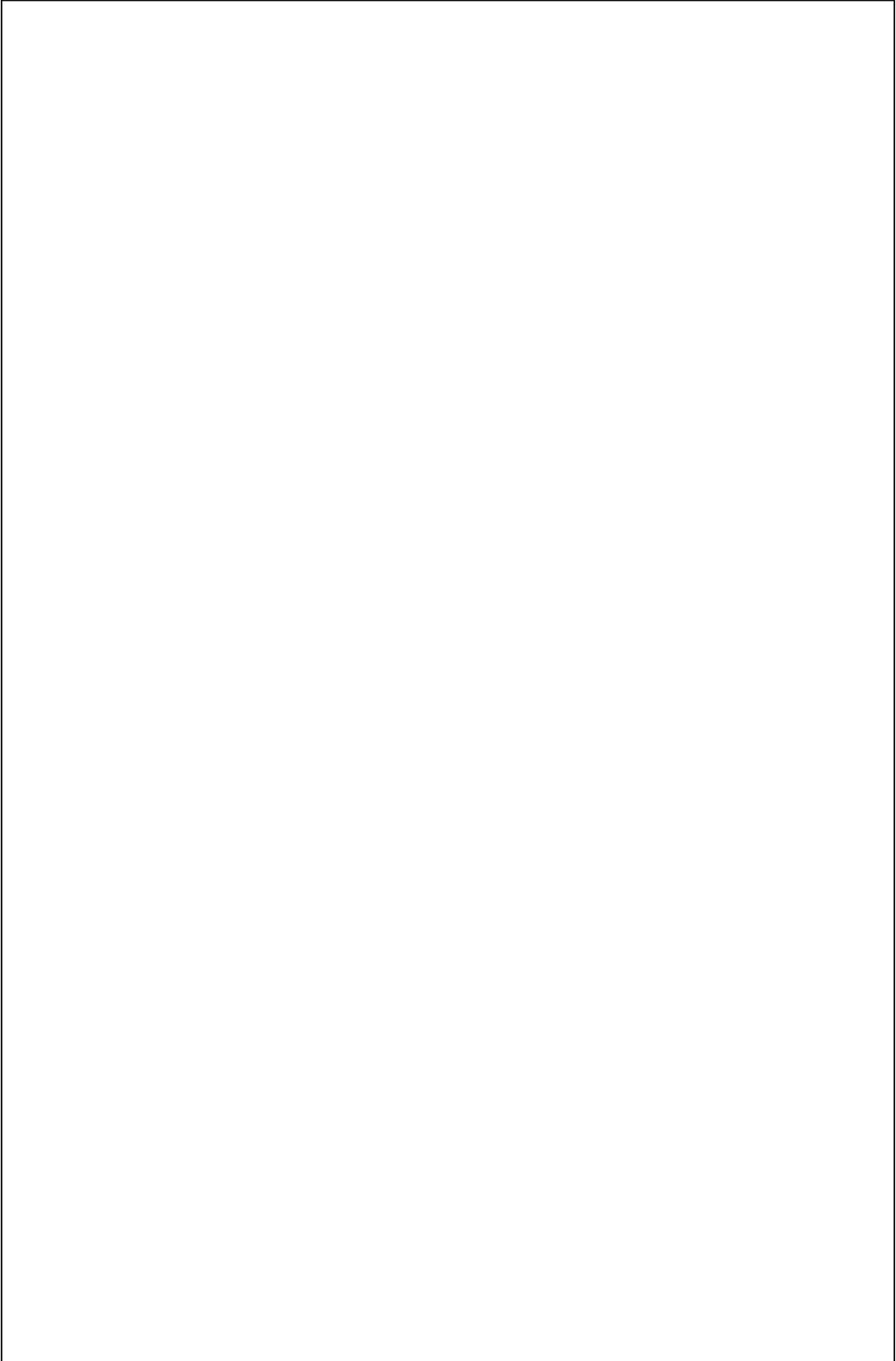
ドライウェル送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

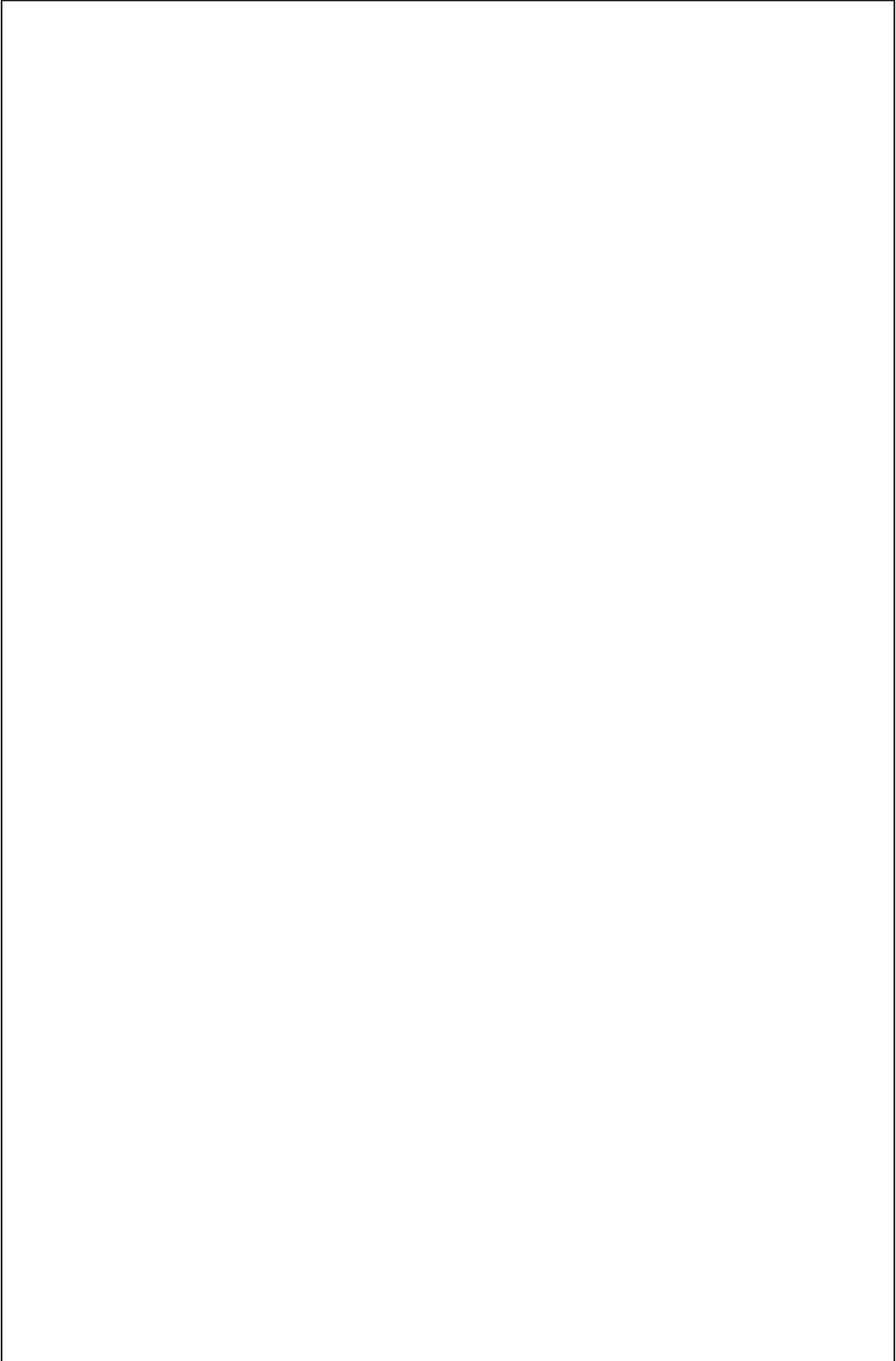


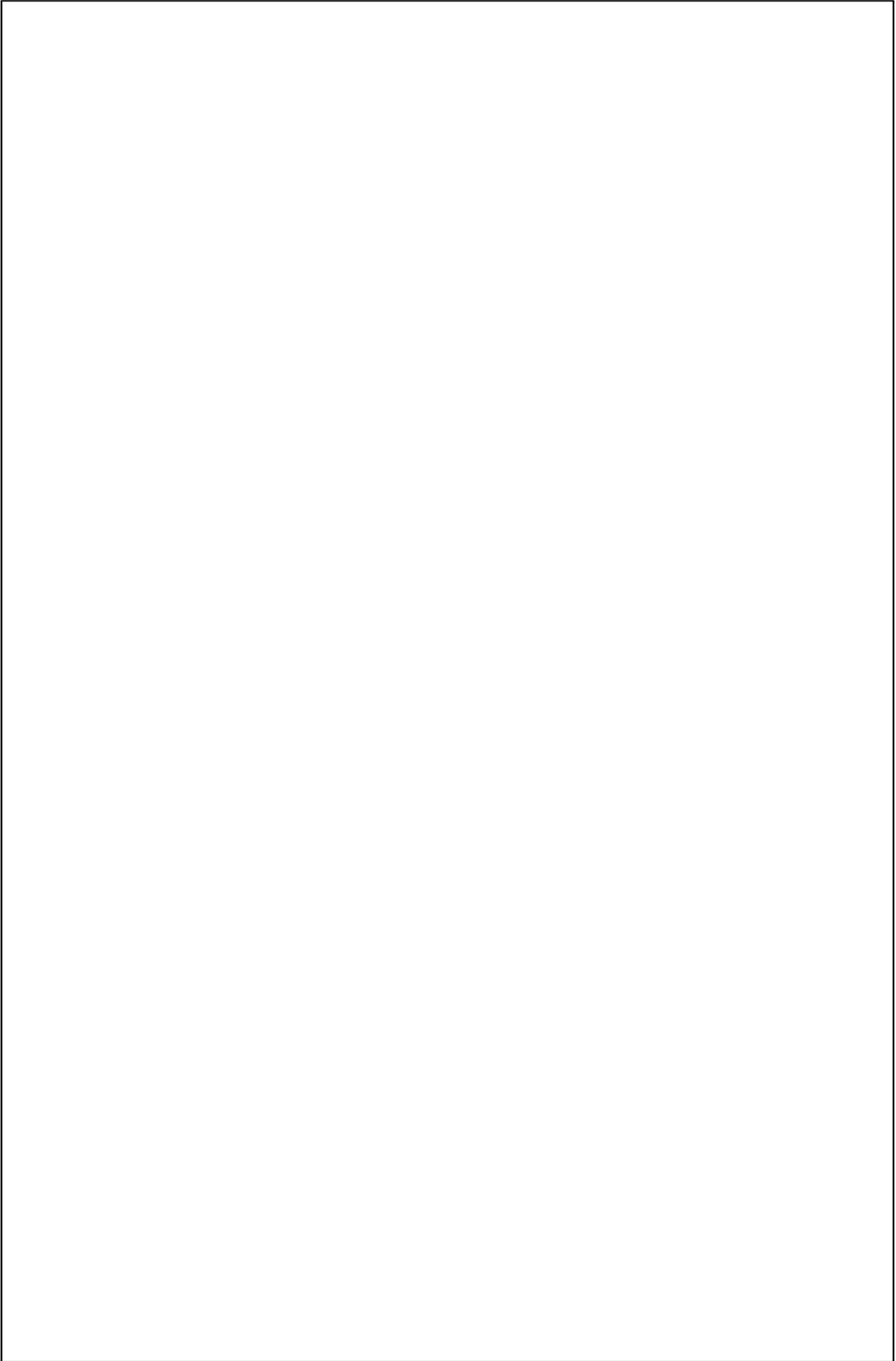
第49-10-3図 ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器除熱概略図

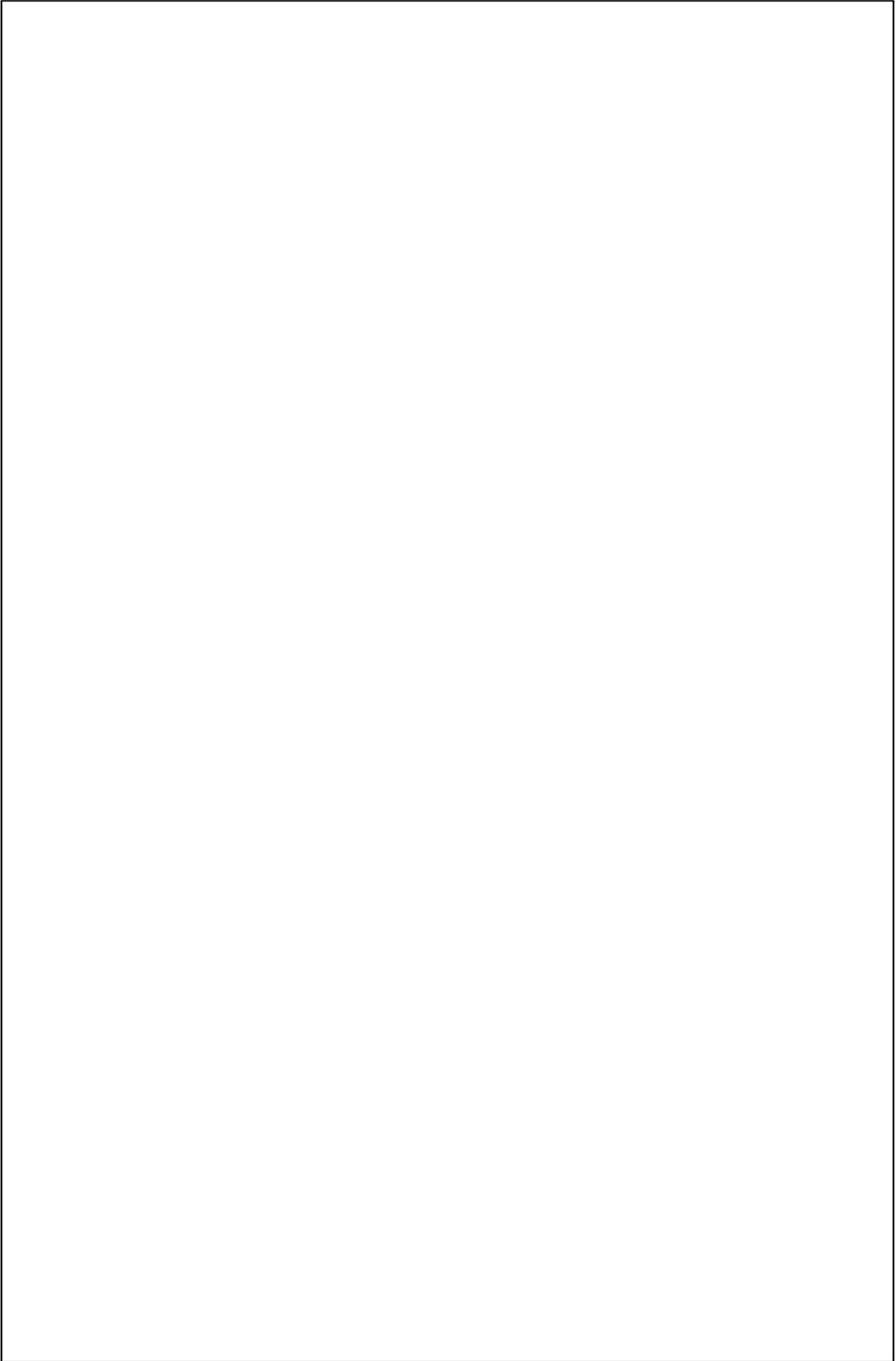
49-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

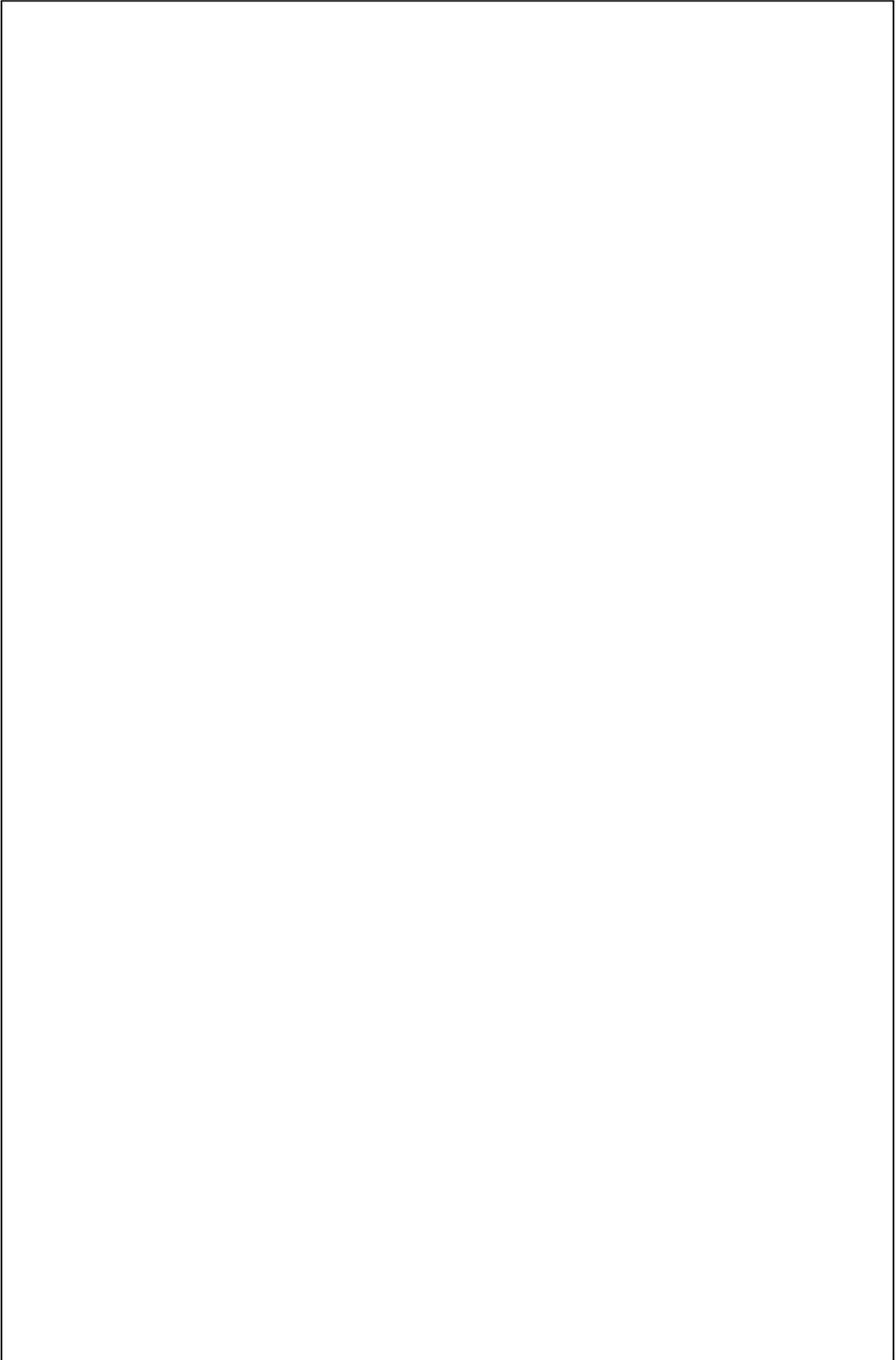


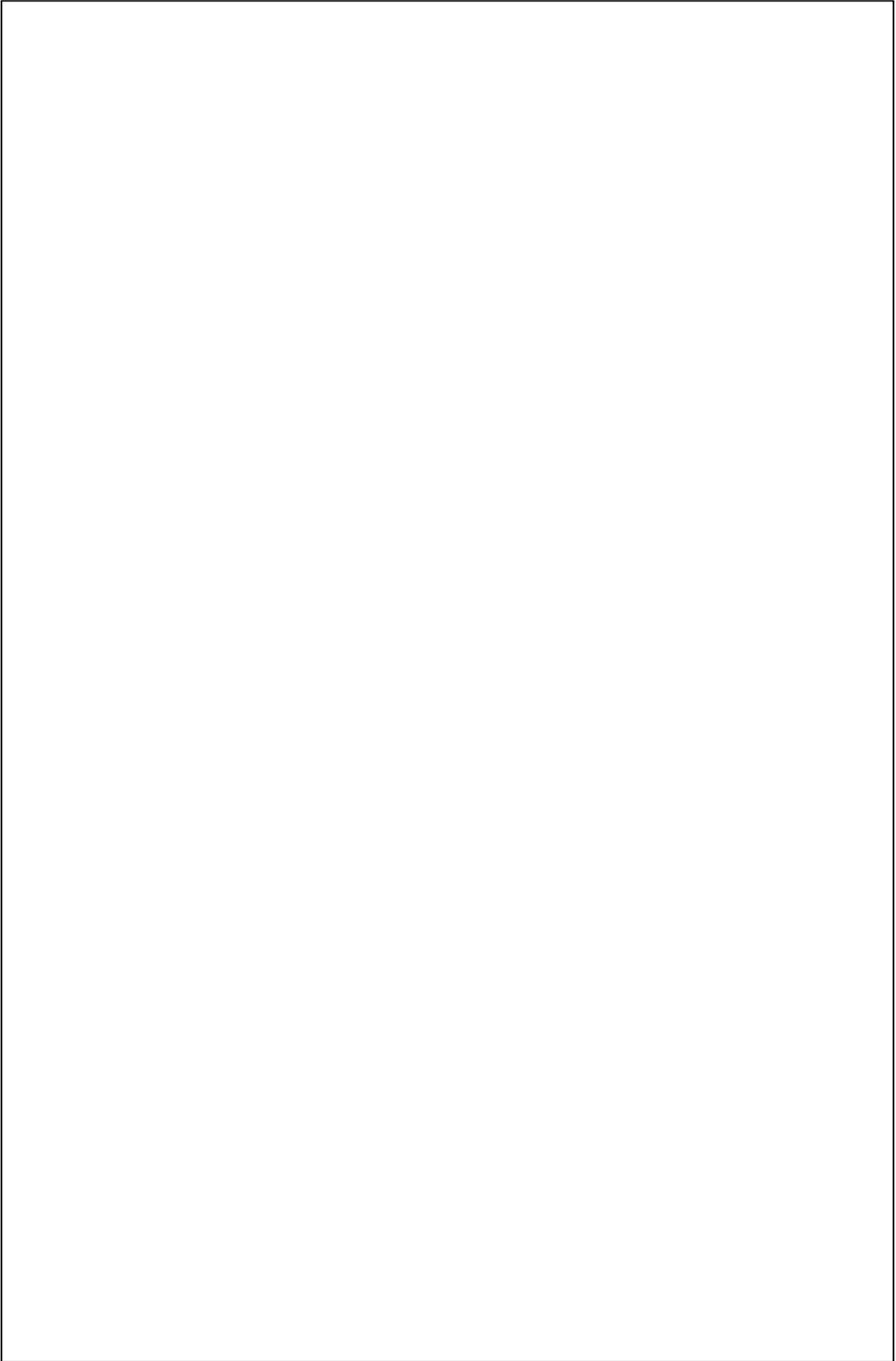


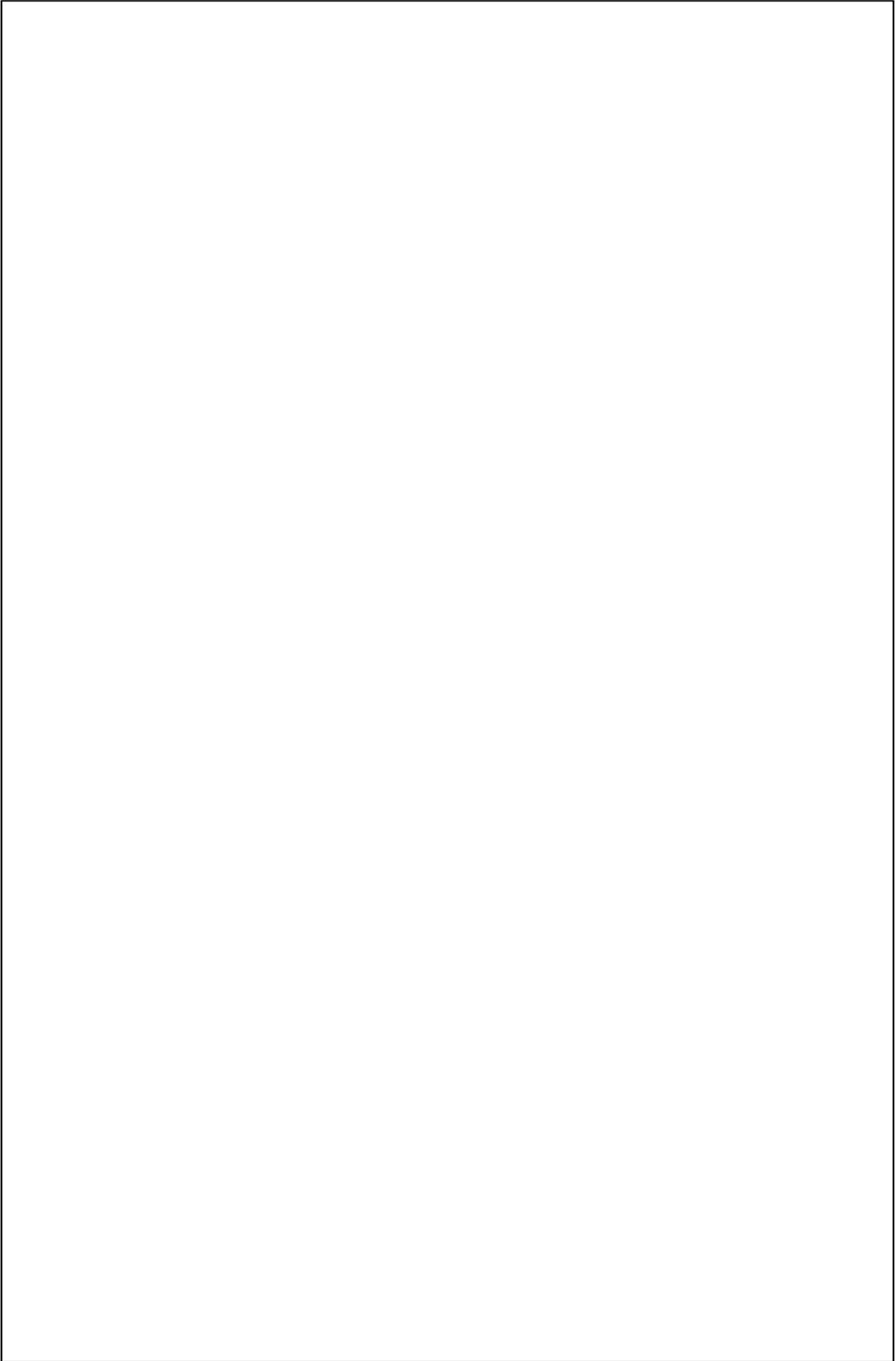


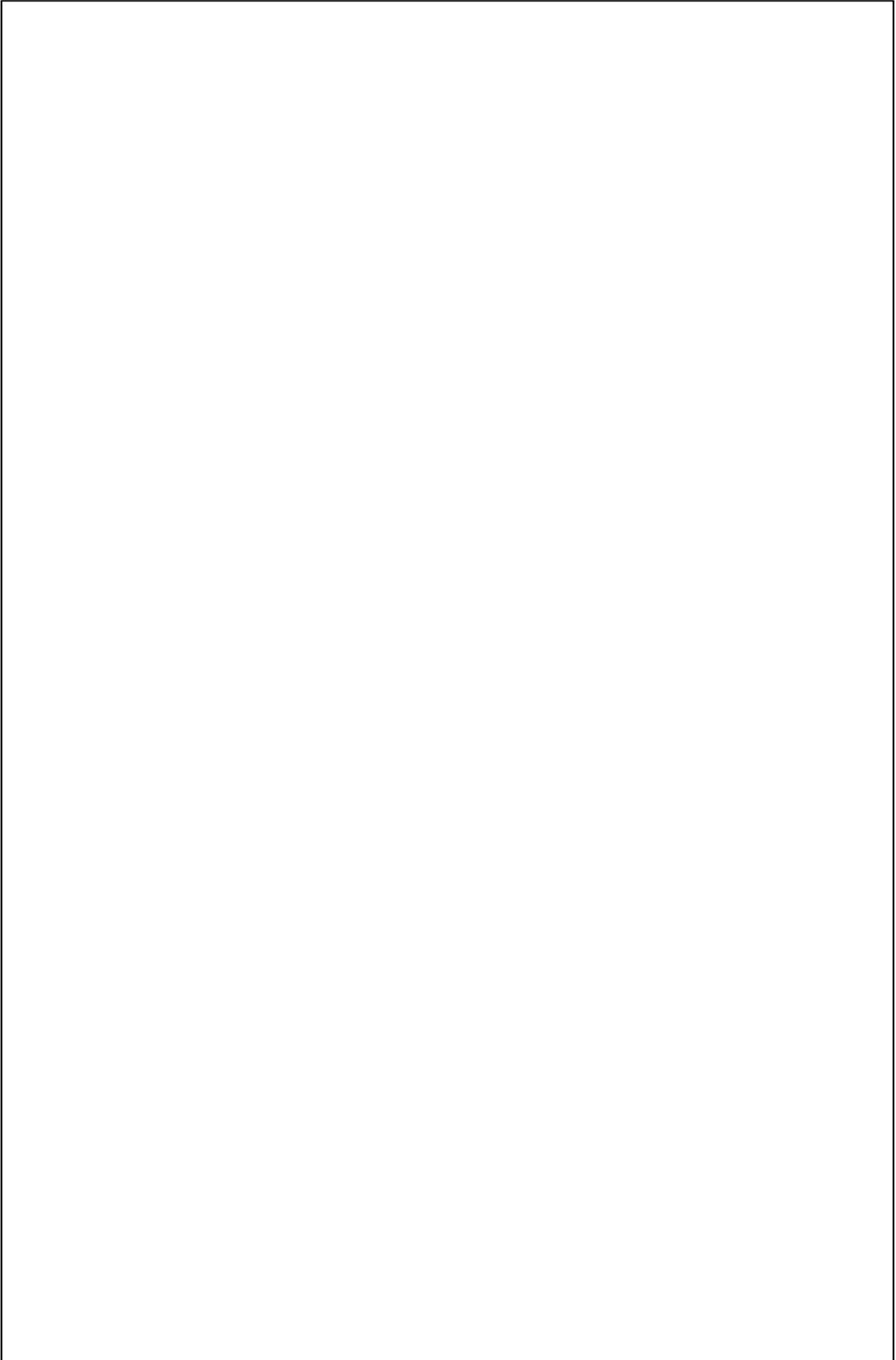


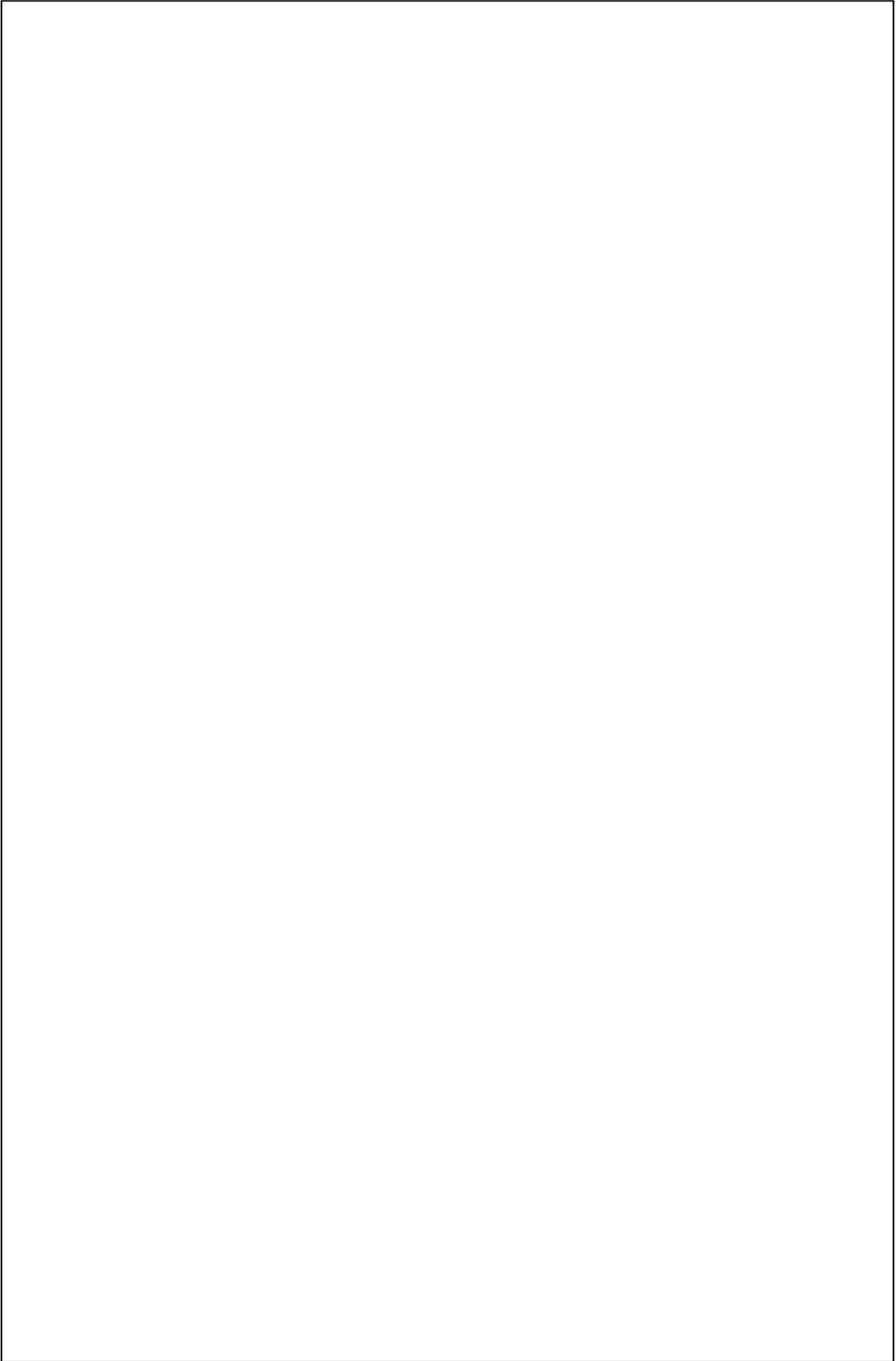


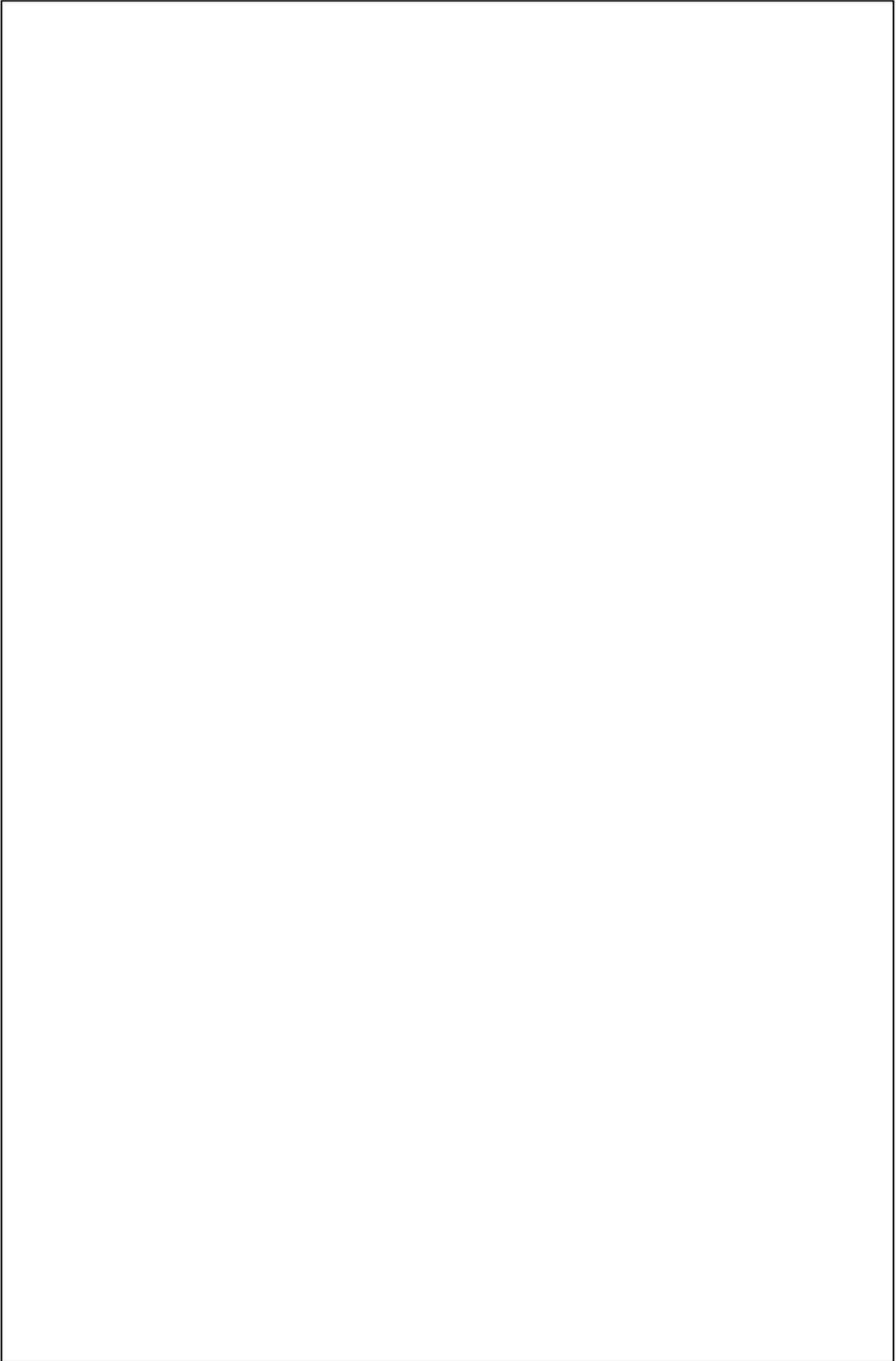


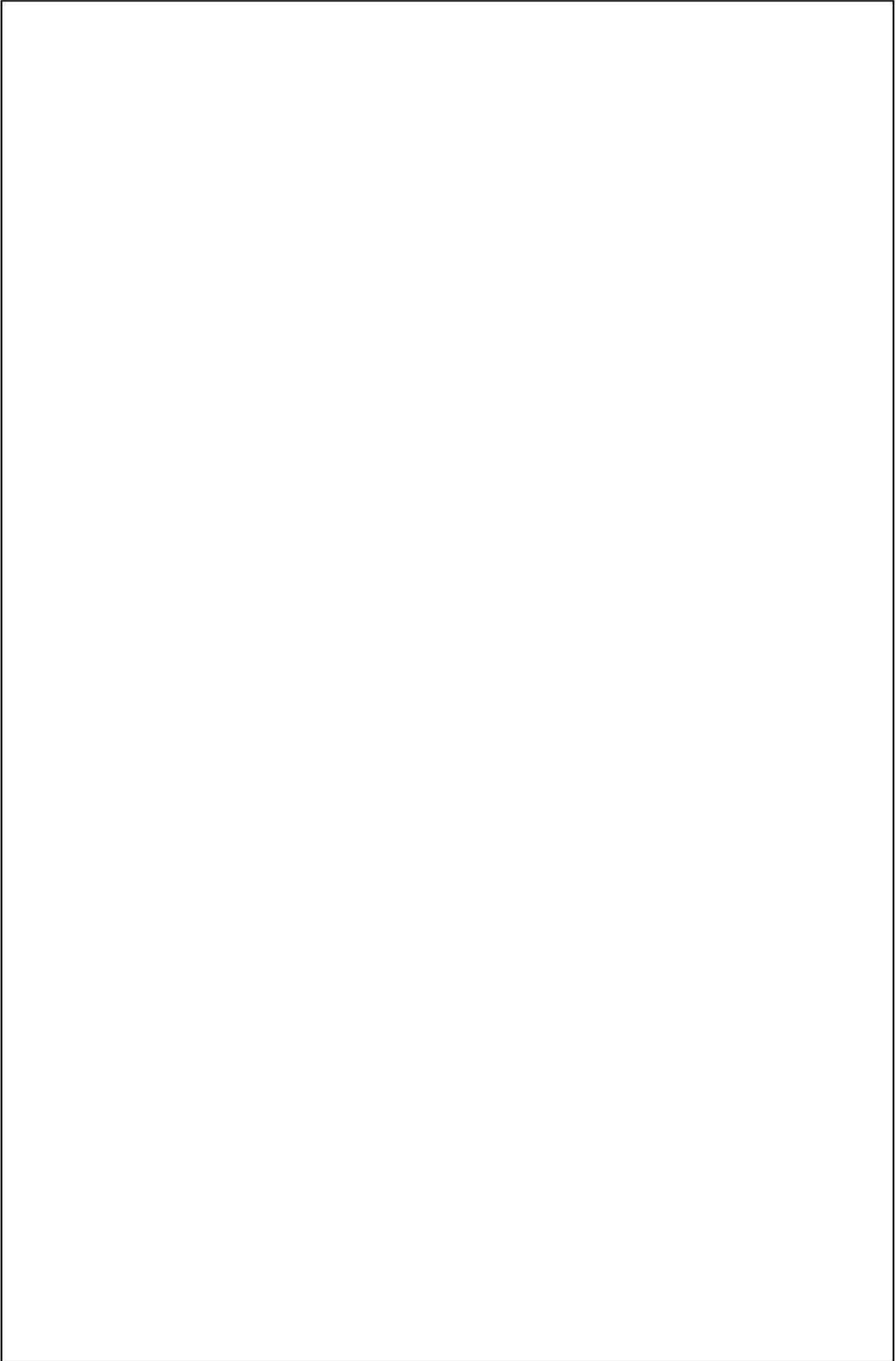


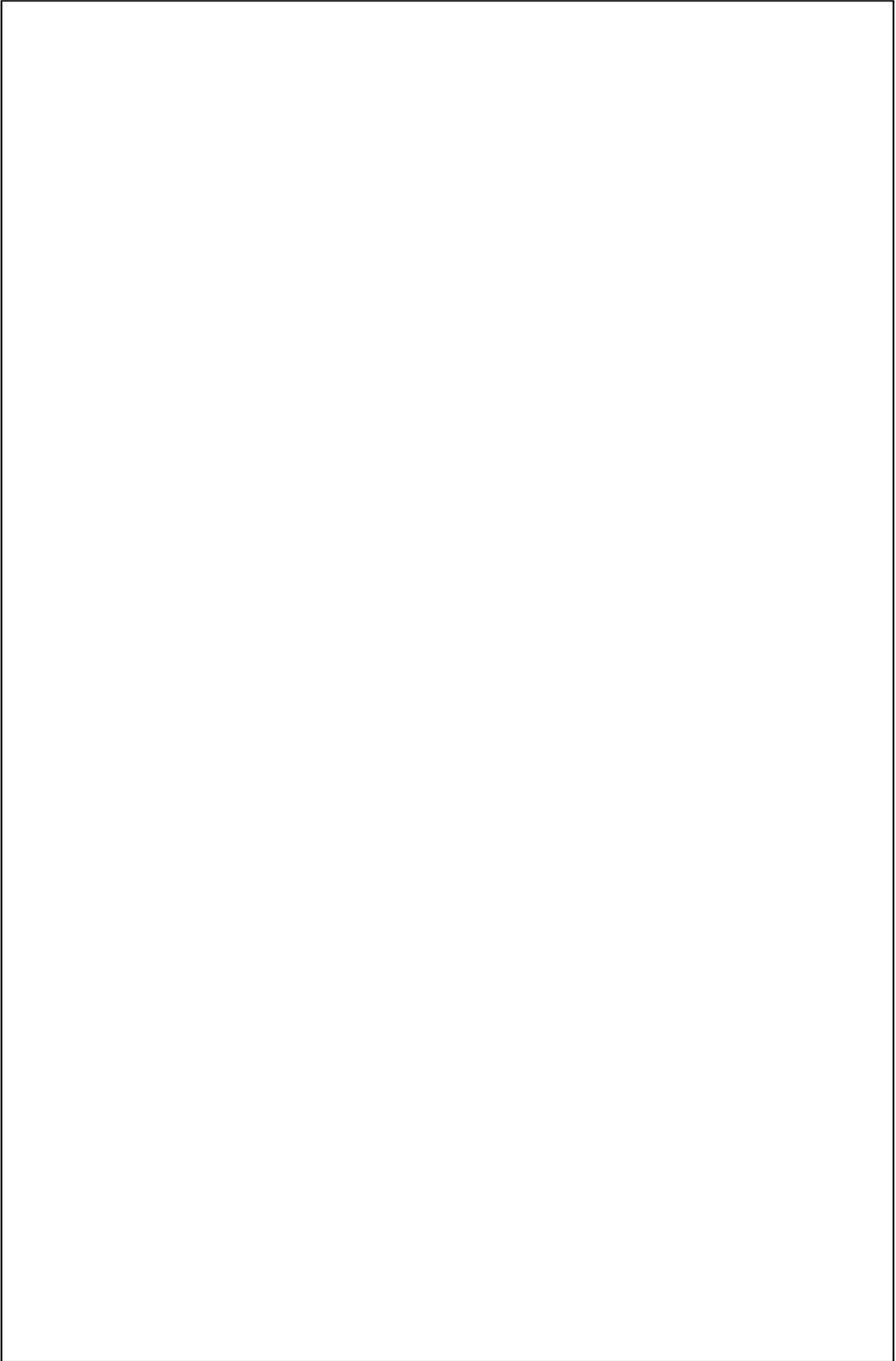


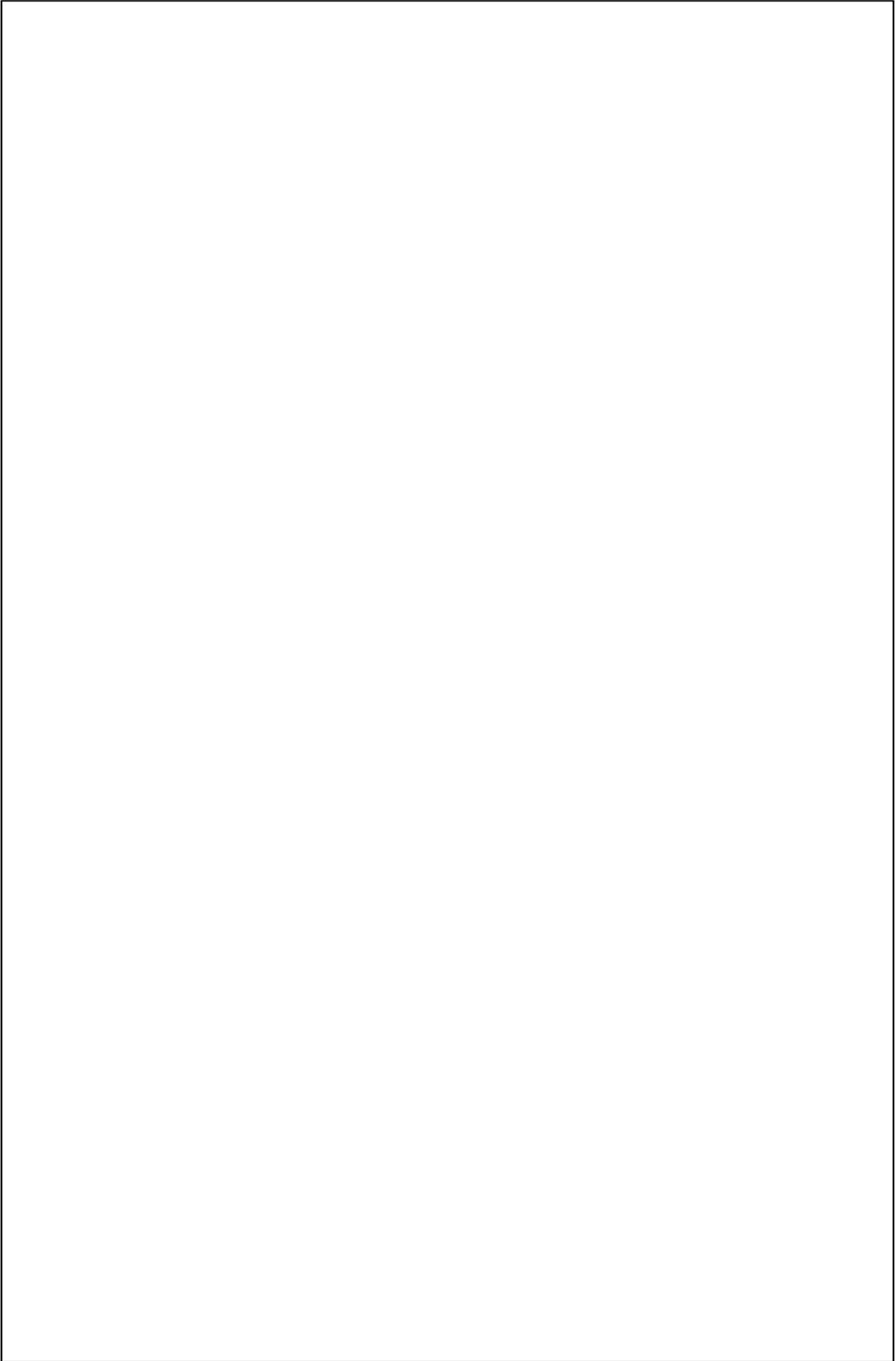


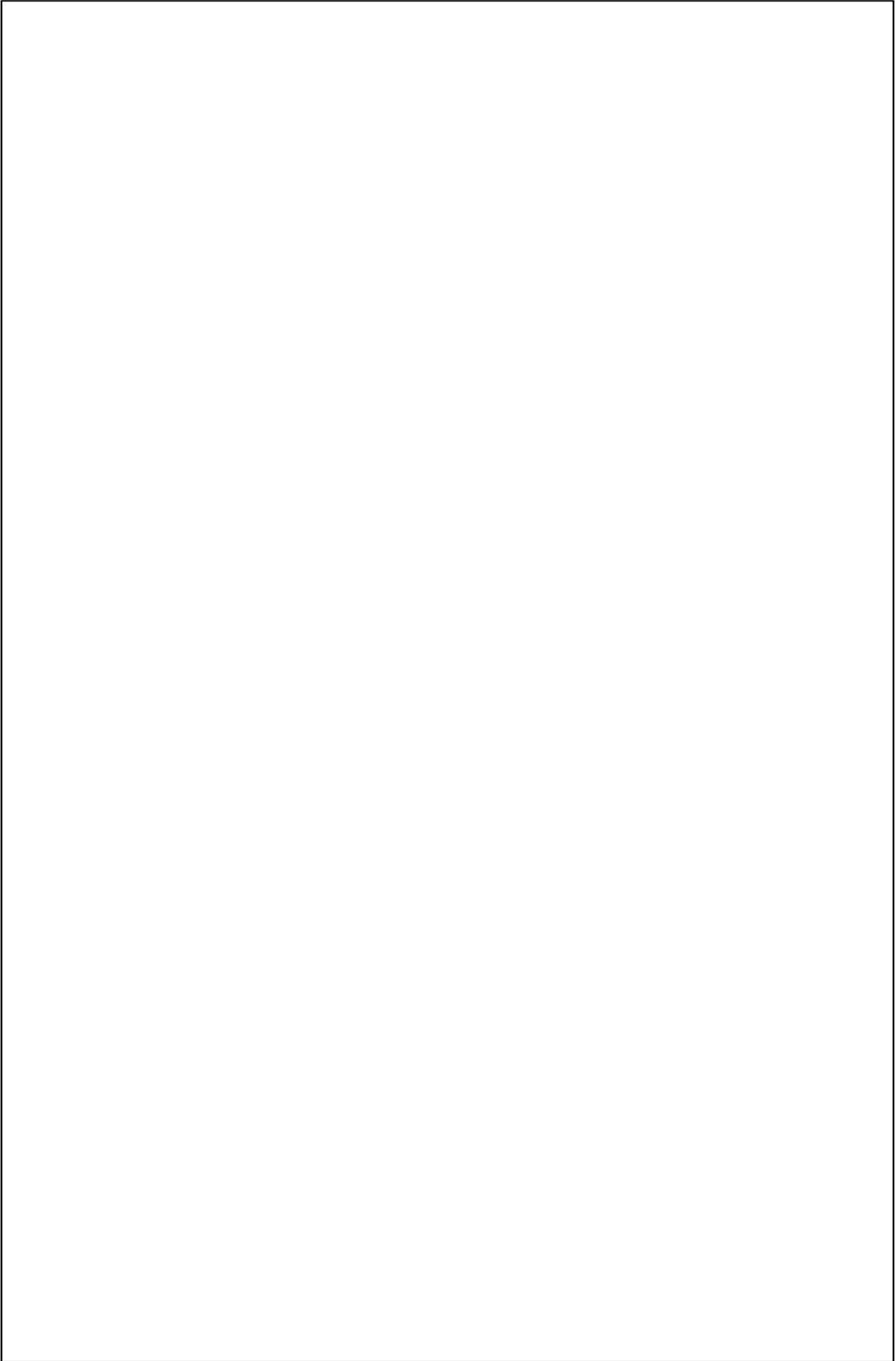


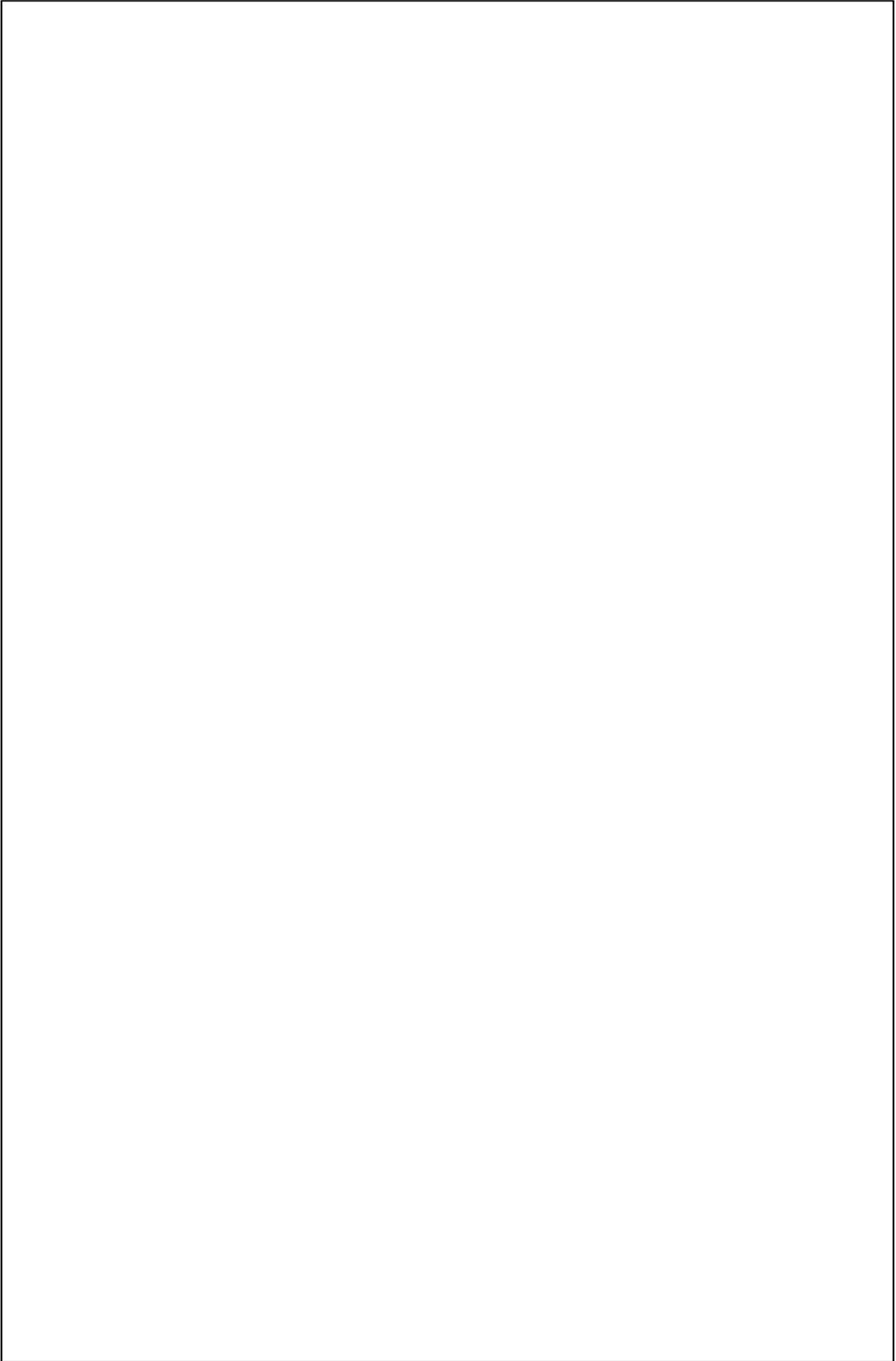


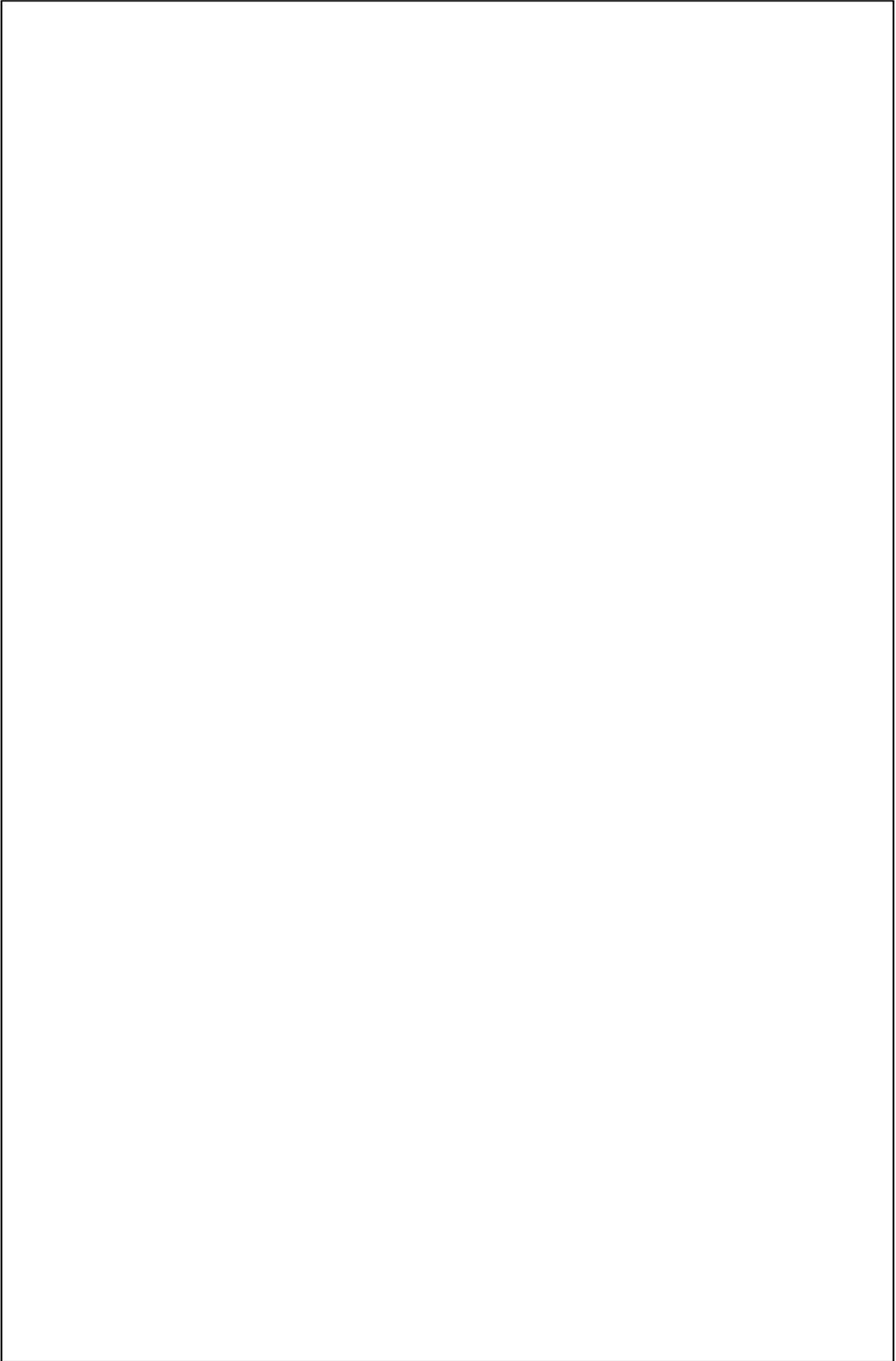


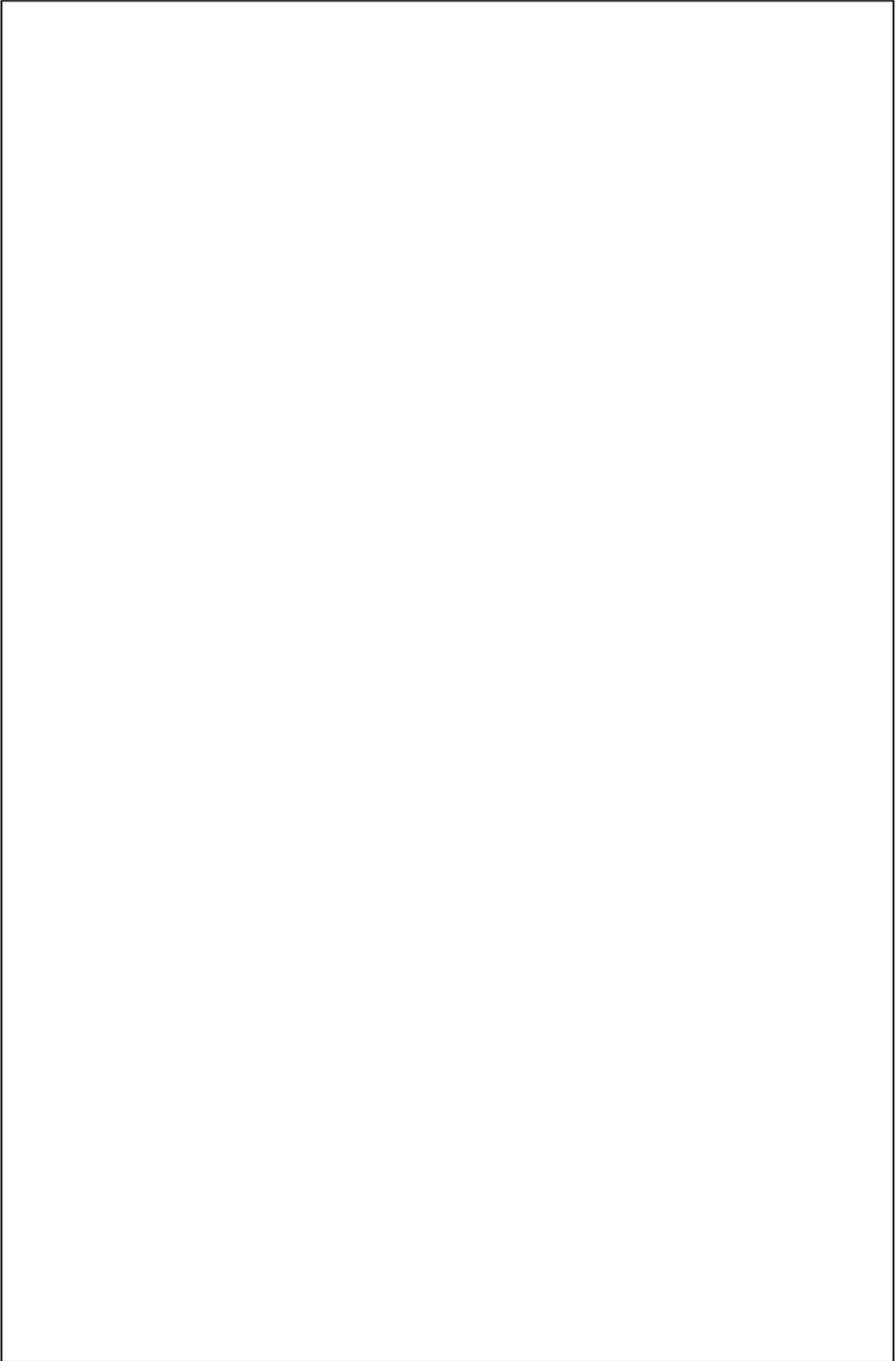


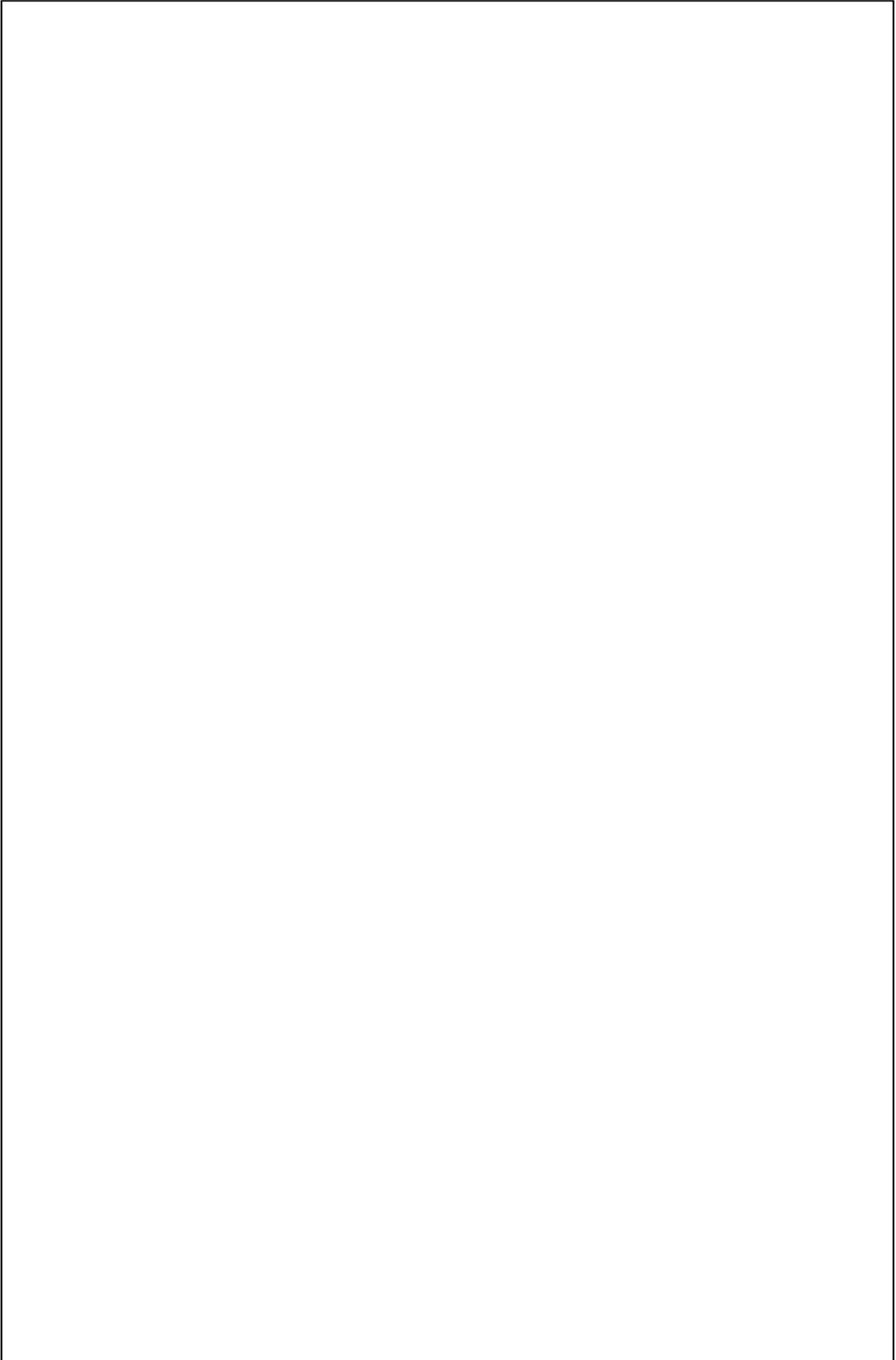


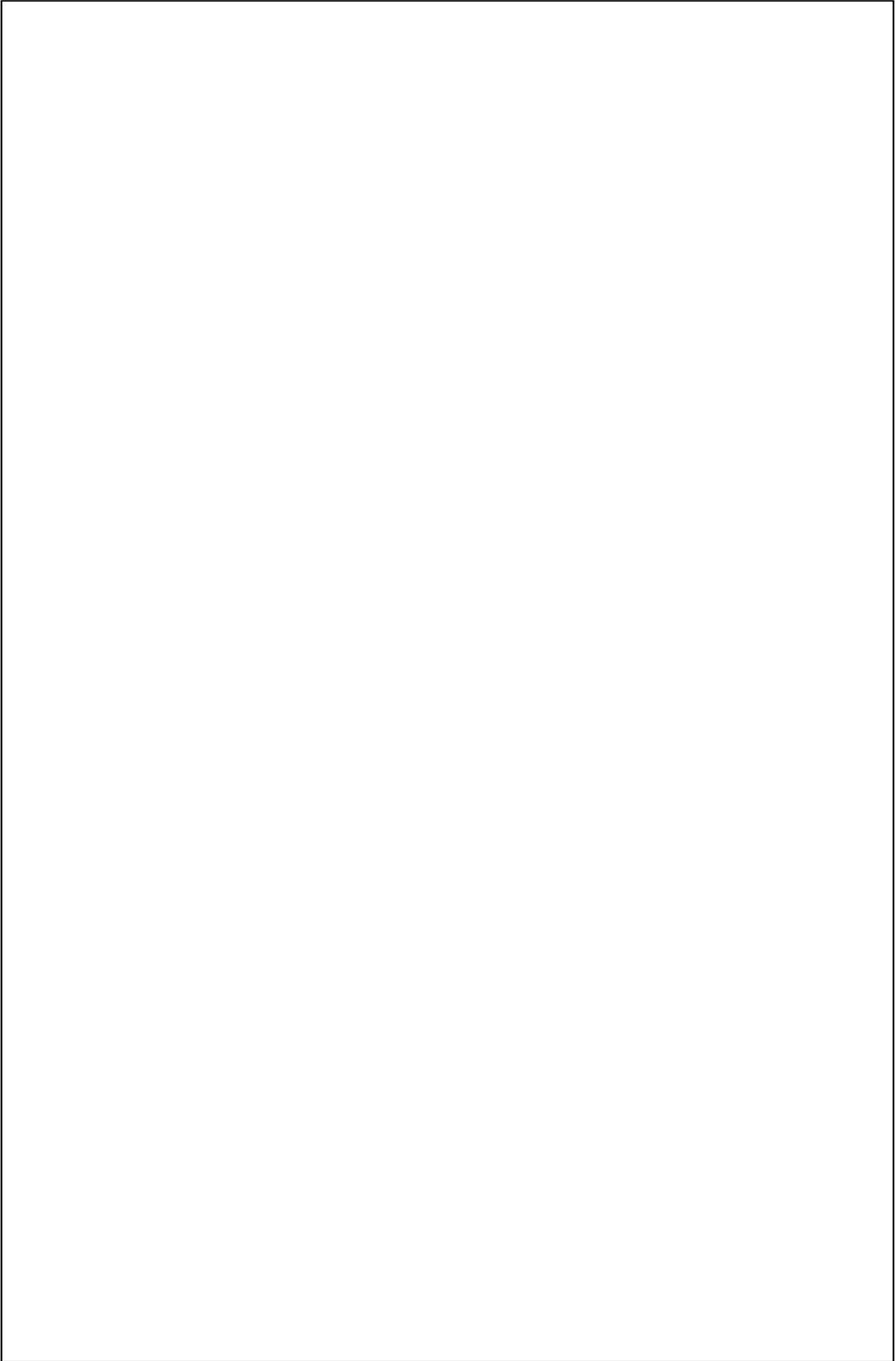












50-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波 の影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図			
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
		関連資料	50-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	50-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			50-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		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	屋内	A a
				サポート系 による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	関連資料			50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁 遠隔人力操作機構	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内, その他建屋内	B, C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	50-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)	A, B f	
		関連資料	50-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
		関連資料	50-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	50-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	50-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場 (遠隔) 操作	B, A b	
		関連資料	50-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
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	屋内	A a
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		第二弁操作室遮蔽		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	50-3 配置図	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図		
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	遮蔽	K	
		関連資料	50-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	50-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	-	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	-	
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	屋内	A a
	サポート系による要因		多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
関連資料	50-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ)	類型化区分		
第1項	第1号	環境条件における健全性 環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重 海水	その他建屋内	C	
		海水	海水を通水しない	対象外	
		周辺機器等からの悪影響	(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)	-	
		電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
		関連資料	50-3 配置図		
	第2号	操作性	現場操作(弁操作)	B f	
		関連資料	50-3 配置図		
	第3号	試験・検査(検査性,系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
		関連資料	50-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	50-4 系統図		
	第5号	悪影響防止 系統設計	他設備から独立	A c	
		その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)操作	A a	
		関連資料	50-3 配置図		
	第43条	第1号	可搬SAの容量	その他設備(必要な本数である19本に加え,バックアップとして7本の合計24本を保有する)	C
			関連資料	50-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外
			関連資料	-	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	-		
第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	-		
第5号		保管場所	位置的分散を考慮すべき設計基準事故対処設備等がない	対象外	
		関連資料	-		
第6号		アクセスルート	屋内	A	
		関連資料	-		
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,浴水,火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外	
	関連資料	50-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		差圧計	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	50-3 配置図	
	第2項	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図		
	第3項	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	-		
	第4項	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	50-4 系統図		
	第5項	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図	
	第6項	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-		
	第2項	第1項	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	-	
		第3項	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	-	
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	屋内	A a
	サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外		
関連資料	50-3 配置図				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		圧力開放板	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・ 環境 圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外 (有効に機能を発揮する)	D
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の 影響 を受けない)	—
			関連資料	50-3 配置図	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図		
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	50-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	50-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	50-4 系統図	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	50-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	50-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		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	屋外
サポート系 による要因				多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
関連資料				50-3 配置図 50-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		代替循環冷却系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・ 環境 圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水は通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—	
			電磁的障害	(電磁波の 影響を受けない)	—	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	50-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		50-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	50-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	50-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		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	屋内	A a
				サポート系 による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		50-3 配置図 50-4 系統図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系熱交換器		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	-	-
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
		関連資料	-	-	
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	-	-
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	-	-
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	-
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	屋内	A a
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	本文	-

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系海水ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	海水を通水	I
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
		関連資料	—		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
		関連資料	—		
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	位置的分散を考慮すべきDB設備がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外
	関連資料		本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系海水ストレーナ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			周辺機器等からの悪影響	(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)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	—	—
		第2号	操作性	操作不要	対象外
		関連資料	—	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M
		関連資料	—	—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料	—	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
		その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—	—	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
	関連資料	—	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	—	—
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	—
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	位置的分散を考慮すべきDB設備がない	対象外
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない	対象外	
関連資料	—	本文	—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		緊急用海水ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
		第1号	海水	常時海水通水又は海で使用	I
		周辺機器等からの悪影響	(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)	-	
		電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
		関連資料	-	-	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
	関連資料	-	-		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
	関連資料	-	-		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	-	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	-	-
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	-	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	-	-
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	-
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	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		本文	-	

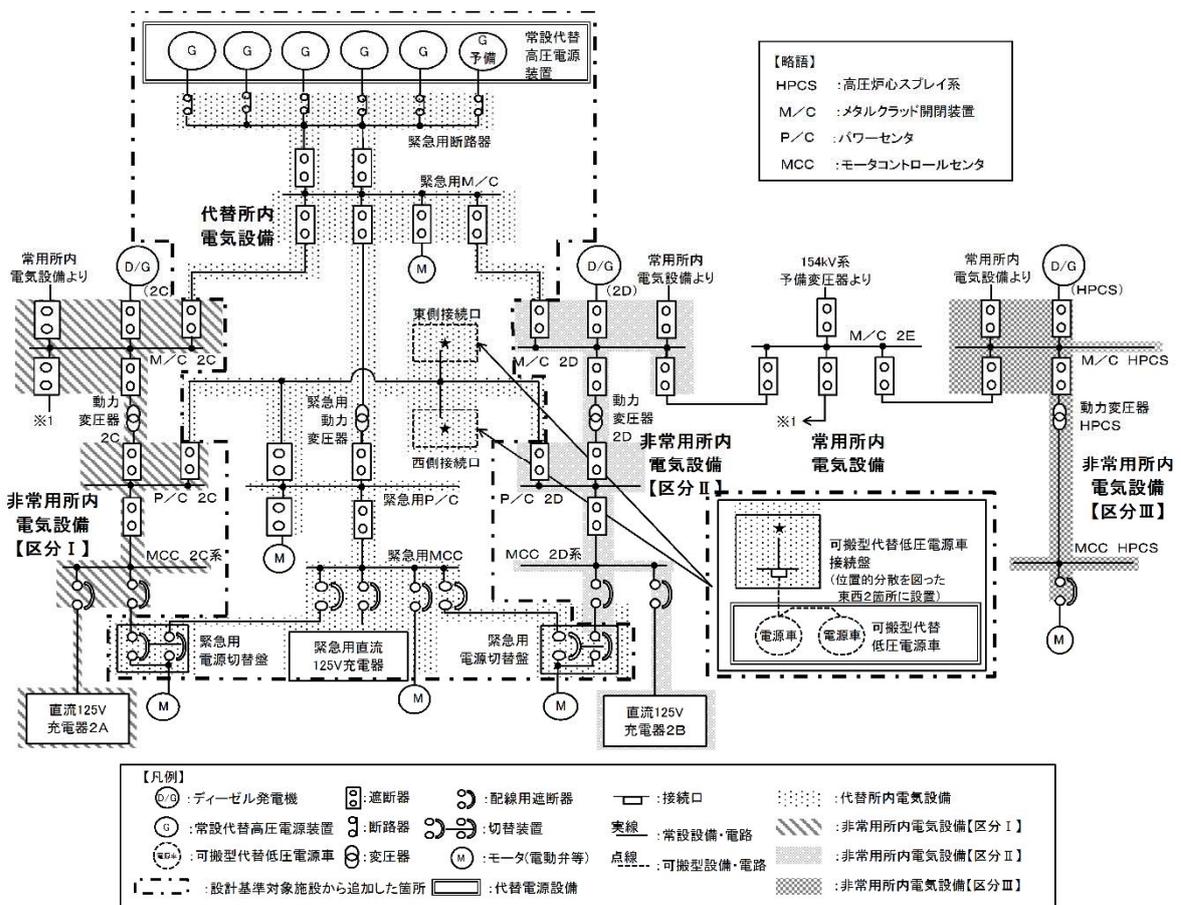
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		緊急用海水ストレーナ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	-	-
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	-	-	
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	-	-
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路	対象外
			関連資料	-	-
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	-
		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	屋内
サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備がない			対象外	
関連資料	本文			-	

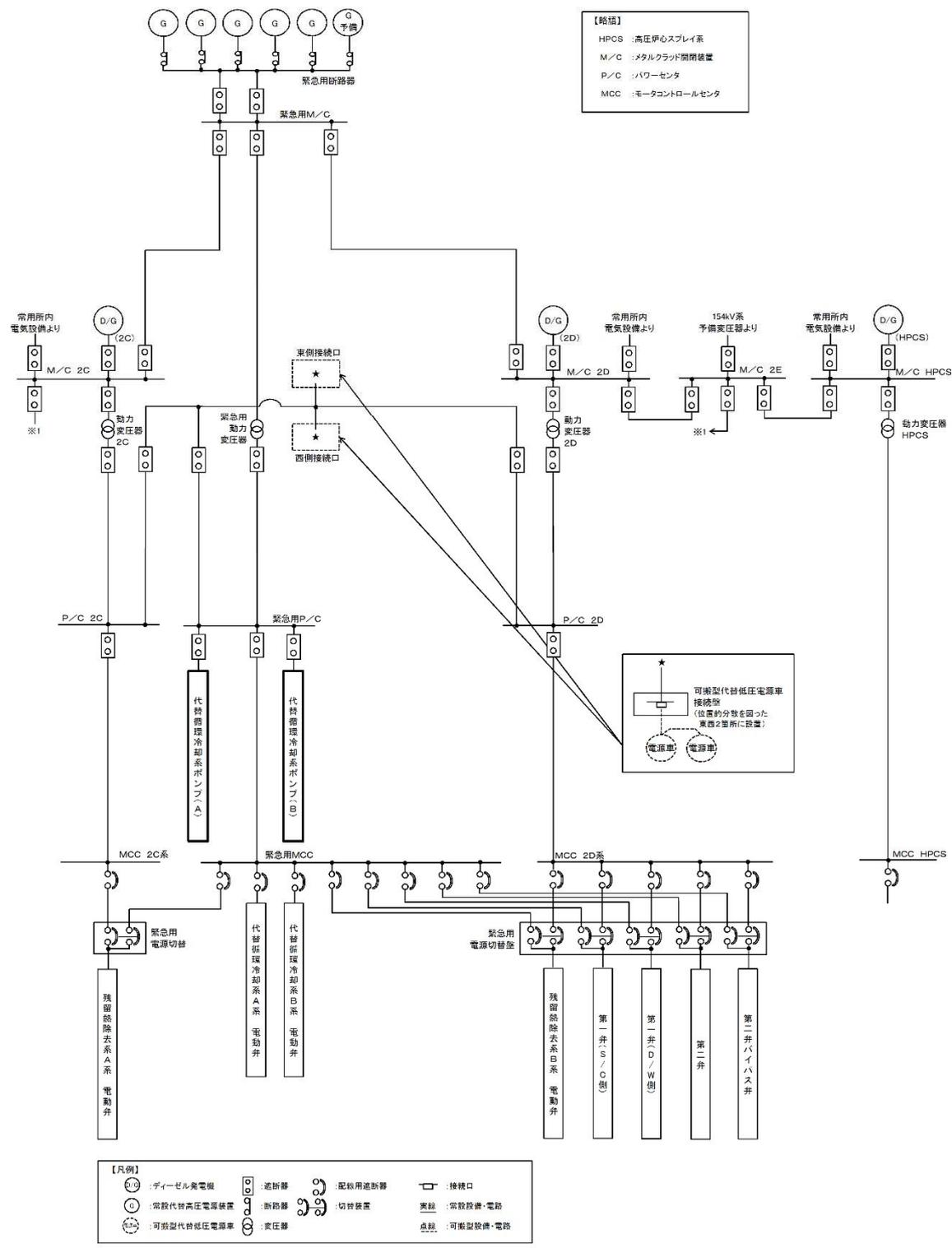
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		サブプレッション・プール		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			周辺機器等からの悪影響	(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)	-
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	-	-
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	-	-	
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	-	-
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	-	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	-	-
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	-
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	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			関連資料	本文	-

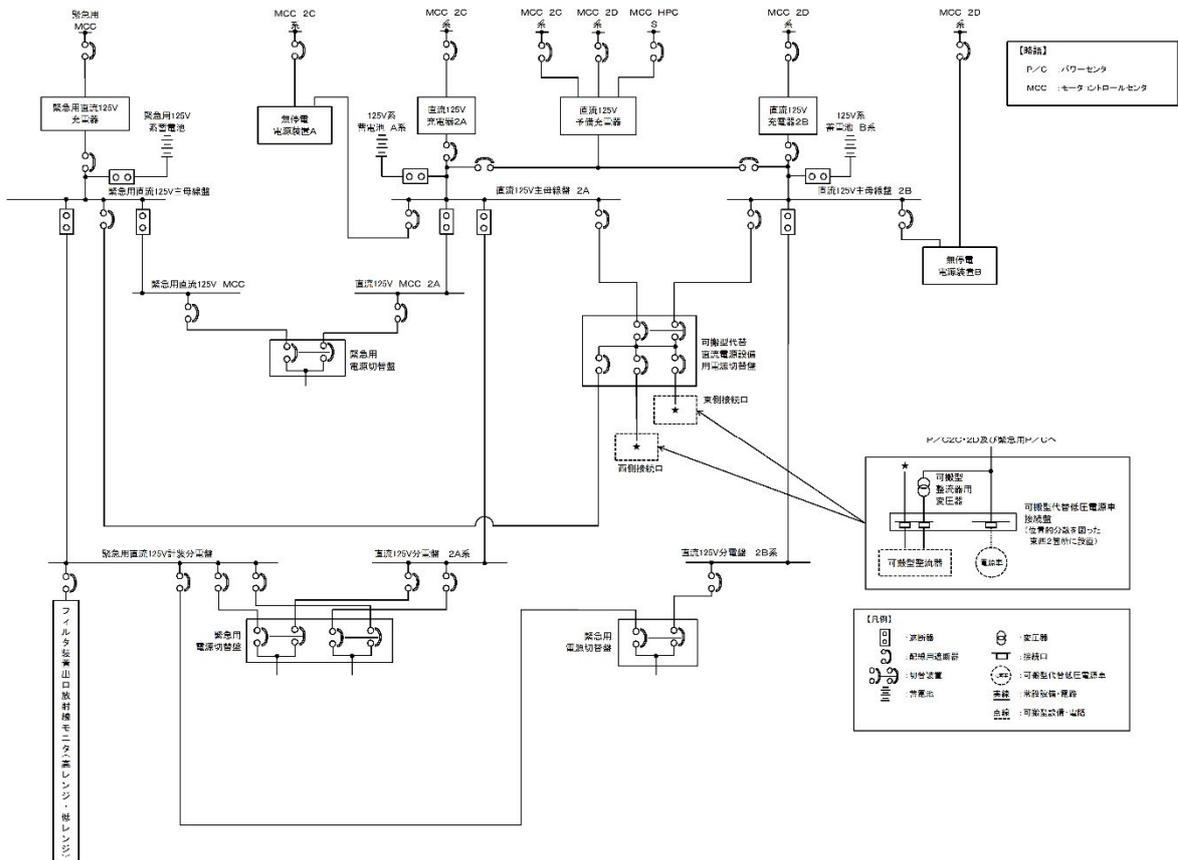
50-2 電源構成図



第50-2-1図 電源構成図（交流電源）（1/2）

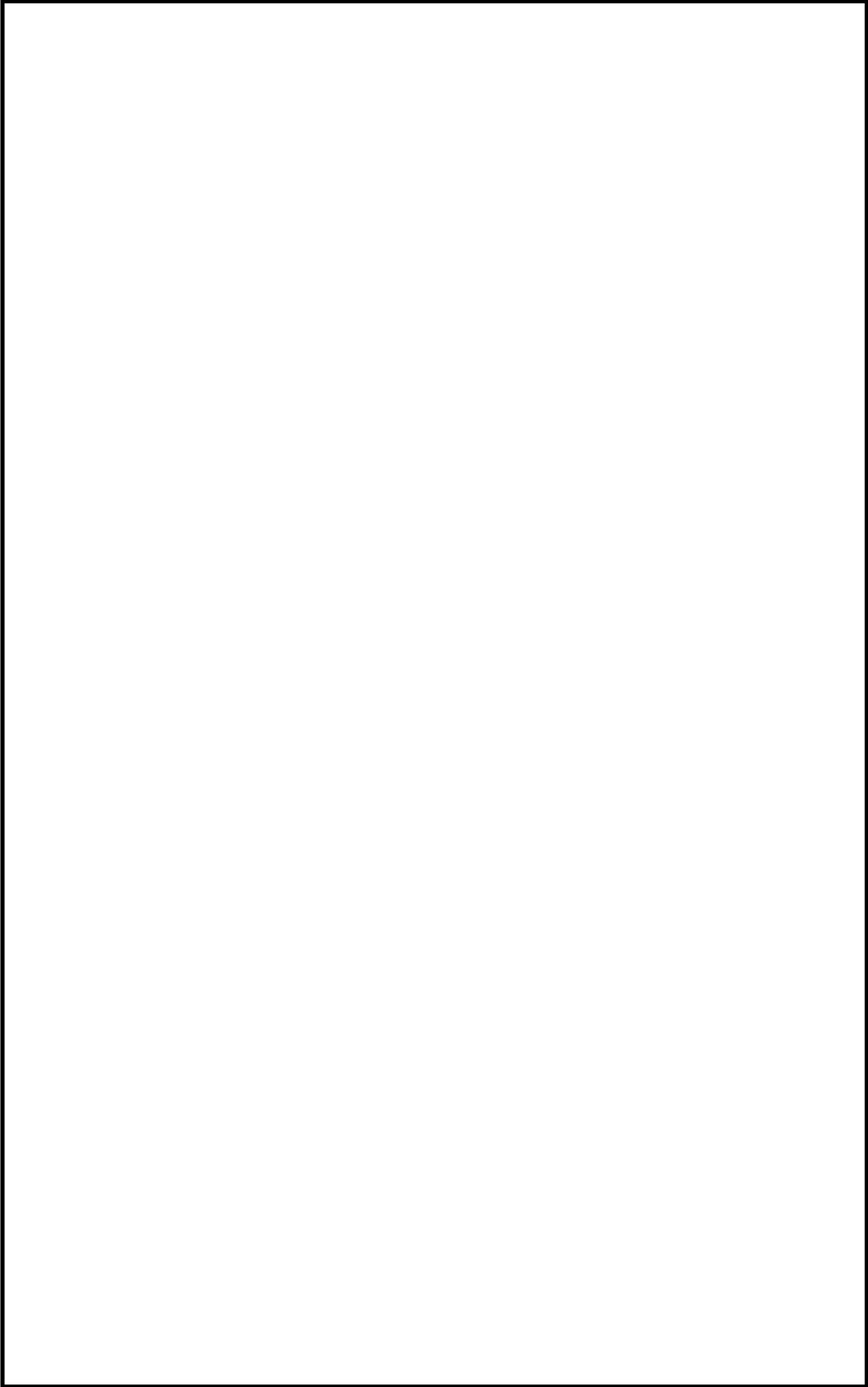


第50-2-2図 電源構成図（交流電源）（2/2）

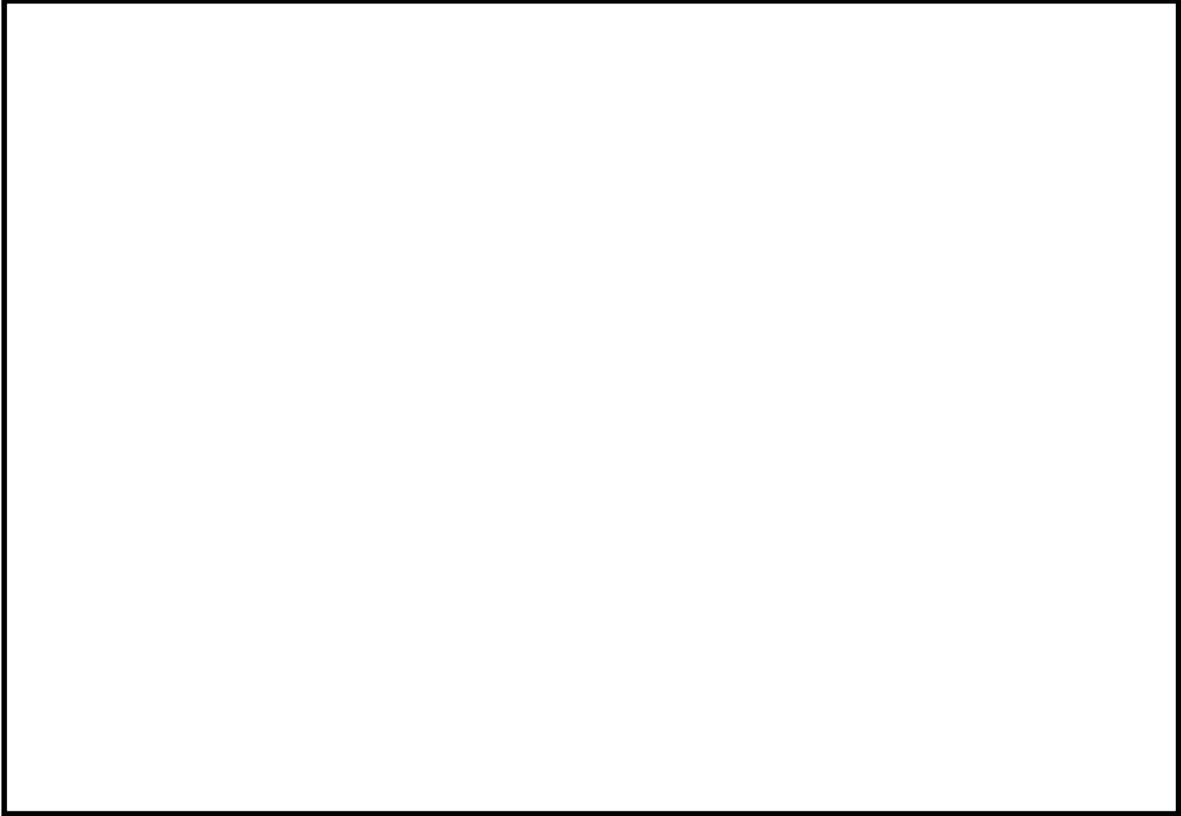


第50-2-3図 電源構成図（直流電源）

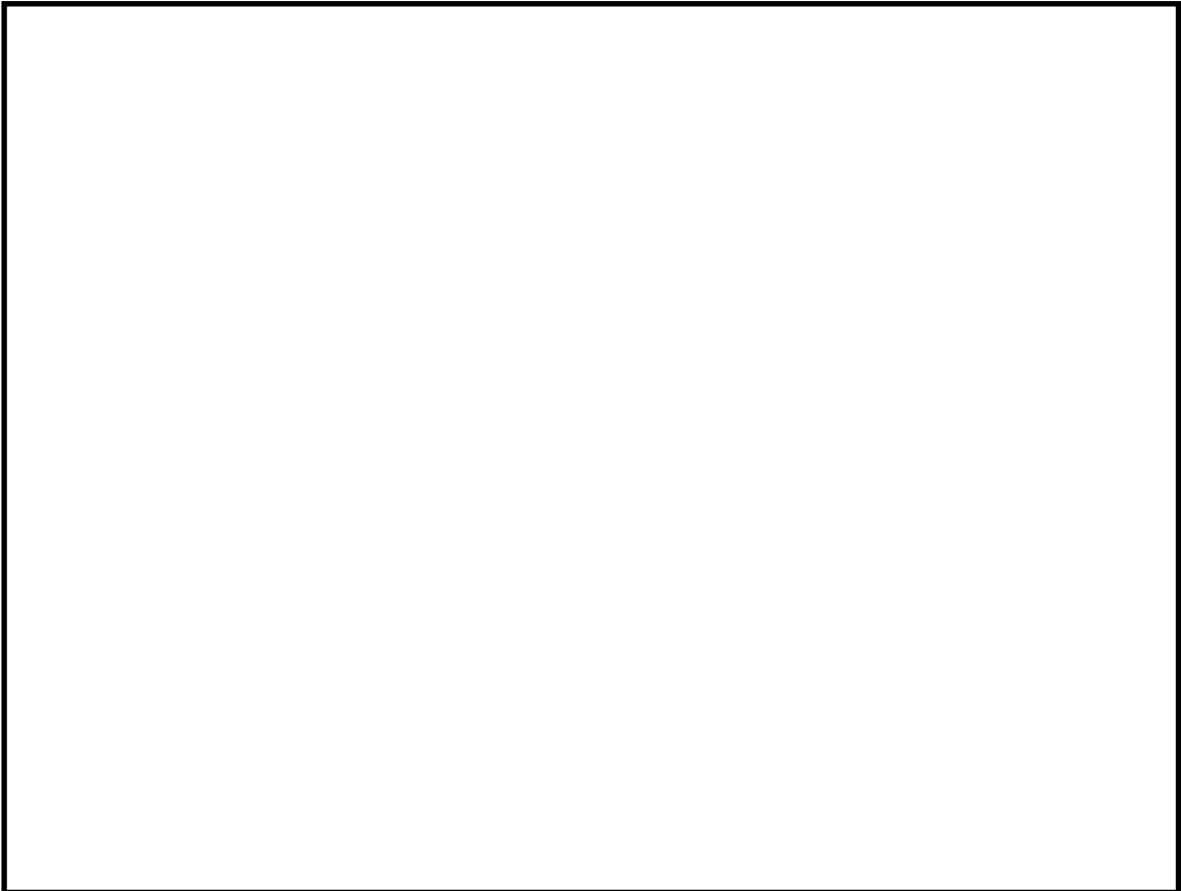
50-3 配置図



第50-3-1 図 格納容器フィルタータレント系 配管ルート図 (全体図)



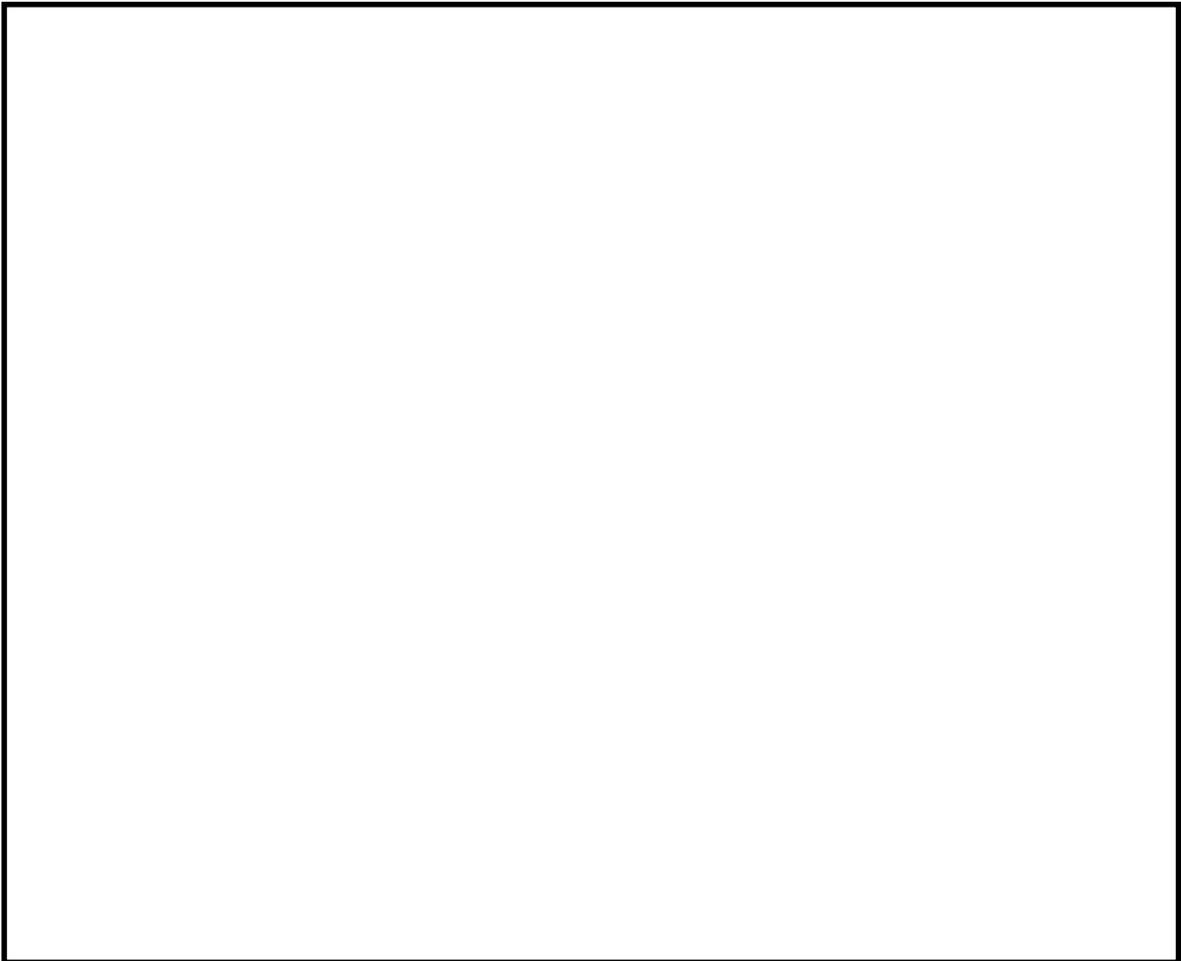
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1/12)



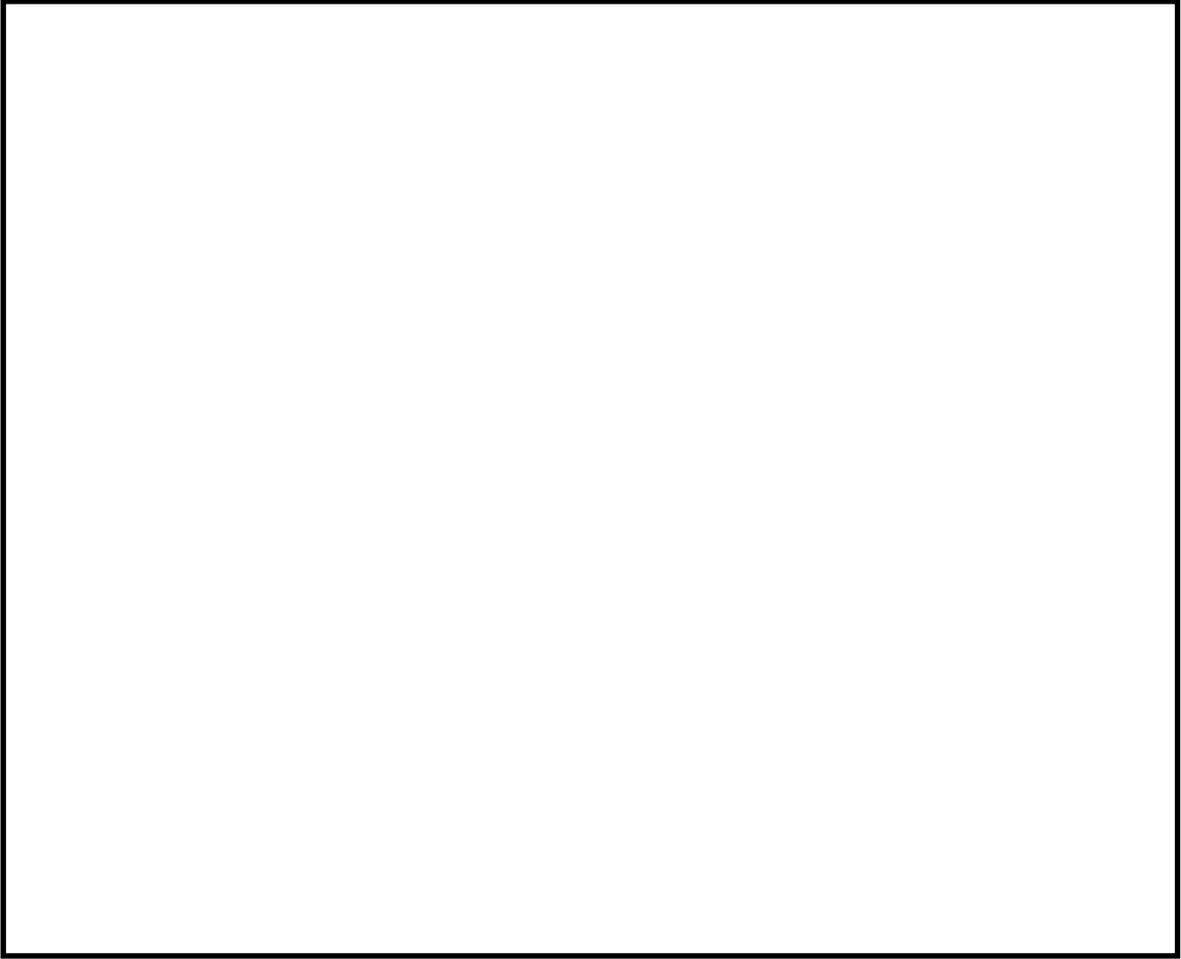
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2/12)



第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)



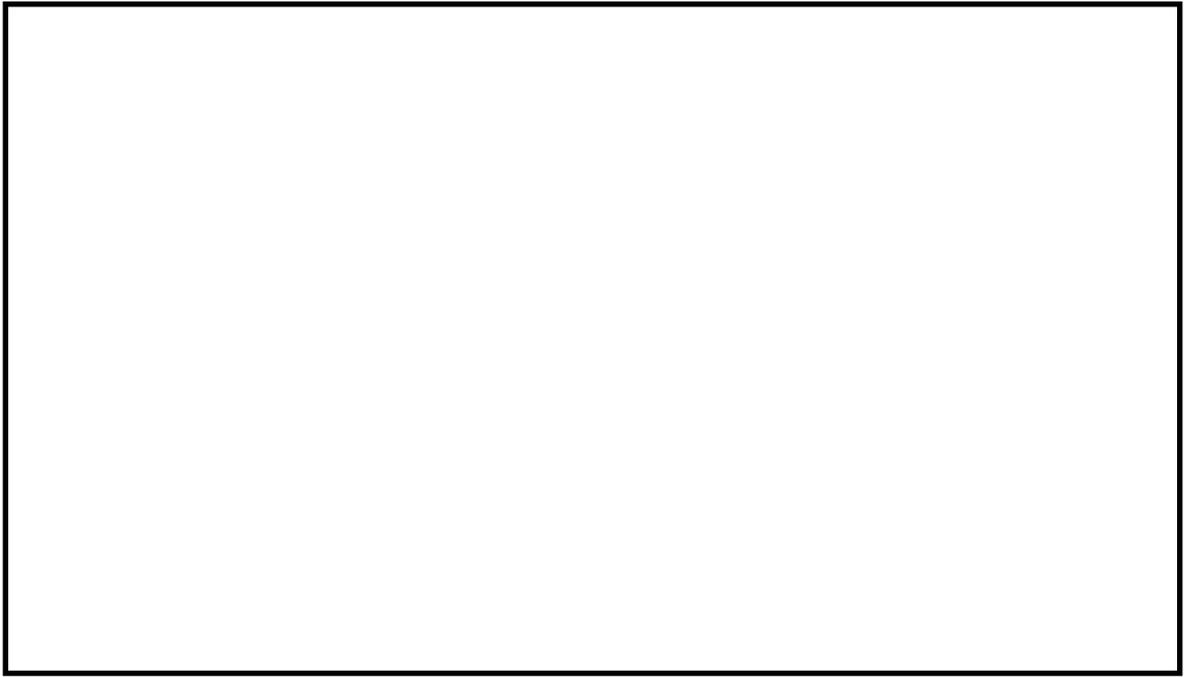
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)



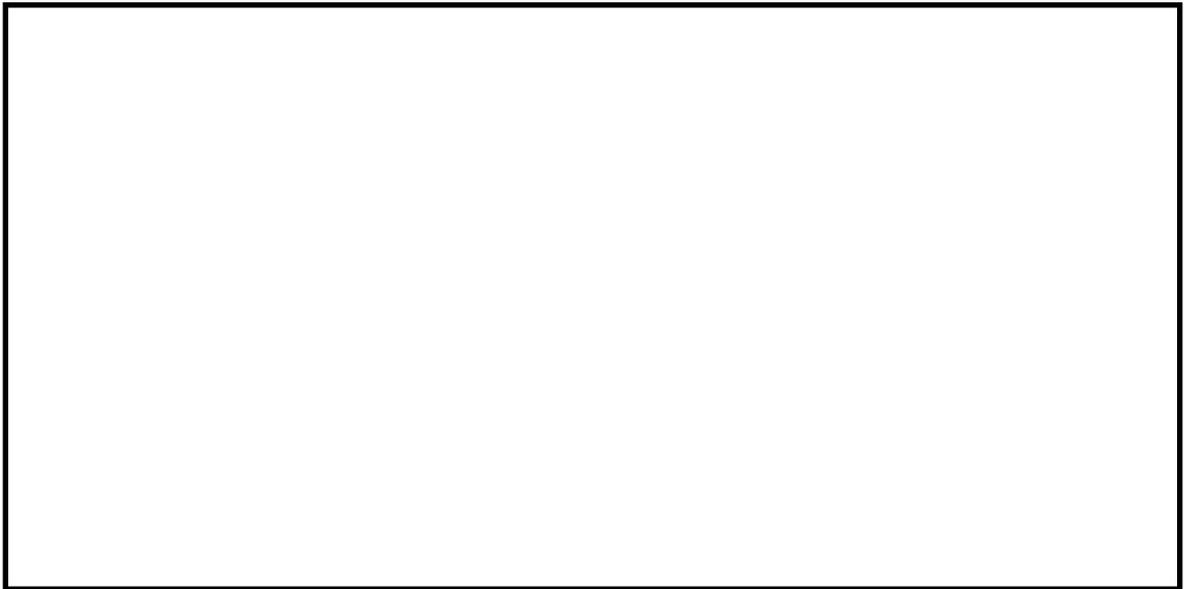
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5/12)



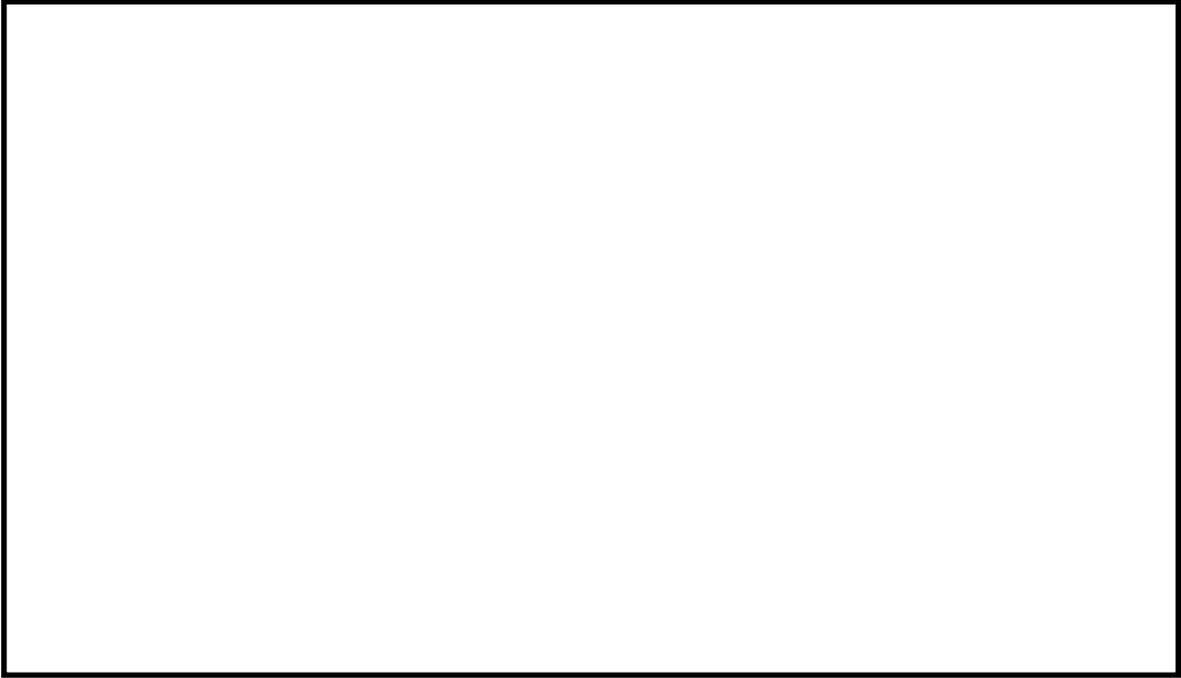
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6/12)



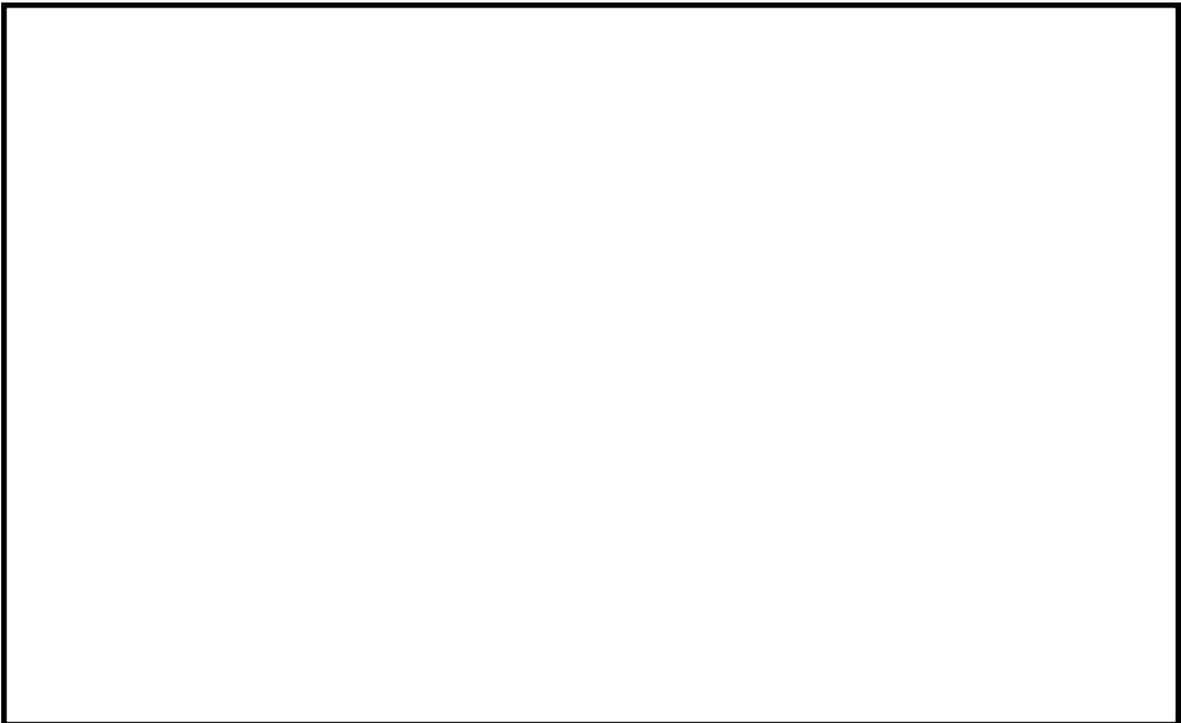
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



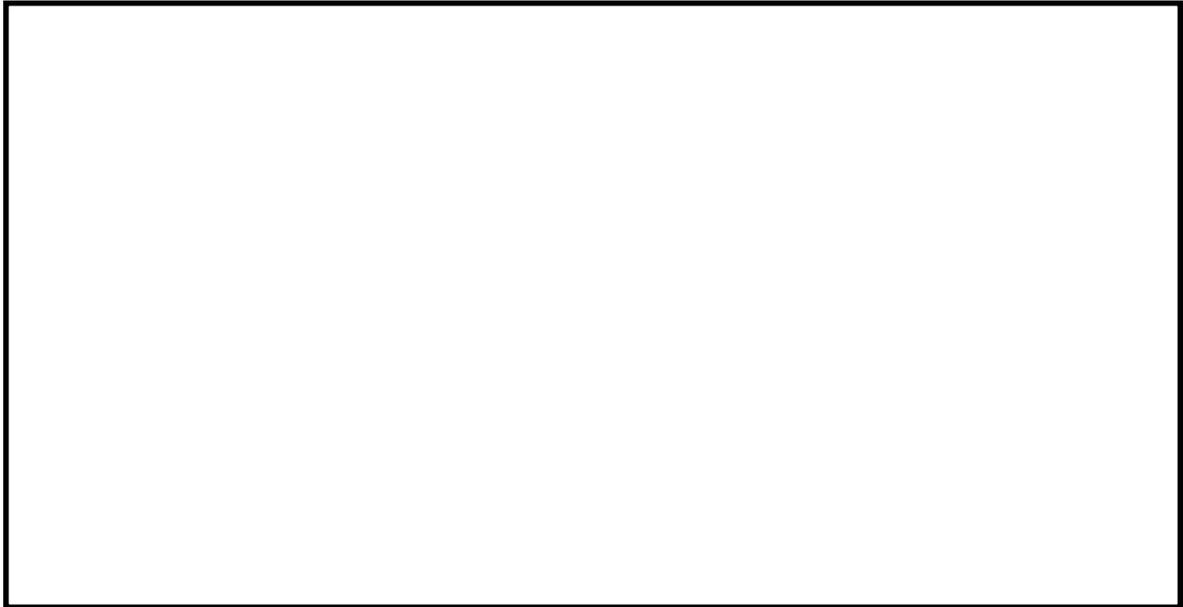
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)



第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)



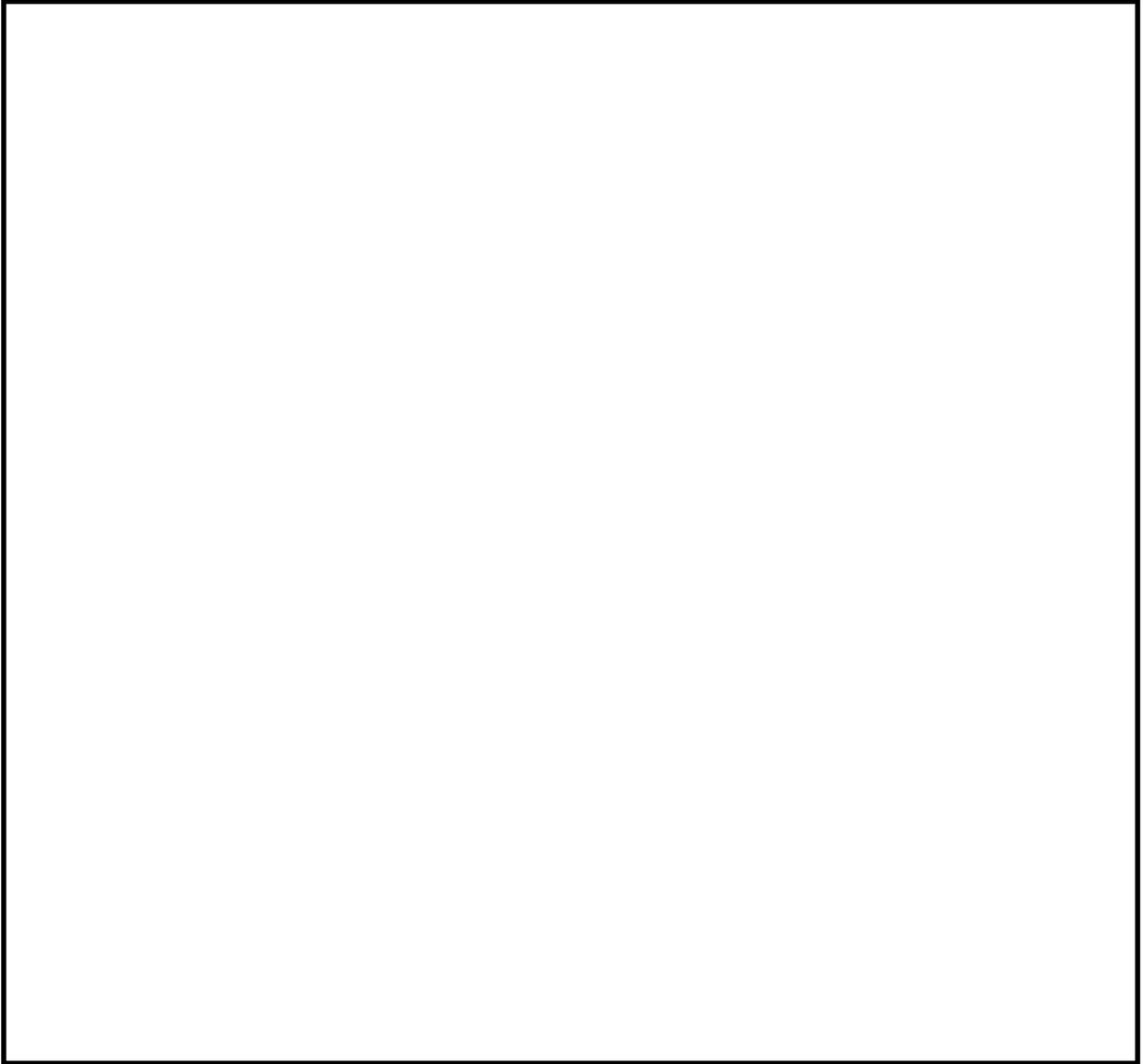
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)



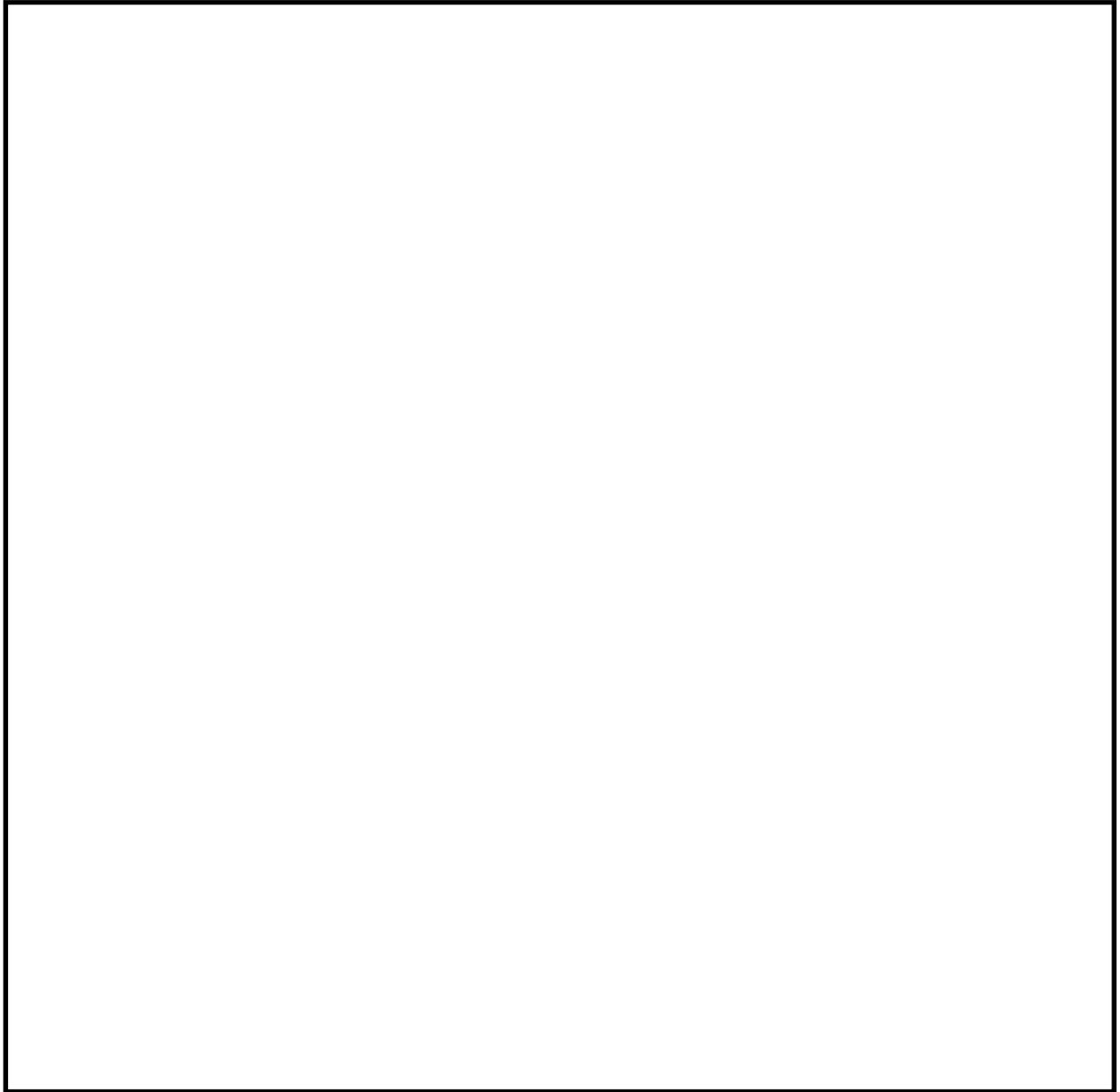
第 50-3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11/12)



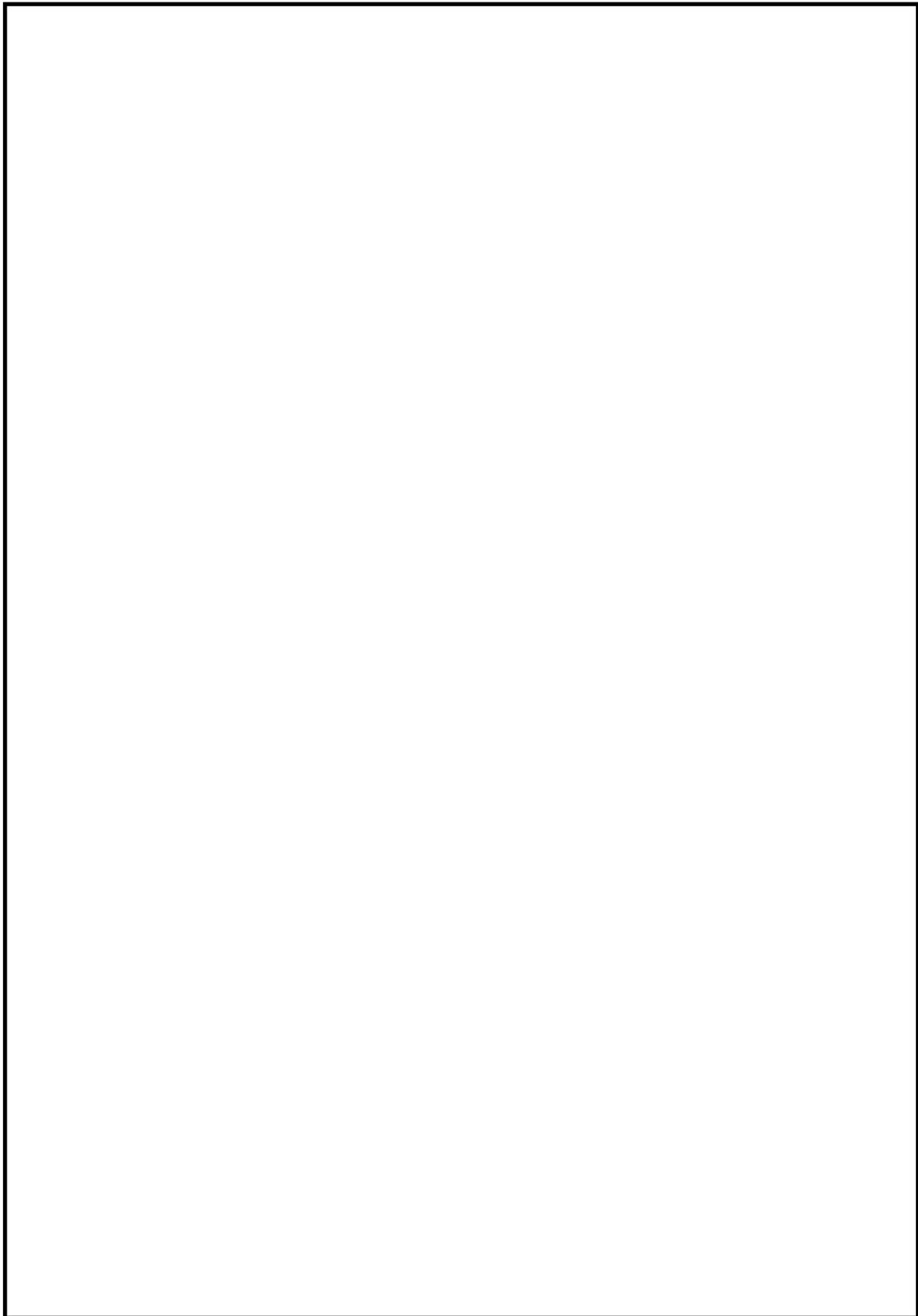
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12/12)



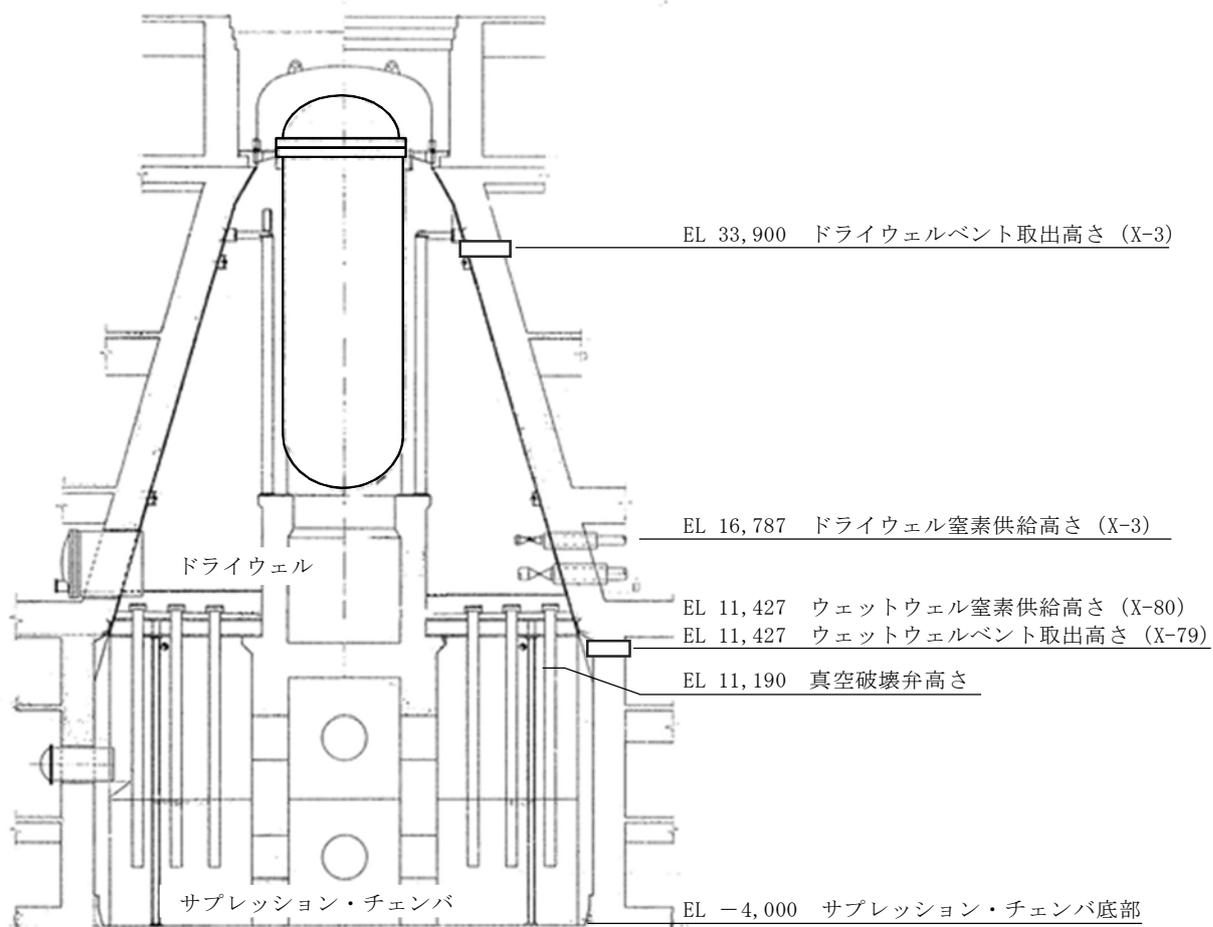
第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



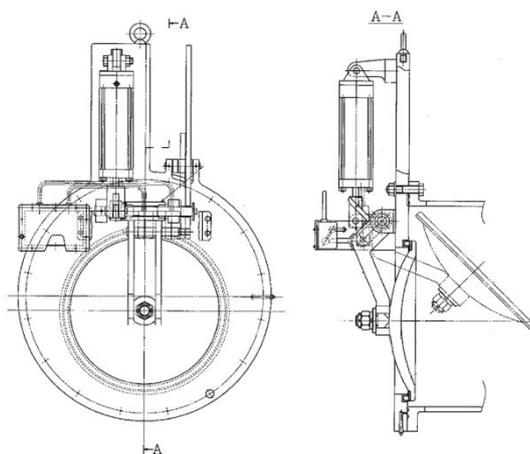
第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

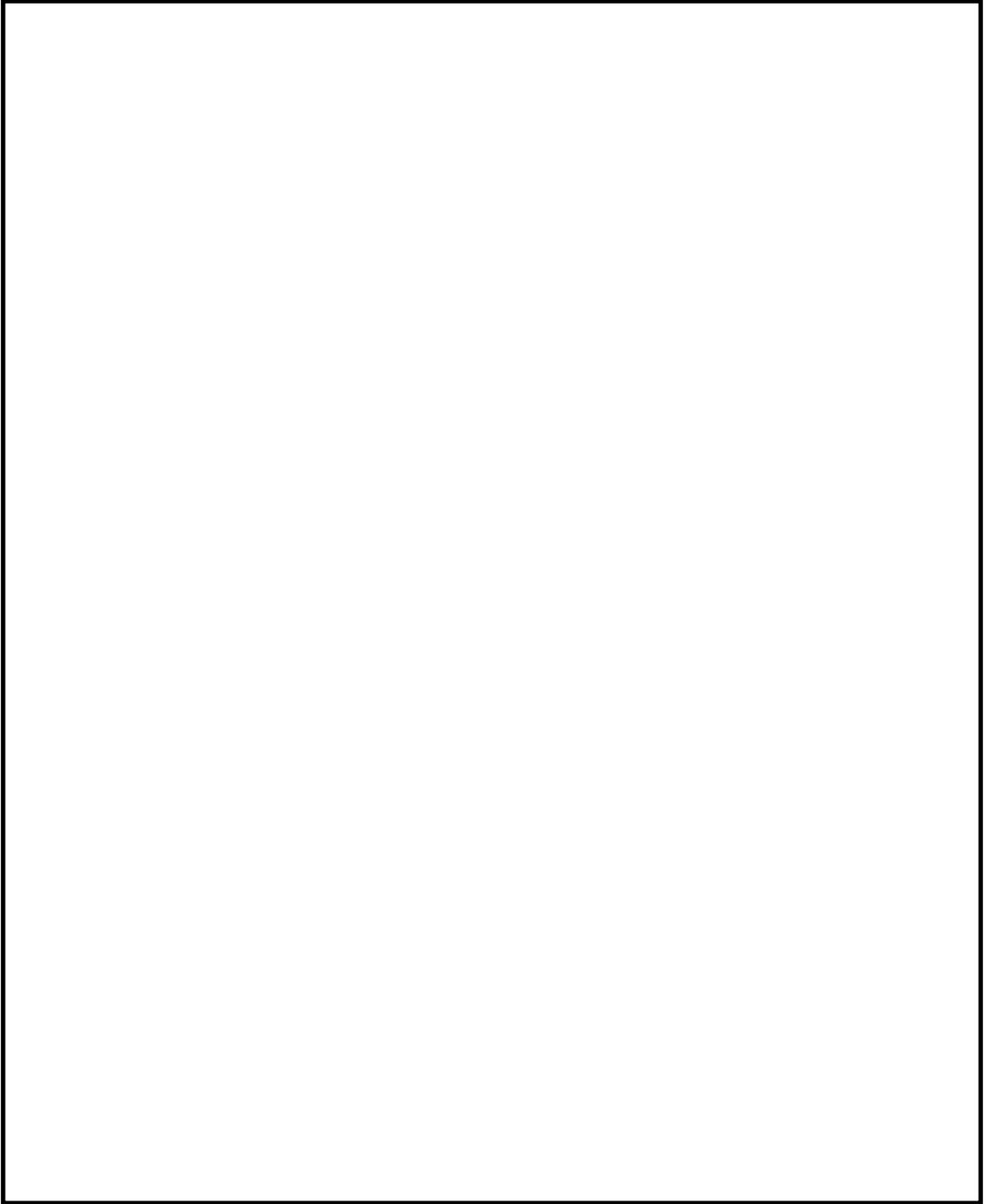


格納容器

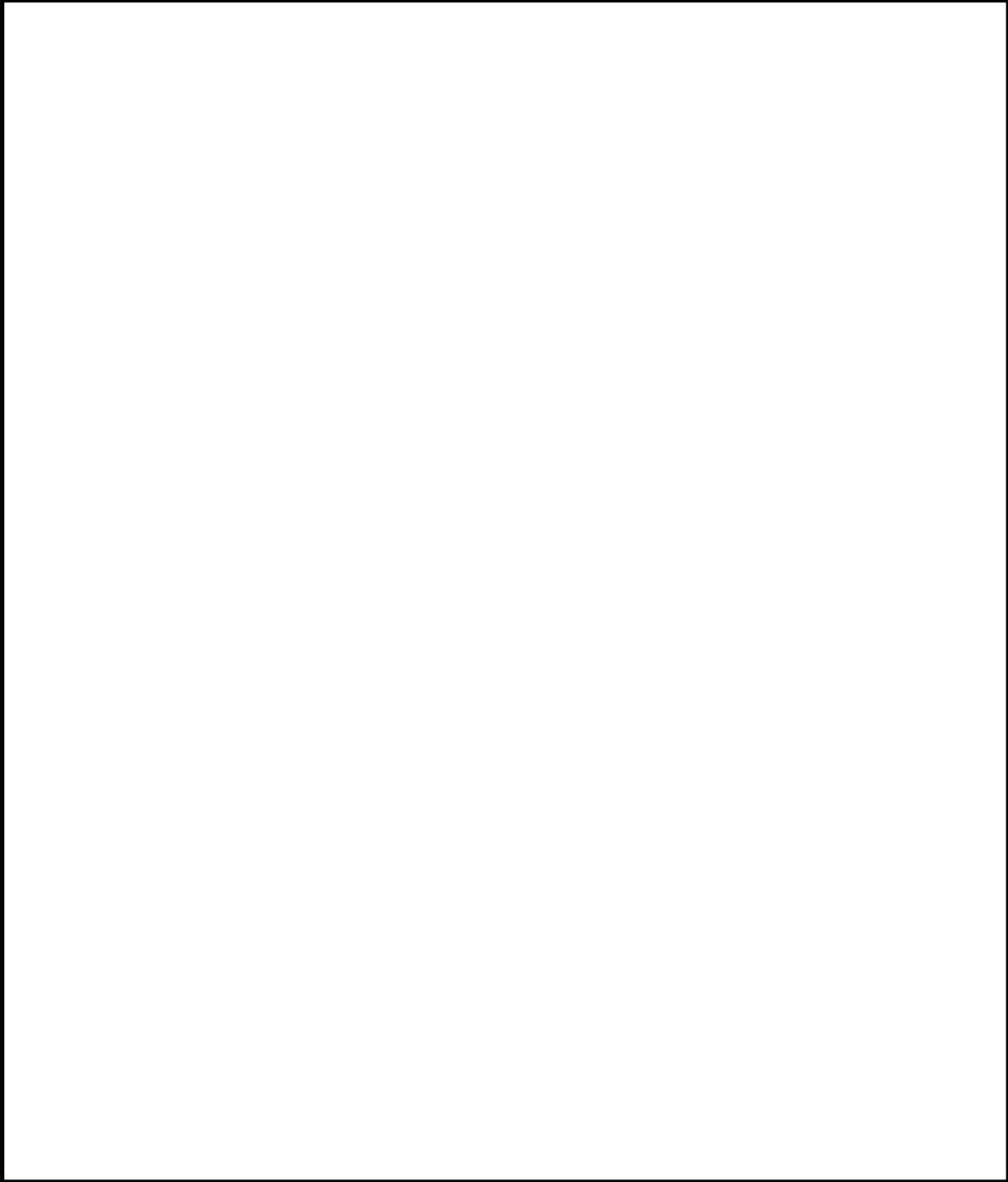


真空破壊弁
(個数：11)

第 50-3-4 図 真空破壊弁設置場所



第 50-3-5 図 中央制御室配置図



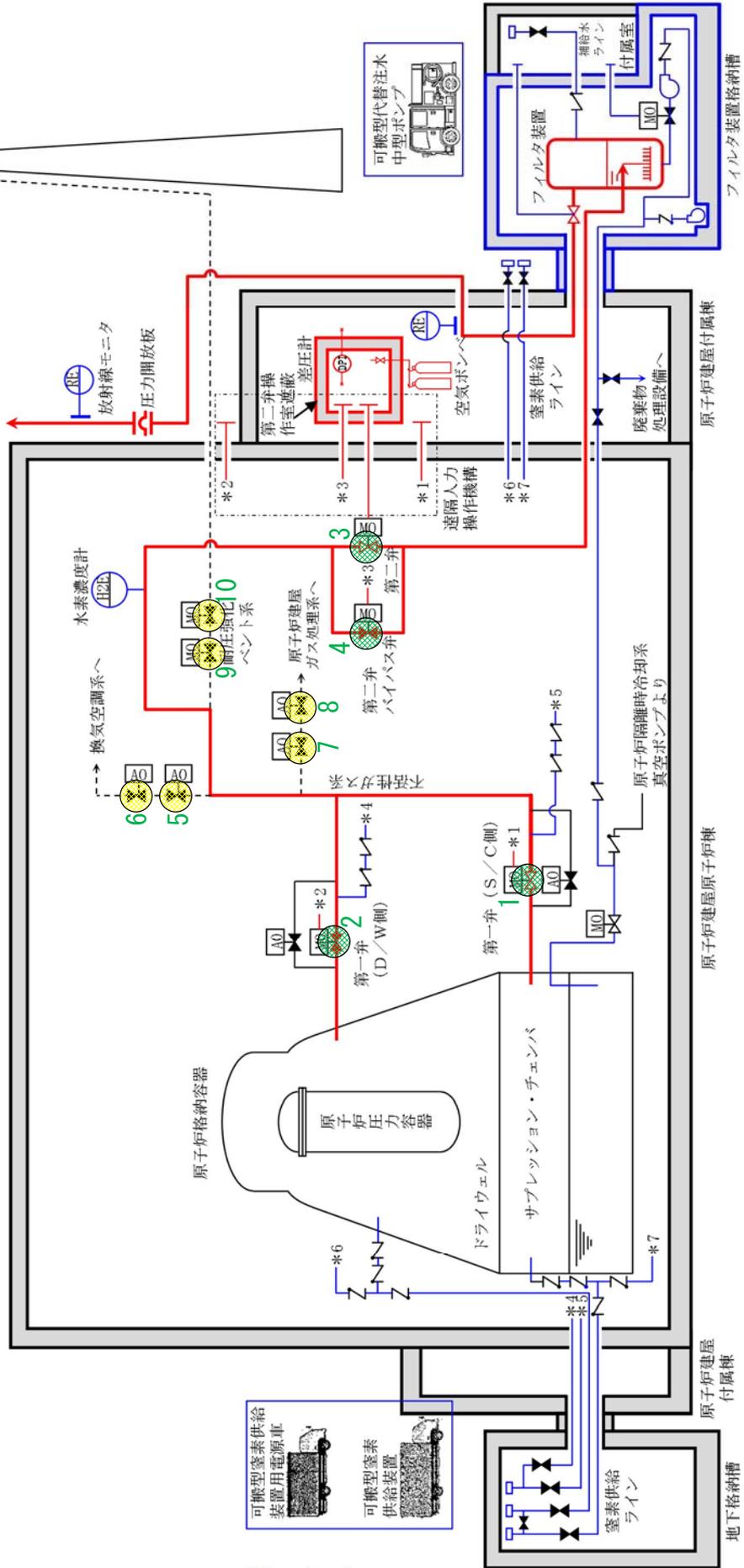
第 50-3-6 図 代替循環冷却系ポンプ配置図

50-4 系統図

- 重大事故等対処設備 (主要設備)
- 重大事故等対処設備 (付属設備)

排気筒

※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。

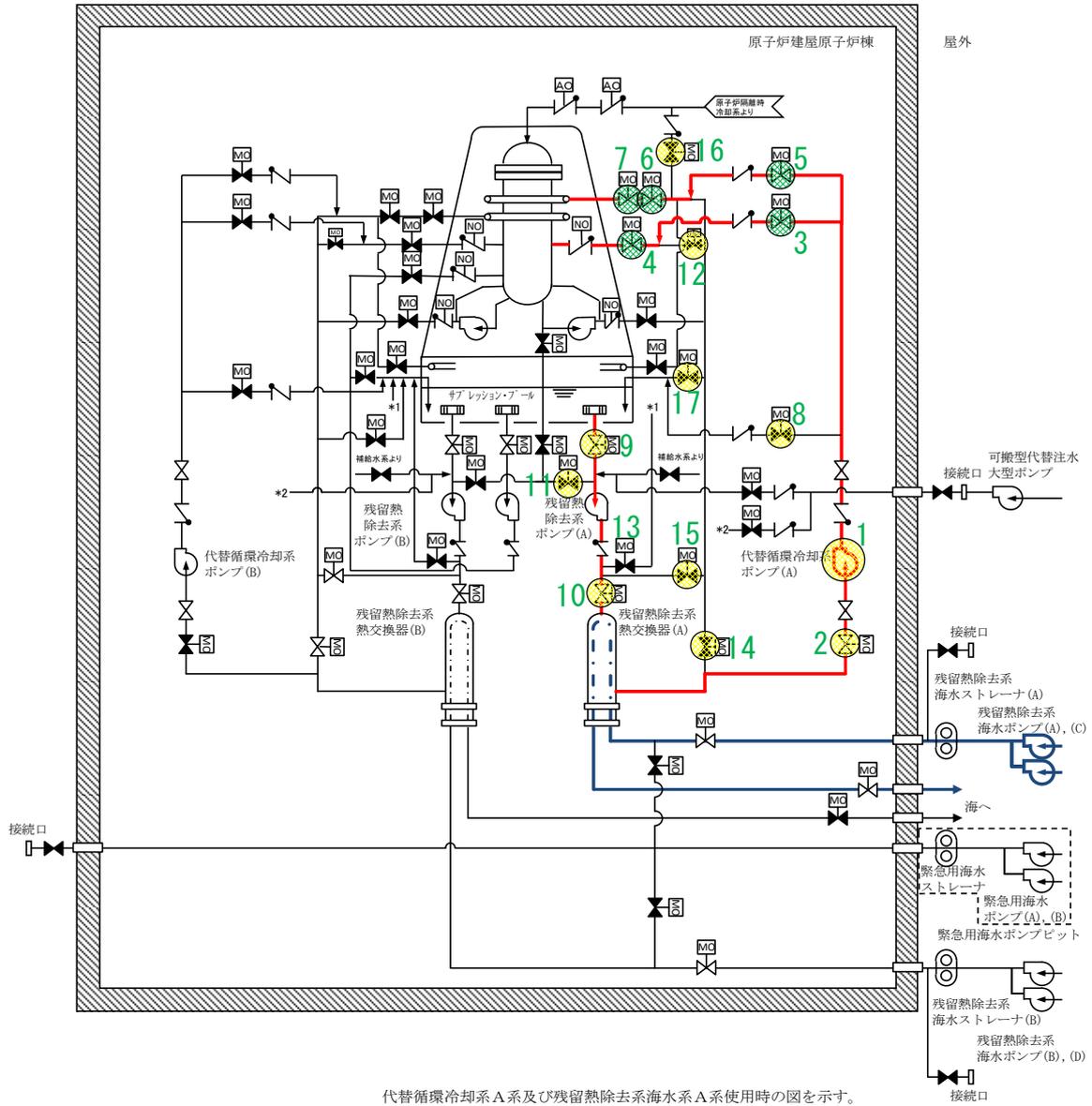


- : 重大事故等発生時に操作する弁 (系統構成時)
- : 重大事故等発生時に操作する弁 (運転時)

第 50-4-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

表 50-4-1 格納容器圧力逃がし装置 弁リスト

No.	弁名称
1	第一弁 (S/C側)
2	第一弁 (D/W側)
3	第二弁
4	第二弁バイパス弁
5	換気空調系一次隔離弁
6	換気空調系二次隔離弁
7	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
8	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
9	耐圧強化ベント系一次隔離弁
10	耐圧強化ベント系二次隔離弁



第 50-4-2 図 代替循環冷却系系統概要図

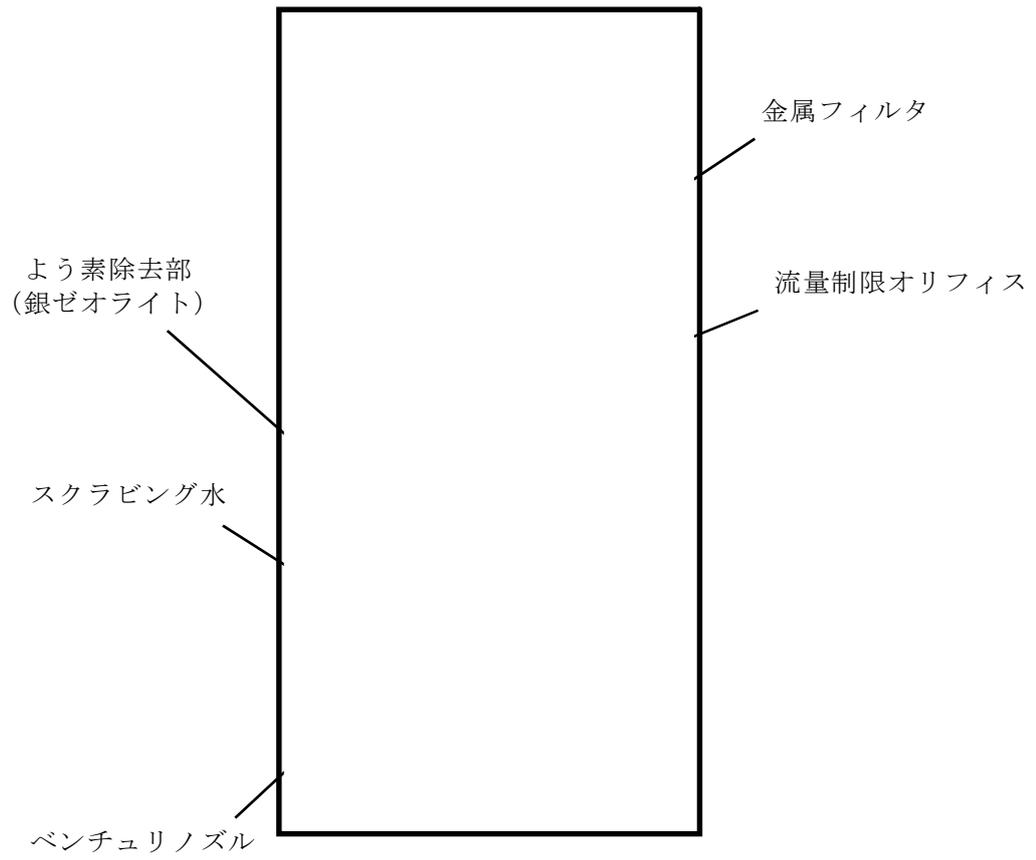
表 50-4-2 代替循環冷却系 機器リスト

No.	弁名称
1	代替循環冷却系ポンプ (A)
2	代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁
3	代替循環冷却系 A 系注入弁
4	残留熱除去系 A 系注入弁
5	代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁
6	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁
7	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁
8	代替循環冷却系 A 系テスト弁
9	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
10	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
11	残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁
12	残留熱除去系 A 系注水配管分離弁
13	残留熱除去系熱交換器 (A) ミニフロー弁
14	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
15	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
16	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁
17	残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁

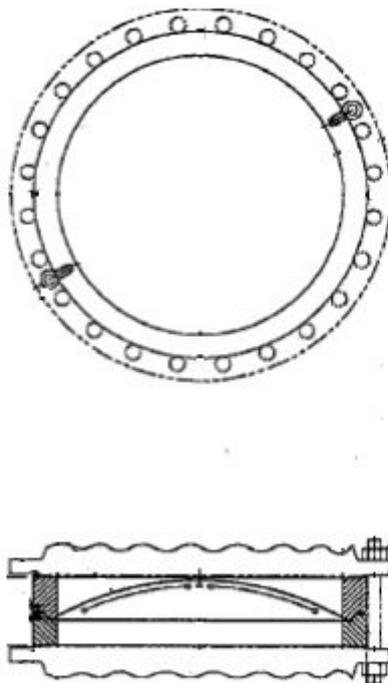
50-5 試驗檢查

第 50-5-1 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験検査

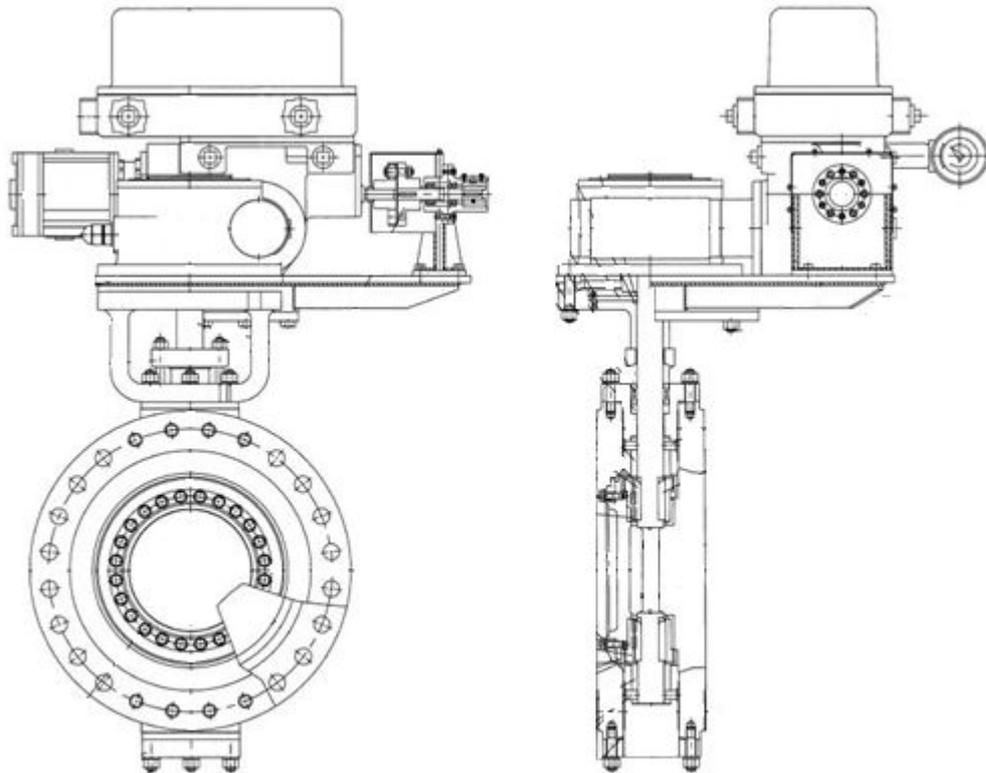
原子炉の状態	項目	点検内容
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検
	機能・性能検査	フィルタ装置，圧力開放板，配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 第二弁操作室の正圧化試験 差圧計の校正
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認
運転中又は停止中	外観検査	空気ポンベの表面状態を目視により確認 第二弁操作室遮蔽のひび割れ，表面状態の外観確認 差圧計の外観確認
	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認



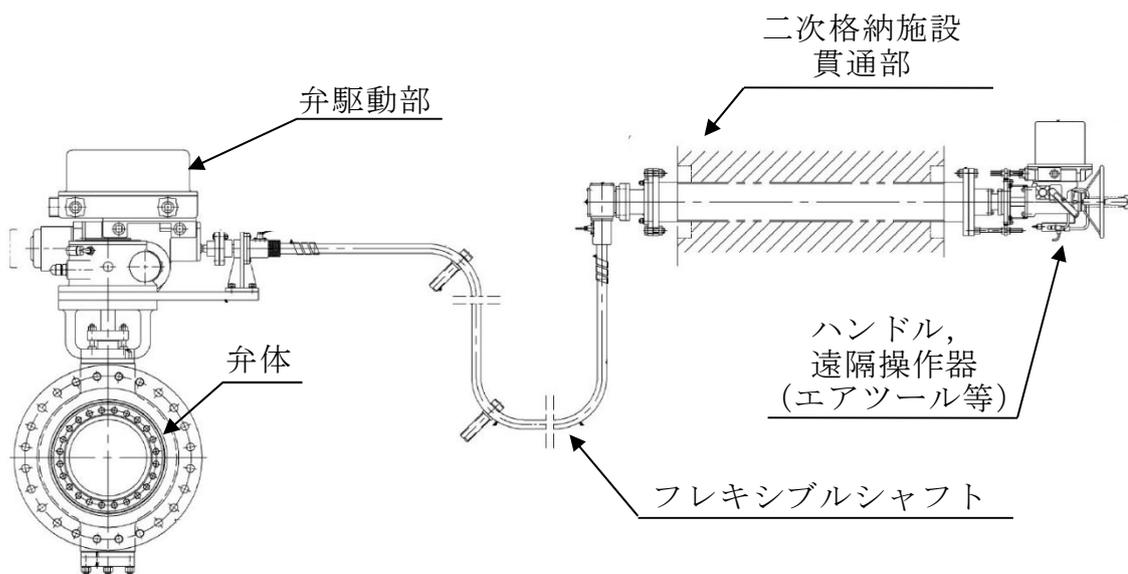
第 50-5-1 図 フィルタ装置構造図



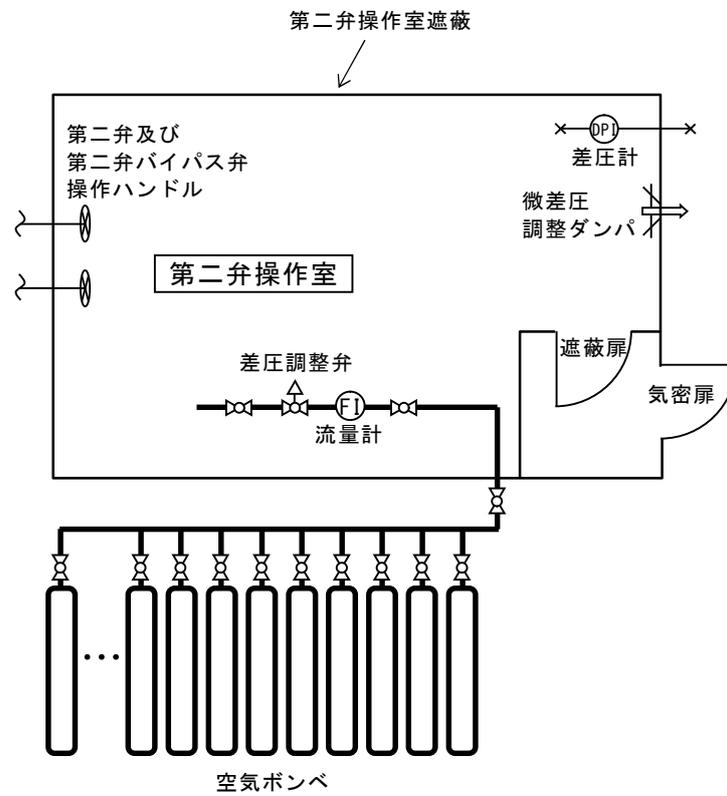
第 50-5-2 図 圧力開放板構造図



第 50-5-3 図 電動駆動弁構造図

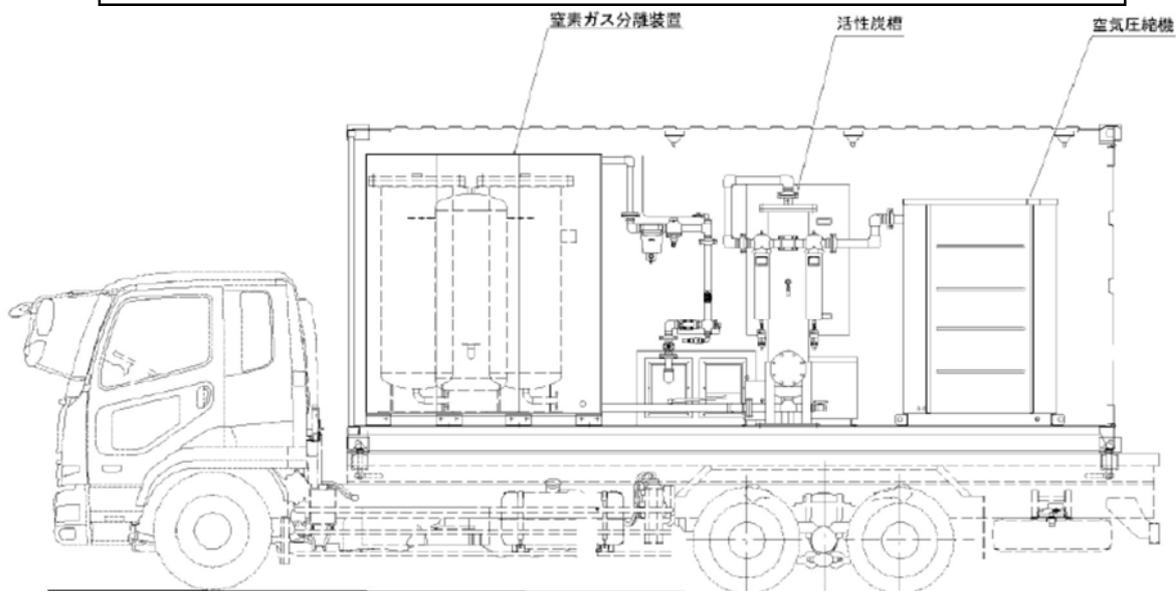


第 50-5-4 図 遠隔人力操作機構構造図



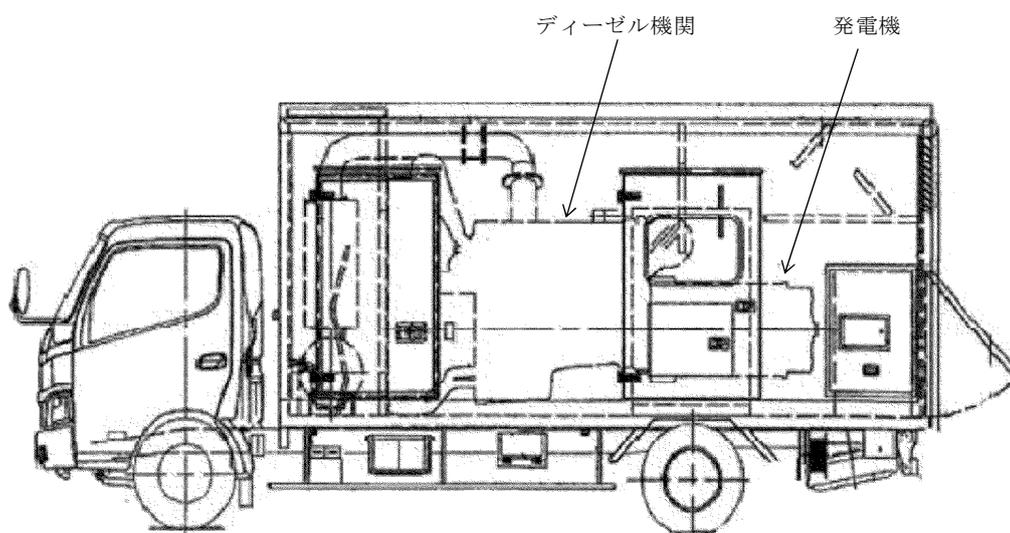
第 50-5-5 図 第二弁操作室空気ポンベユニット概要図

- ・機能性能検査として運転性能確認，外観確認を実施する。
- ・車両として異常なく走行できることを確認する。



第 50-5-6 図 可搬型窒素供給装置構造図

- ・機能性能検査として運転性能確認，外観確認を実施する。
- ・車両として異常なく走行できることを確認する。

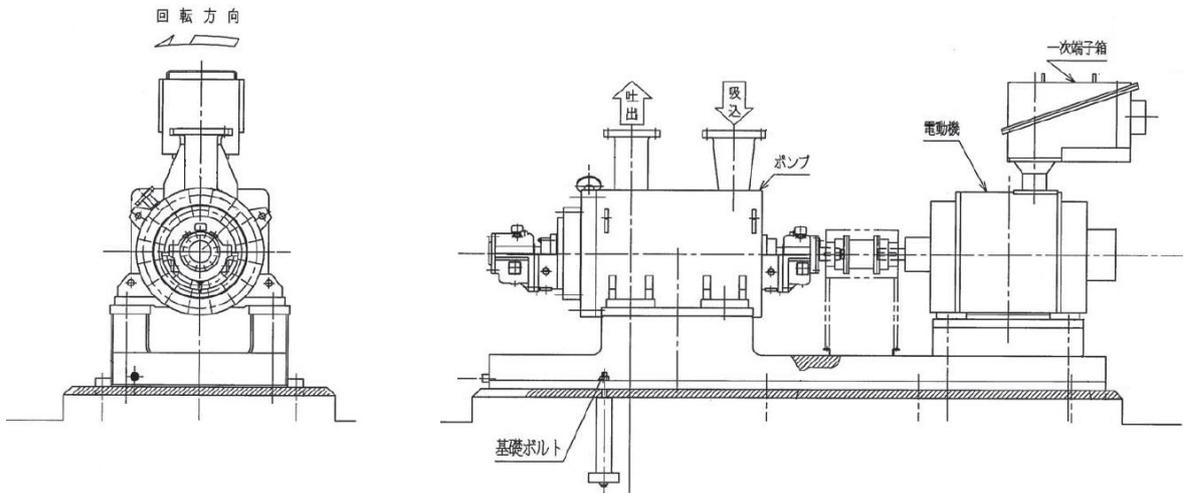


第 50-5-7 図 可搬型窒素供給装置用電源車構造図

第 50-5-2 表 代替循環冷却系ポンプの試験検査

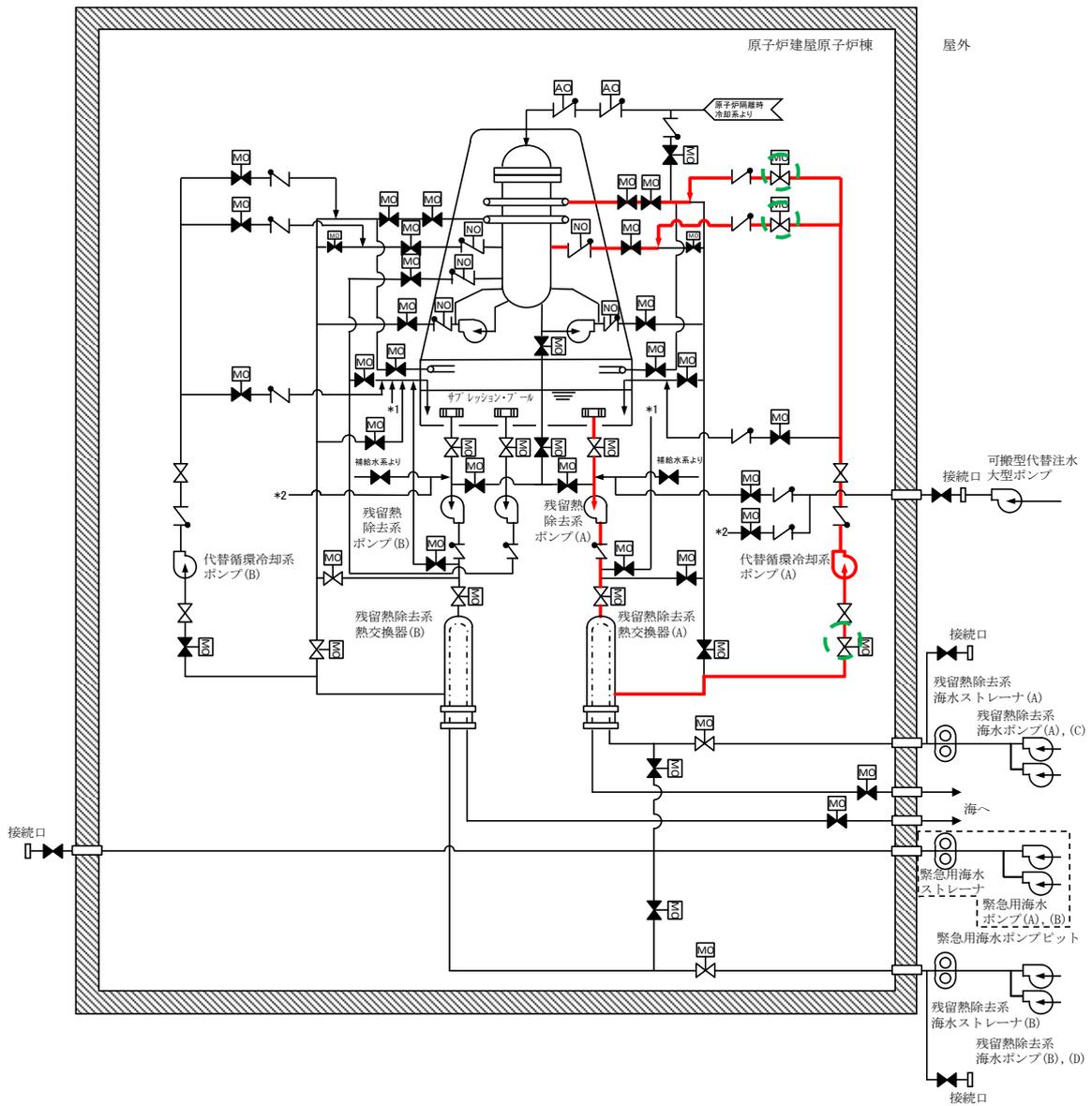
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

ケーシングカバーを取り外すことで、分解点検が可能である。

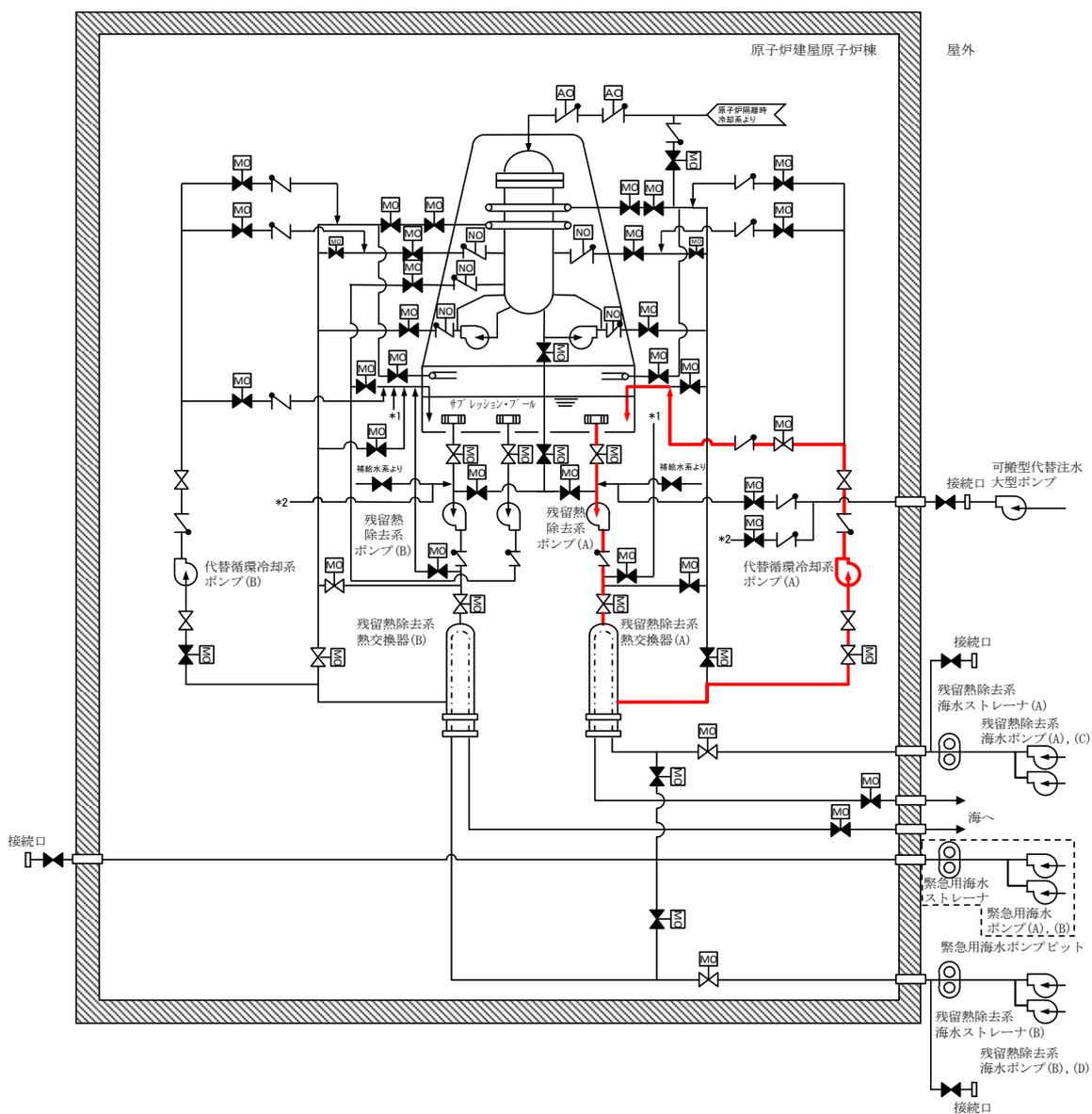


第 50-5-8 図 代替循環冷却系ポンプ外観図

○：弁動作試験対象弁



第 50-5-9 図 代替循環冷却系 弁作動試験



第50-5-10 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

50-6 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
最高使用温度	℃	200
系統流量	Kg/s	13.4 (格納容器圧力 310kPa[gage]において)

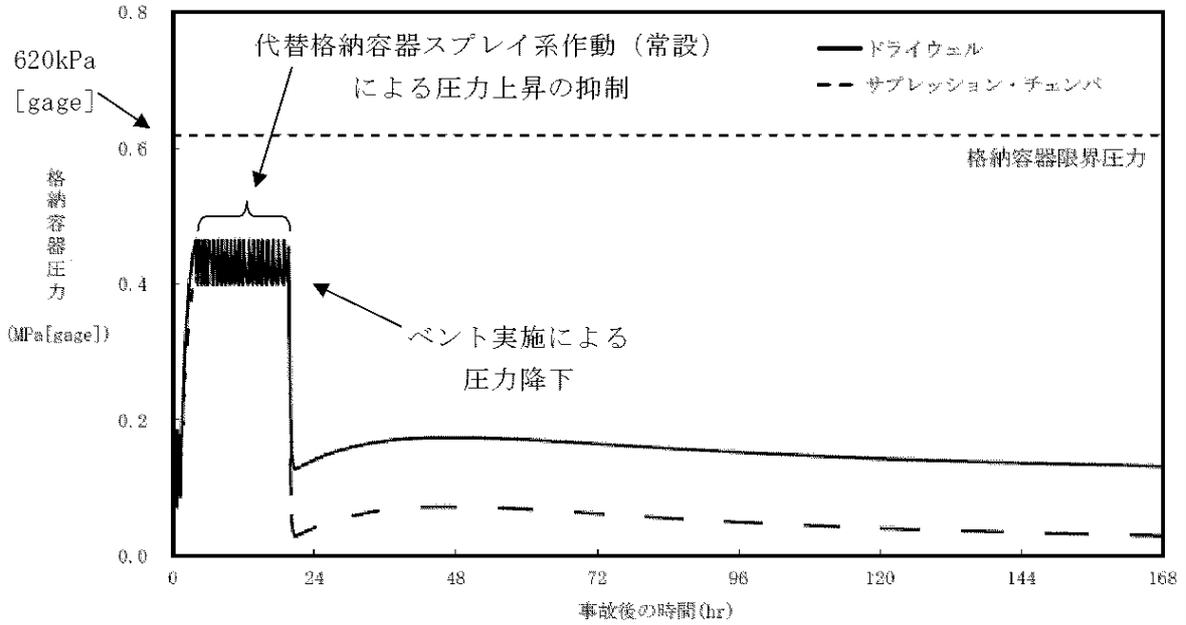
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 620kPa[gage] (2Pd : 最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

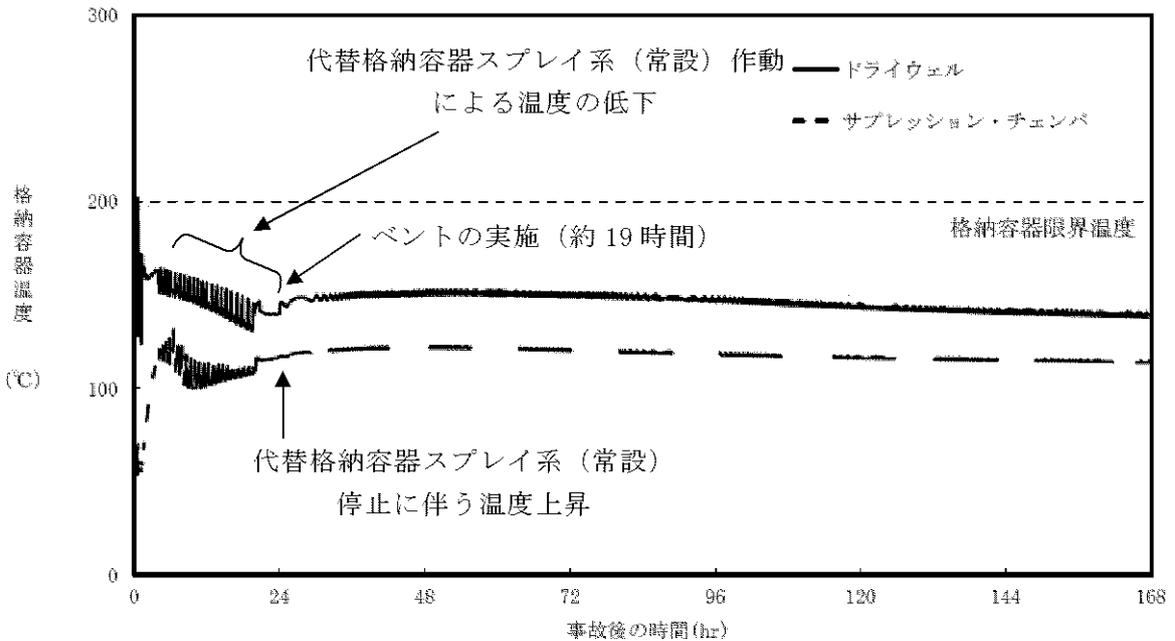
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa[gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-1 図、第 50-6-2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa [gage], シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度，限界圧力を下回る200℃，620kPa[gage]を格納容器圧力逃がし装置の設計条件としている。



第 50-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 50-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

(2) 系統流量 (ベントガス流量)

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合 310kPa[gage] (1Pd) においても排出できるように以下のとおり設定している。

a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2～3 時間後に使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 310kPa[gage]～620kPa[gage] (1Pd～2Pd) としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 310kPa[gage] (1Pd) とする。

c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 (3,293 × 10³ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピー (2,739 kJ/kg @1Pd)

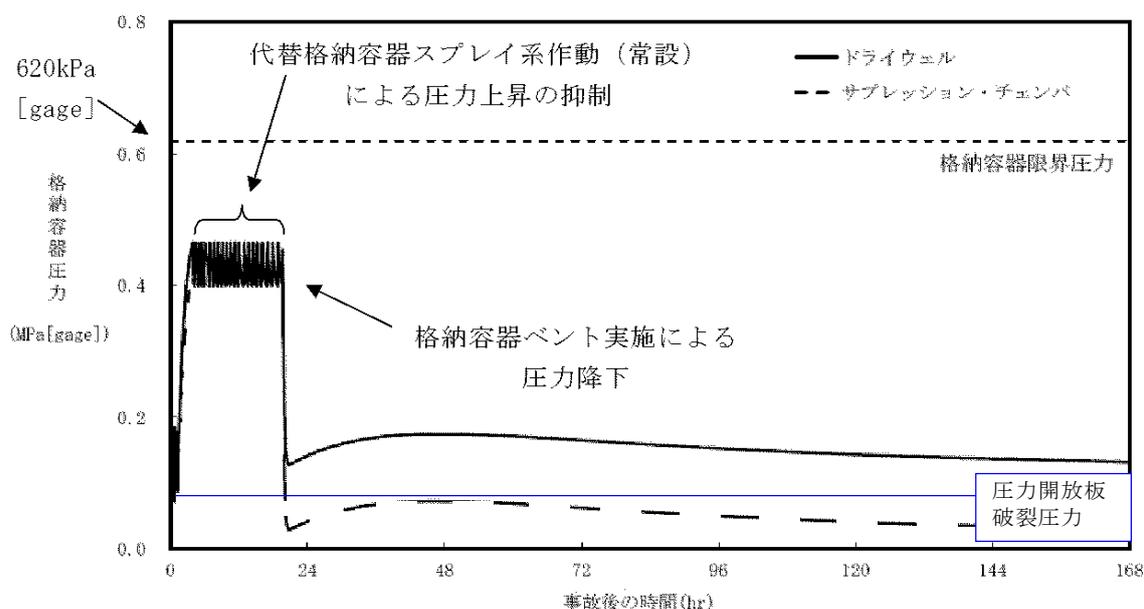
h_w : 飽和水の比エンタルピー (251 kJ/kg @60℃)

以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧力 310kPa[gage] (1Pd) の時の系統流量とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 圧力開放板
破裂圧力	MPa[gage]	0.08

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板の破裂圧力は、ベント時の障害とならないよう、ベント実施時の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に設定してある。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係を第 50-6-3 図に示す。



第 50-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板の関係

名称	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液 p H	p H13 以上 (待機時)
<p>スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (p H7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、p Hが低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の p H監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第 50-6-1 表に示す。</p>	

第50 - 6 - 1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（Na ₂ B ₁₀ O ₁₆ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（HNO ₃ ）	アンモニア（NH ₃ ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、これらの発生量を評価することとする。

a．格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

原子炉格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG / CR -5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（別紙41（参考））。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において、ベント

時（事象発生から約19時間後）には [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

b. 原子炉格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、原子炉格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [] kgの全量が放出されるものとして、 [] [] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には [] [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molとなる。

なお、PCV内に放出されたエアロゾルのほとんどがサプレッション・プール水に移行するため、フィルタ装置へ移行するエアロゾルは非常に少なく、影響は無視できると考えられる。仮に多量のエアロゾルがフィルタ装置に移行したとすると、サプレッション・プール水に移行す

る量がその分減少するため、上記の評価に包絡される。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで、

[HNO₃] : 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO₃ の水中におけるG値 (個/100eV)

E(t)_γ, E(t)_β : γ線とβ線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

MCC I対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC Iにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと考えるが、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol）の量は約13.6kg（約53.6mol）となる。

（ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量）

$$24.4[\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13.6[\text{kg}]$$

$$13.6 \times 10^3 [\text{g}] / 253.8 [\text{g/mol}] = 53.6 [\text{mol}]$$

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤

)との反応により捕集される。

. . . . (1)

この反応によって消費される塩基の量は mol となる。なお、この反応において mol 消費される。

f. []の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[]は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される[]の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される[]の量を見込まず、スクラビング水に含まれる[]全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、[]の分解により消費される塩基の量は[]molとなる。

[]

(2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 []mol)】

・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 []mol

- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水の pH 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (mol) を考慮する。

消費される mol の塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に wt% () となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の 濃度は、待機時最低水位 () 時に wt% とする。

この場合、初期の pH は , 60 日後のスクラビング水の pH は

であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量 (mol) が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても 60 日後の酸性物質移行量は mol であり、待機時にスクラビング水に含まれる の量は十分である。この場合、スクラビング水の pH は となる。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m ²	□
<p>炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、MCCIにより発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。</p> <p>(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 金属フィルタの許容負荷量</p> <p>金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は□ /m²まで許容されることが確認されている。</p> <p>b. エアロゾル量</p> <p>有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第50-6-2表に示す。</p>		

第 50-6-2 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス (事象)	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	1g	5,000g

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウエルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内増量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、設計エアロゾル移行量(400kg)に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

c. 評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [] [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタの液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、

分離される。

低流速では、

機能の低下が懸念

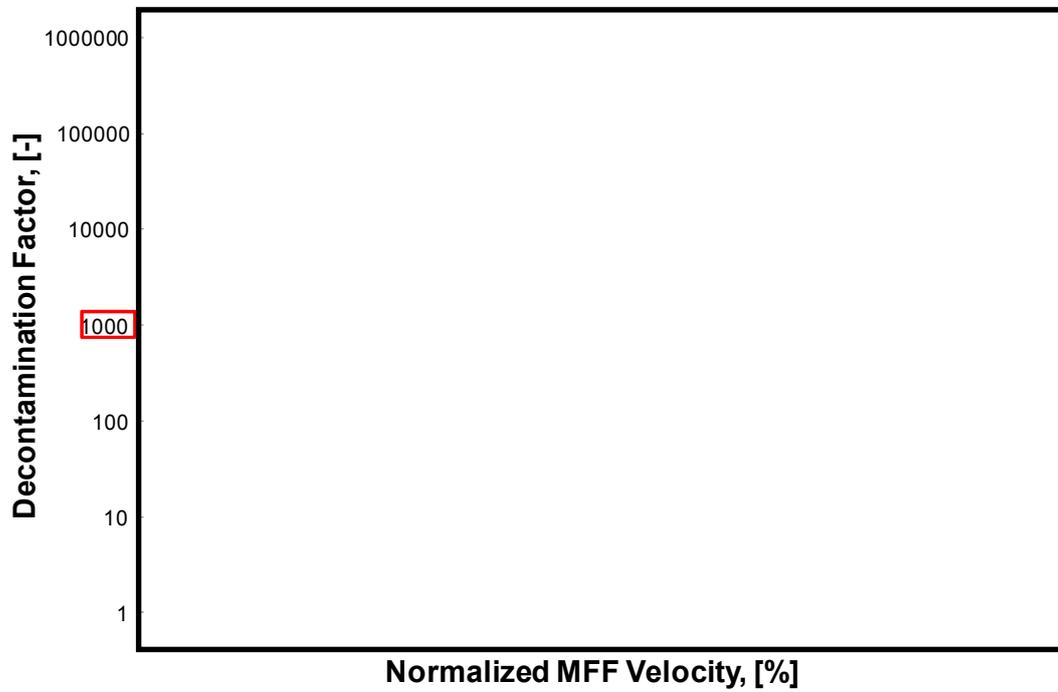
されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけ

るエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲

において低流速範囲においても、第 50 - 6 - 4 図のとおりベントフィルタ (ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ) の除去性能が確保されている。

ベンチュリスクラバでは、慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴 (湿分) によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 50-6-4 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリ
スクラバと金属フィルタを組合せた除去係数

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	<input type="text"/>
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	<input type="text"/>

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF=50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように mm としている。

1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について

(1) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は であるため、銀ゼオライト に含まれる銀の量は である。

(2) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（A BWR）の平衡炉心末期を対象

としたORIGEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

・格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

・原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約0.54mol、有機よう素約4.7molであり、無機よう素I₂（分子量：253.8）約136g、有機よう素CH₃I（分子量：141.9）約666gに相当する。

（無機よう素（I₂）のモル数）

$$=24,400\text{g}/126.9\text{g/mol}\times 61\%\times 91\%/100(\text{DF})/2(\text{I}_2)$$

$$=0.536\cdots\text{mol}$$

（有機よう素（CH₃I）のモル数）

$$=24,400\text{g}/126.9\text{g/mol}\times 61\%\times 4\%$$

$$=4.69\cdots\text{mol}$$

（3）評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに

含まれる銀の量 [] は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

- ・有機よう素の除去反応

[]

- ・無機よう素の除去反応

[]

(4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、[] の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [] であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないとと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [] であり、無機よう素を含めても [] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

2. よう素除去部のベッド厚さについて

JAVA PLUS 試験から得られたよう素除去係数とベッド厚さから実機のよう素除去係数を満足するために必要なベントガスの滞留時間を確保するように実機のベッド厚さを設定する。

(1) 滞留時間

よう素フィルタ内銀ゼオライトの吸着速度は、物質移動係数 (m/s : 拡散速度 (m^2/sec) を濃度境界層厚さ (m) で除したもの) を用いて吸着速度を

表すと次式のとおりとなる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

γ : 吸着剤充填密度 (g/m³)

q : 吸着量 (mol/g)

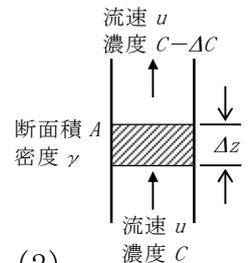
K : 総括物質移動係数 (m/s)

C : 気相中よう素濃度 (mol/m³)

C^* : 気相中よう素平均濃度 (mol/m³)

なお、 C^* は平衡値を示すが、ここでは化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^*=0$ とみなすことができる。

また、ベッド内の物質収支の関係は、次式で表せる。



$$-uA\Delta t\Delta C = \gamma A\Delta z\Delta q$$

$$u \frac{\partial C}{\partial z} + \gamma \frac{\partial q}{\partial t} = 0 \quad \dots \dots \dots (2)$$

$\partial z = u\partial t$ なので、次式となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots (3)$$

よって、(1)式より次式が得られる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots (4)$$

上式を変数分離し、両辺を積分すると次式が得られる。

$$\text{Log} \frac{C}{C_0} = -Kt \quad \dots \dots \dots (5)$$

$\frac{C_0}{C} = DF$ (除去係数) であるから、次式が得られる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots (6)$$

上記 (6) 式を用いると、JAVA PLUS 試験のベッド厚さで得られた滞留時間 t と除染係数 (DF) の比と、実機条件で要求される DFa とこれを達成するために必要とされる滞在時間 ta の比が等しいとして下式が得られ、実機のベッド厚さが求められる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = \frac{\text{Log}(DFa)}{ta} \quad \dots \dots \dots (7)$$

なお、K（総括物質移動係数）は、よう素フィルタの性能を示す指標となるが、過熱度に依存性があり、運転条件によるので、設定したベッド厚さが想定される圧力範囲（過熱度の範囲）において必要除去係数を満足していることをK値などの試験結果から確認している。

名称		第二弁操作室
正圧化差圧	Pa[gage]	20

【設定根拠】

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等発生時の室内の温度を高め、50℃、隣接区画を外気の設定最低温度-12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約4mであり、以下のとおり約10.4Paの圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}
 \Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^\circ\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\
 &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\
 &= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2] \\
 &\doteq 10.4 [\text{Pa[gage]}]
 \end{aligned}$$

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20Pa[gage]とする。

名称		第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)
本数	本	19以上
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa[gage]	14.7

第二弁の操作に必要な要員 3 名が第二弁操作開始から 5 時間（弁操作 1 時間及び待機 4 時間）滞在できる設計とする。

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数：n=3 (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=0.5% (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ポンベ中の二酸化炭素濃度：C₀=0.0336%
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量：M

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M (m ³ /h/人)	空気調和・衛生工学便 覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (4 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は 1 時間未満であるが、保守的に 1 時間を見込む。

- ・ 必要換気量：Q=M×n / (C-C₀)
 弁操作時 $Q_1 = 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$
 $= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h}$
 待機時 $Q_2 = 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$
 $= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$
- ・ 必要空気量：V=Q₁×1+Q₂×4
 $= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 4$
 $= 104.4 \text{ m}^3$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : $n=3$ (名)
- ・ 吸気酸素濃度 : $a=20.95\%$ (標準大気の酸素濃度)
- ・ 許容酸素濃度 : $b=19.0\%$ (鉱山保安法施工規則)
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度 : $d=16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 成人の酸素消費量 : $c = (\text{呼吸量}) \times (a-d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量 : c ($\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)	呼吸量 (L/min)	空気調和・ 衛生工学便覧 の作業区分
弁操作 (1時間) ※	0.273	100	歩行 ($300\text{m}/\text{min}$)
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

・ 必要換気量 : $Q = c \times n / (a - b)$

弁操作時 $Q_1 = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
 $= 42.0 \text{m}^3 / \text{h}$

待機時 $Q_2 = 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
 $= 3.36 \text{m}^3 / \text{h}$

・ 必要空気量 : $V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$
 $= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 4$
 $= 55.44 \text{m}^3$

(c) 必要ポンペ本数

(a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員 (3名) が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ポンペによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 104.4m^3 とする。

空気ポンペの仕様は以下のとおり。

- ・ 容量 : $46.7 \text{L}/\text{本}$

・初期充填圧力：14.7MPa[gage]

したがって、1気圧でのポンベの空気量は約 6.8m^3 /本であるが、
残圧及び使用温度補正を考慮し、空気供給量は 5.5m^3 /本とすると、
空気ポンベの必要本数は下記の計算により 19 本となる。

$$104.4 / 5.5 = 18.98 \dots \rightarrow 19 \text{ 本}$$

名称		代替循環冷却系ポンプ
容量	m ³ /h	250 (注1) (約 250 (注2))
全揚程	m	112 (注1) (約 120 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	3.45
最高使用温度	°C	80
原動機出力	kW	140
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>代替循環冷却系ポンプは、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、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・プールを水源とした代替循環冷却系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉への注水及び原子炉格納容器へのスプレー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、重大事故等対処設備の代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは2台設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替循環冷却の必要容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価で期待している流量配分パターンを第1表に示す。</p>		

第 50-6-3 表 代替冷却系の流量配分パターン

モード		注水先 (m ³ /h)	
		49 条/1.6	47 条/1.4
		格納容器スプレイ	原子炉注水
①	循環冷却	150	100
②	格納容器スプレイ	250	0

ポンプ容量は、有効性評価で期待している流量である 250m³/h とする。

2. 全揚程

代替循環冷却系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

なお、代替循環冷却系はA系とB系で同様の系統構成であり、代替循環冷却系ポンプの全揚程は、大きく異なることはなく、格納容器スプレイヘッダの位置が高いA系を代表として以下に示す。

① 格納容器スプレイ：150m³/h，原子炉注水：100m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 21.2m
<hr/>	
合計	約 61.6m

b. 原子炉注水

水源と移送先の圧力差	約 41.0m
静水頭	約 26.9m

機器及び配管・弁類圧損 約 43.4m

合計 約 111.3m→112m

② 格納容器スプレイ：250m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差 約 10.3m

静水頭 約 30.1m

機器及び配管・弁類圧損 約 40.1m

合計 約 80.5m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却系ポンプの全揚程は112mを要求値とする。

3. 最高使用圧力

代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力をポンプの締切り運転圧力と吸込み側の圧力から設定する。

① 締切運転時の揚程（設計計画値） 273m

② 水頭圧は、保守的に代替循環冷却系ポンプを設置する原子炉建屋地下2階からサプレッション・プール水位上限（W/WベントのX-79ペネトレーションのレベル）までとする。

$$\text{水頭圧} = 11.427 - (-3.000) = 14.427\text{m}$$

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

$$\text{最高使用圧力 (MPa)} = 1,000 \times 9.80665 (273 + 14.427) / 10^6 + 0.62$$

$$=3.43\dots$$

以上より、代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力は、3.45MPa とする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却系ポンプの最高使用温度は、代替循環冷却系が分岐する残留熱除去系熱交換器出口配管の最高使用温度 **77°C** を上回る **80°C** とする。

5. 原動機出力

代替循環冷却系ポンプの容量250m³/h、揚程120mの時の必要軸動力は、下記の式より求める。

$$\begin{aligned} P(\text{kW}) &= 10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H \div (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (250/3,600) \times 120 \div (\square/100) \\ &= \square \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (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) =250

H : ポンプ揚程 (m) =120 (第50-6-5図より)

η : ポンプ効率 (%) = \square (第50-6-5図より)

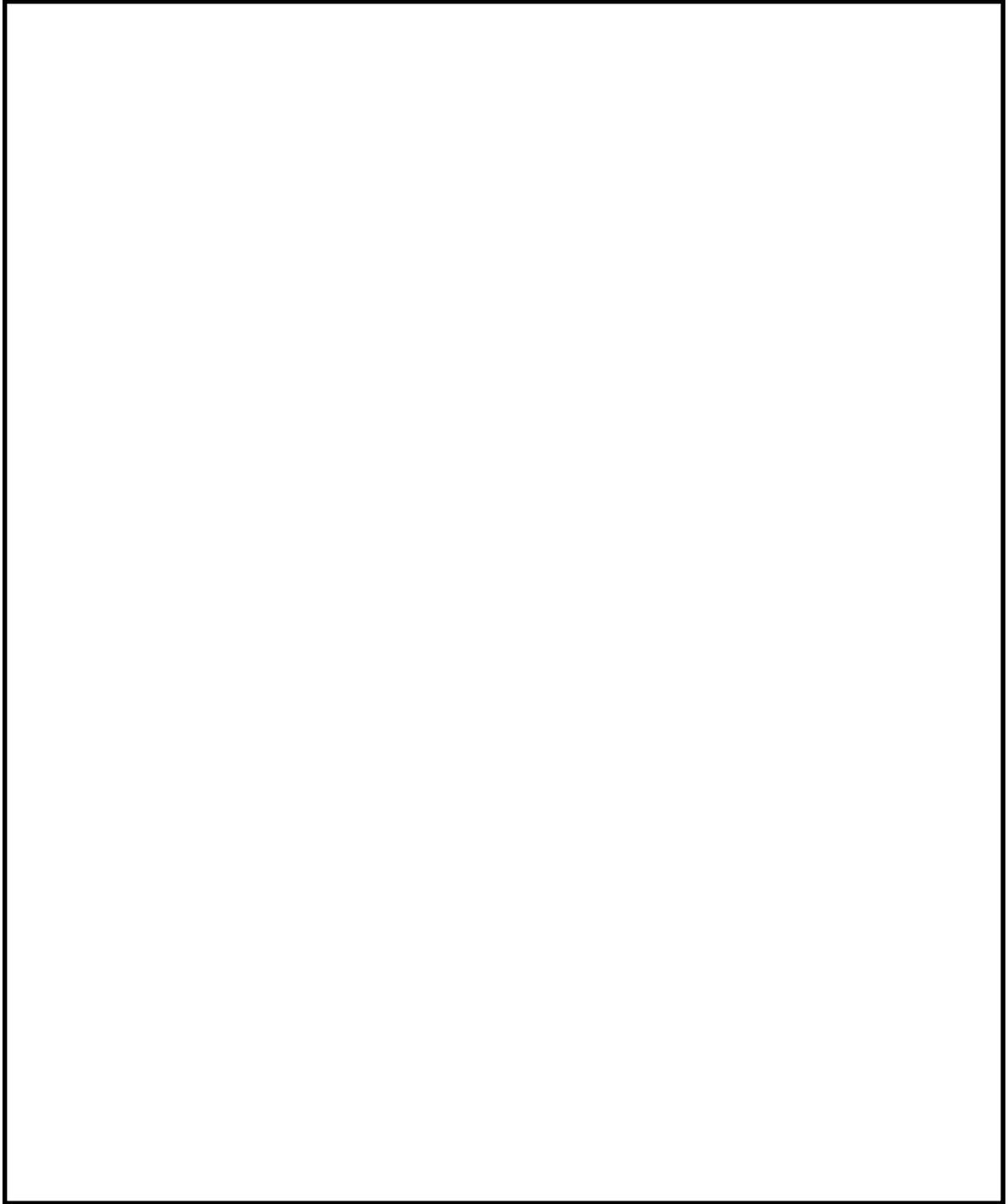
(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、140kW とする。



第 50-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

50-7 接続図



第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

50-8 保管場所図

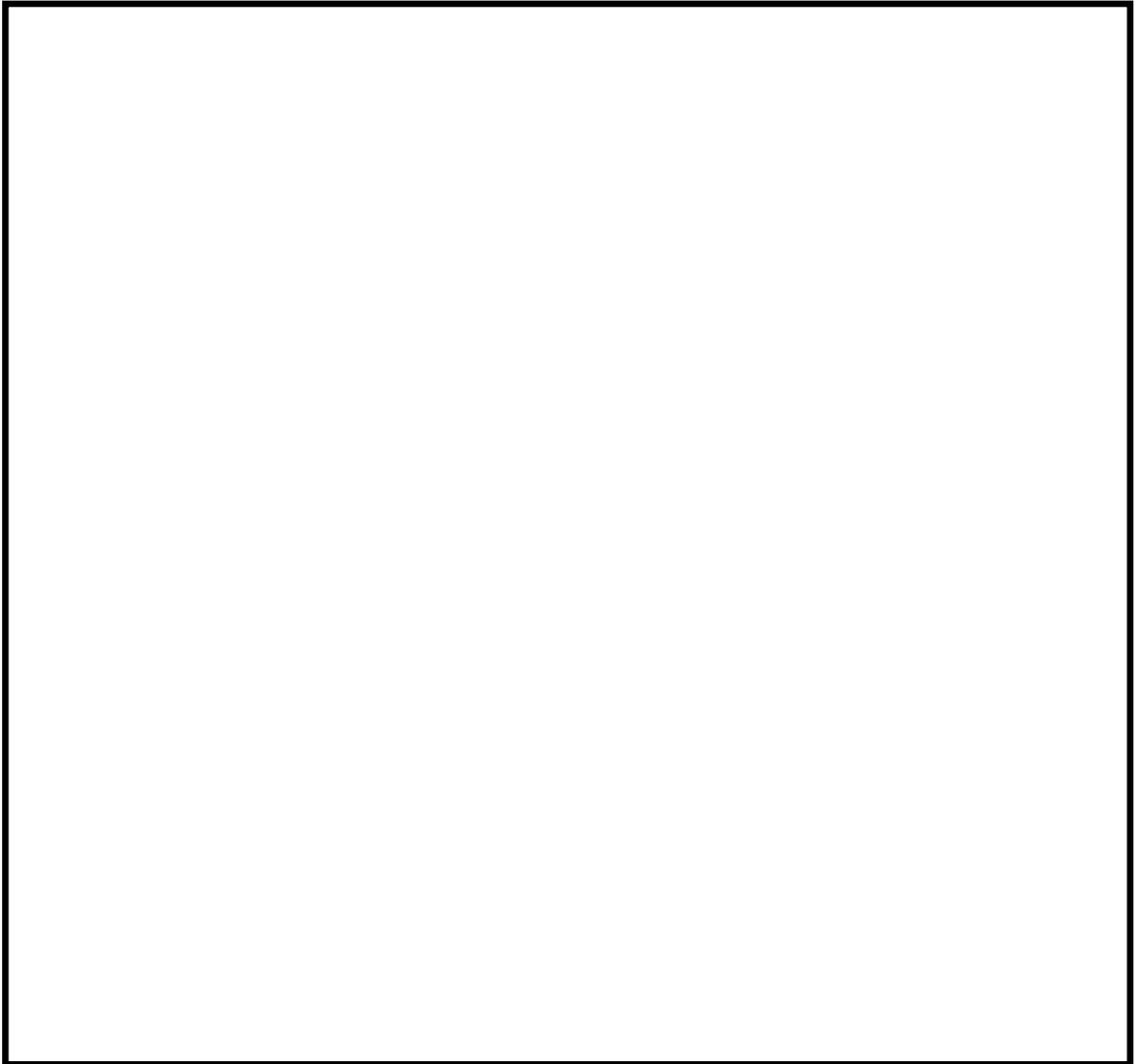
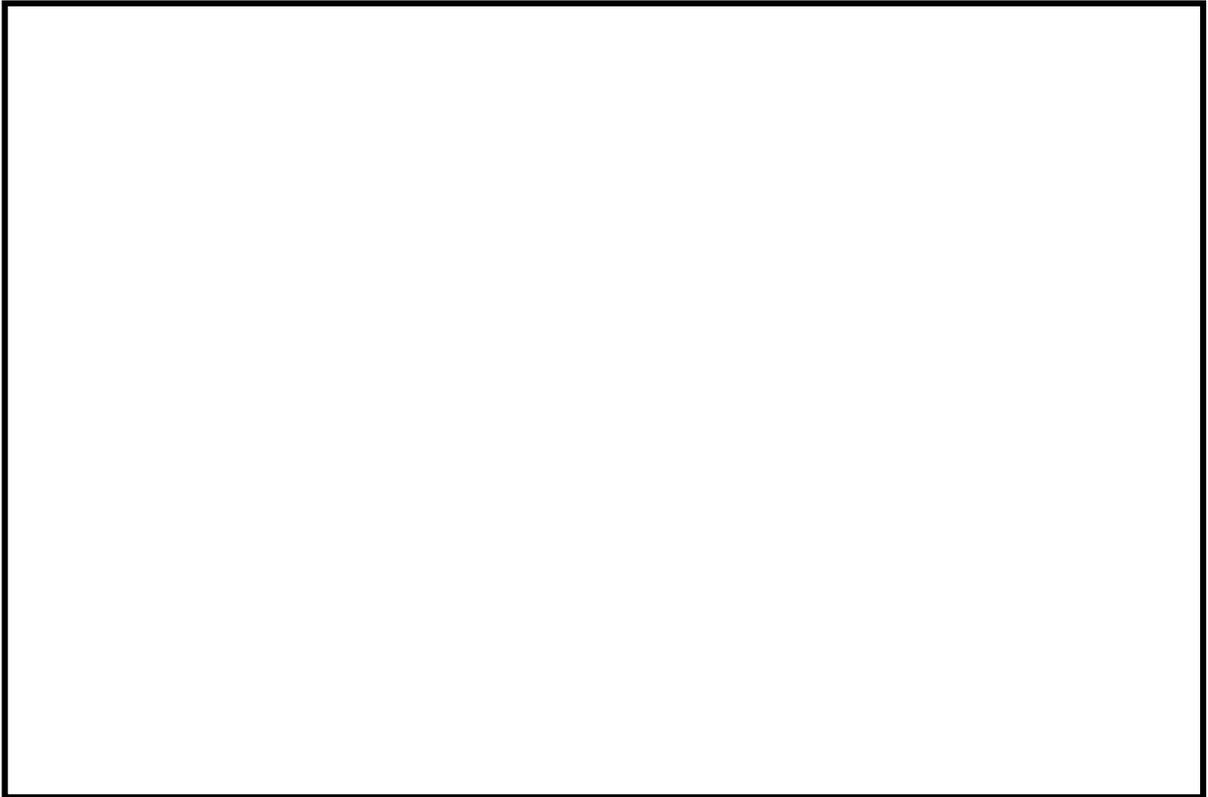


図 50-8-1 可搬型設備保管配置図
(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水中型ポンプ)

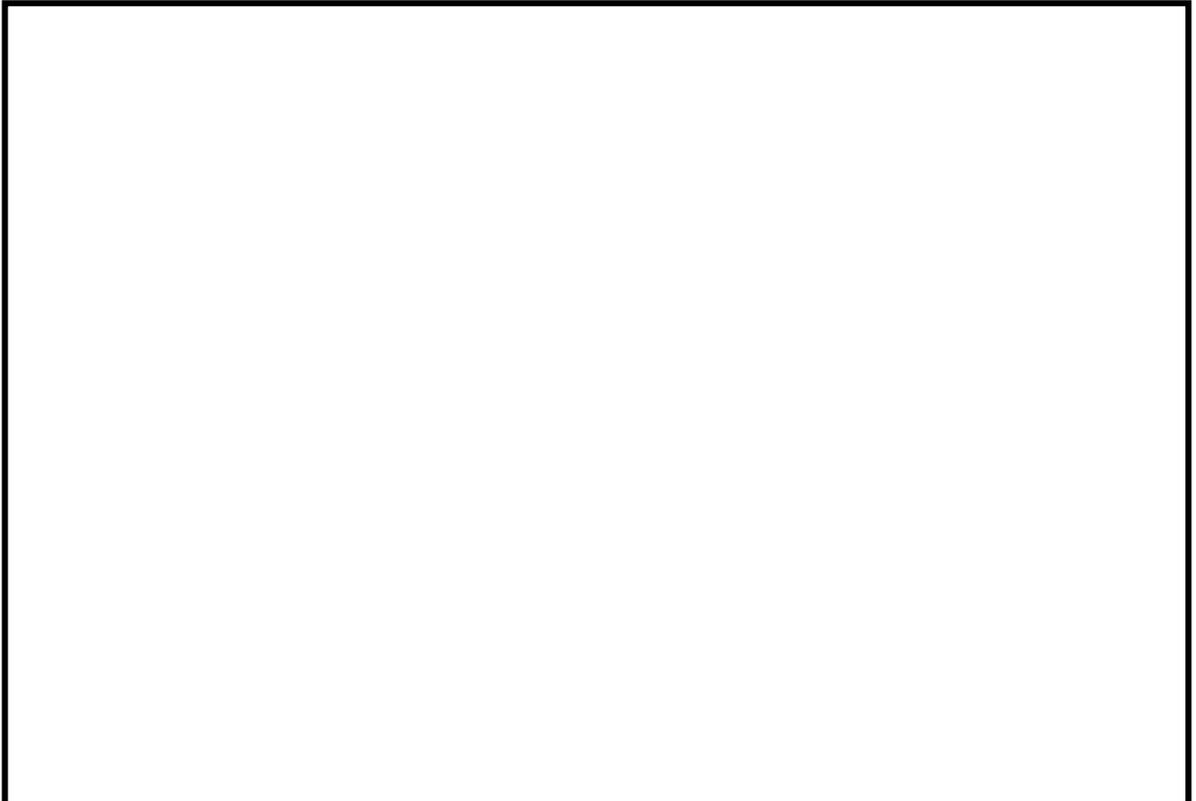
50-9 アクセスルート図



第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図



第 50-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのアクセスルート概要



第 50-9-3 図 緊急時対策所～西側接続口（フィルタベント配管窒素供給ライン接続口）までのアクセスルート概要

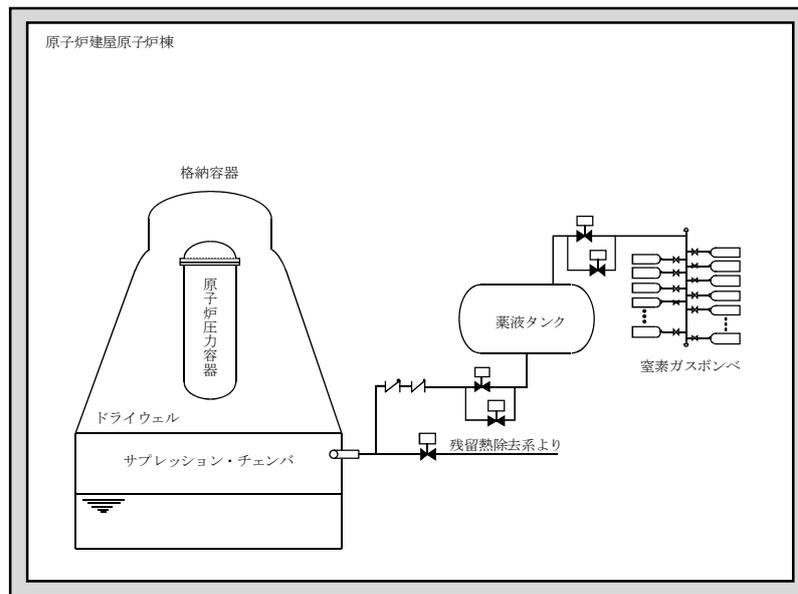
50-10 その他設備

【サプレッション・プール水 pH 制御設備】

設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中にイオン素を捕獲することでイオン素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 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。

本系統は、第50-10-1図に示すように、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液を注入する構成とする。



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図

50－11 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
(格納容器圧力逃がし装置) について

目 次

1. 概要	50-11-8
1.1 設置目的	50-11-8
1.2 基本性能	50-11-8
1.3 系統概要	50-11-9
2. 系統設計	50-11-11
2.1 設計方針	50-11-11
2.2 設計条件	50-11-14
2.3 格納容器フィルタベント系	50-11-15
2.3.1 系統構成	50-11-15
2.3.2 フィルタ装置	50-11-20
2.3.3 配置	50-11-23
2.4 付帯設備	50-11-42
2.4.1 計装設備	50-11-42
2.4.2 電源設備	50-11-51
2.4.3 給水設備	50-11-55
2.4.4 窒素供給設備	50-11-56
2.4.5 排水設備	50-11-58
3. フィルタ性能	50-11-60
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	50-11-60
3.1.1 エアロゾルの除去原理	50-11-60
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	50-11-67

3.2	運転範囲	50-11-71
3.3	性能検証試験結果	50-11-72
3.3.1	性能検証試験の概要	50-11-72
3.3.2	エアロゾルの除去性能試験結果	50-11-78
3.3.3	ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	50-11-85
3.3.4	フィルタ装置の継続使用による性能への影響	50-11-90
4.	運用方法	50-11-95
4.1	有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法	50-11-95
4.1.1	炉心が損傷していない場合	50-11-95
4.1.2	炉心が損傷している場合	50-11-100
4.1.3	格納容器フィルタベント系操作手順について	50-11-106
4.2	現場における操作について	50-11-132
4.2.1	隔離弁の現場操作	50-11-132
4.2.2	スクラビング水の補給	50-11-136
4.2.3	窒素の供給	50-11-138
4.2.4	排水操作	50-11-140
4.3	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	50-11-143
4.4	設備の維持管理	50-11-145
5.	新規制基準への適合性	50-11-153
5.1	第38条（重大事故等対処施設の地盤）	50-11-153
5.2	第39条（地震による損傷の防止）	50-11-154
5.3	第40条（津波による損傷の防止）	50-11-155
5.4	第41条（火災による損傷の防止）	50-11-156
5.5	第43条（重大事故等対処設備）	50-11-158
5.6	第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）	50-11-174

5.7 第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）	50-11-176
5.8 第 52 条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）	50-11-179

<別紙 目次>

- 別紙 1 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙 2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙 3 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について
- 別紙 4 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 6 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 7 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 8 電源構成の考え方について
- 別紙 9 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 11 よう素除去部におけるよう素の再揮発, 吸着剤の容量減少及び変質について
- 別紙 12 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 13 スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について
- 別紙 14 よう素除去部へのスクラビング水の影響について
- 別紙 15 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 17 ベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価
- 別紙 18 スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価
- 別紙 19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

- 別紙 20 ベント停止手順について
- 別紙 21 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について
- 別紙 22 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・プールへの冷却水の流入について
- 別紙 23 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
- 別紙 24 格納容器からの異常漏えい時における対応について
- 別紙 25 格納容器スプレイに失敗した場合のベント運用について
- 別紙 26 ベント準備操作開始タイミングについて
- 別紙 27 格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について
- 別紙 28 格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図
- 別紙 29 フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて
- 別紙 30 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について
- 別紙 31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
- 別紙 32 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について
- 別紙 33 主ライン・弁の構成について
- 別紙 34 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について
- 別紙 35 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について
- 別紙 36 エアロゾルの保守性について
- 別紙 37 希ガスの減衰効果に期待してドライウェルベントを実施した場合の影響評価について
- 別紙 38 コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について
- 別紙 39 格納容器フィルタベント系使用後の保管管理
- 別紙 40 ベント放出位置の違いによる公衆被ばくへの影響について
- 別紙 41 スクラビング水の pH について
- 別紙 42 計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

- 別紙 43 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について
- 別紙 44 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 45 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
- 別紙 47 フィルタ装置格納槽内における漏えい対策について
- 別紙 48 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について
- 別紙 49 格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について
- 別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 51 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 52 窒素発生装置の容量について
- 別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本システムはフィルタ装置を通して放射性物質を低減した上で、格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する水素を大気へ放出する機能を有する。

また、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回るすることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は 99%以上、有機よう素は 98%以上の性能を有する。

1.3 系統概要

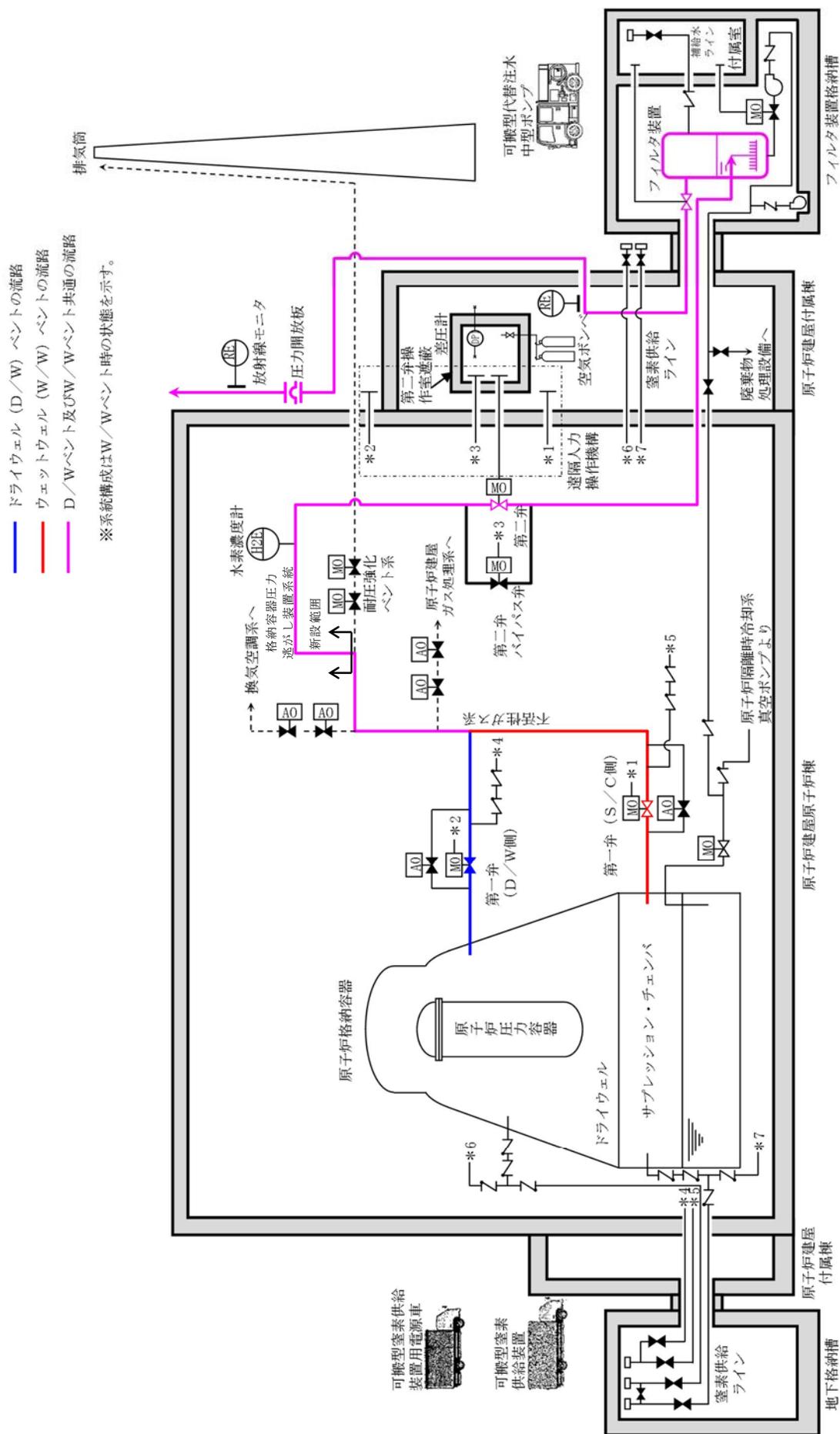
第 1.3-1 図に系統概要を示す。

本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（標高約 65m）で放出する。（別紙 40）

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。



第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、格納容器の過圧破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 a）， b））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する。

i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるように、可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理するこ

とで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気と共に排出されることから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。（別紙1）

iii) 東海第二発電所は、単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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。

iv) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。

v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。（別紙16，別紙48）

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ポンプユニット）を設ける設計とする。

vii) 格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力(0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa[gage]にて開放する設計であり、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。（別紙15）

viii) 格納容器圧力逃がし装置は、サブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・プールの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。（別紙22，別紙33）

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の

放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。(別紙17, 別紙18, 別紙48)

2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す。(別紙 2, 別紙 36, 別紙 38, 別紙 50, 別紙 51)

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd (最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍) とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し、200℃ とする。
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa[gage]において)	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合 (310kPa[gage]) であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg とする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

2.3 格納容器圧力逃がし装置

2.3.1 系統構成

本系統は、屋外地下の格納槽内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、窒素供給設備及び排水設備で構成される。

(1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。(別紙 15)

フィルタ装置には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙 39, 別紙 47)

第 2.3.1-1 図に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

(2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス 2 機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005/2007)」クラス 2 の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高

いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、シリコン系等の防食塗装を行う。(別紙 3, 別紙 30, 別紙 43)

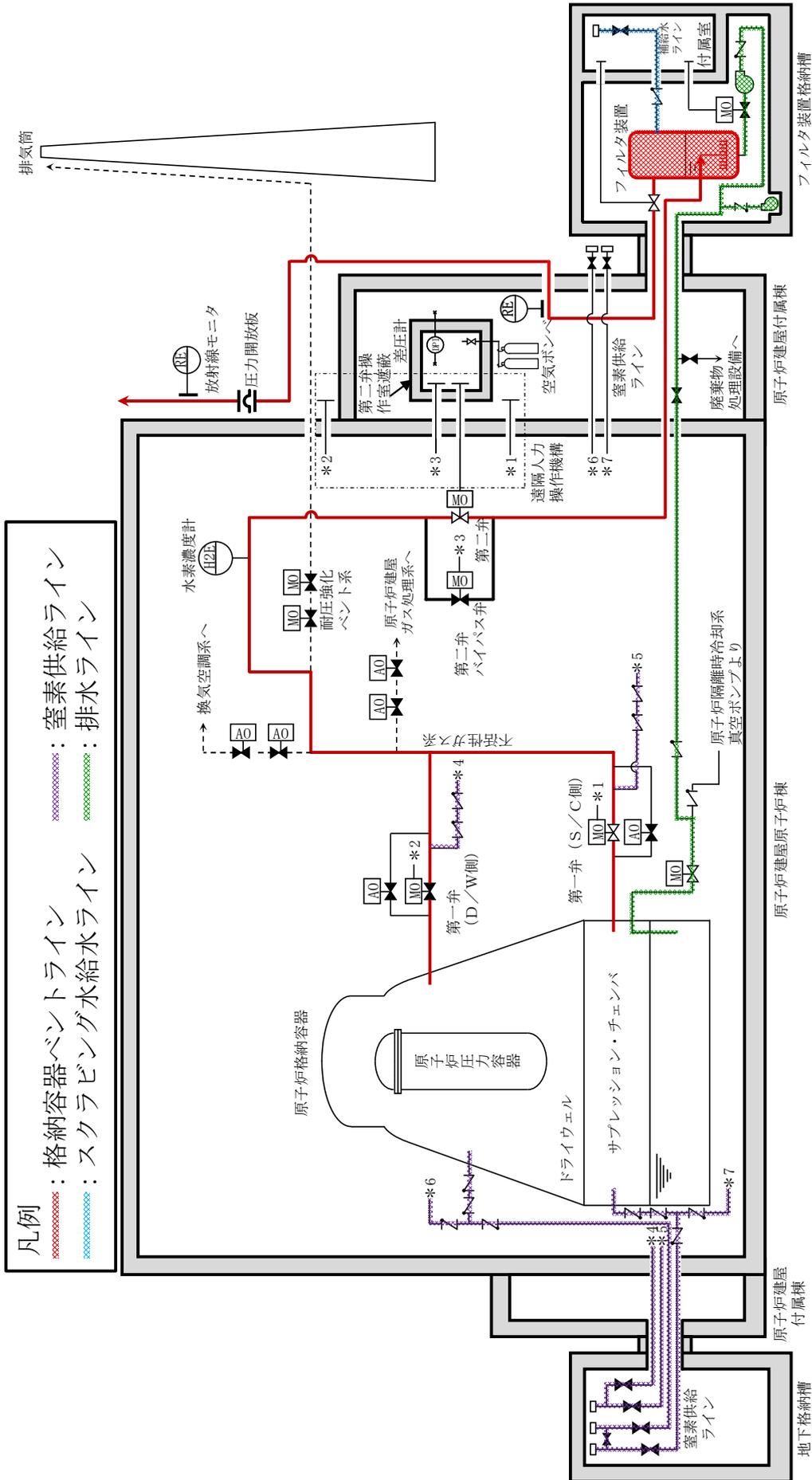
系統を構成する主要な機器の仕様を第 2.3.1-1 表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第 2.3.1-2 図に示す。

(3) 系統の切替性

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉建屋ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。

以上より、格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。



第 2.3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

第 2.3.1-1 表 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	450A~600A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管 (格納槽内に設置する範囲)	450A (入口側), 350A~600A (出口側)	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	600A	炭素鋼

(2) 隔離弁

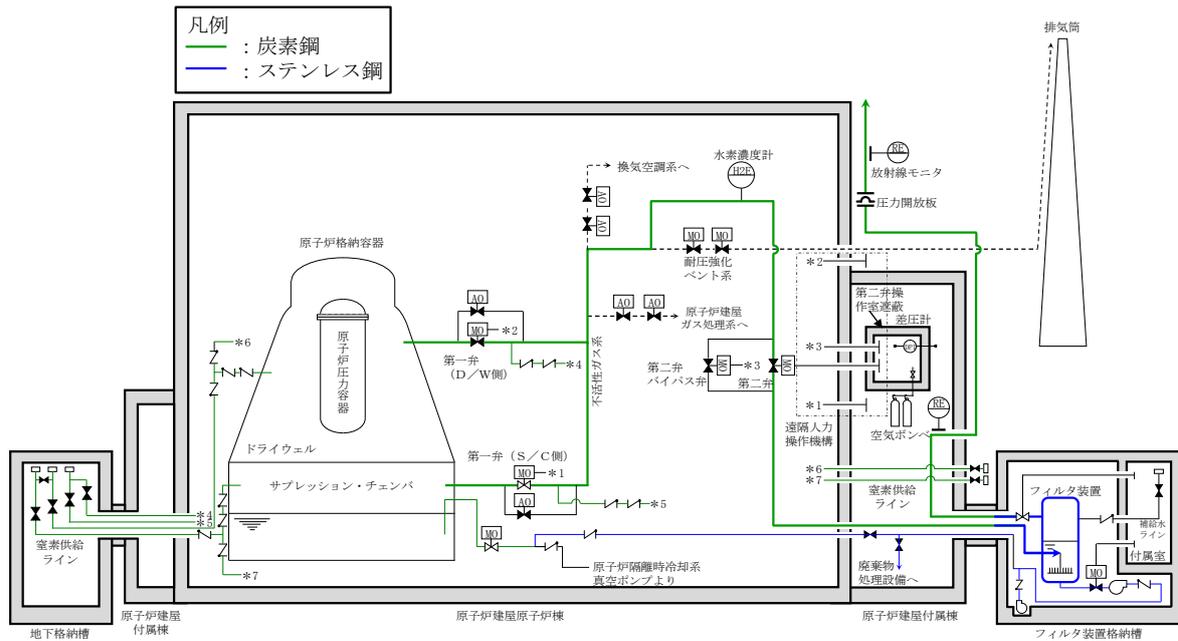
	型式	駆動方式	口径
a. 第一弁 (S/C側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A
b. 第一弁 (D/W側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A
d. 第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A

S/C : サプレッション・チェンバ

D/W : ドライウエル

(3) 圧力開放板

型式	設定圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャー ディスク	0.08MPa	600A	ステンレス鋼	1



第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

2.3.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置は、スカート支持される円筒たて形容器であり、常時スクラビング水を貯留する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

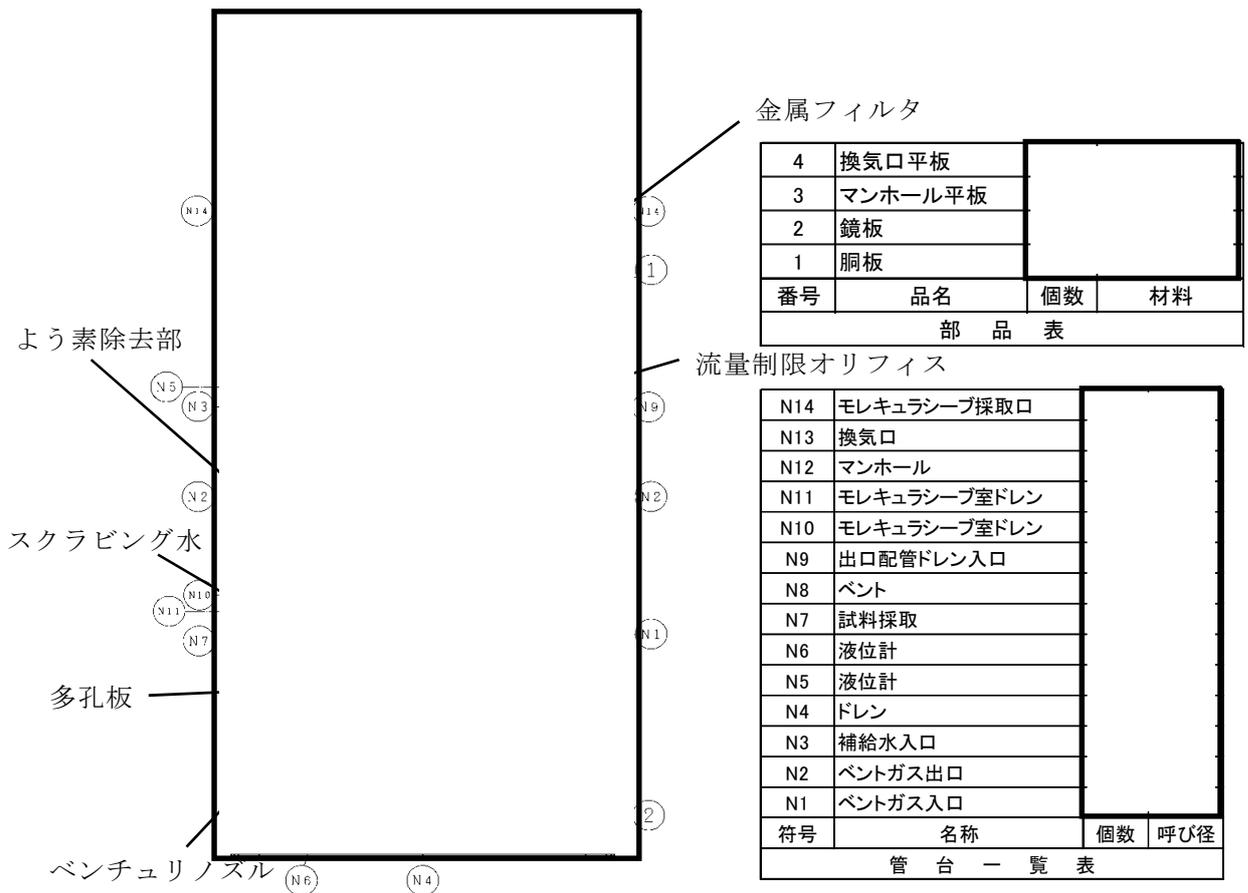
フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

- a. 容器は、重大事故等クラス 2 容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス 2 容器の規定に準拠して設計する。

- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるフィルタ装置内発熱量 500kW に対して、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。(別紙 12)
- c. 容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。
- d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には、よう素除去部を設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 金属フィルタとよう素除去部の連絡管には、流量制限オリフィスを設け、格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を第 2.3.2-1 表に、構造を第 2.3.2-1 図に示す。

(別紙 4, 別紙 53)



第 2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

(2) フィルタ仕様

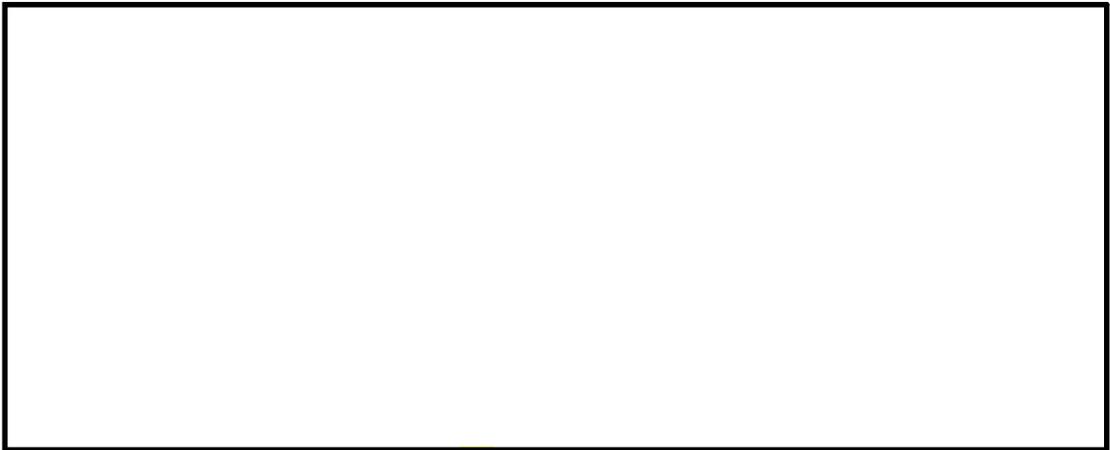
a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラビング水等で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ノズル中低部の一番流路断面が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、ノズルスロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の

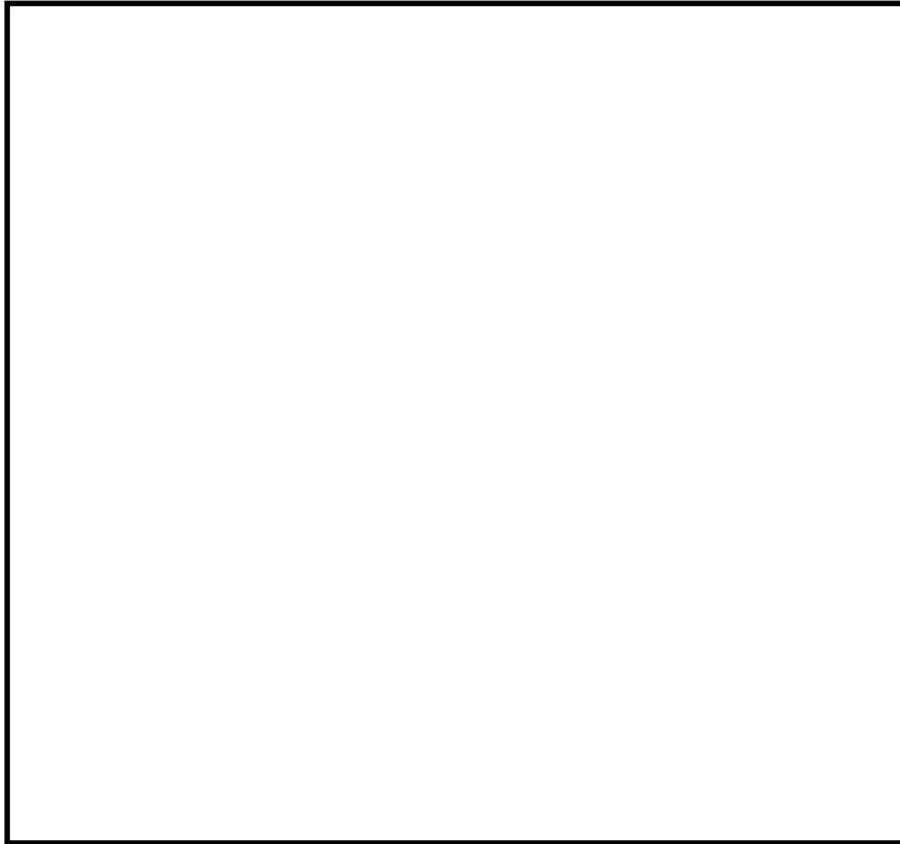
流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に設置し、同一分配管上のベンチュリノズルは、分配管に対して直行させるとともに、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に斜め下方方向に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、同一分配管上の隣接ノズル及び同心円状の隣接ノズルへ与える影響はない。

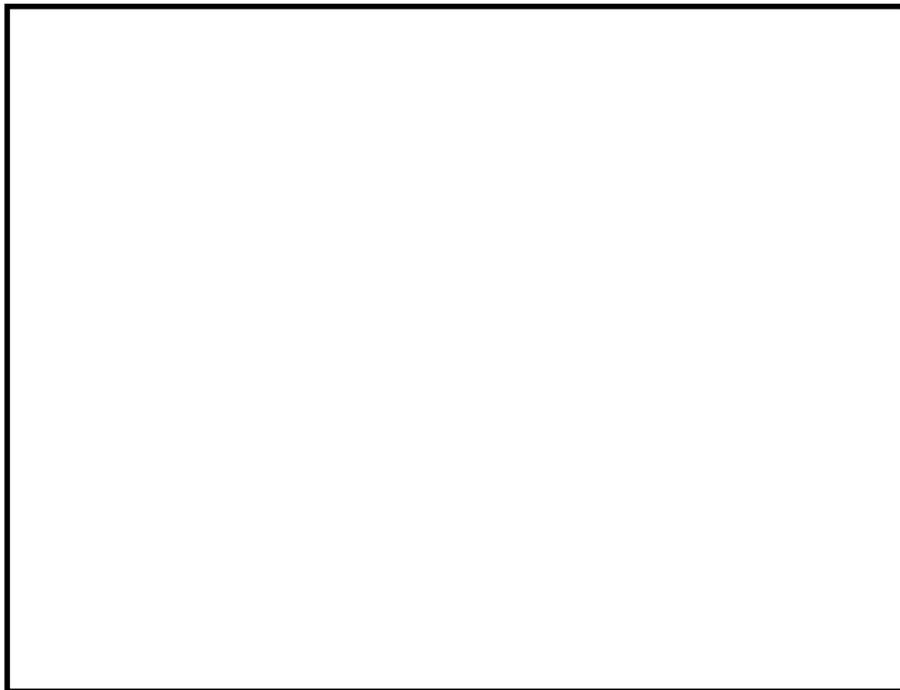


ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [] とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.4.2-4 図に示す。



第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図



第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図



第 2.3.2-4 図 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

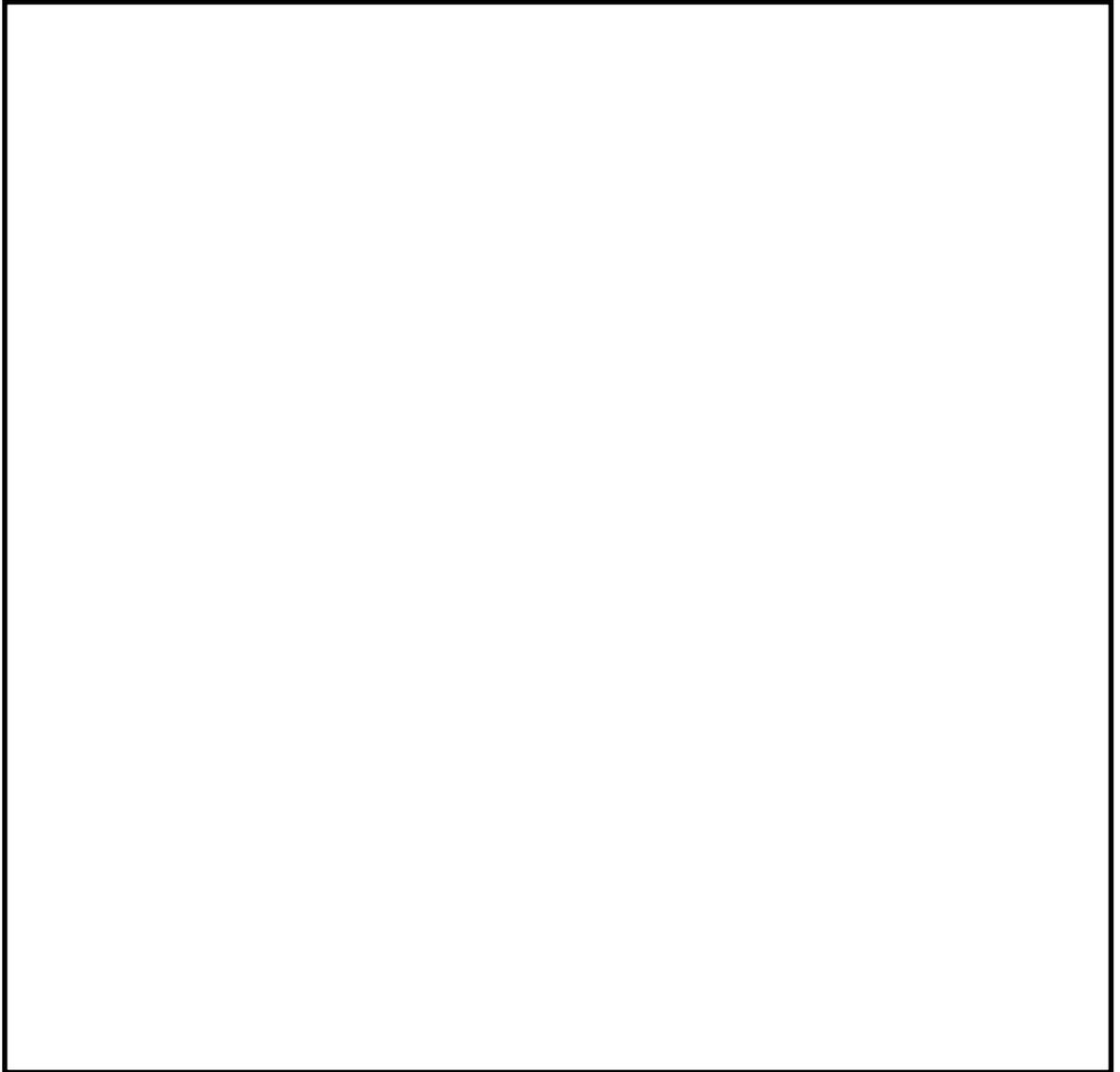
b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なフィルタ流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタは製で、プレフィルタとメインフィルタをであり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図及びフィルタ容器内の配置を第 2.3.2-5 図及び第 2.3.2-6 図に示す。

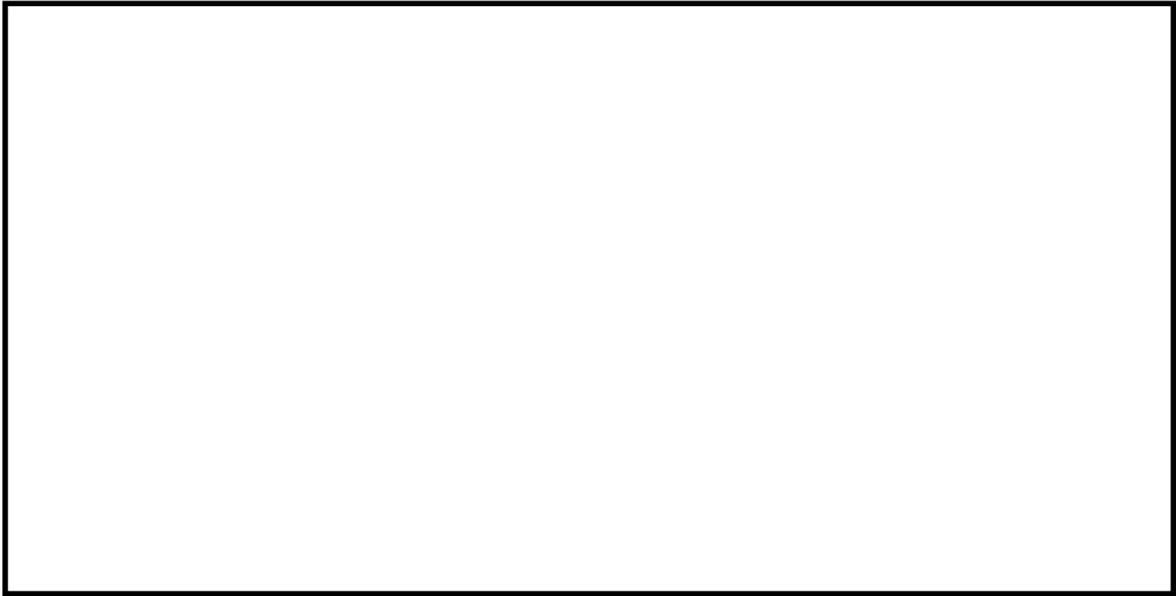


第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図



第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図（金属フィルタ高さ）

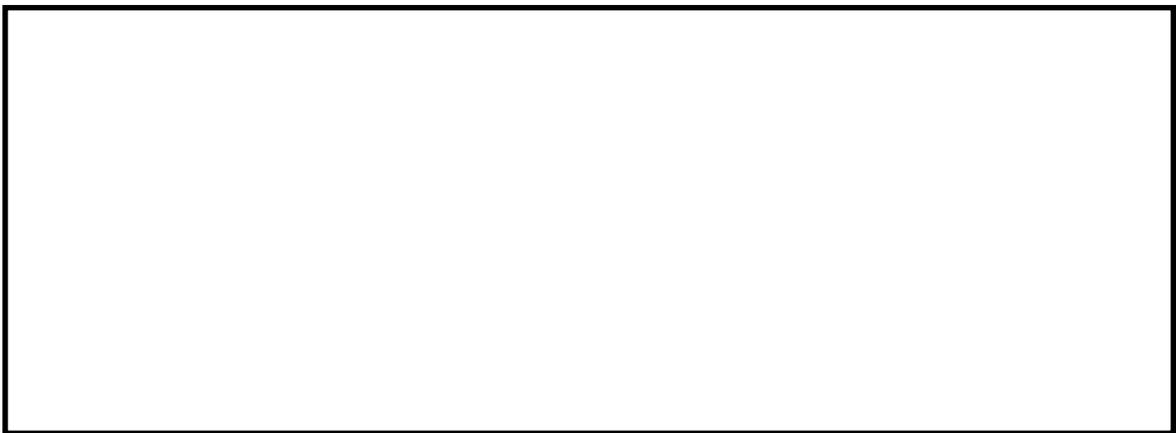
(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



湿分分離機構の概要を第 2.3.2-7 図に, ドレン配管接続部の概要を第 2.3.2-8 図に示す。



第 2.3.2-7 図 湿分分離機構の概略図



第 2.3.2-8 図 ドレン配管接続部の z x 概略図

(b) メインフィルタ



c. 流量制限オリフィス

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、ベント開始時の格納容器圧力(1Pd~2Pd)のうち、低い圧力(1Pd)において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

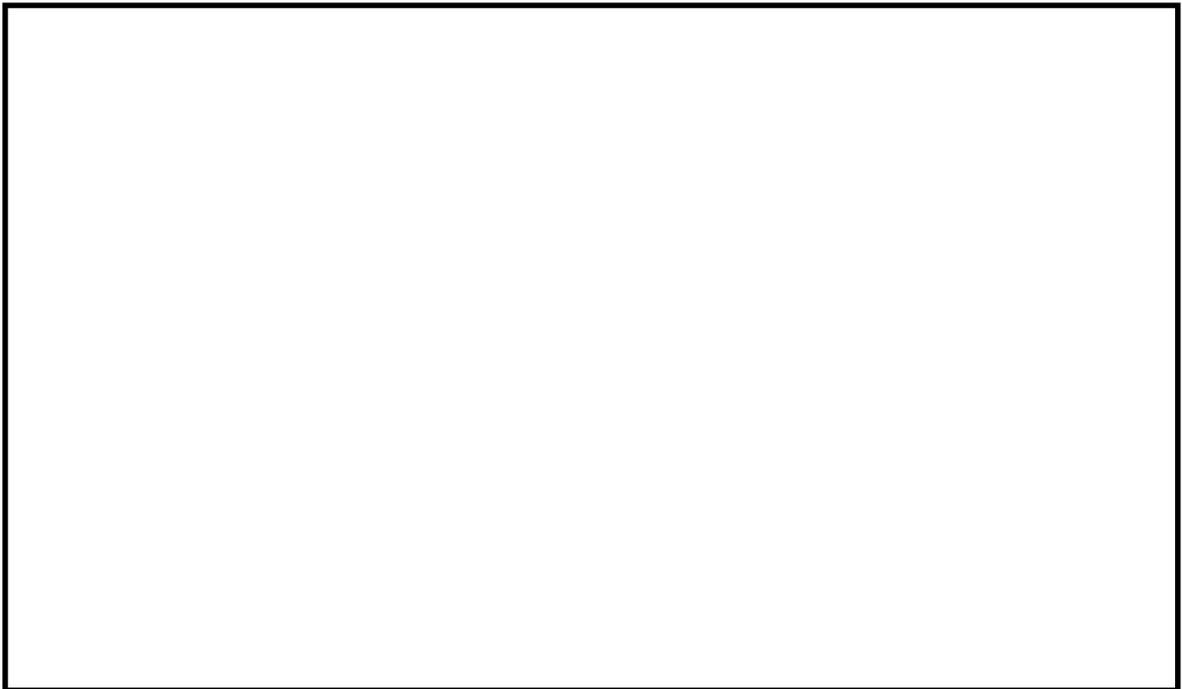


流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙 6)

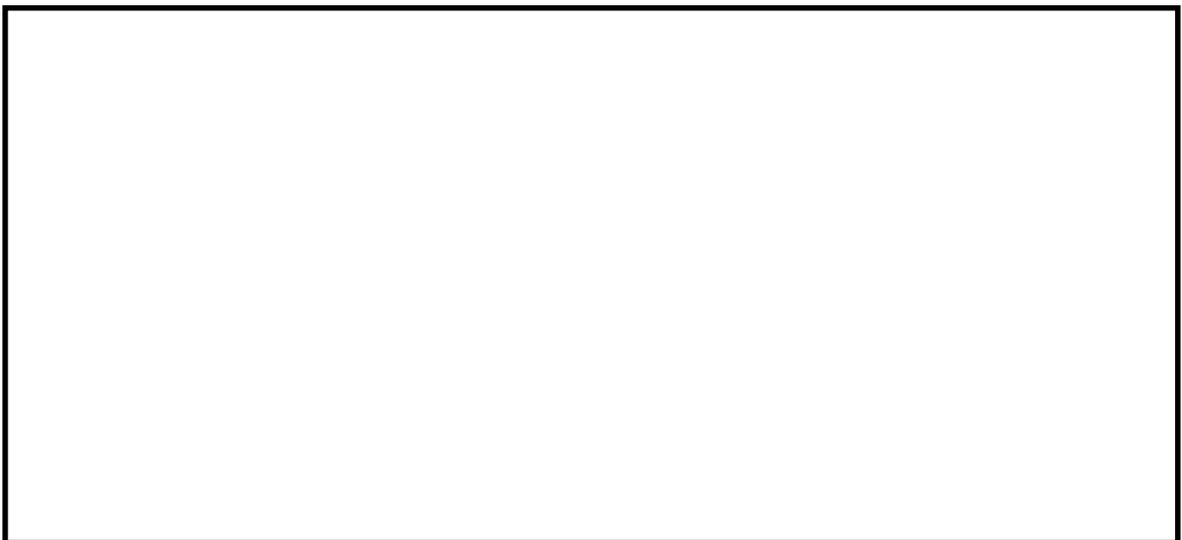
d. よう素除去部

よう素除去部には，銀ゼオライトを収納し，ベントガスを通過させることで，ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

よう素除去部の仕様を第 2.3.2-1 表に，概略図を第 2.3.2-9 図に，フィルタ装置内のよう素除去部の配置を第 2.3.2-10 図に示す。



第 2.3.2-9 図 よう素除去部概略図



第 2.3.2-10 図 フィルタ装置の断面図（よう素除去部高さ）

第 2.3.2-1 表 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	円筒たて形容器
材 質	
胴 内 径	約 5m
高 さ	約 10m

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

(3) 金属フィルタ

材 質	
寸 法	
繊 維 径	
個 数	
総 面 積	

(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	
個 数	

(5) よう素除去部

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	
ベッド厚さ	

第 2.3.2-2 表 スクラビング水仕様（待機水位時）

項 目	設定値

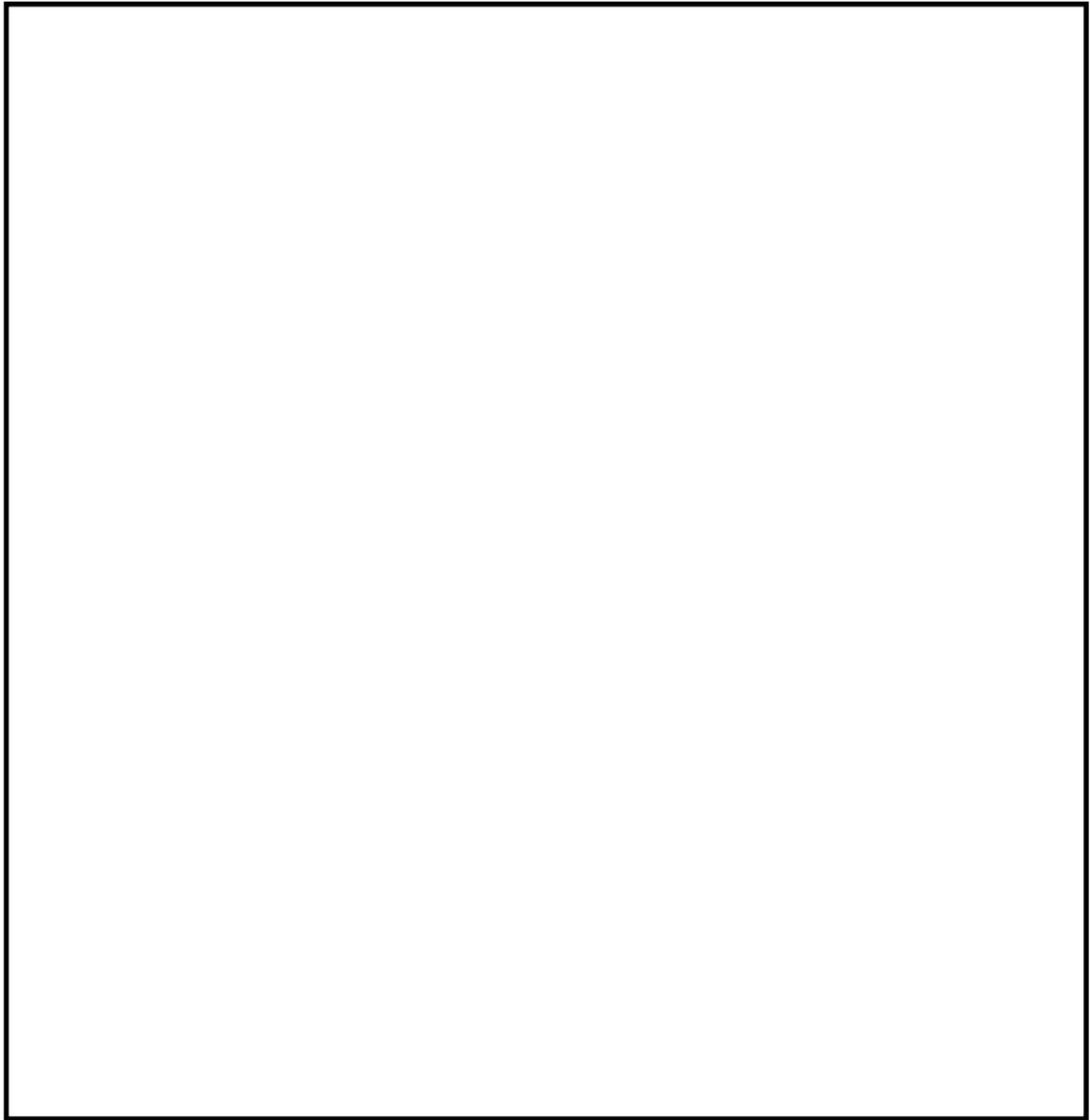
2.3.3 配置

フィルタ装置は、原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

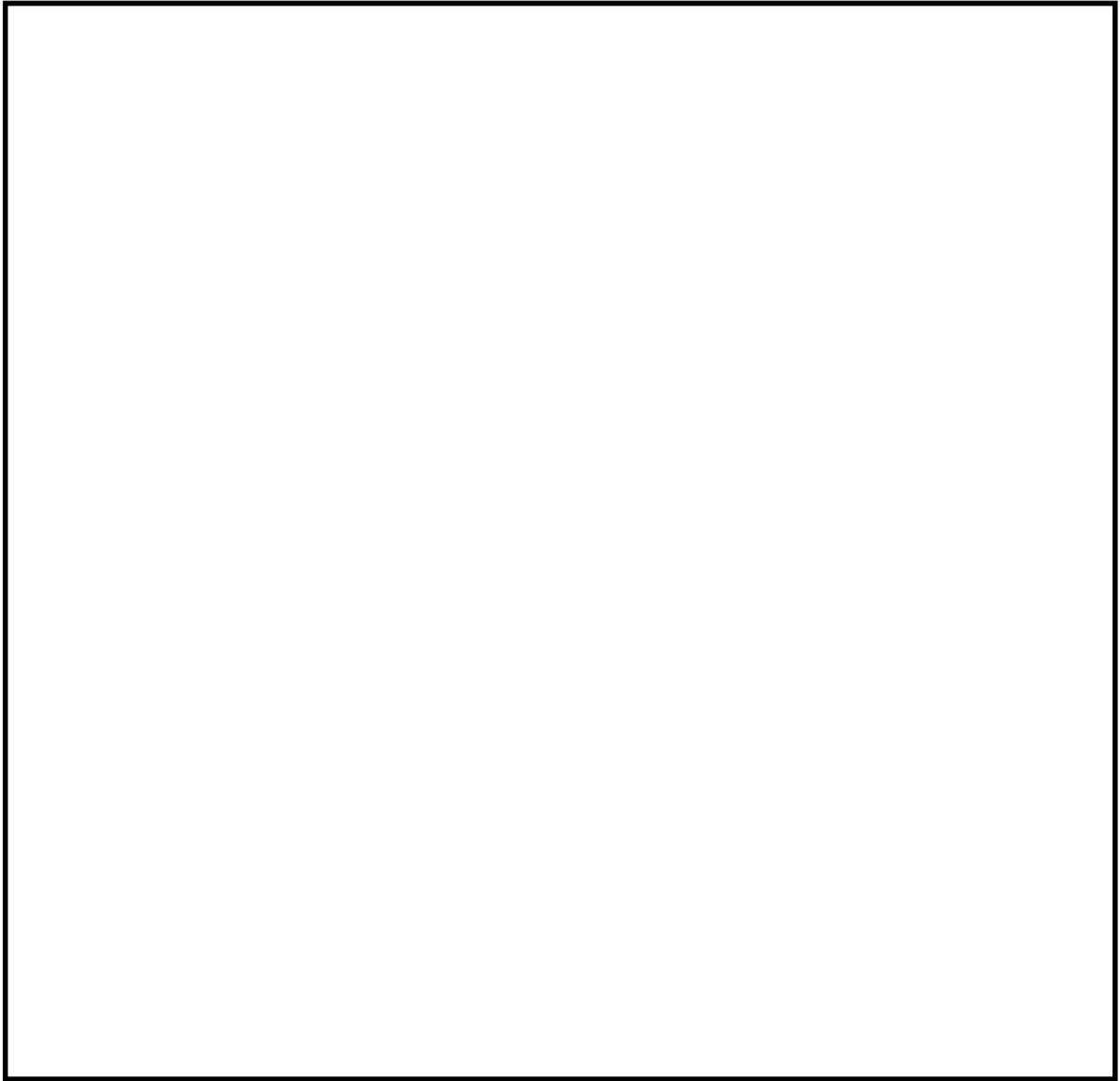
フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

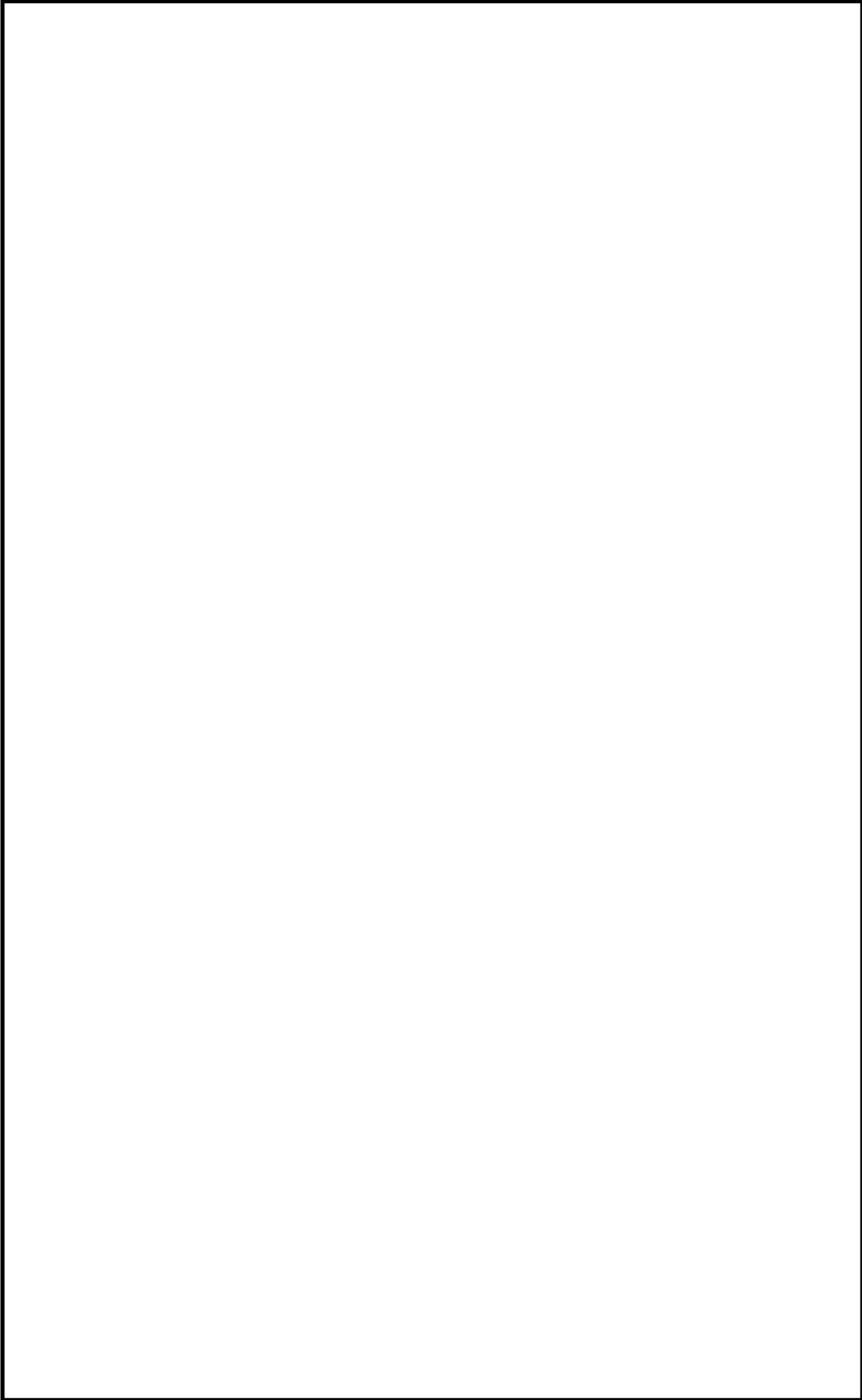
格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。



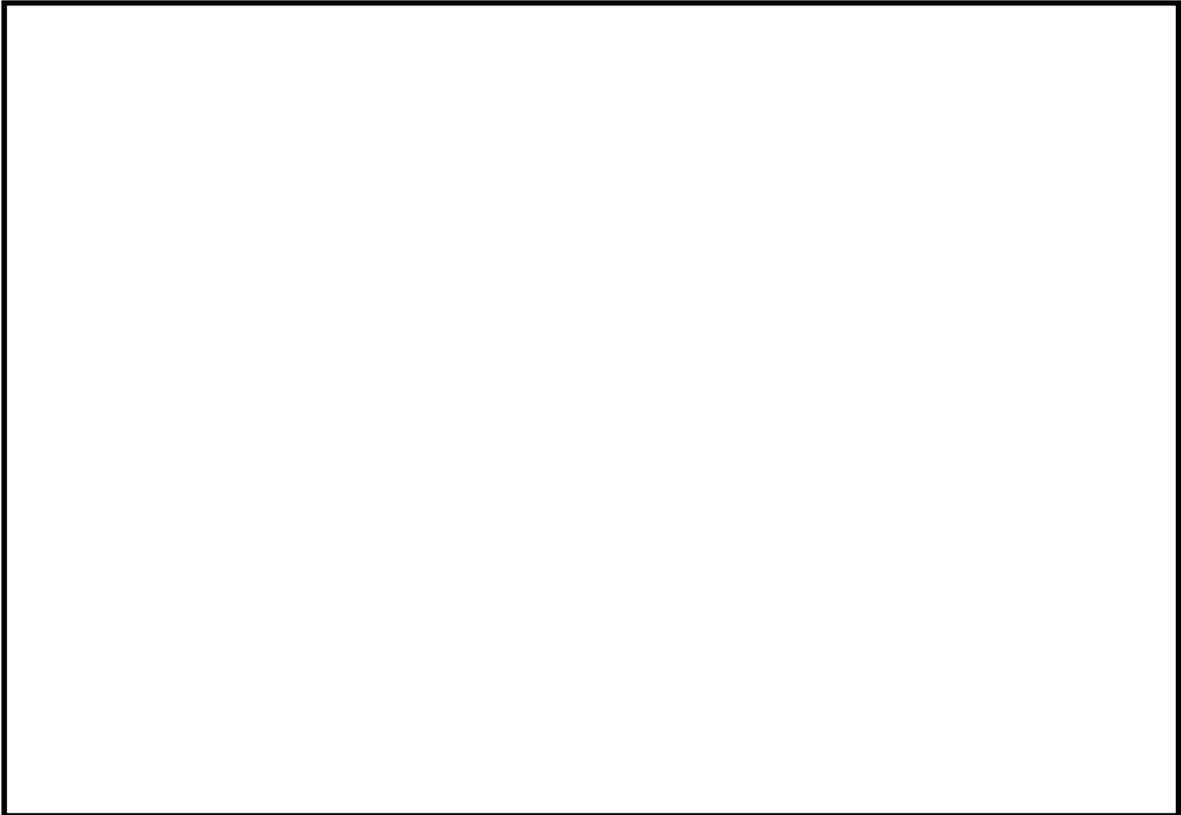
第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図 (原子炉建屋地下 2 階)



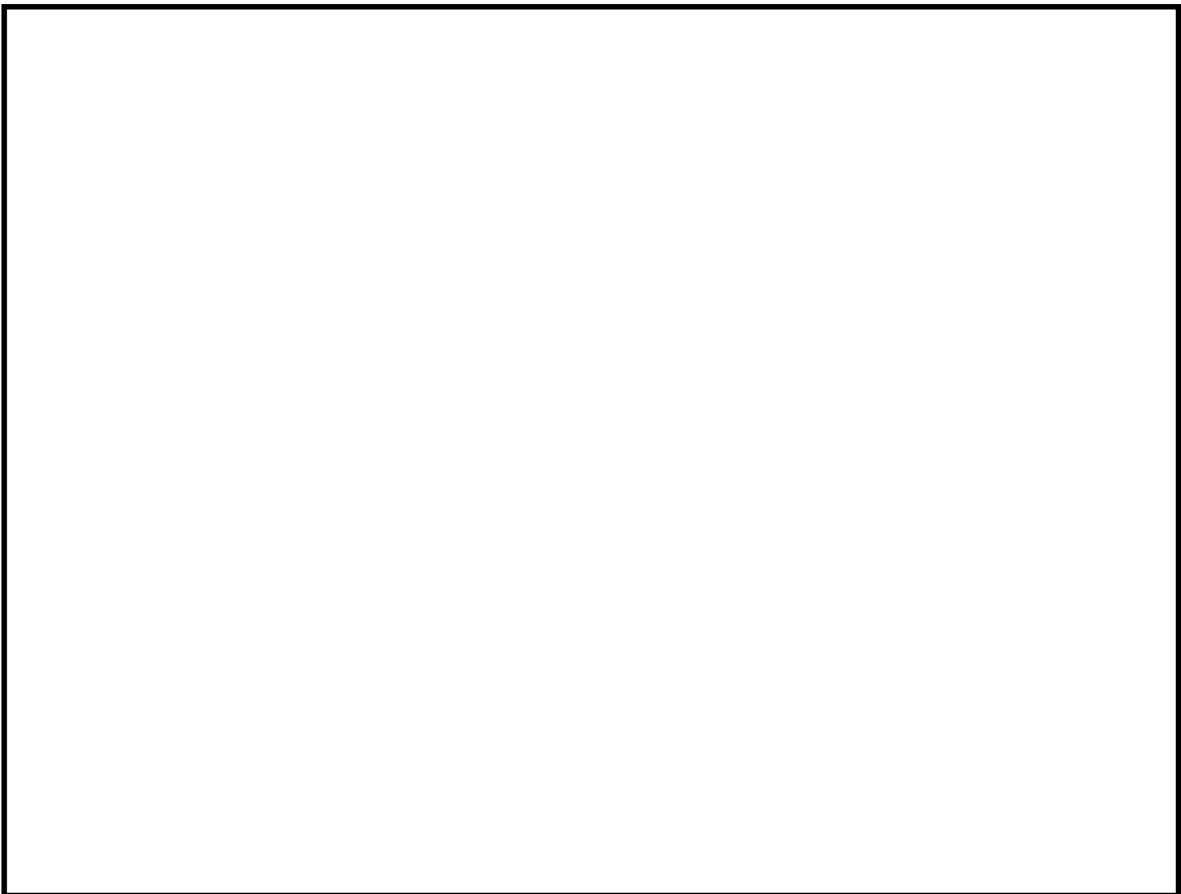
第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図 (屋外)



第2.3.3-3 図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)



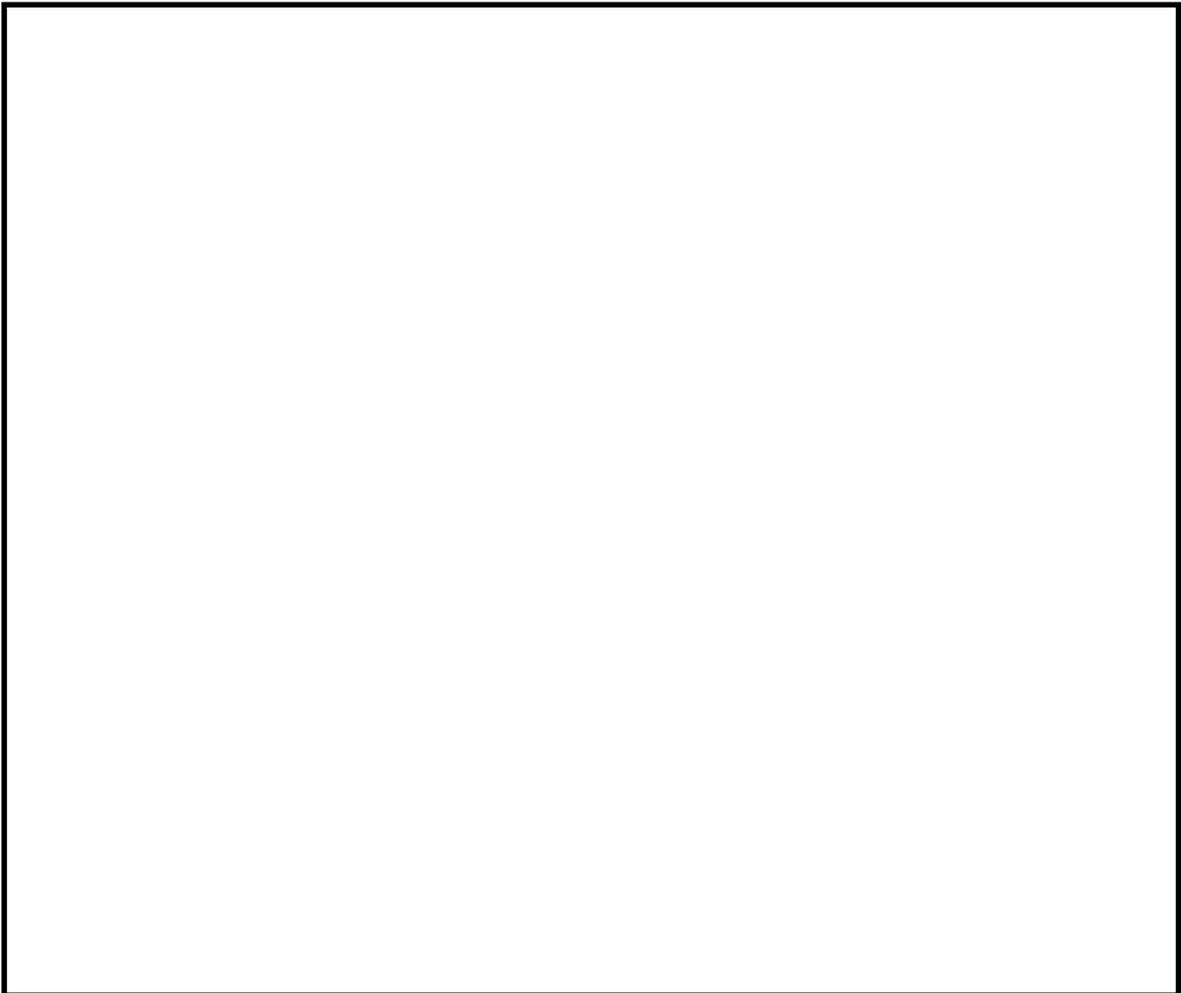
第 2.3.3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (1/12)



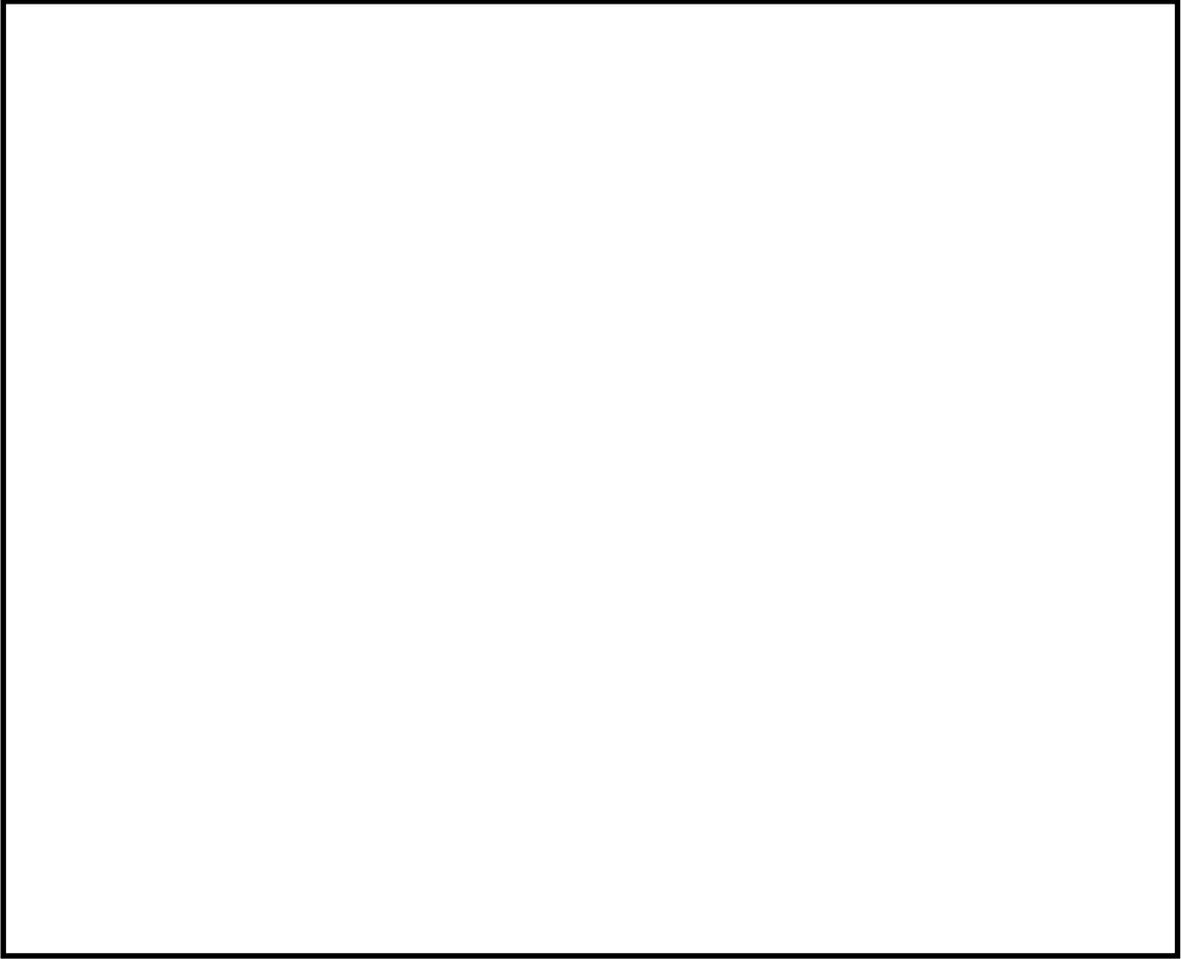
第 2.3.3-5 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (2/12)



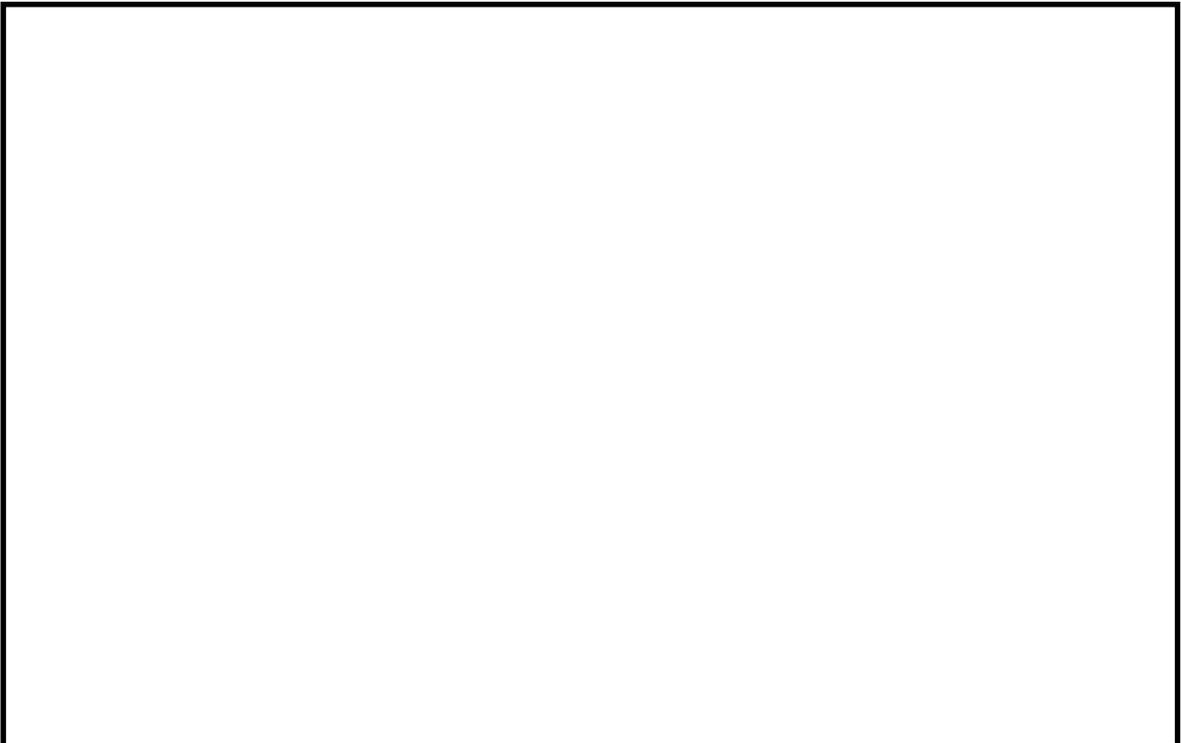
第 2. 3. 3-6 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (3/12)



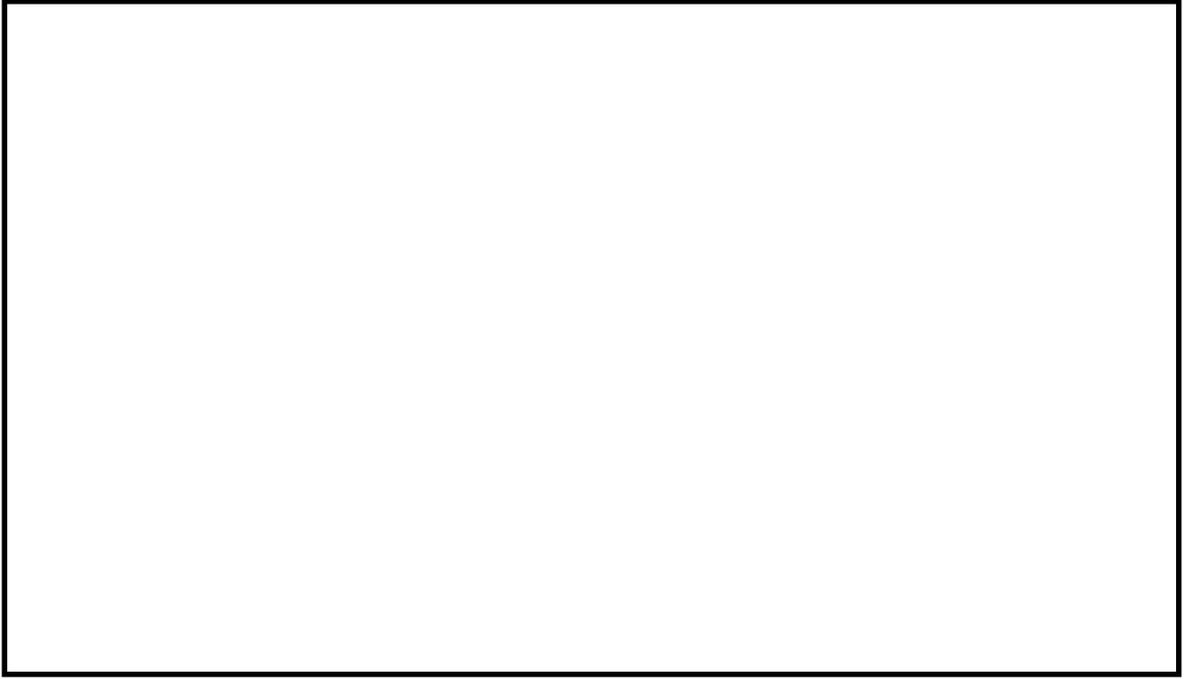
第 2. 3. 3-7 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (4/12)



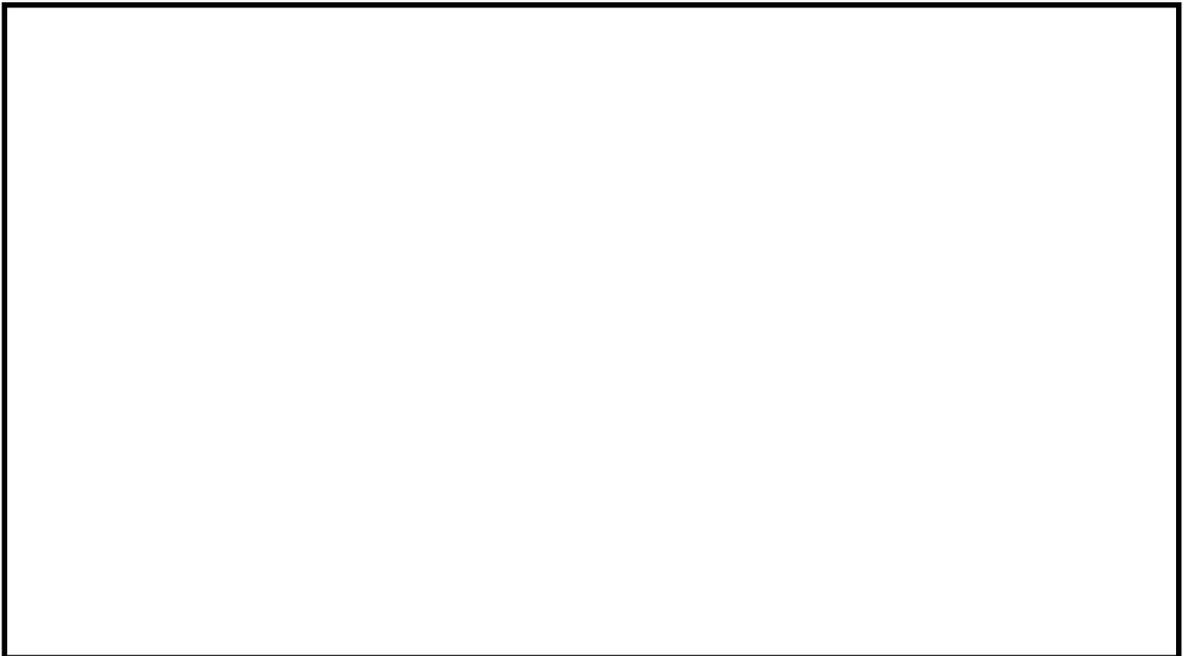
第 2.3.3-8 図 格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図 (5/12)



第 2.3.3-9 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (6/12)



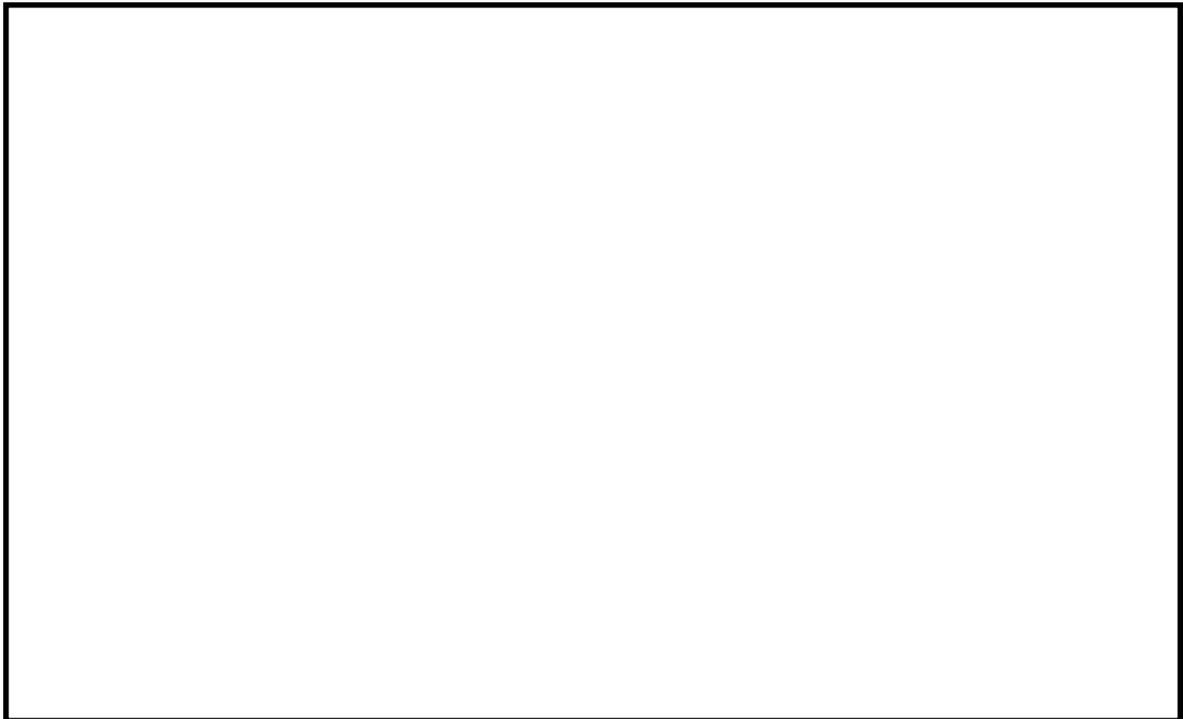
第 2.3.3-10 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (7/12)



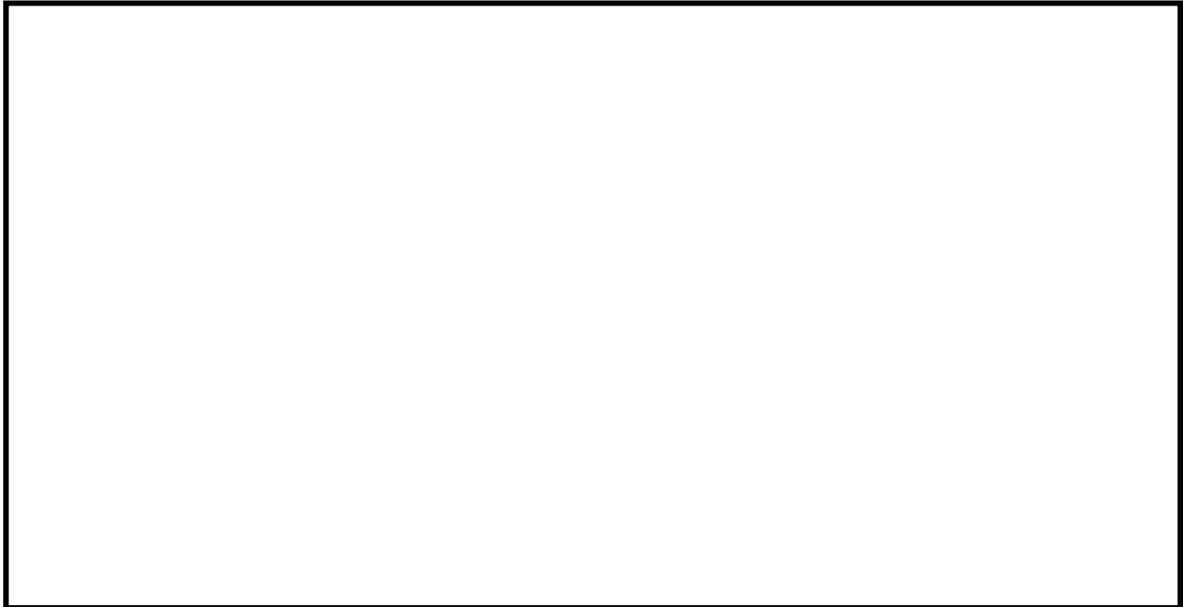
第 2.3.3-11 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (8/12)



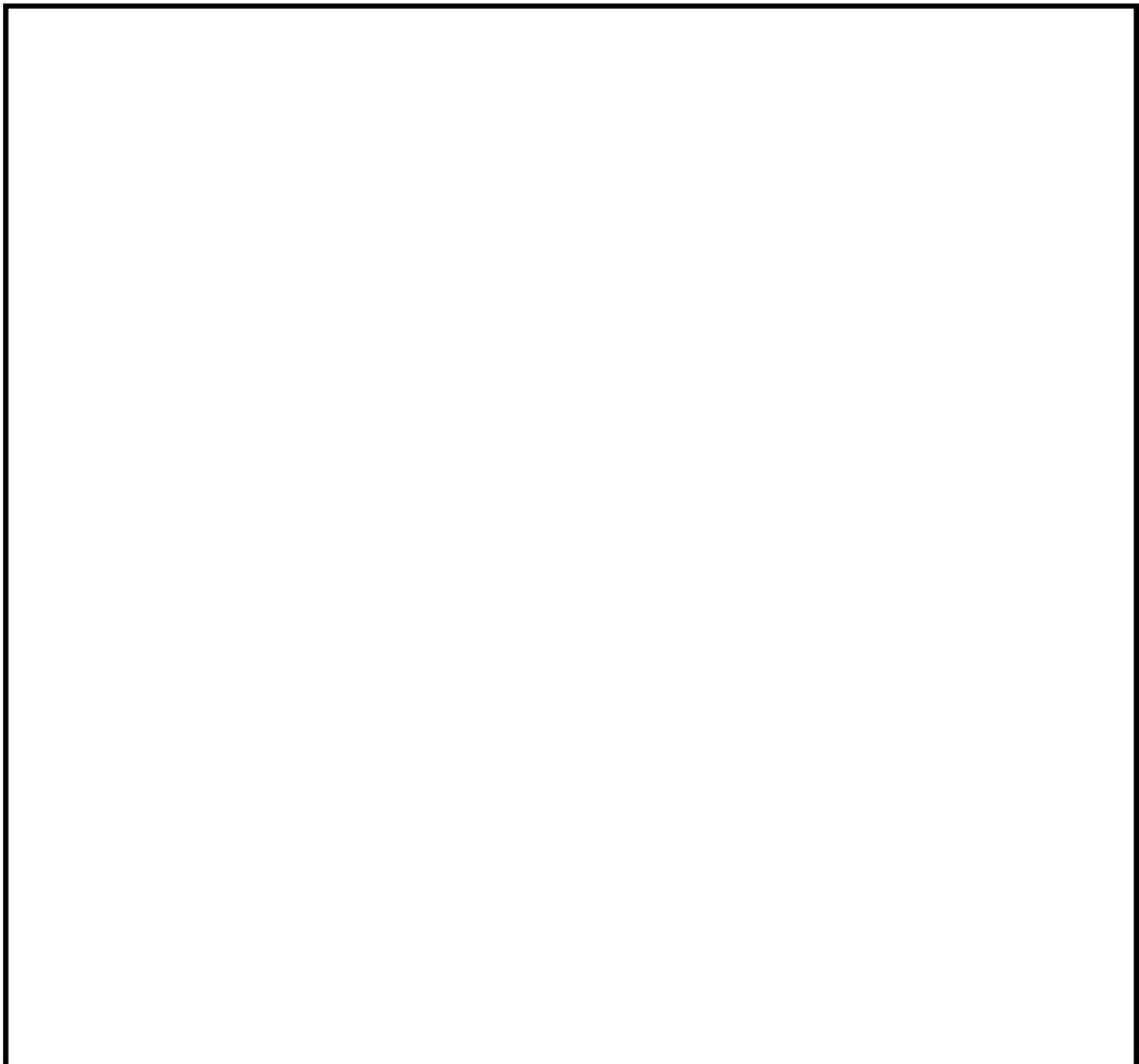
第 2.3.3-12 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (9/12)



第 2.3.3-13 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (10/12)



第 2.3.3-14 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (11/12)



第 2.3.3-15 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (12/12)

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。(別紙 27, 別紙 28, 別紙 29, 別紙 42)

(1) フィルタ装置入口水素濃度計

フィルタ装置入口水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界 4vol%以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置入口配管に設置する。(別紙 1, 別紙 34)

ベント停止（第一弁を閉止）後は、フィルタ装置入口配管に窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。

フィルタ装置入口水素濃度計の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置入口水素濃度計の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。

第 2.4.1-1 表 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
使用電源	交流電源

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からの γ 線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。(別紙 7)

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h (高レンジ用) を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h (低レンジ用) を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を第 2.4.1-2 表に示す。

第 2.4.1-2 表 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	イオンチェンバ式 放射線検出器	イオンチェンバ式 放射線検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及び pH 計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また、pH 計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、

フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内()にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 12)

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態 (pH13 以上) であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙 41)

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力()を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

(別紙 7)

c. 事故収束状態

格納容器圧力逃がし装置の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

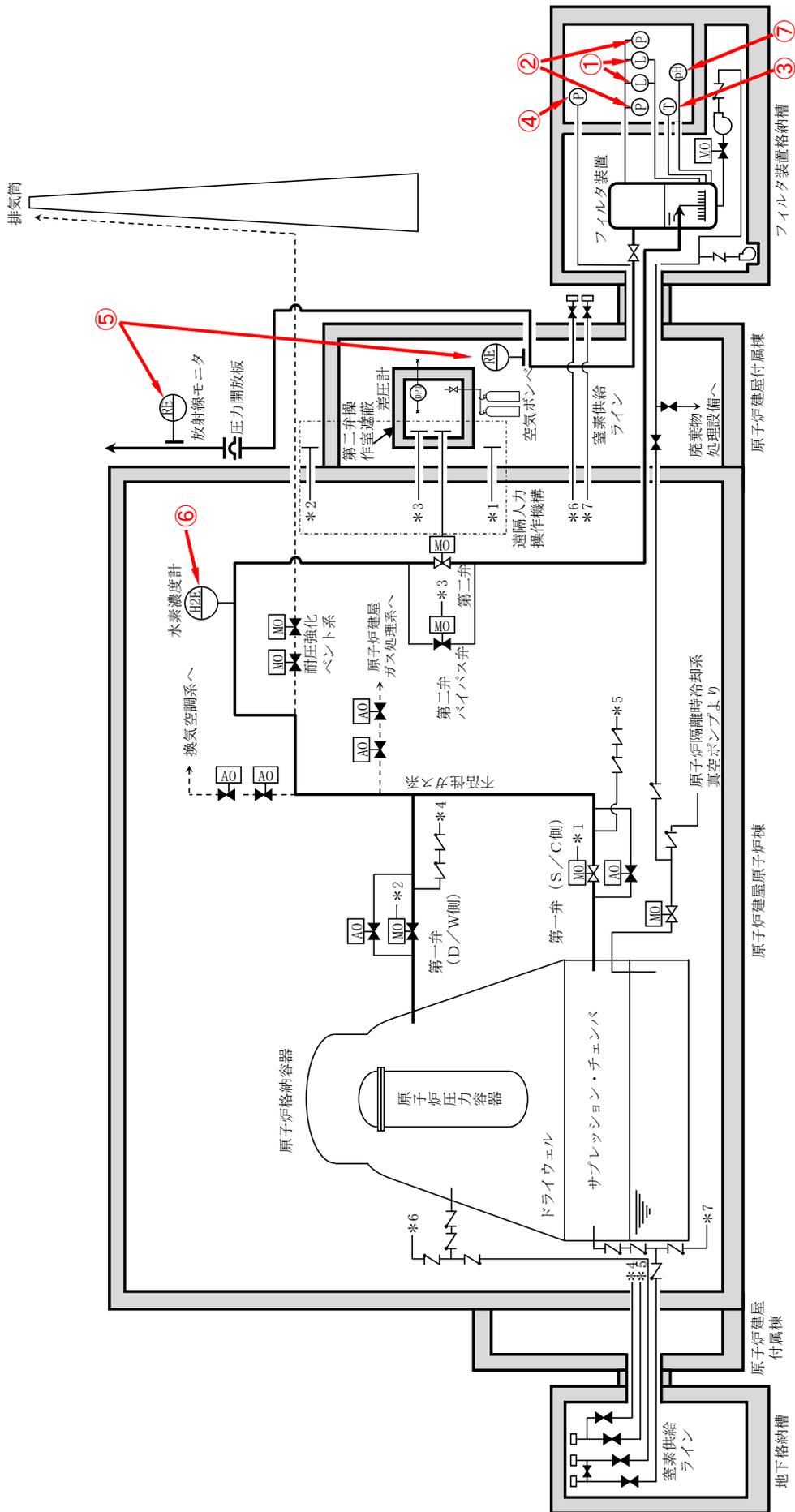
フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。（別紙 39）

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について第 2.4.1-1 図に、計装設備の概略構成図を第 2.4.1-2 図に、主要仕様を第 2.4.1-3 表に示す。



第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位



第 2.4.1-2 図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

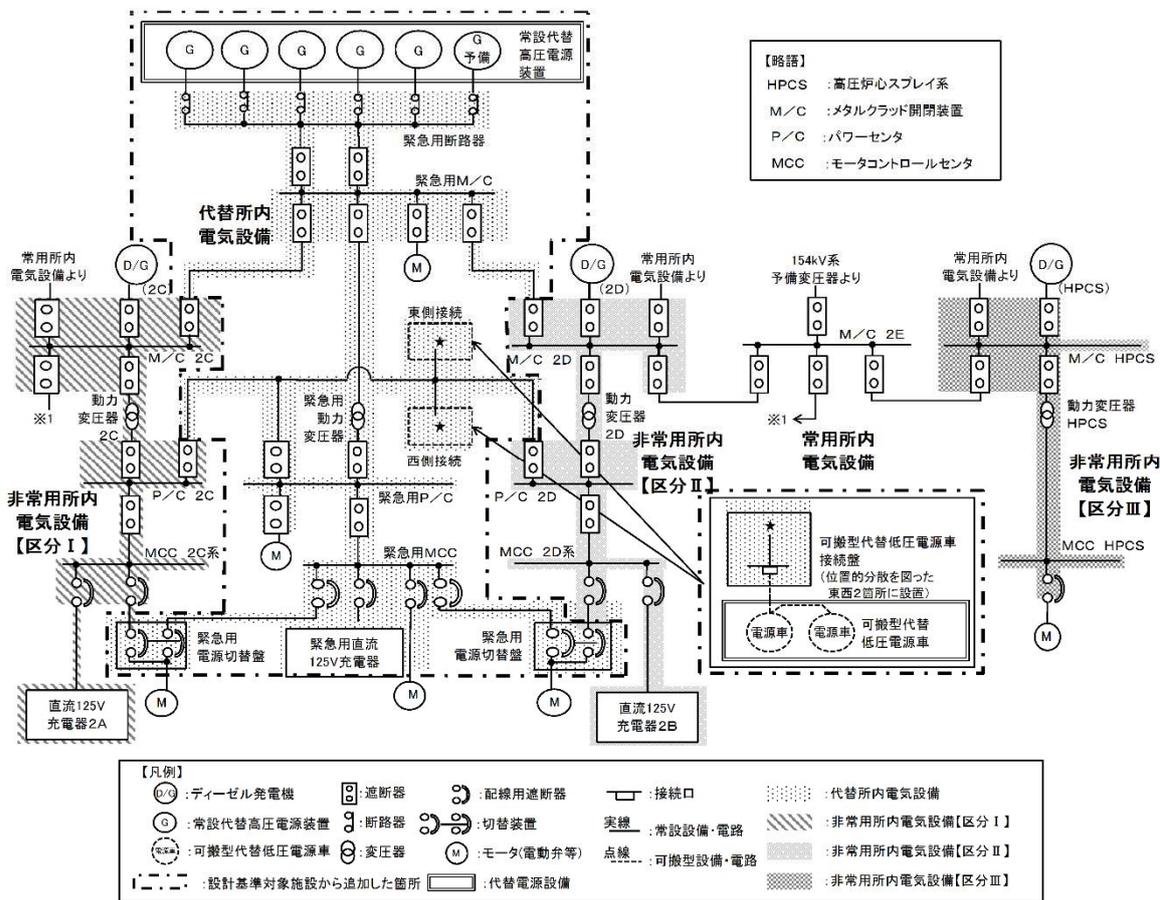
監視パラメータ※ ¹	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5,500mm		2	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※ ²	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲気 ガスがフィル タ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
				1※ ²	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所
④フィルタ装置排気 ライン圧力※ ²	通常待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～100kPa [gage]		1	中央制御 室,緊急時 対策所
⑤フィルタ装置出口 放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	系統運転中に 放出される放 射性物質濃度 の確認	高レンジ: 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	想定される放射性 物質がフィルタ装 置出口配管に内包 された時の最大の 放射線量率を計測 できる範囲	高レンジ: 2 低レンジ: 1	中央制御 室,緊急時 対策所
⑥フィルタ装置入口 水素濃度	事故収束時の 系統内の水素 濃度の確認	0～100vol%	想定される水素濃 度の変動範囲を計 測できる範囲	2	中央制御 室,緊急時 対策所
⑦フィルタ装置スク ラビング水 pH※ ²	フィルタ装置 性能維持のた めの pH 監視	pH0～14	想定される pH の 変動範囲を計測 できる範囲	1	中央制御 室,緊急時 対策所

※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

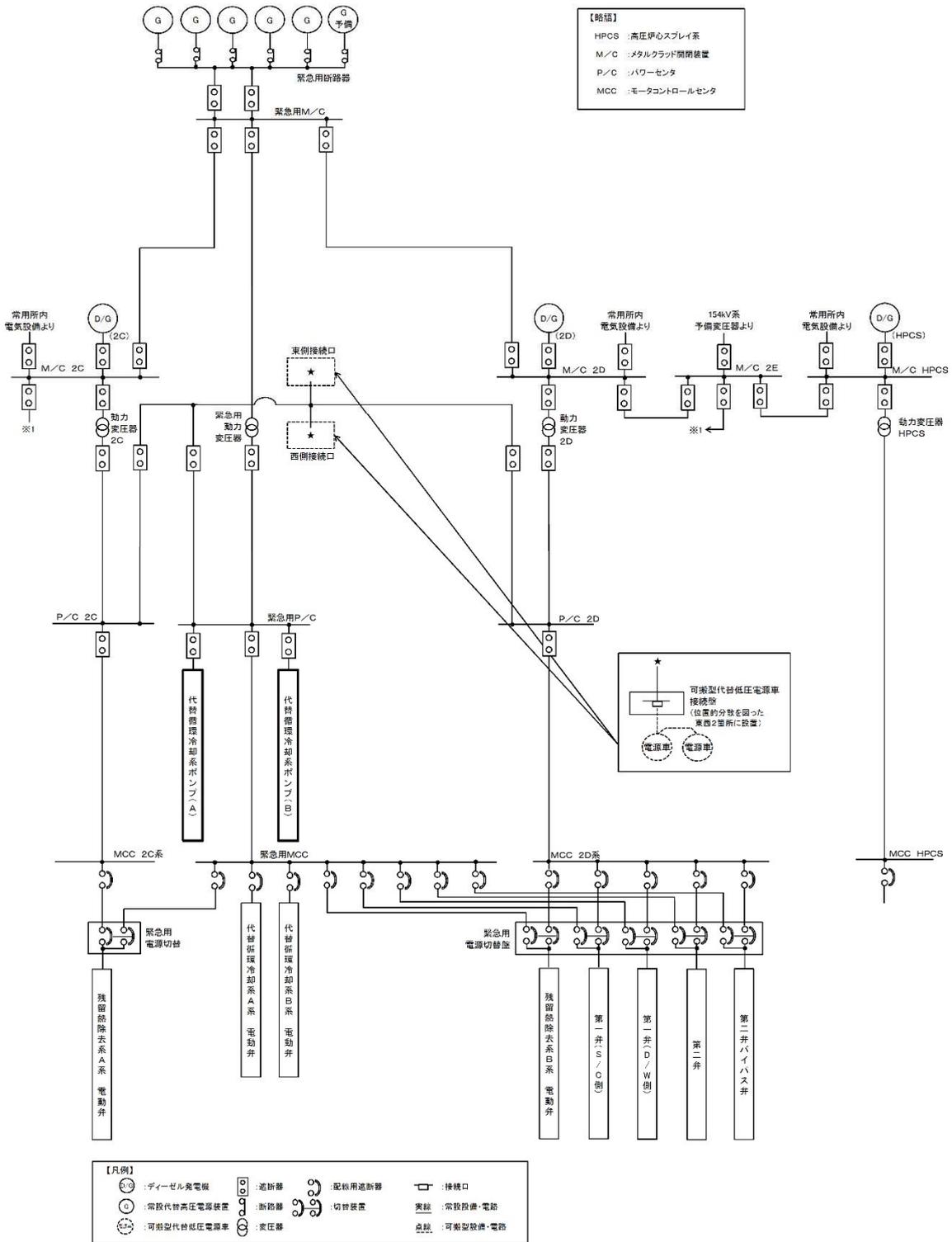
※2 自主対策設備

2.4.2 電源設備

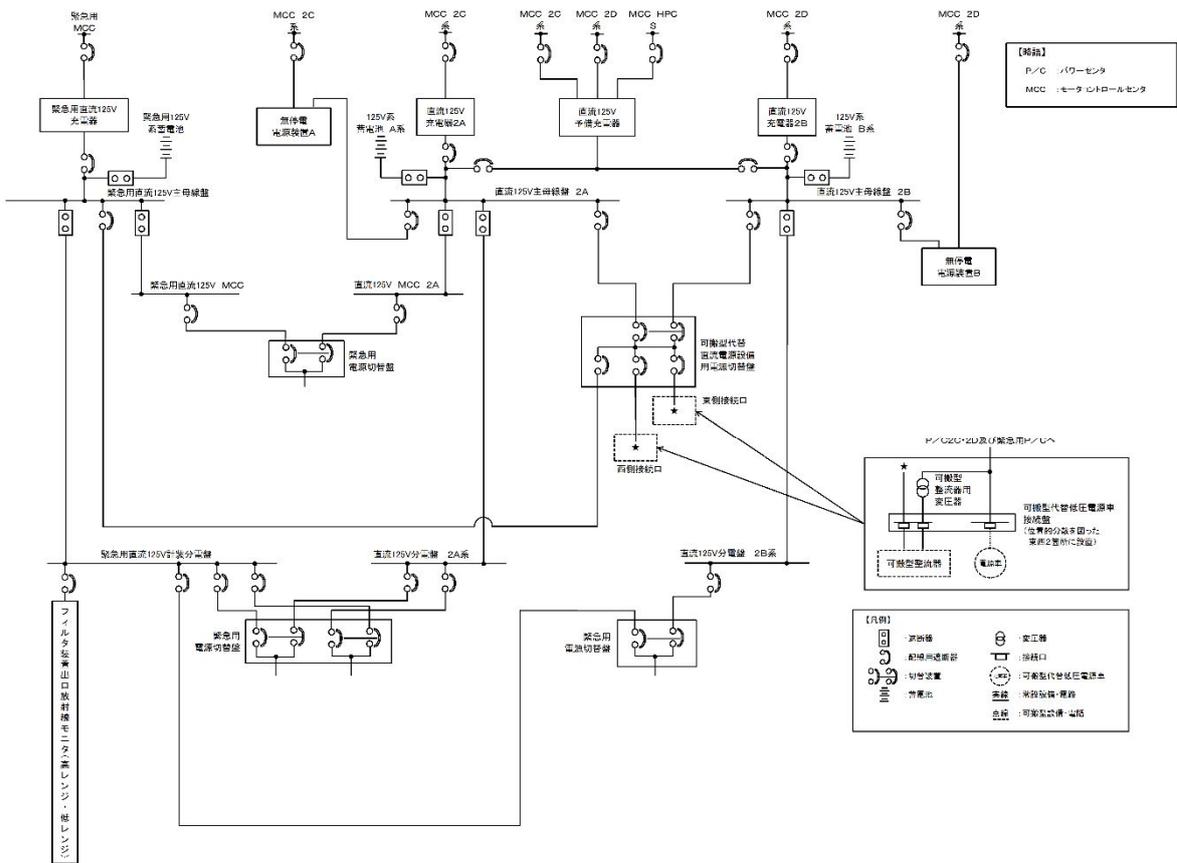
ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型低压電源車、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低压電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。電源構成図を第 2.4.2-1～3 に示す。(別紙 8)



第 2.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源) (1/2)



第 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源) (2/2)



第 2.4.2-3 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

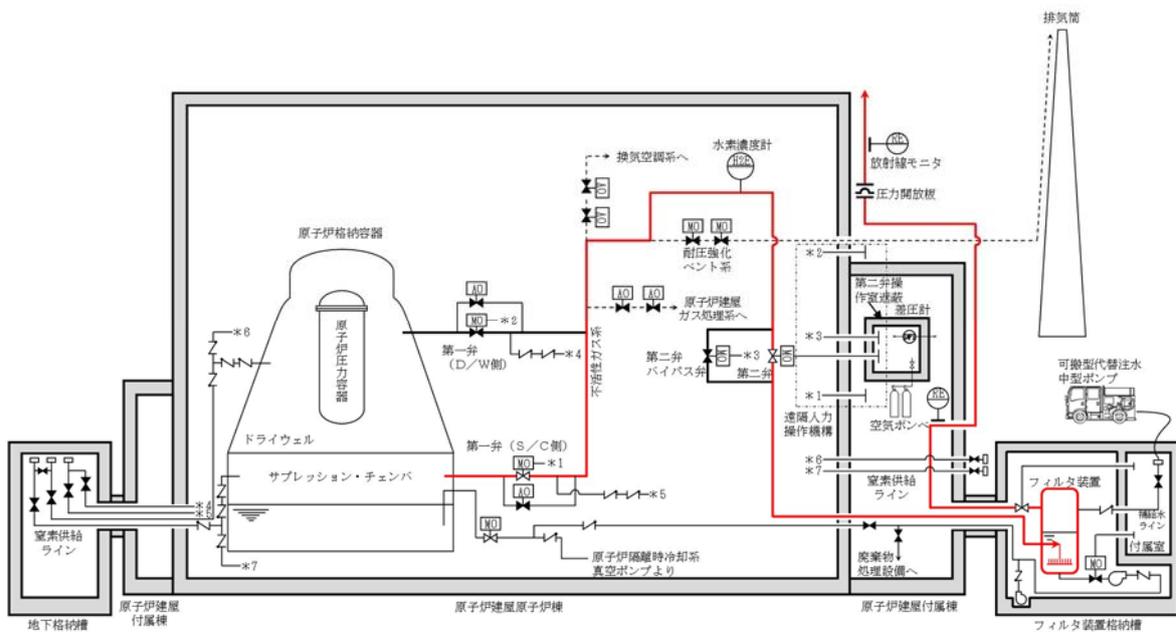
2.4.3 給水設備

系統待機状態において、フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故時においてフィルタ装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、フィルタ装置には格納槽に設ける遮蔽外から給水できるような接続口を設け、可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。(別紙 13)

給水配管の仕様を第 2.4.3-1 表に、概要を第 2.4.3-1 図に示す。

第 2.4.3-1 表 給水配管仕様

口 径	25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第 2.4.3-1 図 給水設備概要図

2.4.4 可搬型窒素供給装置

ベント終了後、スクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈及び掃気するために、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する可搬型窒素供給装置を設ける。(別紙52)

窒素の供給は、可搬型窒素供給装置(窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車)により行う。系統の隔離弁(第一弁)の下流配管から供給ラインを分岐し、原子炉建屋外に接続口を設け、窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

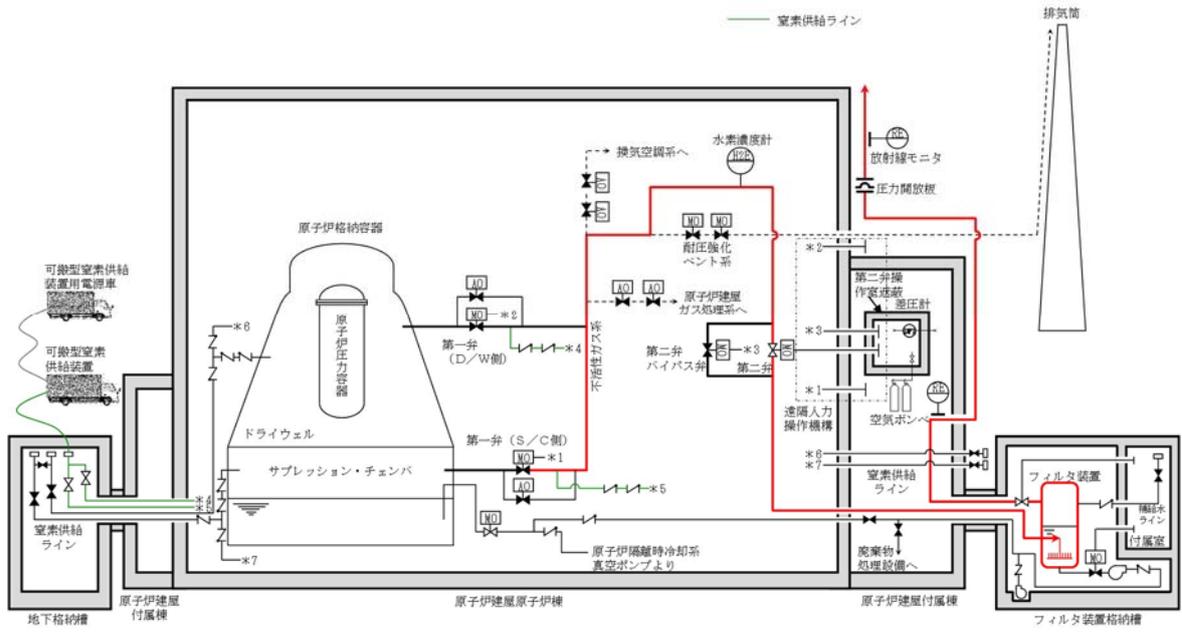
窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に、窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に、窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に、窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

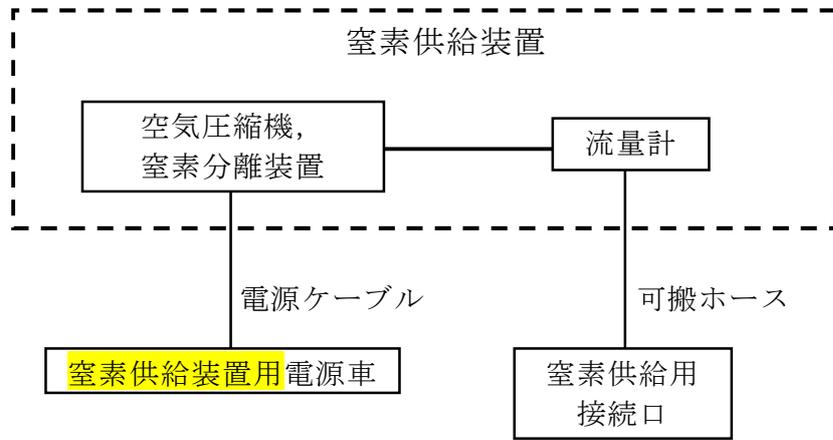
種類	圧力変動吸着式
容量	約 200Nm ³ /h
窒素純度	約 99.0vol%
供給圧力	約 0.5MPa [gage]
個数	2 (予備 2)

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口径	50A, 80A
材質	炭素鋼 (STPT410)



第 2.4.4-1 図 窒素供給設備概要図



第 2.4.4-2 図 可搬型窒素供給装置構成概略

2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送並びに放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合の漏えい水の格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送のため、排水設備を設置する。（別紙 47）

排水設備の仕様を第 2.4.5-1 表に、排水設備の概要を第 2.4.5-1 図に示す。

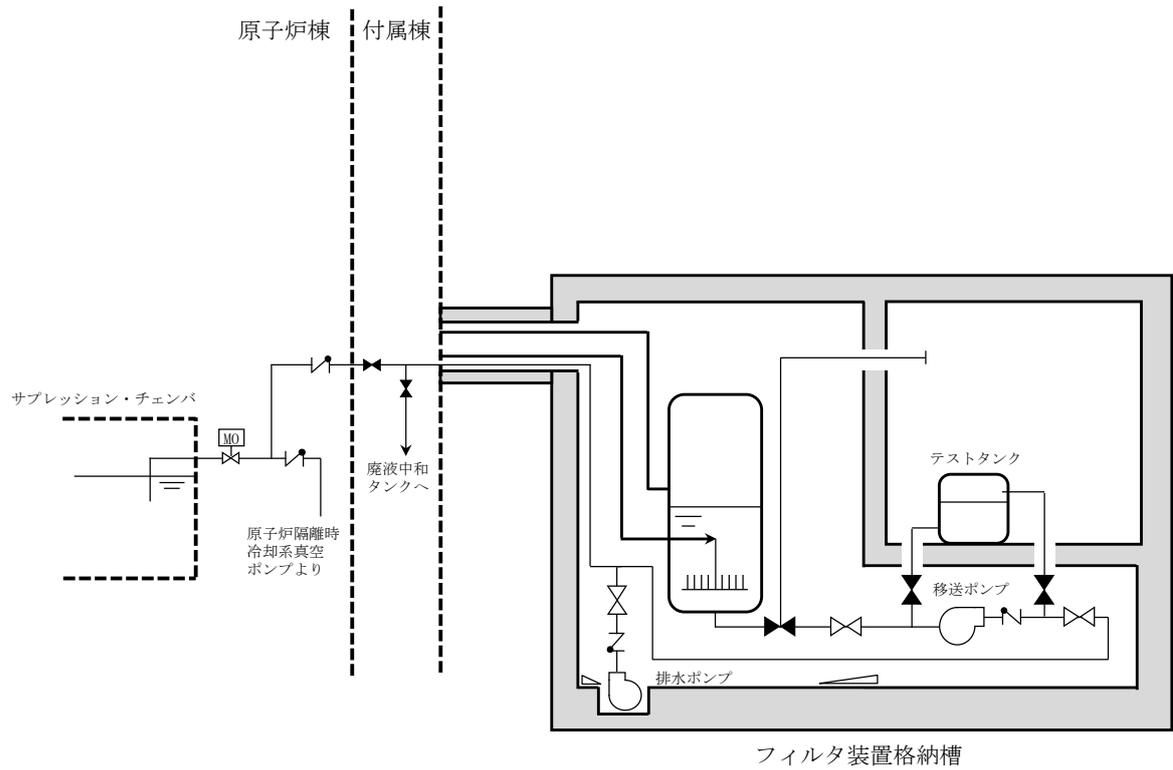
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

(1) 配管

口 径	50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型 式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m ³ /h	10m ³ /h
定格揚程	40m	40m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



注) 系統構成は現在の計画

第 2.4.5-1 図 排水設備概要図

3. フィルタ性能

3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効

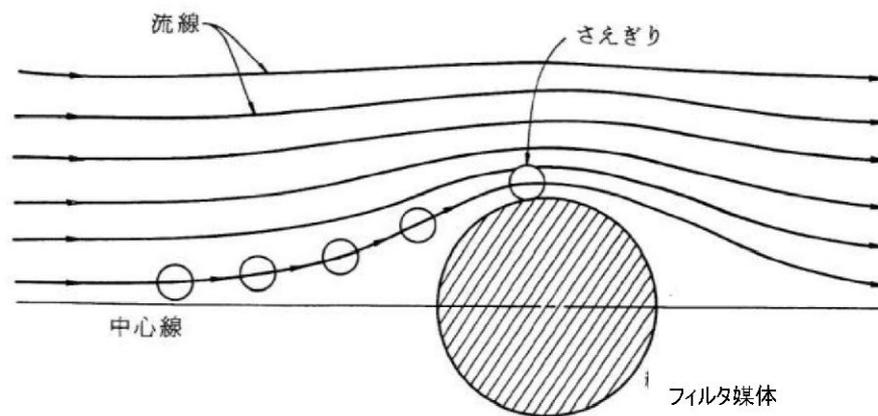
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-1 図に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から 1 粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



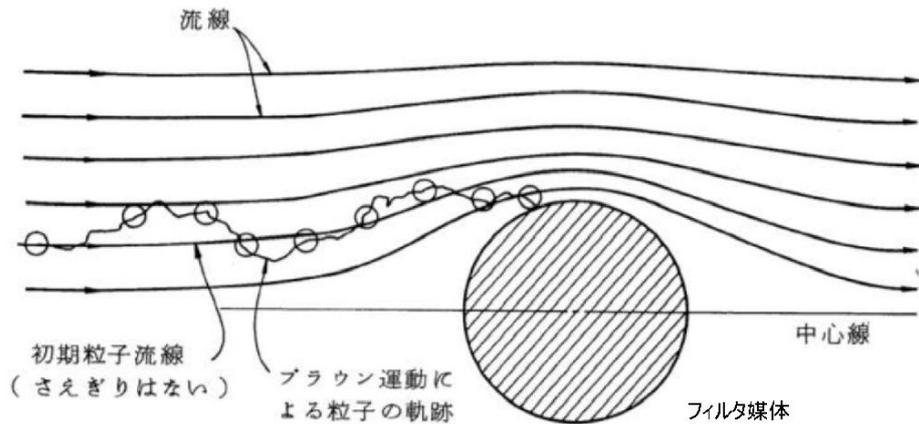
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-2 図に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



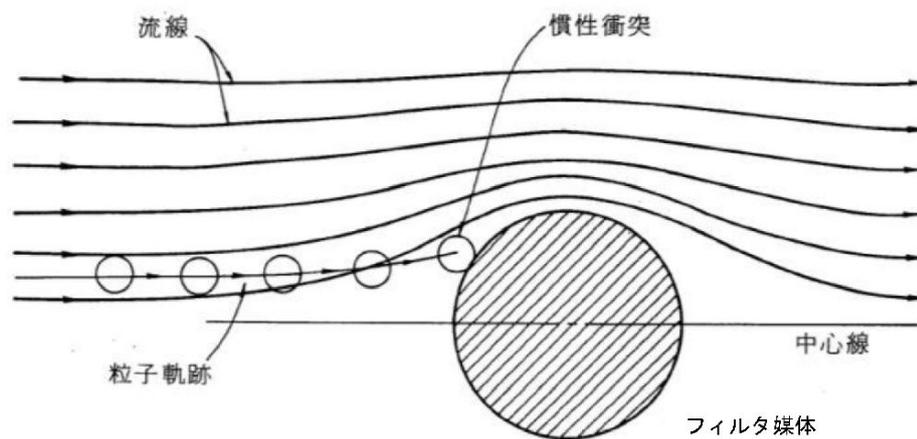
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-2 図 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、第 3.1.1-3 図に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向がある。



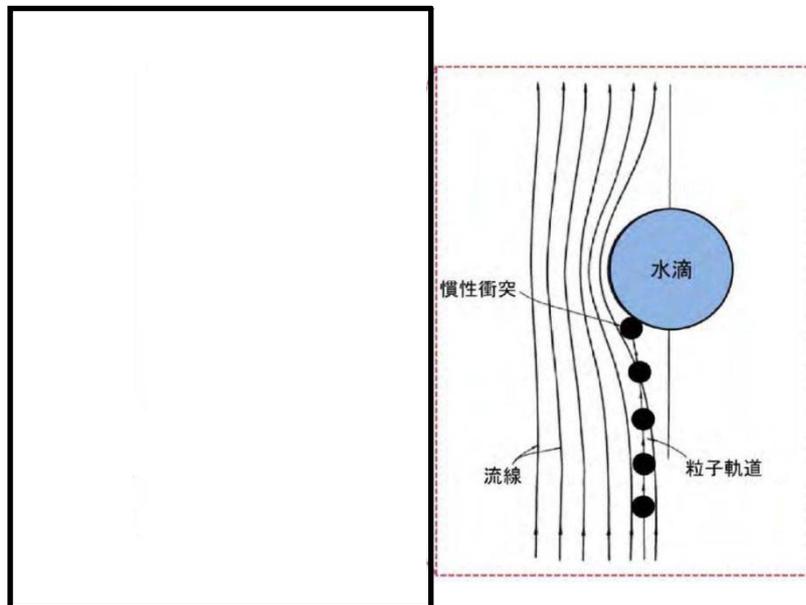
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集

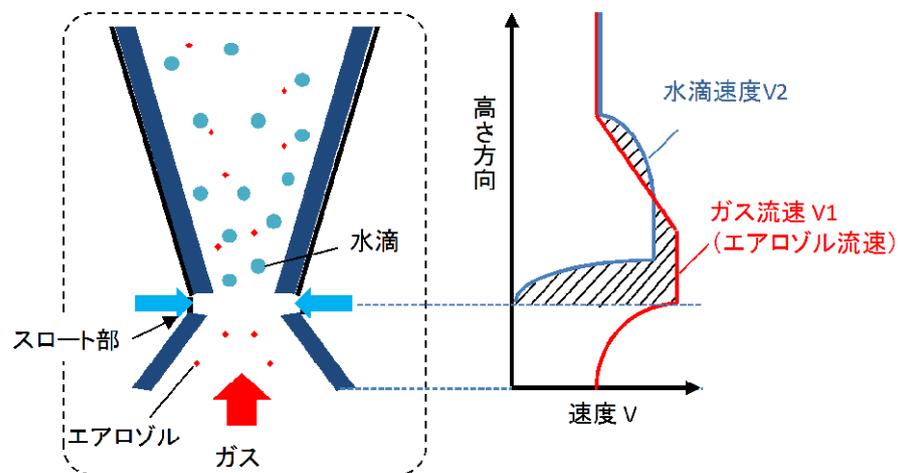
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3. 1. 1-4 図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3. 1. 1-5 図に示す。



第 3. 1. 1-4 図 ベンチュリノズルにおける除去原理



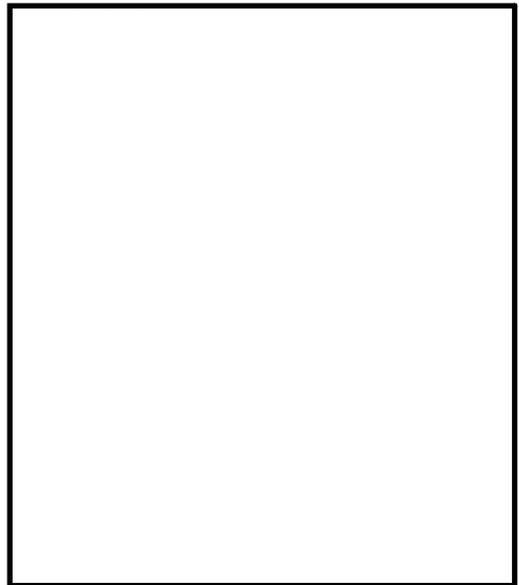
第 3. 1. 1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

第 3.1.1-5 図に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴速度 V_2 が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙 45)



<補足> 第 3.1.1-6 図参照

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。
- ③ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水に保持される。



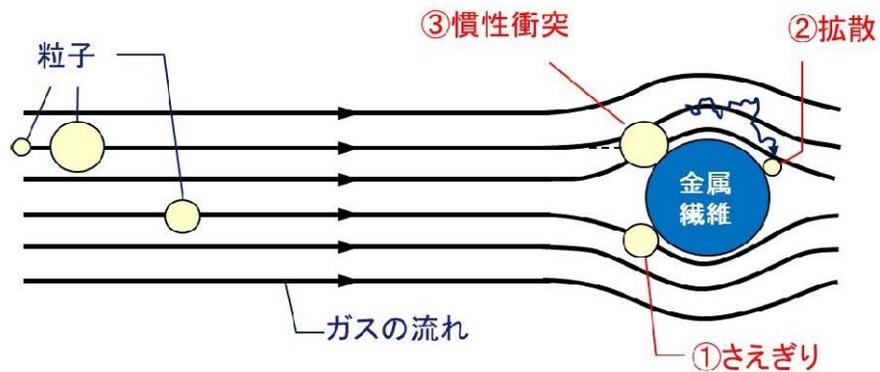
第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、第 3.1.1-7 図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

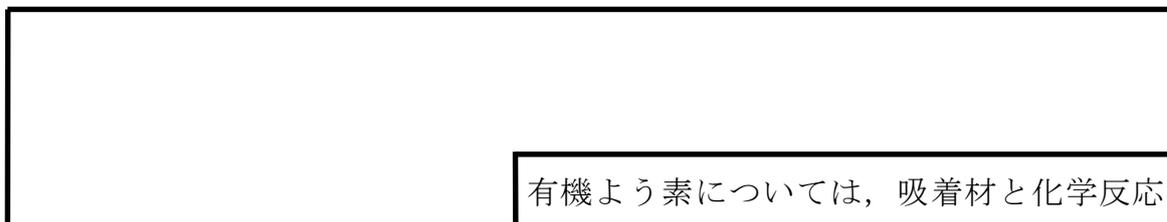
以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。



第 3.1.1-7 図 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

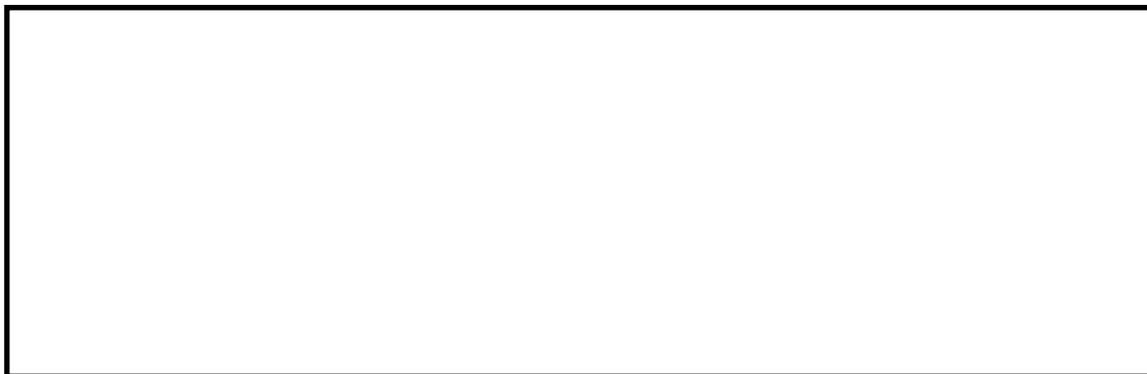
重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（ I_2 ：元素状よう素）と有機よう素（ CH_3I ：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。



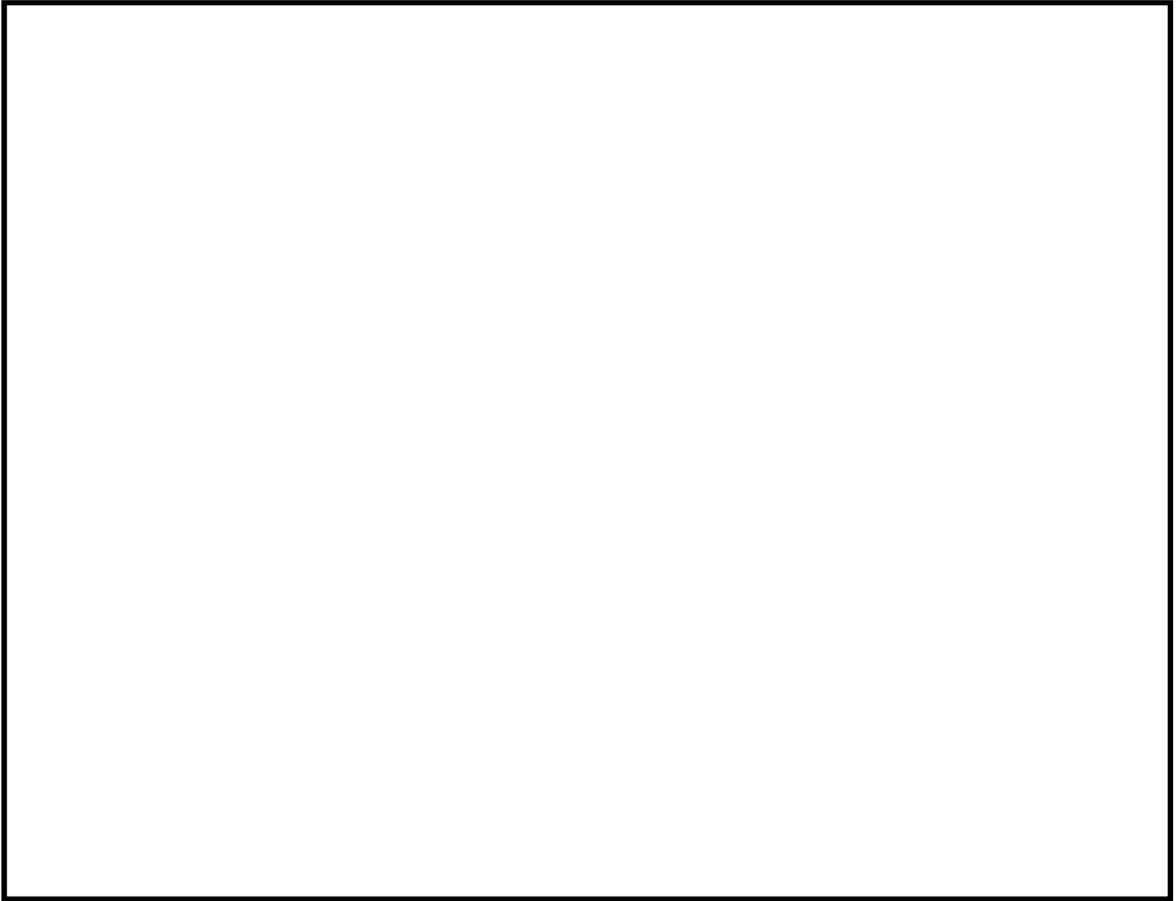
有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

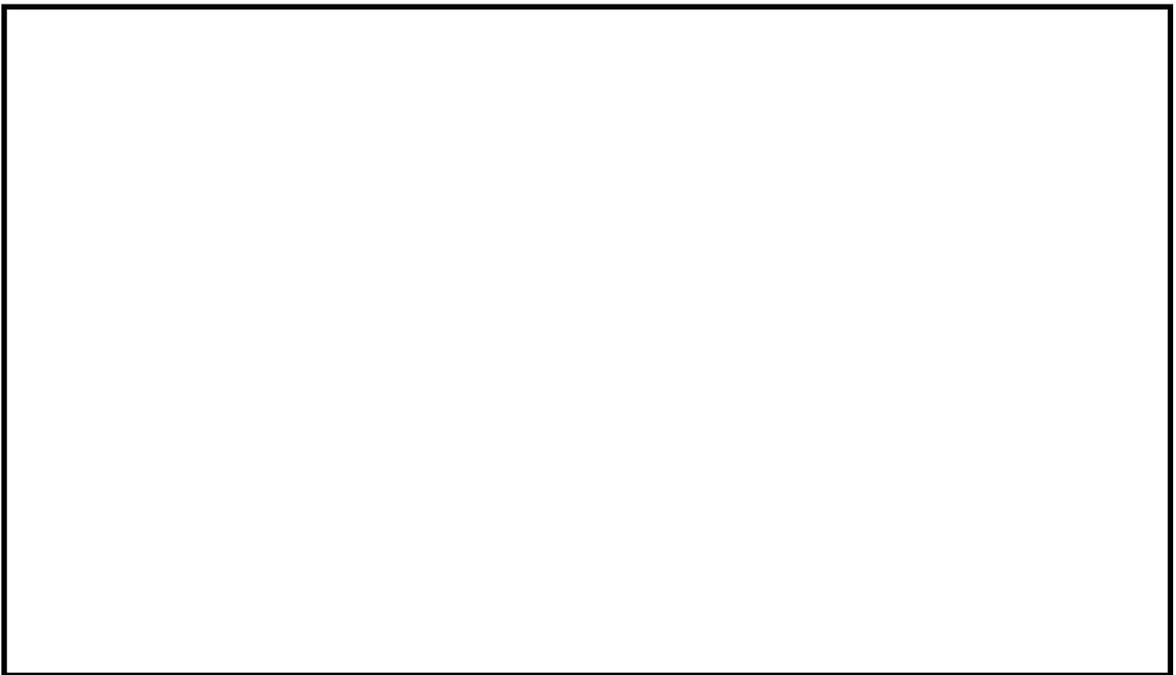
フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル・スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。



オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第 3.1.2-2 図に示す。



第 3.1.2-1 図 フィルタ装置内のベントガスの流れ



第 3.1.2-2 図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化 (イメージ)

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に [] ために、スクラビング水には第 3.1.2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
[]		

[]

以下に化学反応式を示す。

[]

[] の添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3.1.2-2)により、無機よう素を捕集する。

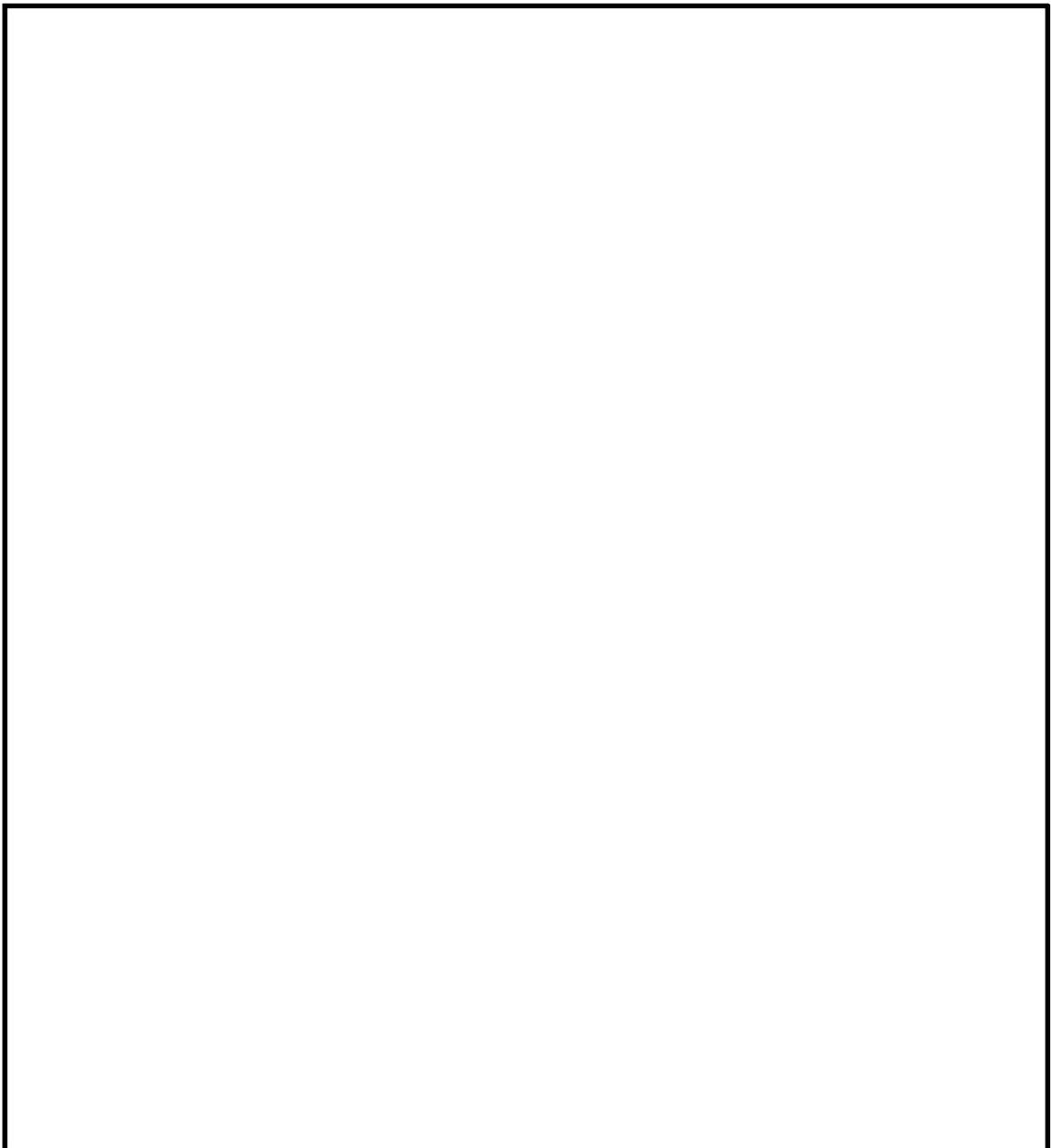
[]



したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラビング水の pH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は、無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

(3) よう素除去部におけるよう素の除去



3.2 運転範囲

3.1.1 項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2 - 1 表に示す。また、3.1.2 項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水の pH 及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を第 3.2 - 1 表に示す。

第 3.2 - 1 表 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は、 <input type="text"/> となる。なお、金属フィルタ部におけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を <input type="text"/> とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は <input type="text"/> となることから、上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう、 <input type="text"/> とする。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は <input type="text"/> となるが保守的に 0~100% を運転範囲とする。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリに保つために <input type="text"/> <input type="text"/> が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素除去部におけるベントガスの過熱度は <input type="text"/> となる。

3.3 性能検証試験結果

3.3.1 性能検証試験の概要

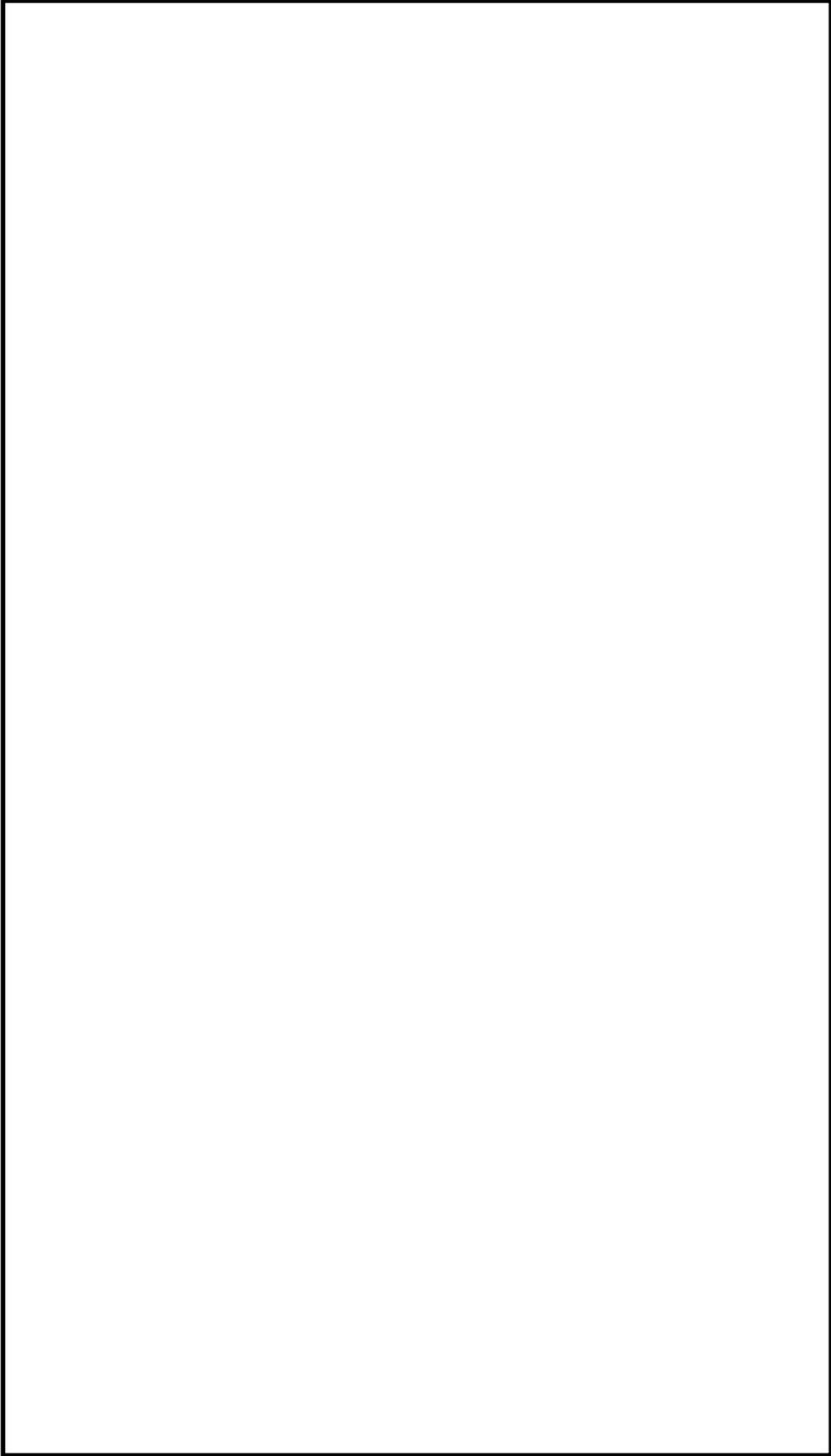
AREVA 社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙 46)

(1) エアロゾルの除去性能試験 (JAVA 試験)

AREVA (当時 Siemens) 社は、1980 年代から 1990 年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設 (以下、「JAVA」という。)にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会 (RSK) 及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ (圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件) について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を第 3.3.1-1 図に、試験条件を第 3.3.1-1 表に示す。

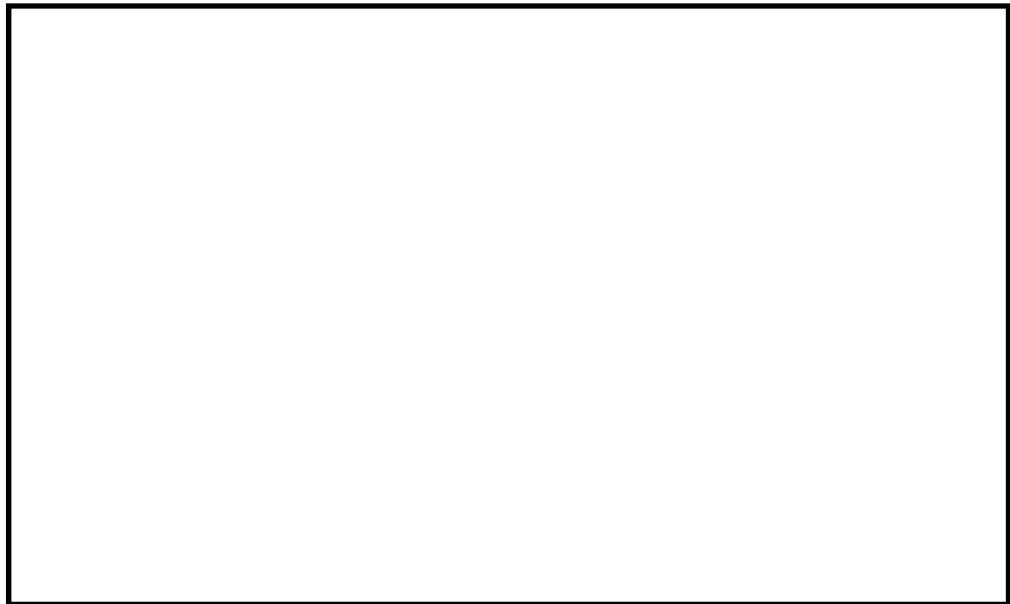




第 3. 3. 1-1 図 JAVA 試験装置概要

第 3.3.1-1 表 JAVA 試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

試験条件	
圧力	<input type="text"/> bar[abs] (<input type="text"/> kPa[abs])
温度	<input type="text"/> °C
流量	<input type="text"/> m ³ /h
蒸気割合	<input type="text"/> %
エアロゾル	<input type="text"/>



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

AREVA 社は「JAVA」試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、RSK 及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ (圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水の pH 等の化学条件) にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA 試験における無機よう素の試験条件を第 3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件 (無機よう素除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar[abs] (<input type="text"/> kPa[abs])
温 度	<input type="text"/> °C
流 量	<input type="text"/> m ³ /h
pH	<input type="text"/>
物 質	<input type="text"/>

(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

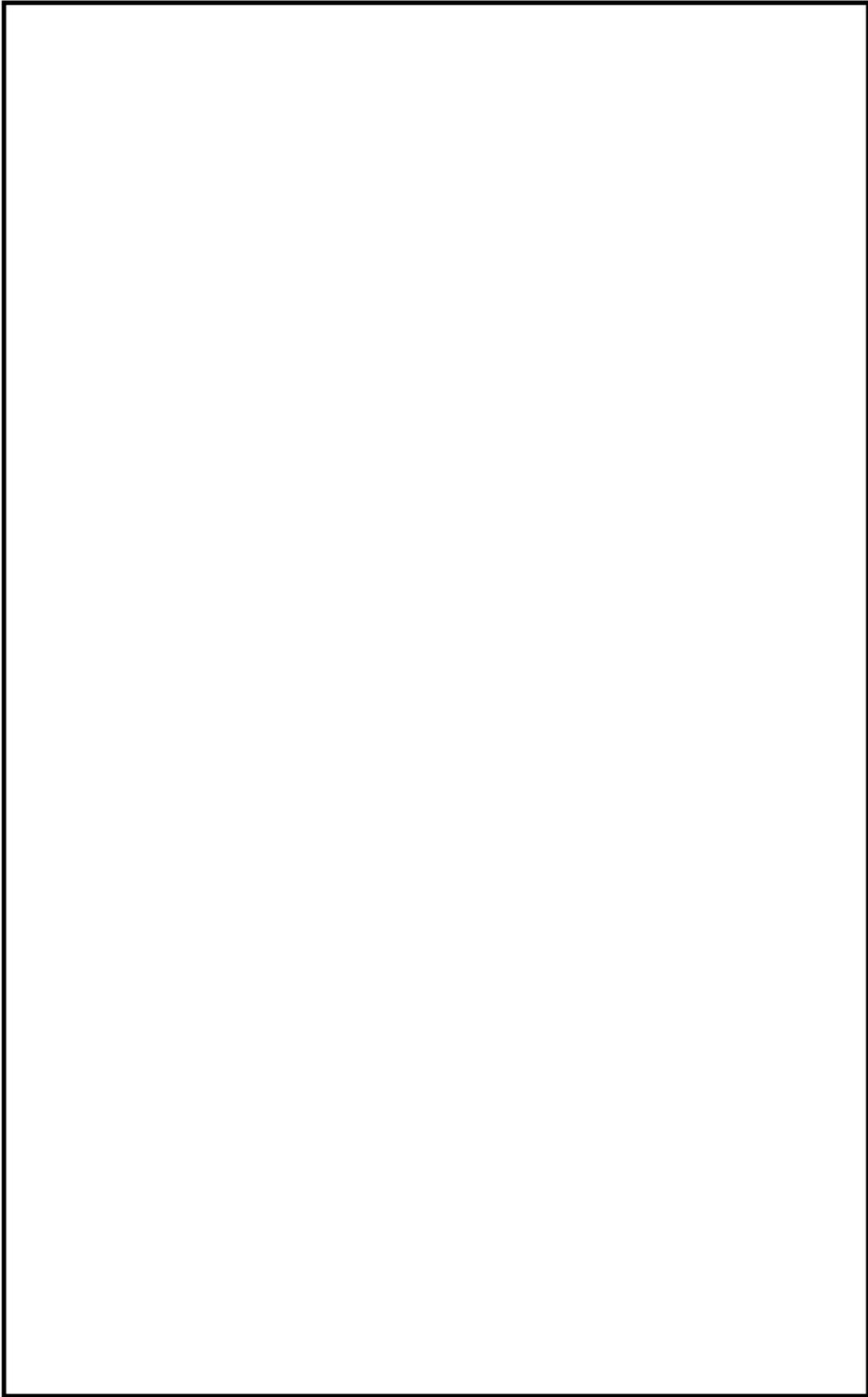
実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、AREVA社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「JAVA PLUS」試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を第3.3.1-3図に、試験条件を第3.3.1-3表に示す。

第3.3.1-3表 JAVA PLUS 試験条件 (有機よう素除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<input type="text"/> bar[abs] (<input type="text"/> kPa[abs])
温 度	<input type="text"/> °C
蒸 気 割 合	<input type="text"/> %
過 熱 度	<input type="text"/> K
物 質	<input type="text"/>



第 3.3.1-3 図 JAVA PLUS 試験装置概要

3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA 試験における性能検証試験結果を第 3.3.2-1 表～4 表に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1 に示すとおり、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。

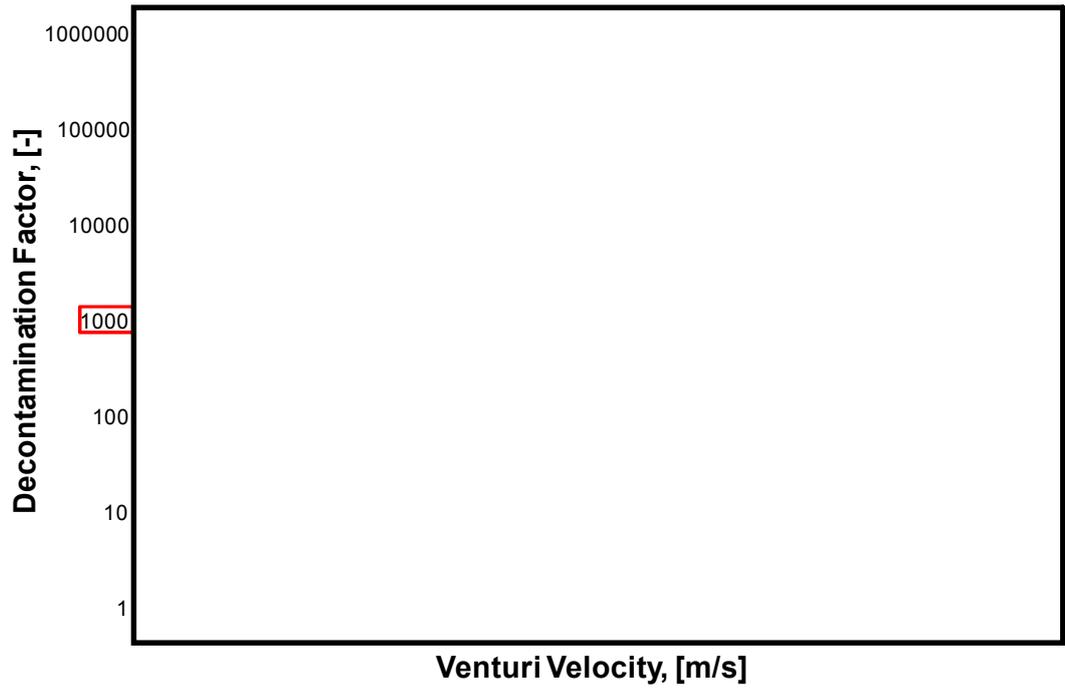
(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算して確認した。

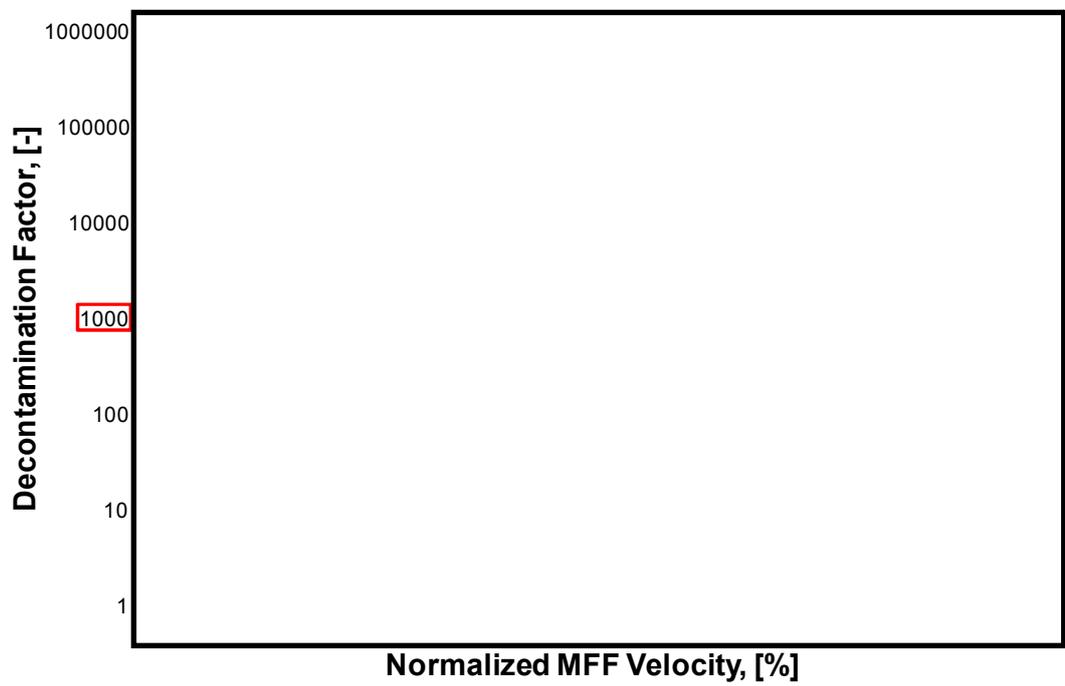
第 3.3.2-1 図及び第 3.3.2-2 図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲 と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1,000 以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。



第 3.3.2-1 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

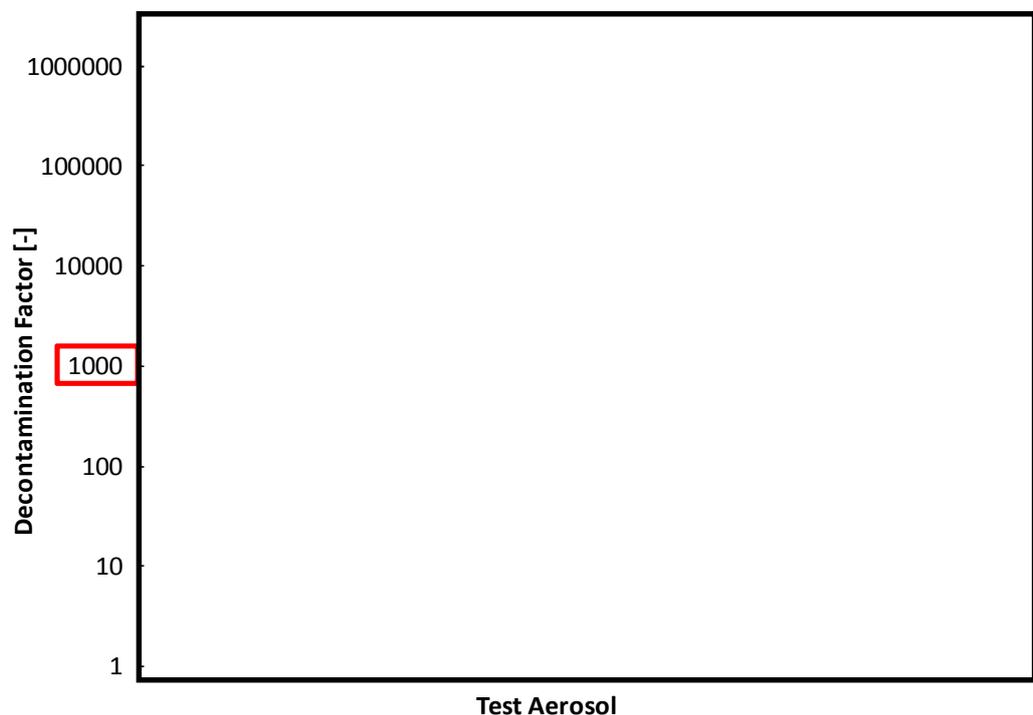


第 3.3.2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する
ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

(2) エアロゾル粒径

第 3.3.2-3 図に試験用エアロゾル (エアロゾルの粒径) に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径 (質量中央径) の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 を満足していることがわかる。

サプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は である。試験用エアロゾルとしては質量中央径 を使用し、DF1,000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

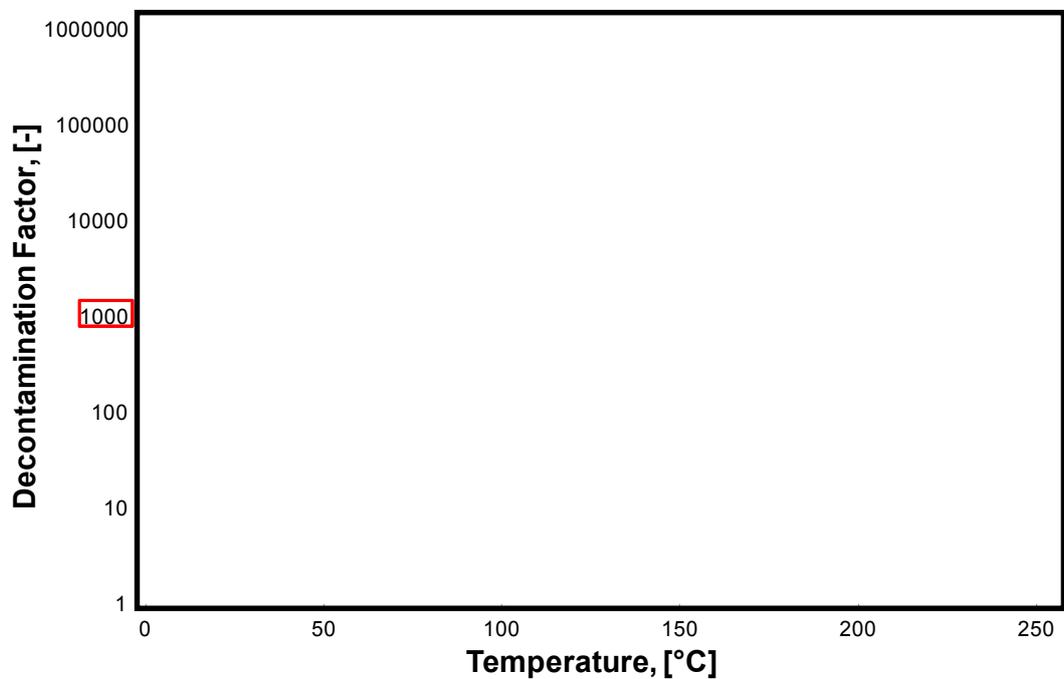


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

(3) ガス温度

第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲 に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

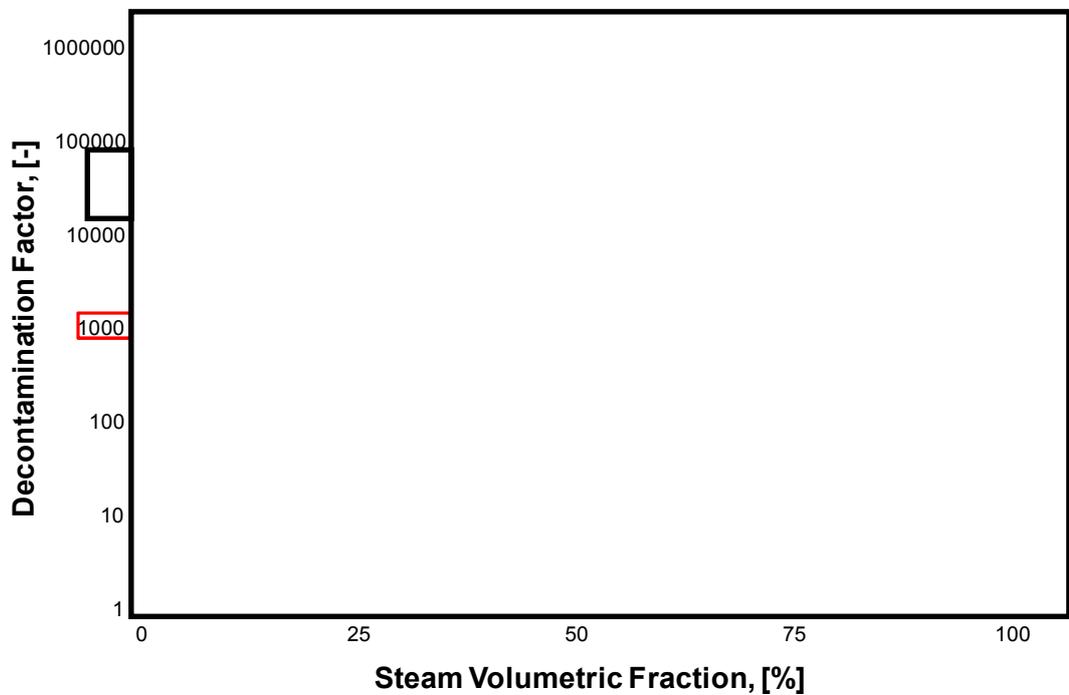


第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

(4) ガス蒸気割合

第 3.3.2-5 図にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100%）で性能検証試験が行われており、フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。



第 3.3.2-5 図 蒸気割合に対する除去係数

第 3.3.2-1 表 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-2 表 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (1 / 2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-4 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (2 / 2)

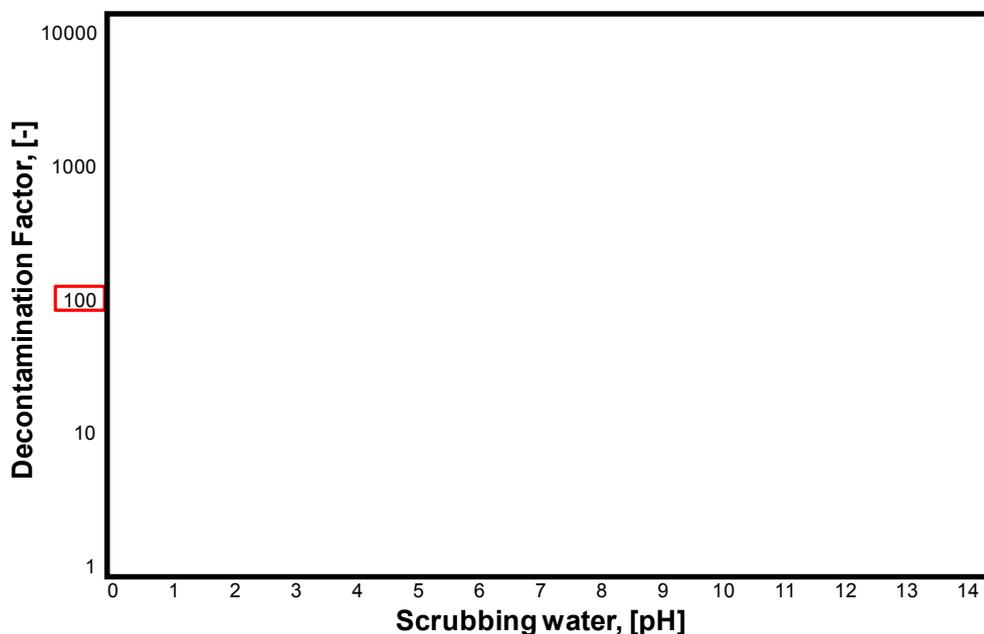
Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m ³ /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA 試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3 - 1 表に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり，その反応に影響を与える因子は，「スクラビング水の pH」である。第 3.3.3 - 1 図に，スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から，スクラビング水が の状態においても設計条件である除去効率 99%（DF100）以上を満足していることがわかる。

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，よう素除去部でも捕集されやすい。したがって，ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで，更に除去性能が高くなるものと考えられる。



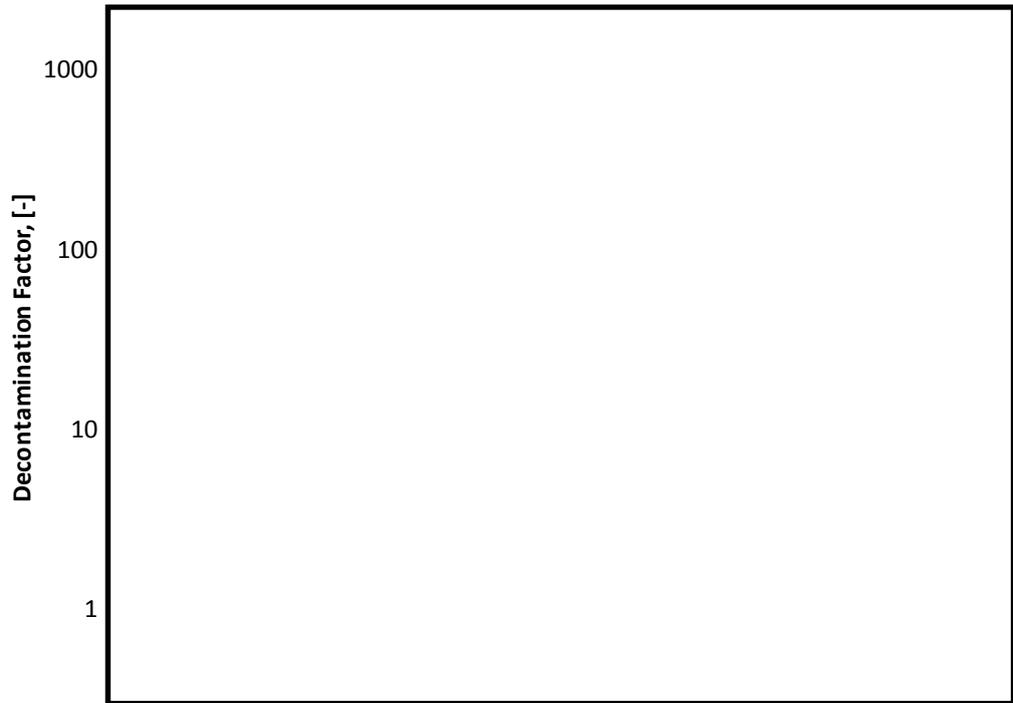
第 3.3.3 - 1 図 pH に対する無機よう素除去係数

第 3.3.3-1 表 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2) 有機よう素除去性能試験結果

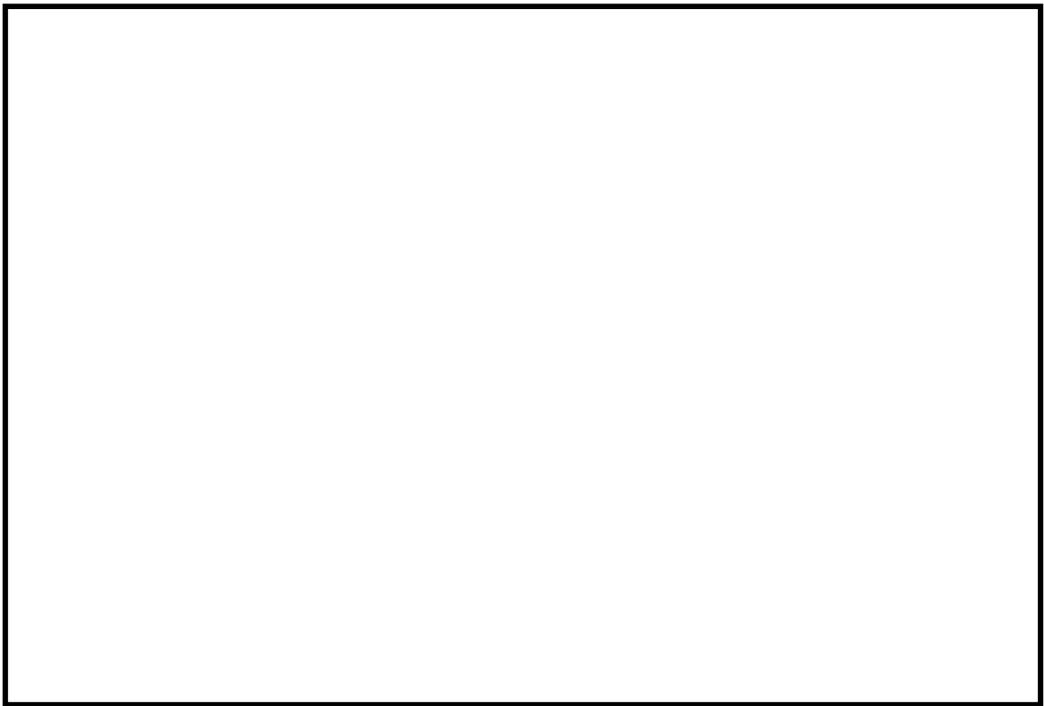
JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を，過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す。



第 3.3.3-2 図 JAVA PLUS 試験結果

ここで，JAVA PLUS 試験装置と実機においては，ベッド厚さが異なるため，ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。





第 3.3.3-3 図 JAVA PLUS 試験結果 (補正後)

第 3.3.3-2 表 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ部

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

(b) 影響評価



以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。（別紙 9）

b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。（別紙9）

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよ

う素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。(別紙 10)

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

b. よう素除去部における放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は 400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度(400℃)に対して、十分低く抑えることができる。(別紙 11)

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

(別紙 9)

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 [] との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる [] の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達する

ことはない。(別紙 10)

(5) よう素除去部の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は、銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。(別紙 11)

(6) ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響

a. 想定する状態

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラビング水の水位は通常待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり、スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられ、

[REDACTED]

[REDACTED]

よって、スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はスクラビング水から入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することではなく、よう素の除去性能への悪影響はない。(別紙 14)

4. 運用方法

4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。

以下に、格納容器圧力逃がし装置の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要について示す。

4.1.1 炉心が損傷していない場合

炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、格納容器圧力逃がし装置を使用して事象を収束させている。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・ 原子炉冷却材喪失時注水機能喪失（中小破断LOCA）

3ケース全てにおいて、格納容器圧力が310kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）に到達した場合に格納容器圧力逃がし装置を使用するケースであり、格納容器圧力逃がし装置の操作 방법에相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。

(1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要

給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、低圧代替注水系（常設）を起動し、事象発生から約25分後には手

動操作で逃がし安全弁 7 弁（自動減圧機能）を開き原子炉を減圧することによって、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

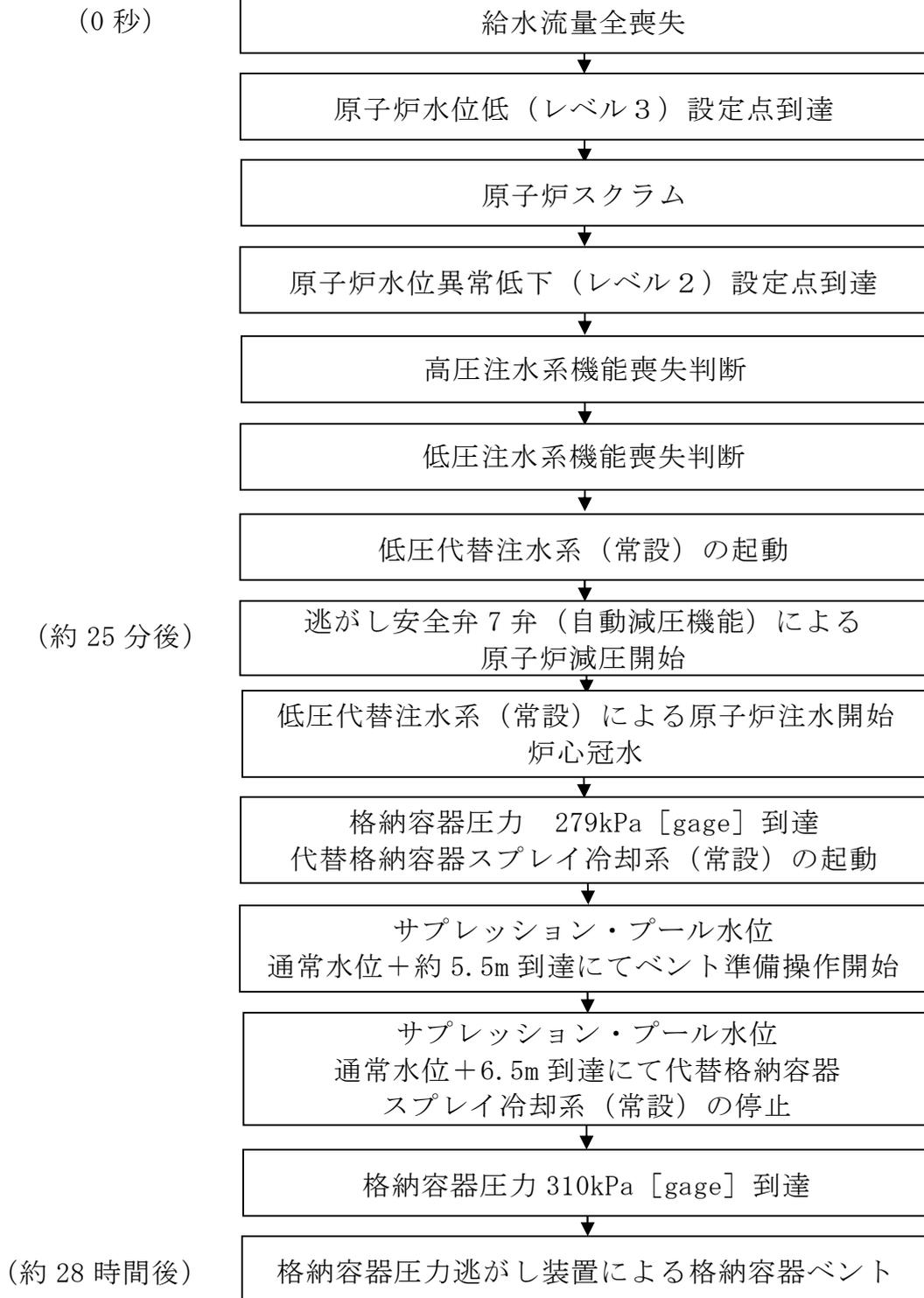
原子炉の減圧を開始すると、逃がし安全弁（自動減圧機能）からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。

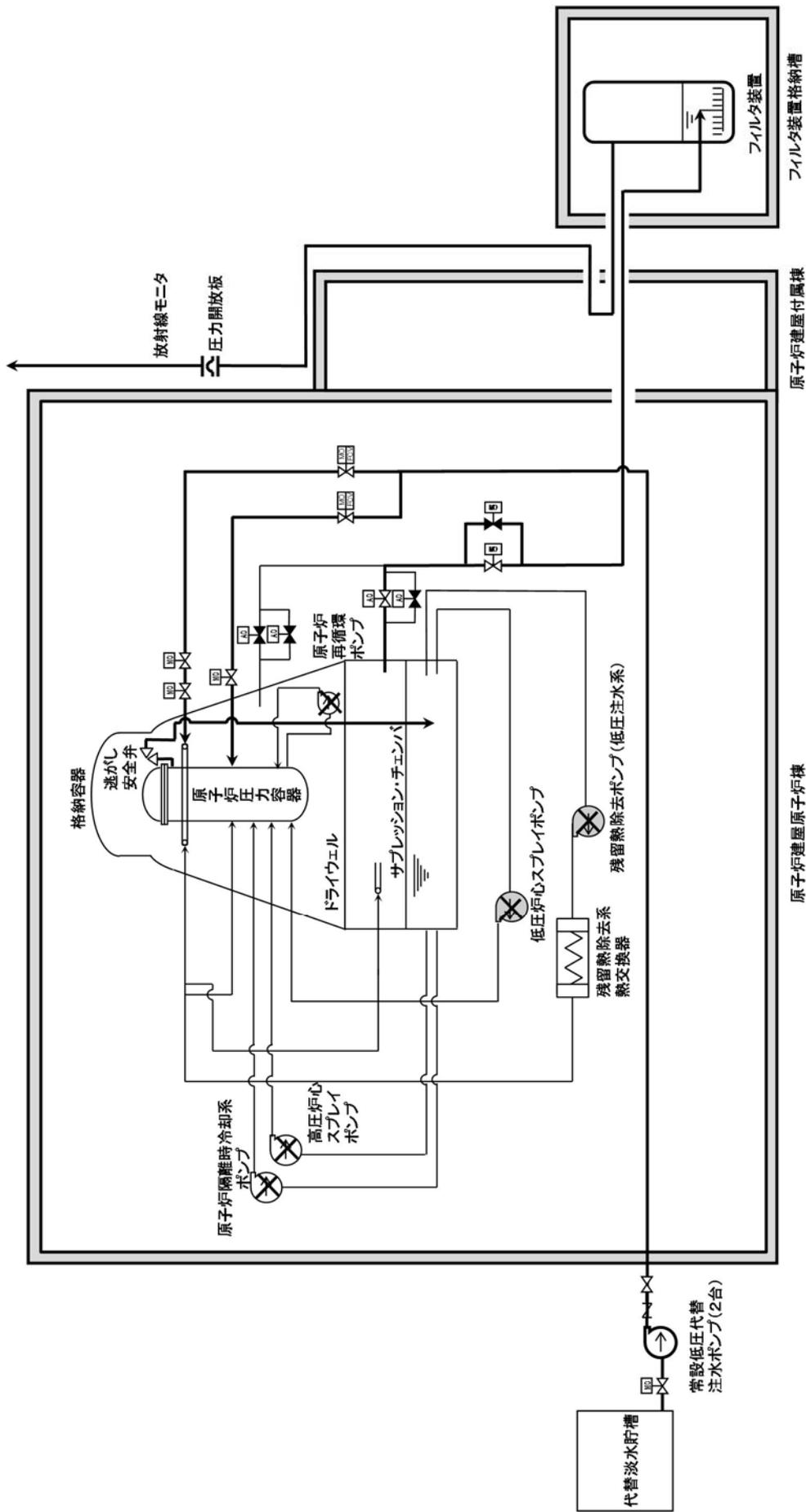
格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを $130\text{m}^3/\text{h}$ にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生の約 28 時間後にサブプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を第 4.1.1-1 図、系統概要図を第 4.1.1-2 図、格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.1-3 図及び第 4.1.1-4 図に示す。

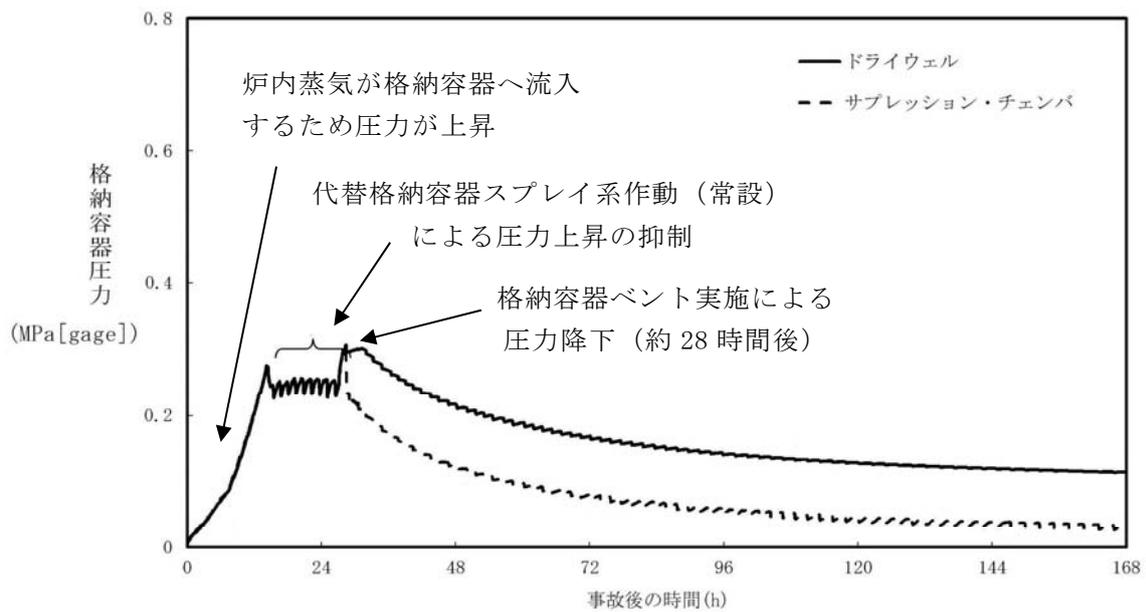
解析上の時間



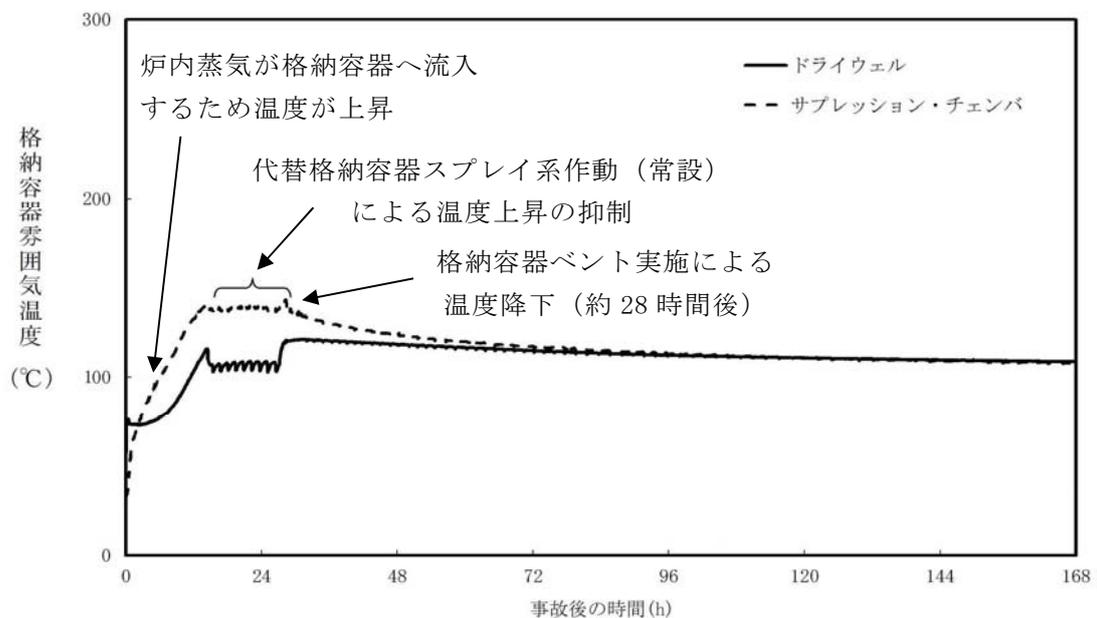
第 4.1.1-1 図 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要



第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図



第 4.1.1-3 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



第 4.1.1-4 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

4.1.2 炉心が損傷している場合

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器圧力逃がし装置を使用して事象を収束させている。

以下に、「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しない場合）」の概要について示す。

なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、第 4.1.2-1 表に示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内における FP の自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。

さらに、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果に期待する場合は、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ効果に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

第 4.1.2-1 表 Cs-137 の炉内内蔵量とベント時の大気への放出量

炉内内蔵量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合
約 4.4×10^5	約 0.11	約 0.11×10^{-3}

(1) 有効性評価における「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しない場合）」の概要

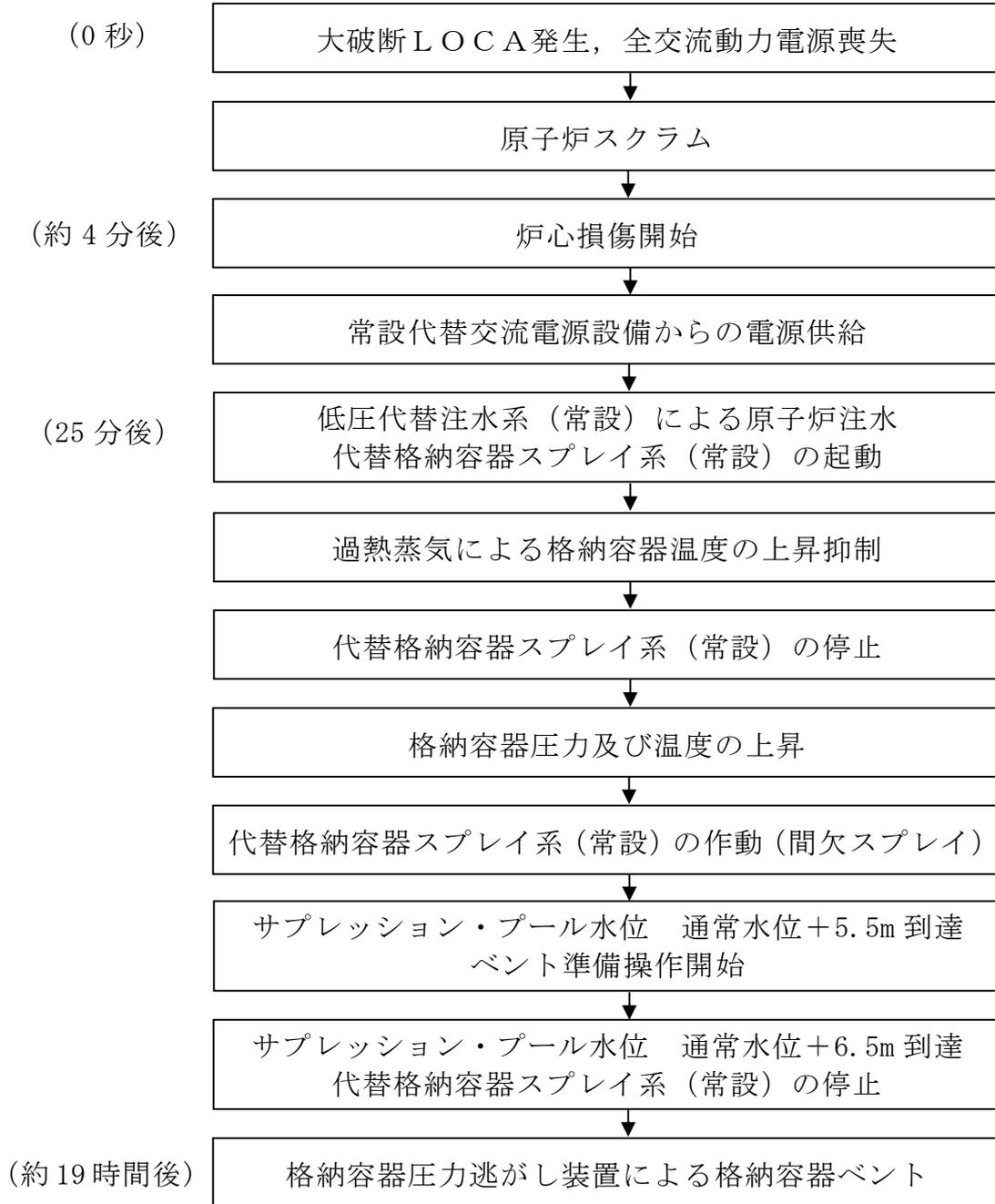
大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの電源供給により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器温度の上昇を抑制する。

原子炉注水及び格納容器スプレイの実施後約 1 時間で炉心が再冠水することに伴い過熱蒸気の発生が抑えられるため、格納容器スプレイを停止するが、格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

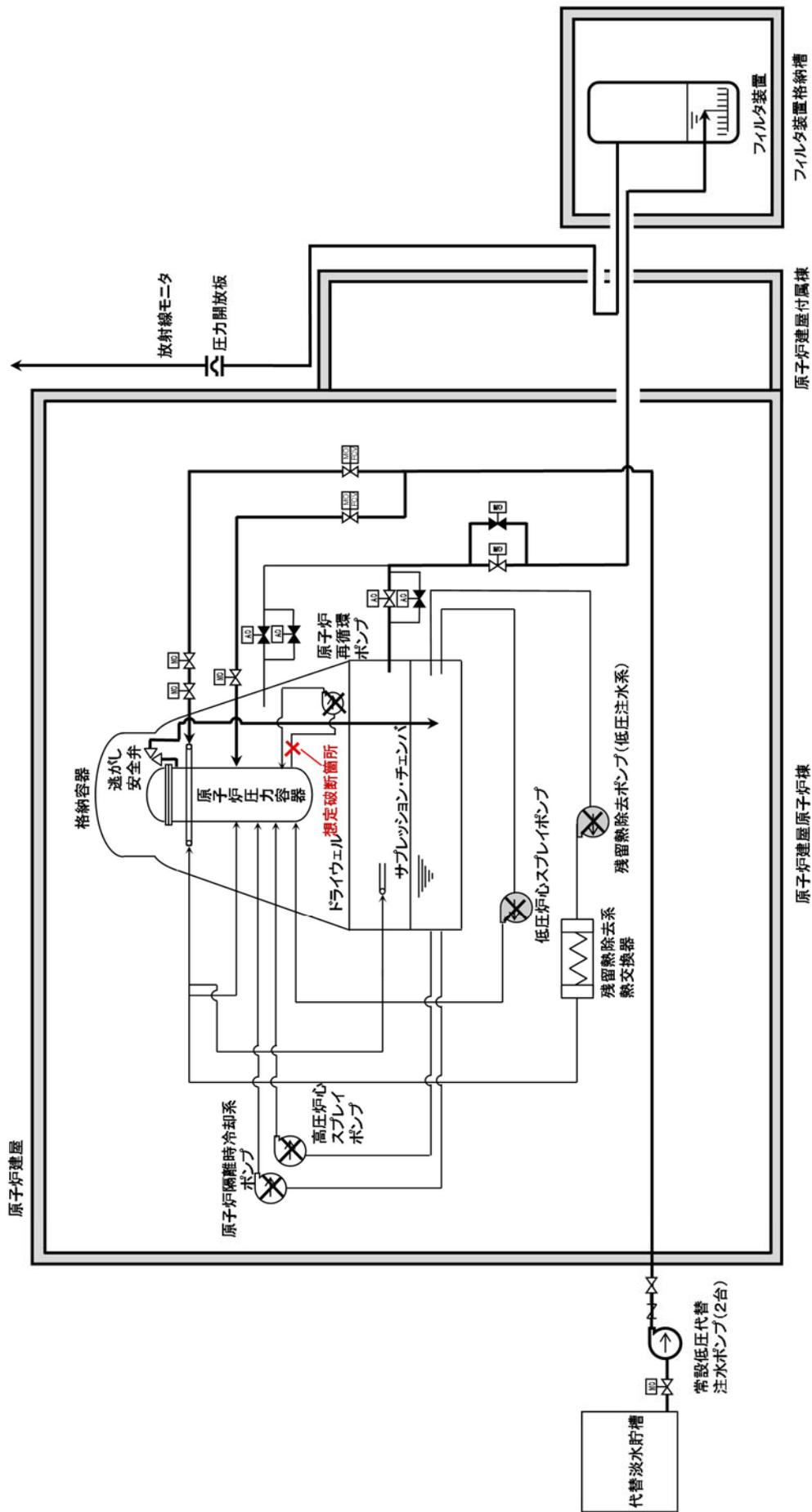
格納容器圧力が 465kPa [gage]（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、格納容器スプレイ（130m³/h の 465kPa [gage] ~400kPa [gage] 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は外部水源を使用するため、サブプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約 19 時間経過した時点で、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

「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しない場合）」のシナリオの概要を第 4.1.2-1 図，系統概要図を第 4.1.2-2 図，格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.2-3 図及び第 4.1.2-4 図に示す。

解析上の時間

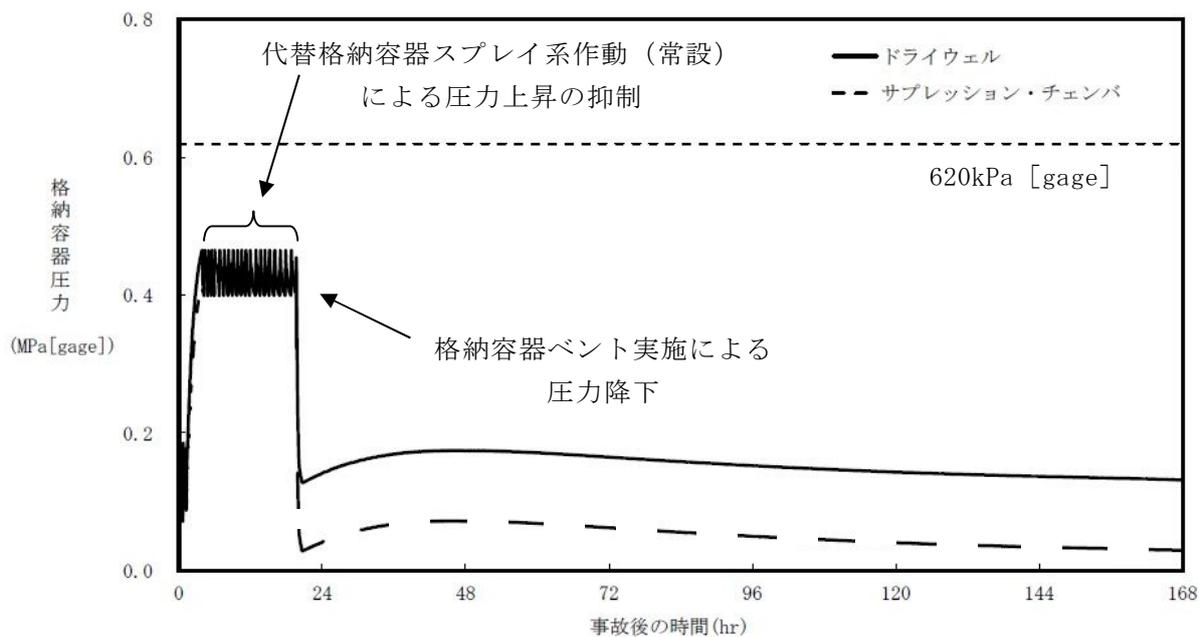


第 4.1.2-1 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合)」のシナリオの概要

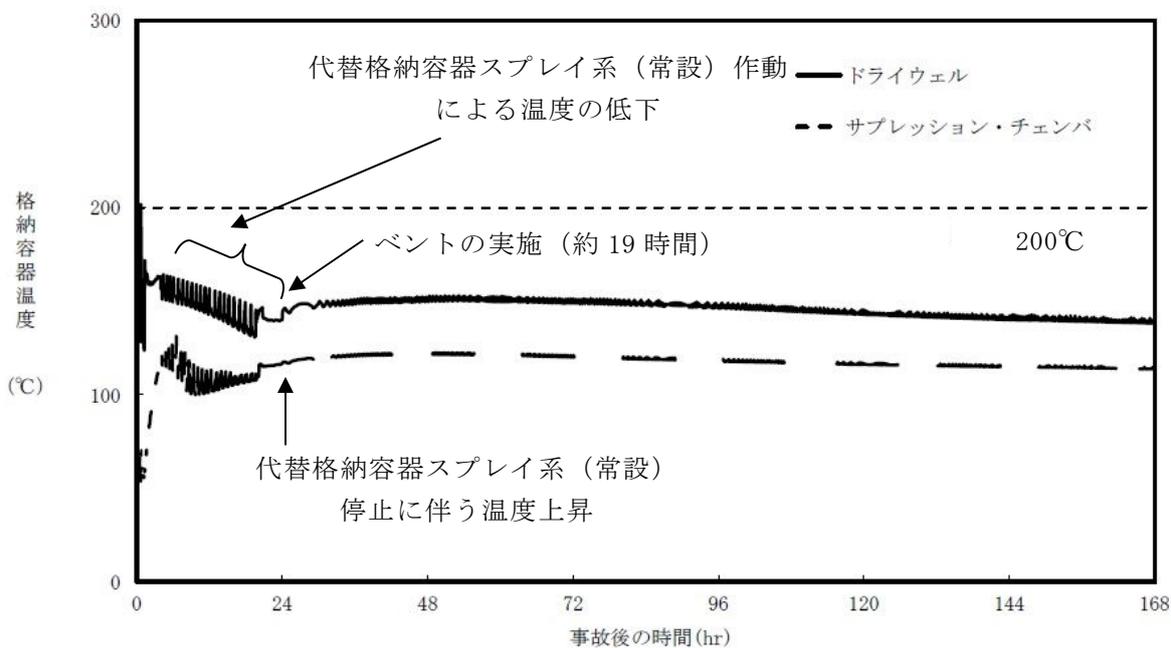


第 4.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」

における系統概要図



第 4. 1. 2-3 図 「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しない場合)」における格納容器圧力の推移



第 4. 1. 2-4 図 「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しない場合)」における格納容器温度の推移

4.1.3 格納容器圧力逃がし装置操作手順について

格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。（別紙37）

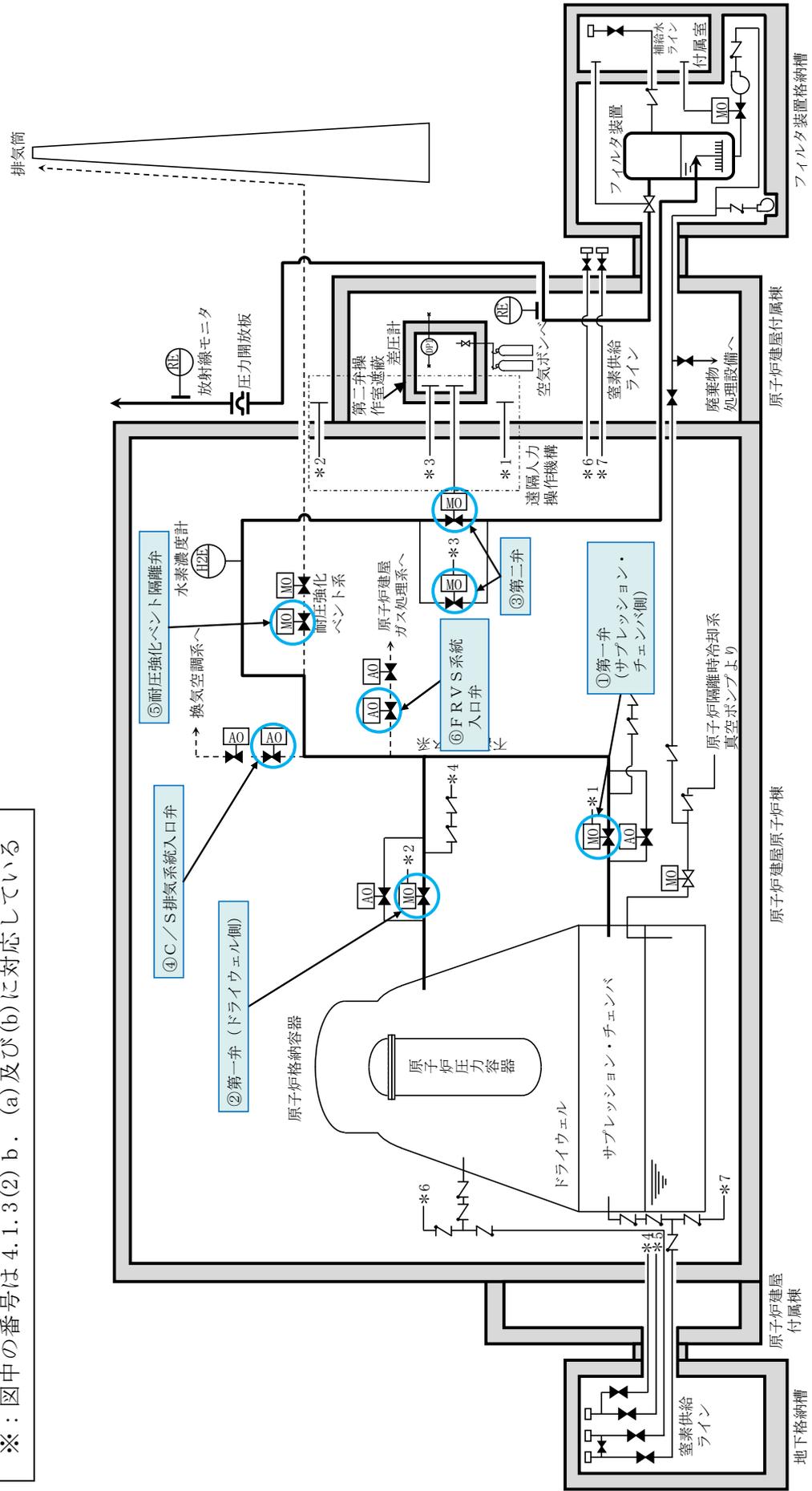
ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。

また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時には第一弁で隔離するため、第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。

なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留を防止するためである。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第4.1.3-1図に示す。

※：図中の番号は4.1.3(2) b. (a)及び(b)に対応している



第4.1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

(1) 格納容器圧力逃がし装置におけるベントタイミング

格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、第 4.1.3-1 表に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第 4.1.3-1 表 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉

炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第 4.1.3-2～4 図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第 4.1.3-2 表に示すパラメータを確認する。

第 4.1.3-2 表 確認パラメータ (炉心損傷判断)

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウェル又はサブレーション・チェンバの γ 線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当の γ 線線量率の 10 倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する [※] 。

※ この基準は、炉内内蔵量の割合約 0.1% に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合の γ 線線量率相当となっている。(別紙 23)

さらに、炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第 4.1.3-3 表に示す判断基準を整理している。こ

これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第 4.1.3-3 表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を
仮定した場合のベント実施判断基準

目的	実施判断基準
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合(別紙 25)
	原子炉建屋水素濃度 2vol%到達
大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合(別紙 21)
	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol%を考慮し、原子炉建屋水素濃度 2vol%到達によりベントを実施する。

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 620kPa[gage]に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

さらに、格納容器が限界圧力を下回る 620kPa[gage]及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬型モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建屋内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。

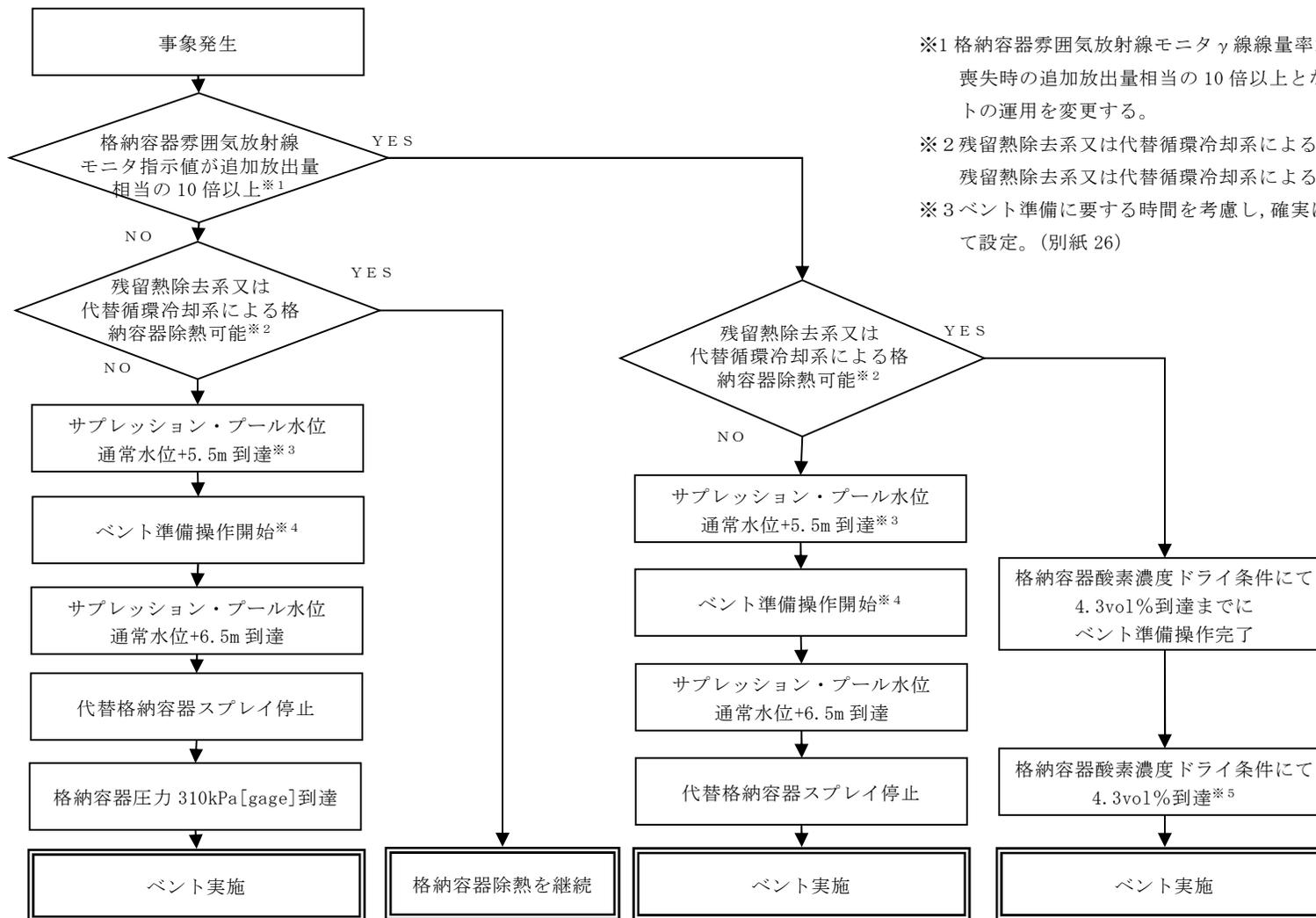


図 4.1.3-3 図に
詳細フローを示す

図 4.1.3-4 図に
詳細フローを示す

第 4.1.3-2 図 ベント実施の判断フロー

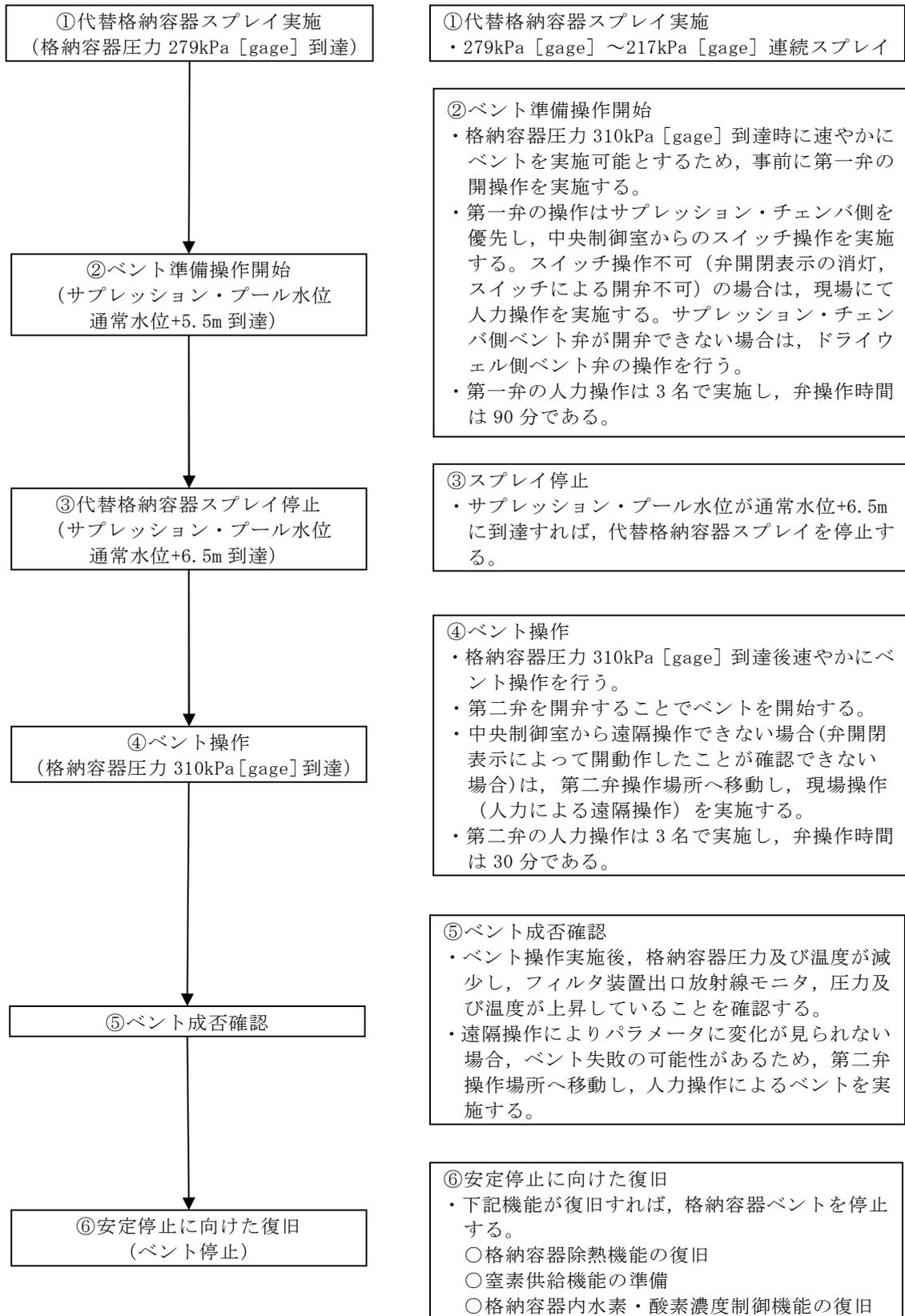
※1 格納容器雰囲気放射線モニタγ線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更する。

※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。

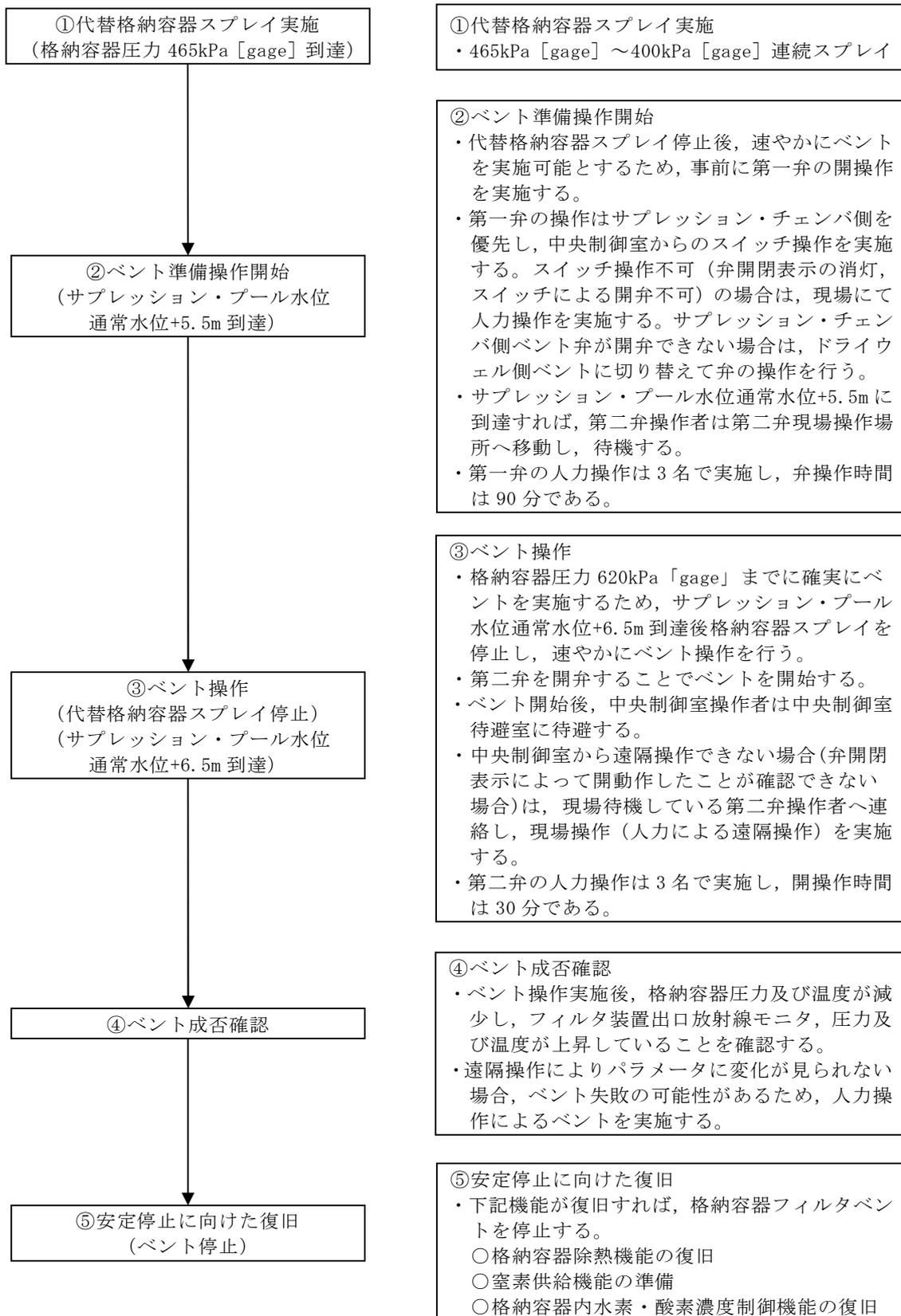
※3 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。(別紙 26)

※4 ベント準備は、格納容器限界圧力到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。

※5 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱実施中に、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、ドライ条件で4.3vol%に到達した時点で、ベント準備操作及びベント操作を実施する。



第 4.1.3-3 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第 4.1.3-4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第 4.1.3-4 表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第 4.1.3-4 表 確認パラメータ（系統待機状態）

確認パラメータ	確認内容
フィルタ装置水位	待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること
フィルタ装置スクラビング水 pH	13 以上であること
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること

b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、第 4.1.3-1 図の番号に対応している。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

①第一弁（サプレッション・チェンバ側）

②第一弁（ドライウエル側）

③第二弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

④ C / S 排気系統入口弁

⑤ 耐圧強化ベント隔離弁

⑥ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は12分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷がある場合、格納容器圧力が620kPa[gage]到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は12分である。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。(別紙 26)

また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.3vol% に到達する時間を予測し、4.3vol% 到達までにベント準備を完了させる。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器内酸素濃度 (S A)

d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-5 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としている。本操作はベント実施に不可欠な操作であることから、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。

第 4.1.3-5 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

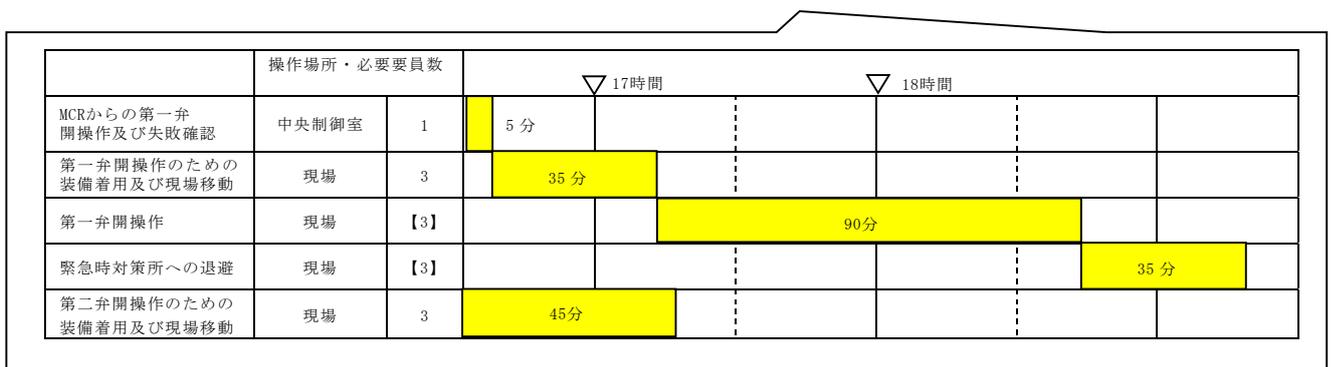
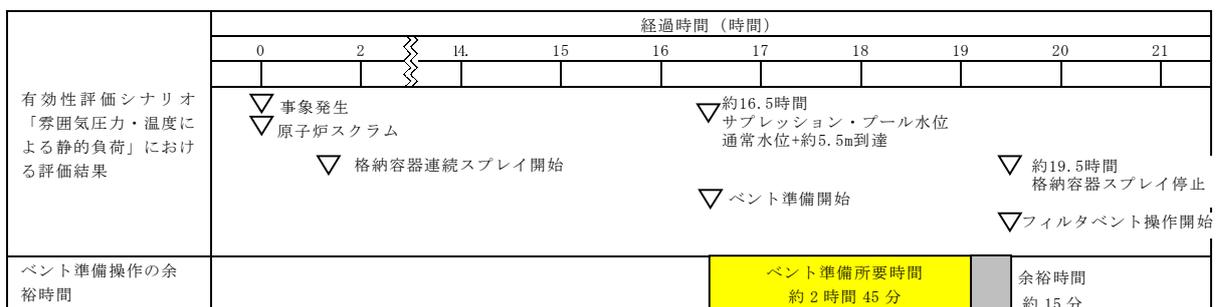
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 57mSv/7日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)		【炉心損傷後】 14mSv/h以下			

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「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しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第 4.1.3-5 図に示す。

第 4.1.3-5 図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



第 4.1.3-5 図 ベント準備操作のタイムチャート

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準である サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.6vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 19)

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、連続の格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-6 表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・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しない場合)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、ブルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 25mSv である。(別紙 17)

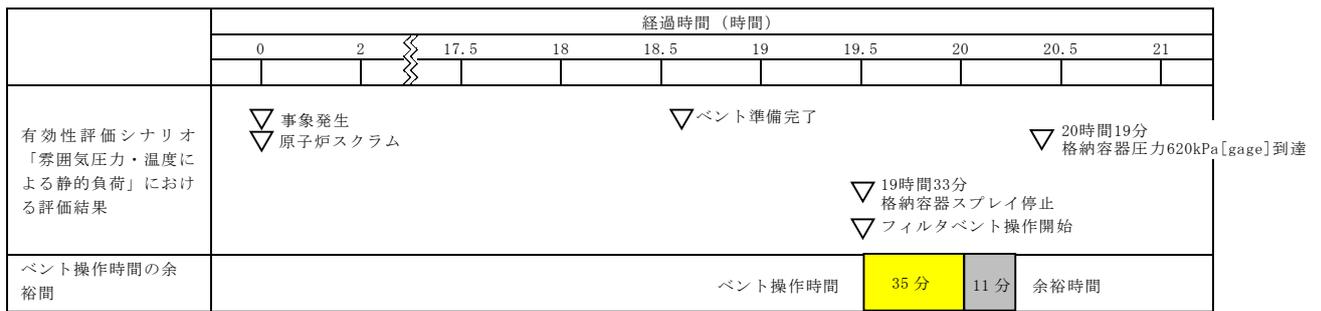
第 4.1.3-6 表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 57mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 14mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「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しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第4.1.3-6図に示す。

第4.1.3-6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa[gage]に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。



	操作場所・必要要員数	19.5時間	20時間
格納容器スプレイ停止操作	中央制御室 1	2分	
MCRからの第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	3分	
第二弁開操作	現場 3	30分	

第4.1.3-6図 ベント実施のタイムチャート

j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、第 4.1.3-7 表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

第 4.1.3-7 表 確認パラメータ（ベント操作開始時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	指示値が低下すること
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること
フィルタ装置スクラビング水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。

k. ベント継続時

ベント継続時は、第 4.1.3-8 表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

第 4.1.3-8 表 確認パラメータ (ベント継続時)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと
サブプレッション・プール水位	
フィルタ装置圧力	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置スクラビング水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
モニタリング・ポスト	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション*及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的に

ベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

1. ベント停止操作

第 4.1.3-9 表に示す機能が全て復旧したことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第 4.1.3-10 表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。

(別紙 20)

第 4.1.3-9 表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系	
窒素供給機能	可搬型窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により，格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

第 4.1.3-10 表 確認パラメータ（ベント停止時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び 171℃以下であること
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること

ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い，ベント停止後も継続し，系統を含めて不活性化することで，水素濃度は低く抑えられ，可燃限界には至らない。

第 4.1.3-7 図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①格納容器除熱が可能であると判断した場合，窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。

- ・ ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初の実施する。
 - ・ ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。
- ②第一弁を閉とする。
- ・ 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
 - ・ フィルタ装置への窒素供給を開始する。
- ③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ・ ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
 - ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。
- ④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。
- ⑤、可燃性ガス濃度制御系を起動する。
- ・ 残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
 - ・ 起動後 2 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。
- ⑥第一弁を閉とする。

⑦格納容器への窒素注入を停止する。

⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-11 表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。（別紙 18）

第 4.1.3-11 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については，空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが，作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。 【炉心損傷後】 57mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお，非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には，中央制御室内に配備している可搬型照明により，照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。 【炉心損傷後】 14mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため，建屋内非常用照明が消灯した場合においても，操作に影響はない。	アクセッスルード上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。
窒素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。 【炉心損傷後】 3.9mSv/h 以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより，操作可能である。夜間においても，操作に影響はない。	アクセッスルード上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部に連絡する。

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 4.1.3-12 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。

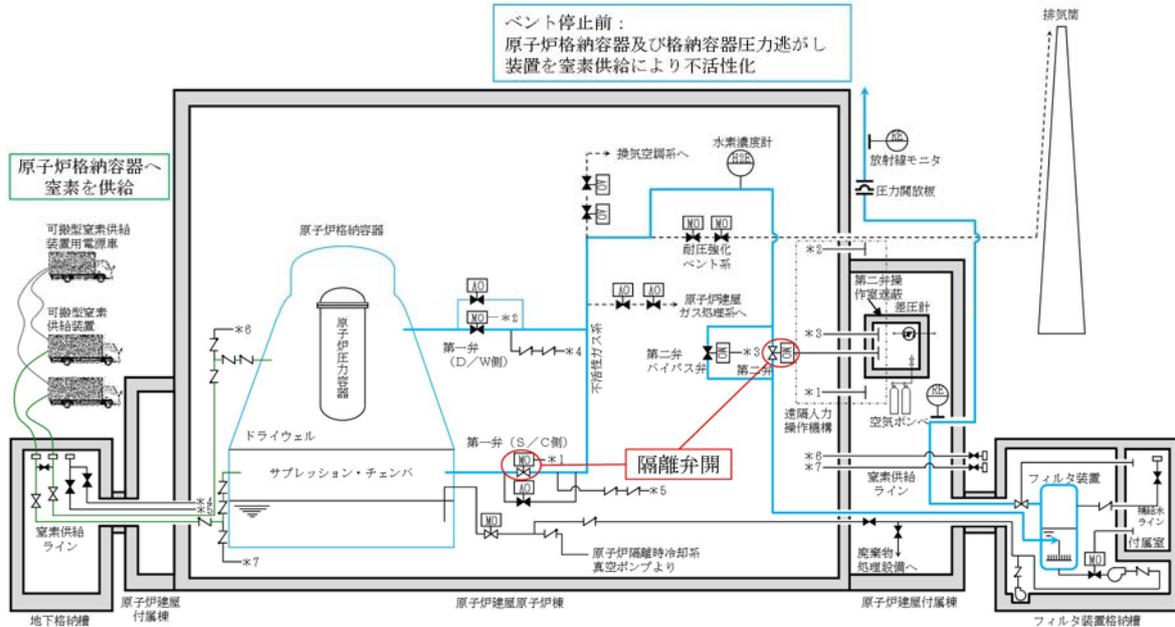
第 4.1.3-12 表 確認パラメータ（ベント停止後）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	・ 格納容器内が負圧でないこと ・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置入口水素濃度	
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと
フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと

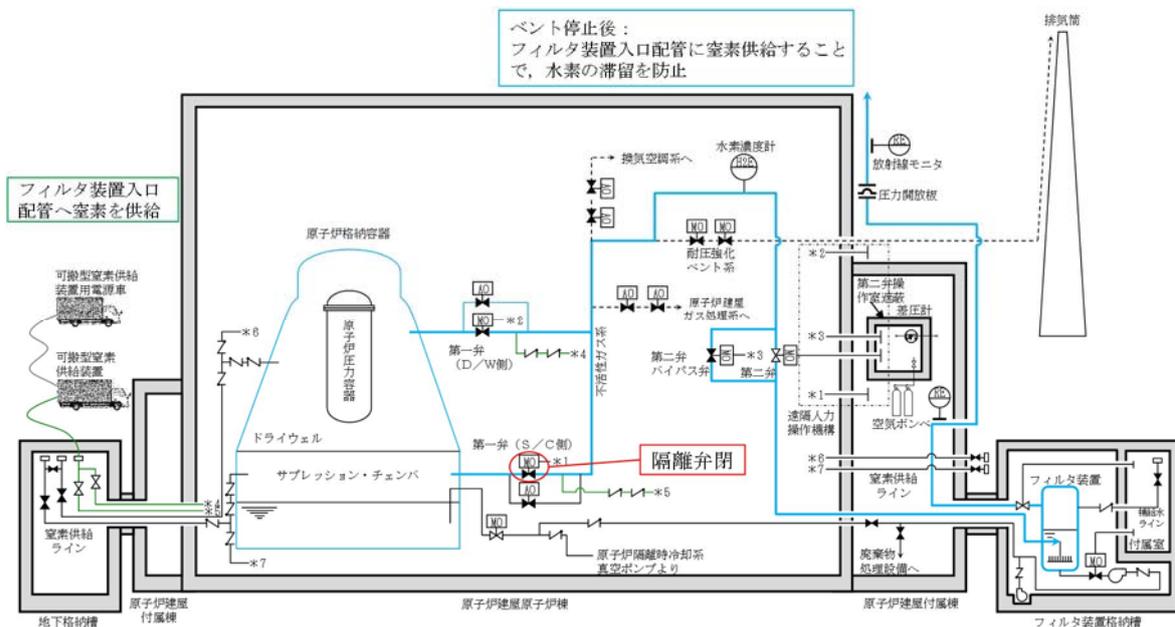
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。

第 4.1.3-8 図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。



第 4.1.3-7 図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第 4.1.3-8 図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

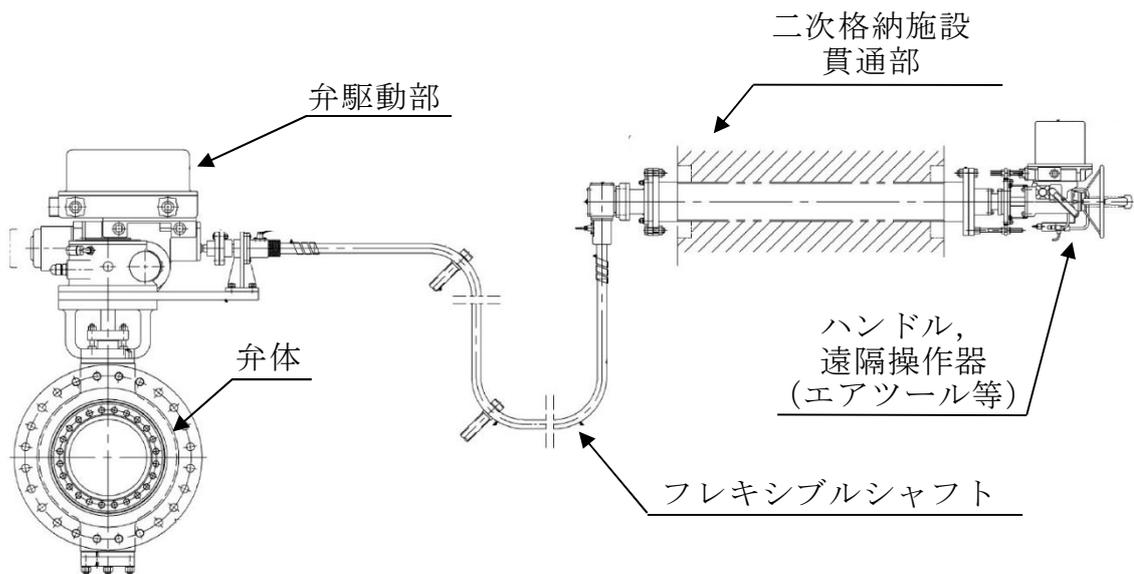
4.2 現場における操作について（別紙 17, 18）

4.2.1 隔離弁の現場操作

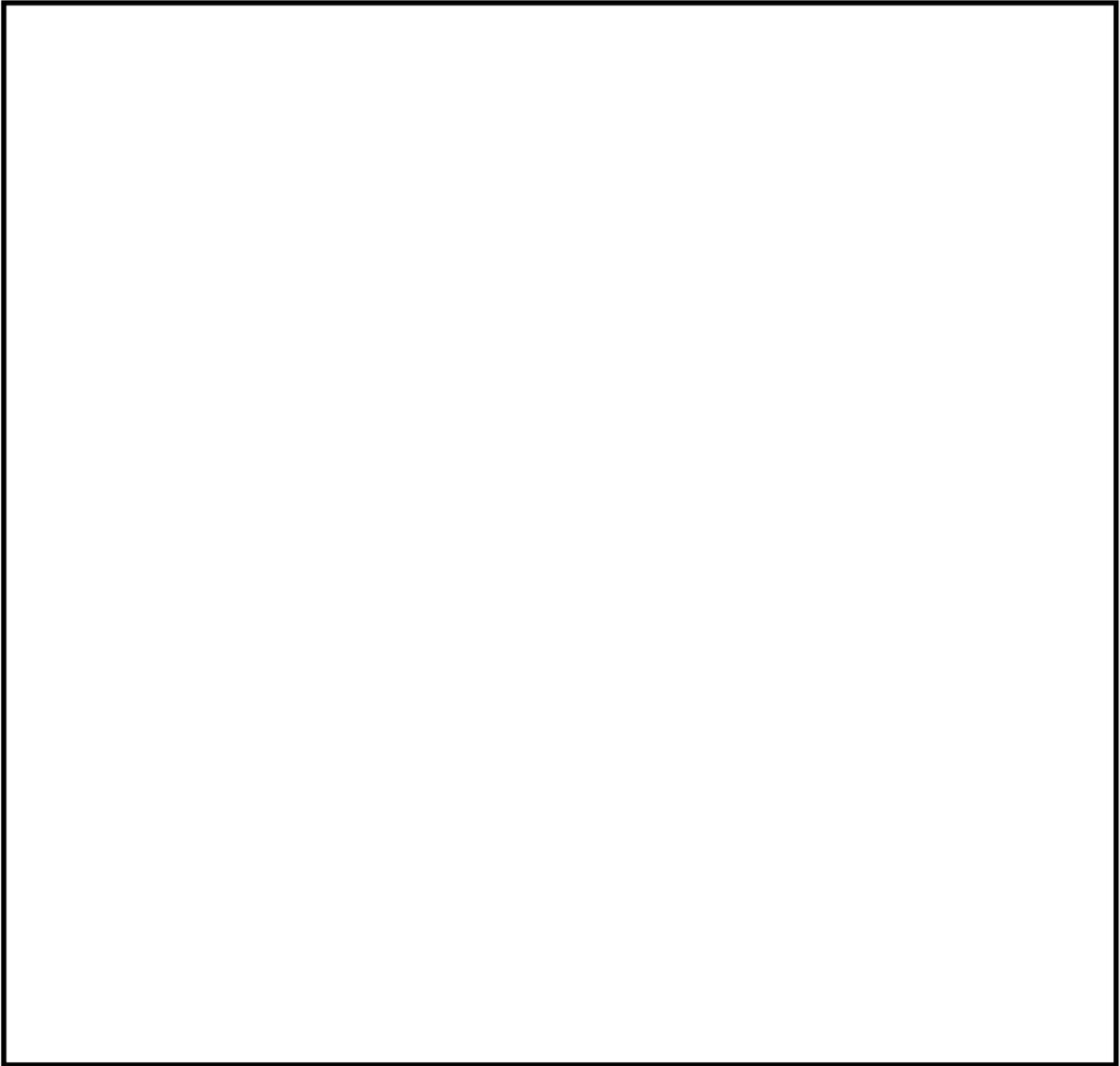
第一弁，第二弁とも交流電源で駆動することから，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から受電することで，中央制御室からの操作が可能である。

これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は，フレキシブルシャフトにより，原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より人力で操作が可能である。

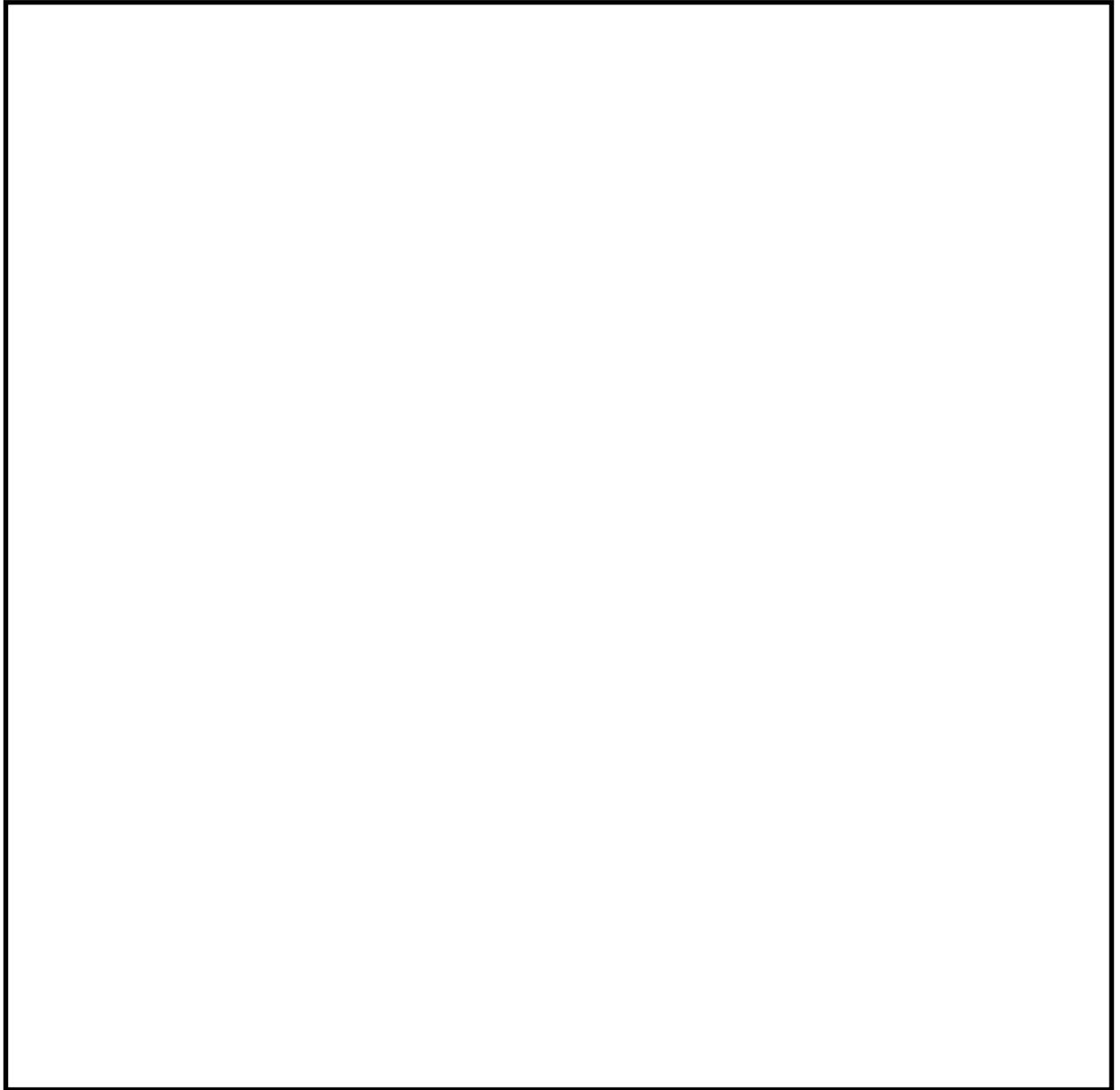
人力による操作の概略を第 4.2.1-1 図に示す。また，現場操作場所を第 4.2.1-2 図に示す。



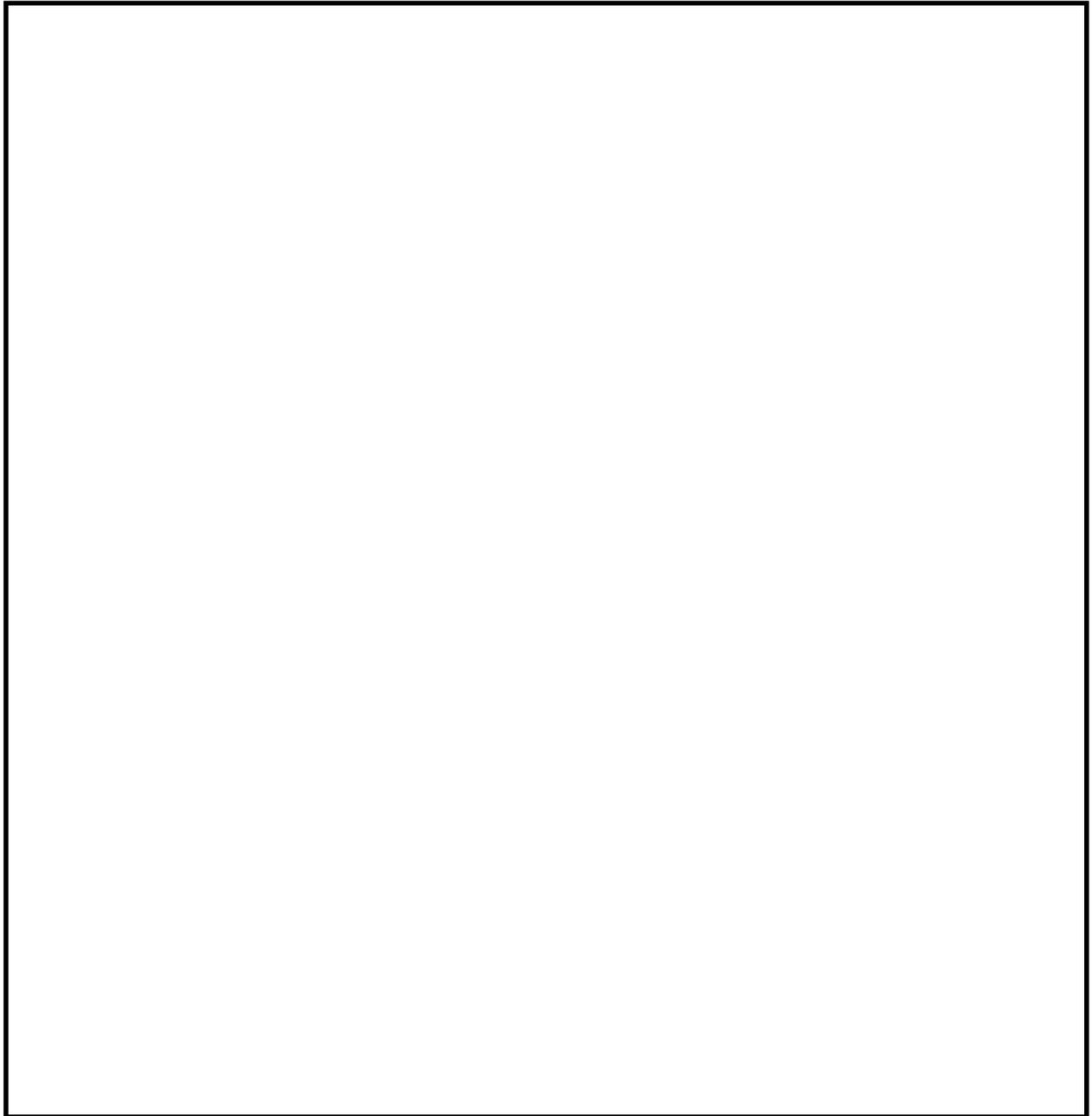
第 4.2.1-1 図 遠隔人力操作機構概略図



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

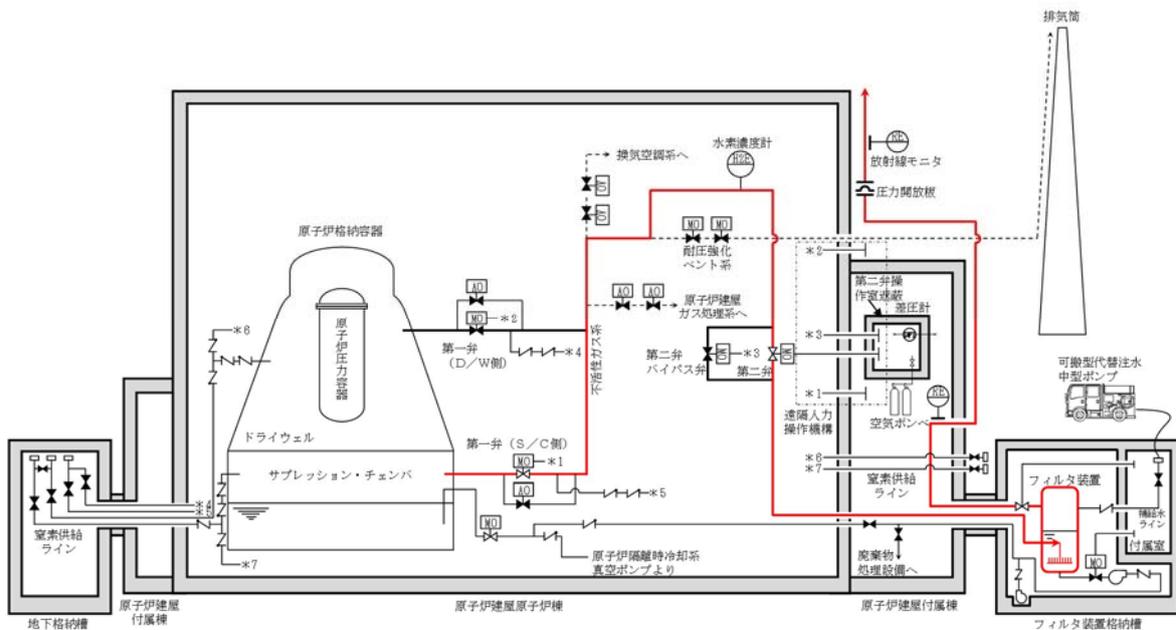
4.2.2 スクラビング水の補給

スクラビング水は、ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても、ベント開始後7日間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するよう水位を設定するとともに、スクラビング水が減少した場合にベントフィルタ外部より補給を行う。

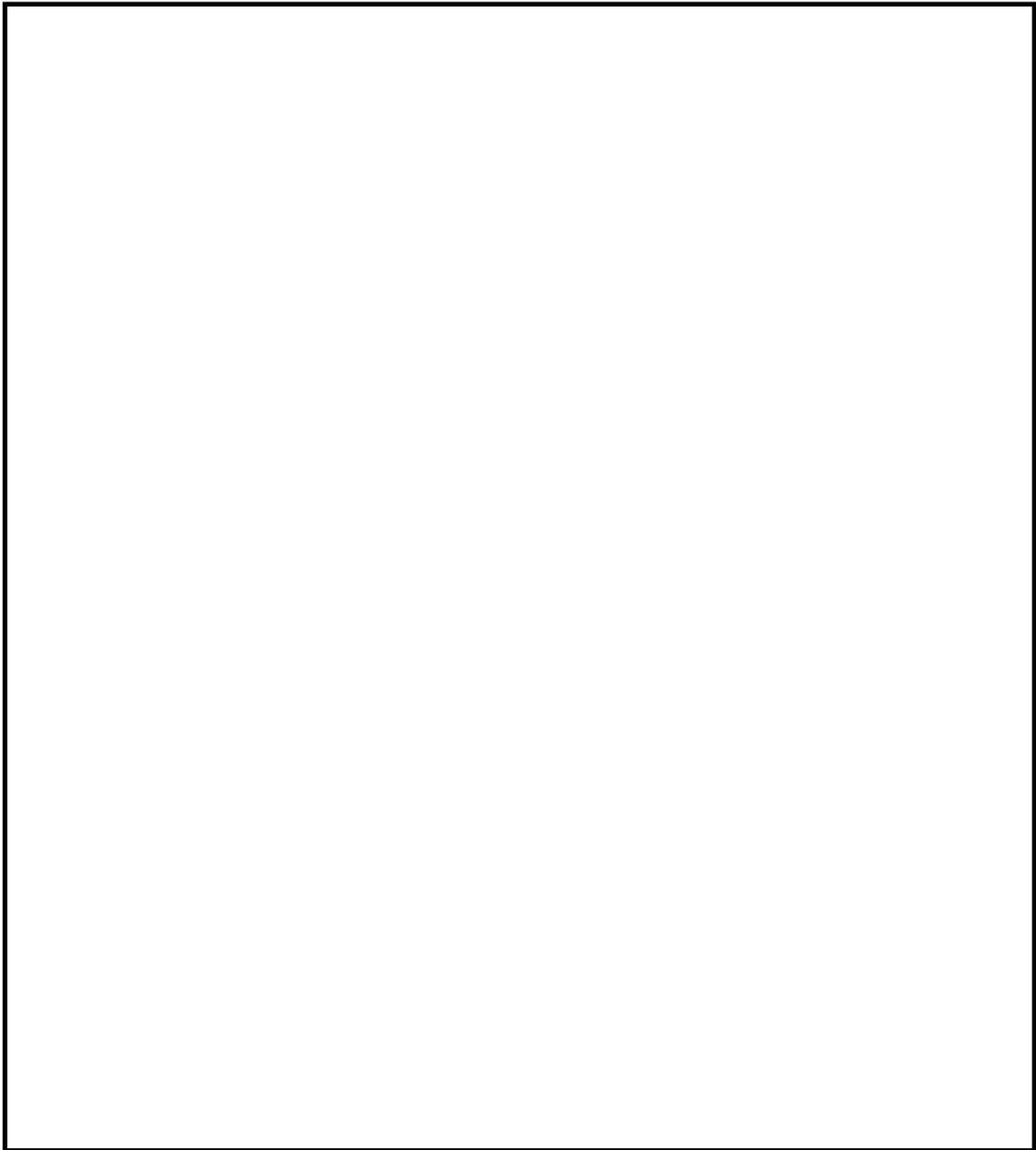
格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。補給に使用する配管に設置された弁は、格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより手動操作を行う。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

スクラビング水補給時の系統状態の概要を第4.2.2-1図に、スクラビング水補給用接続箇所を第4.2.2-2図に示す。



第4.2.2-1図 スクラビング水補給時の系統状態概要図



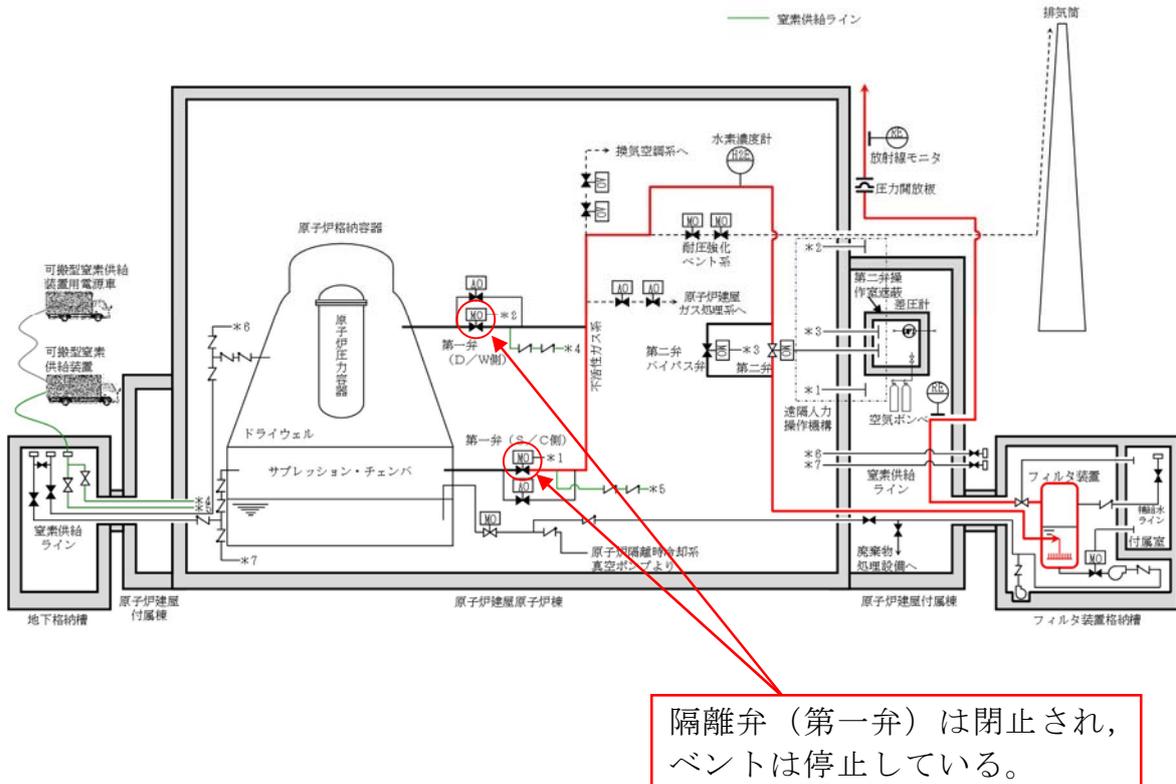
第 4.2.2-2 図 スクラビング水補給箇所の現場位置

4.2.3 窒素の供給

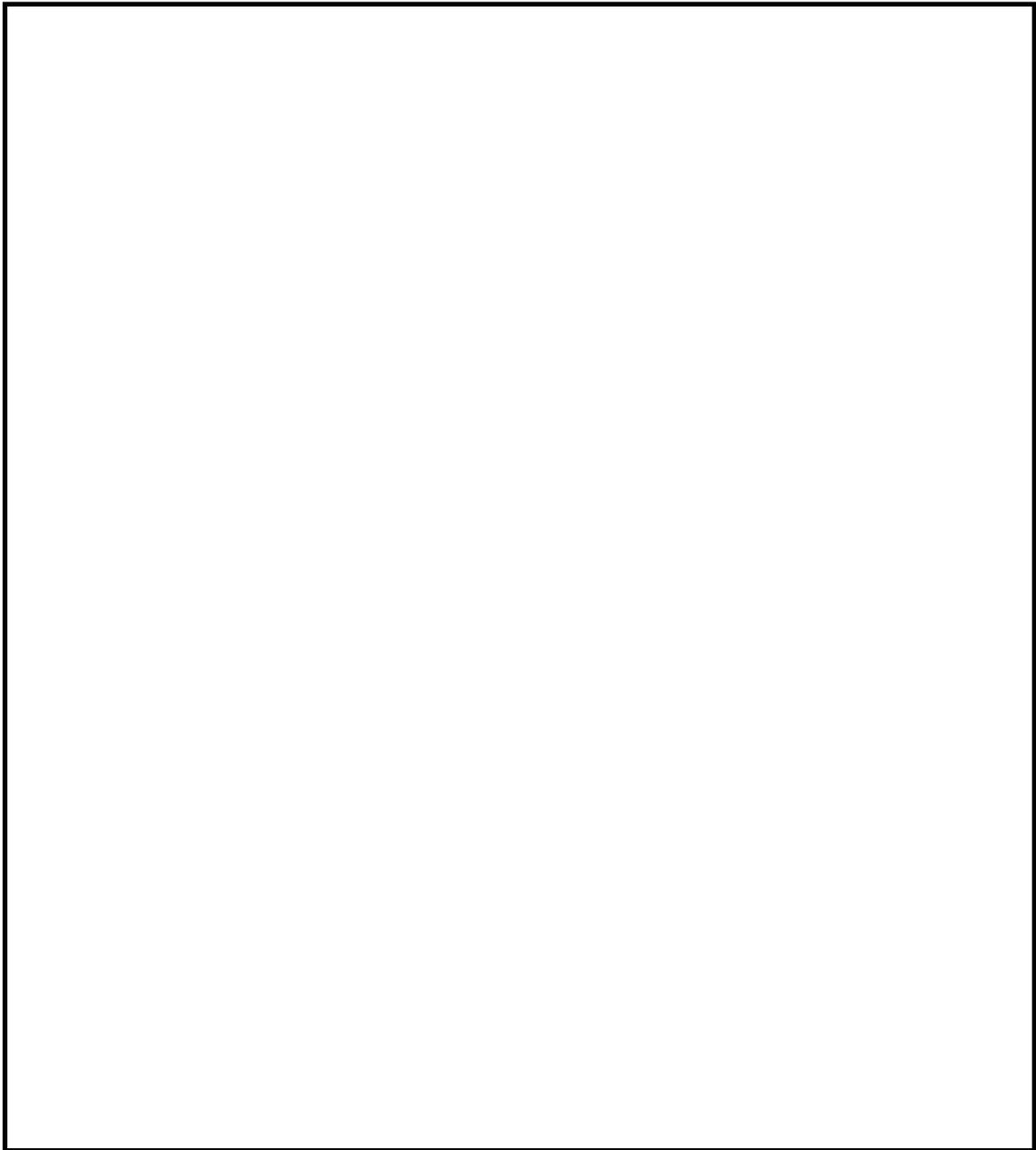
原子炉建屋外壁に設置された接続口に、可搬型の窒素供給装置を接続し、窒素を格納容器圧力逃がし装置へ供給する。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

窒素供給時の系統状態の概要を第4.2.3-1図に、窒素供給用接続箇所の現場位置を第4.2.3-2図に示す。



第4.2.3-1図 窒素供給時の系統状態概要図



第 4.2.3-2 図 窒素供給用接続箇所の設置位置

4.2.4 排水操作

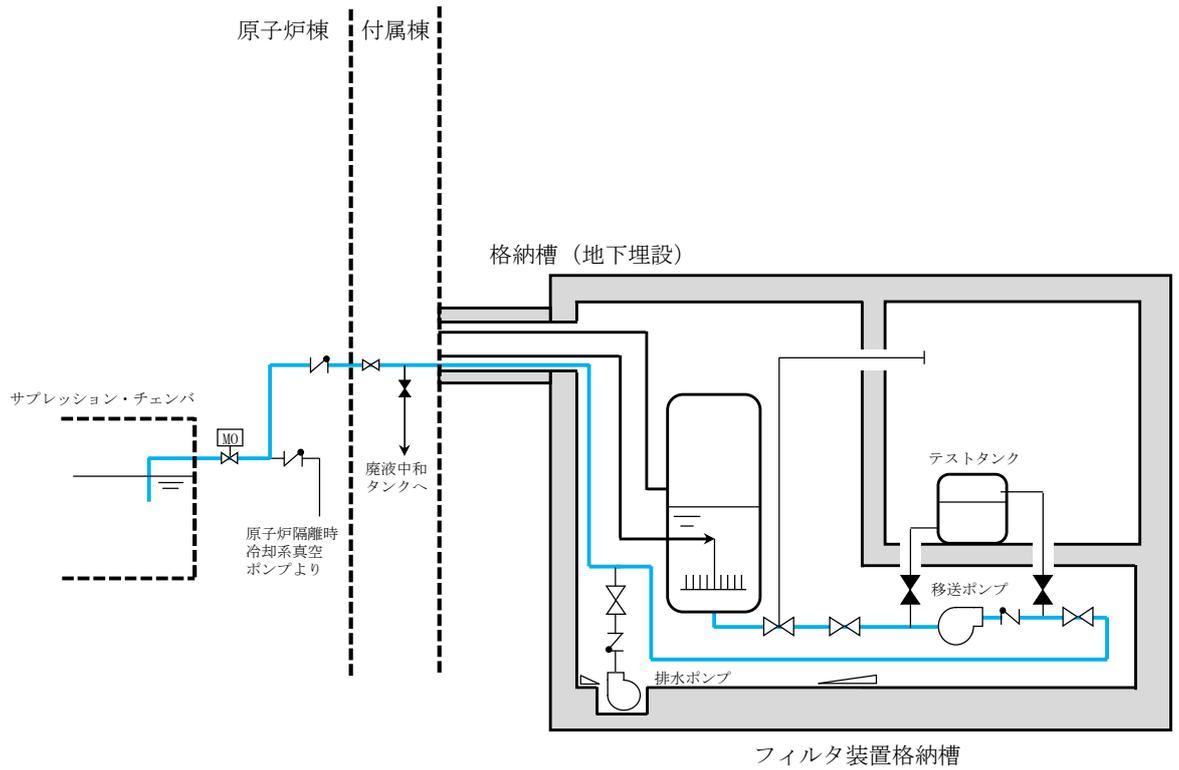
排水設備により，ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を，移送ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。また，点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は，廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。

さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が格納槽に漏えいした場合，排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送する。

移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は，格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより，ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。

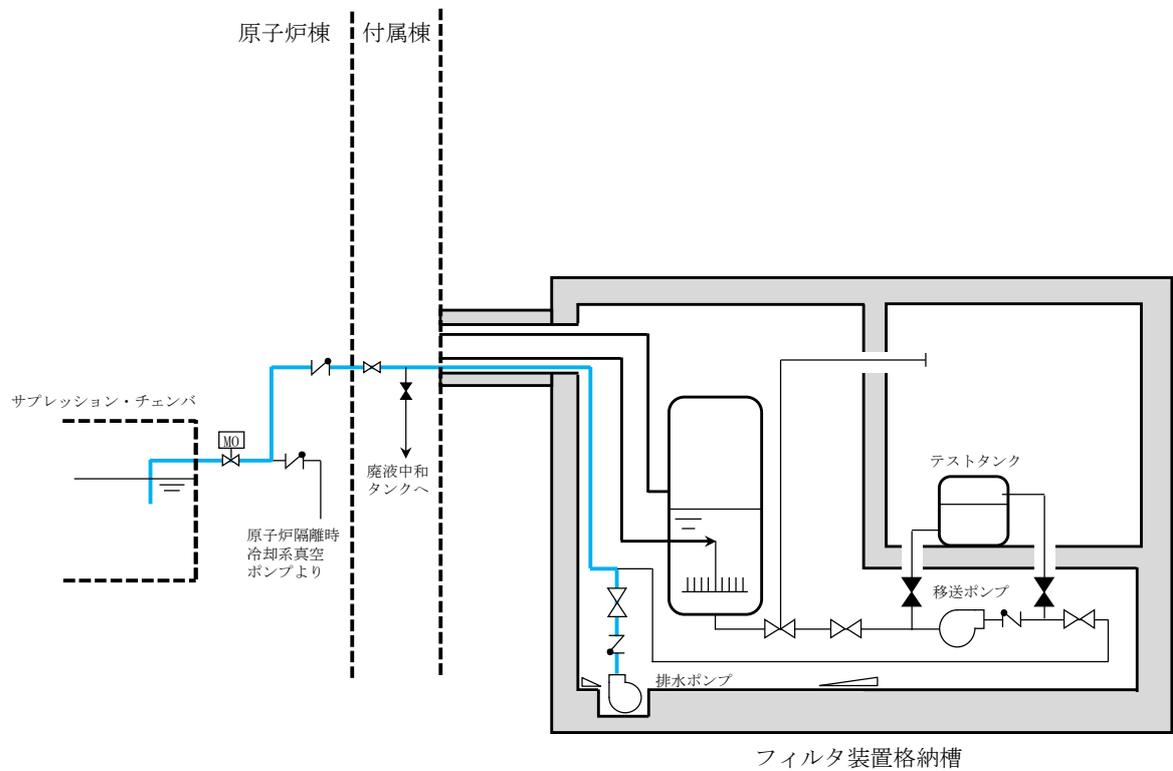
各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。

スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に，移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2-4-3 図に示す。（別紙 13）



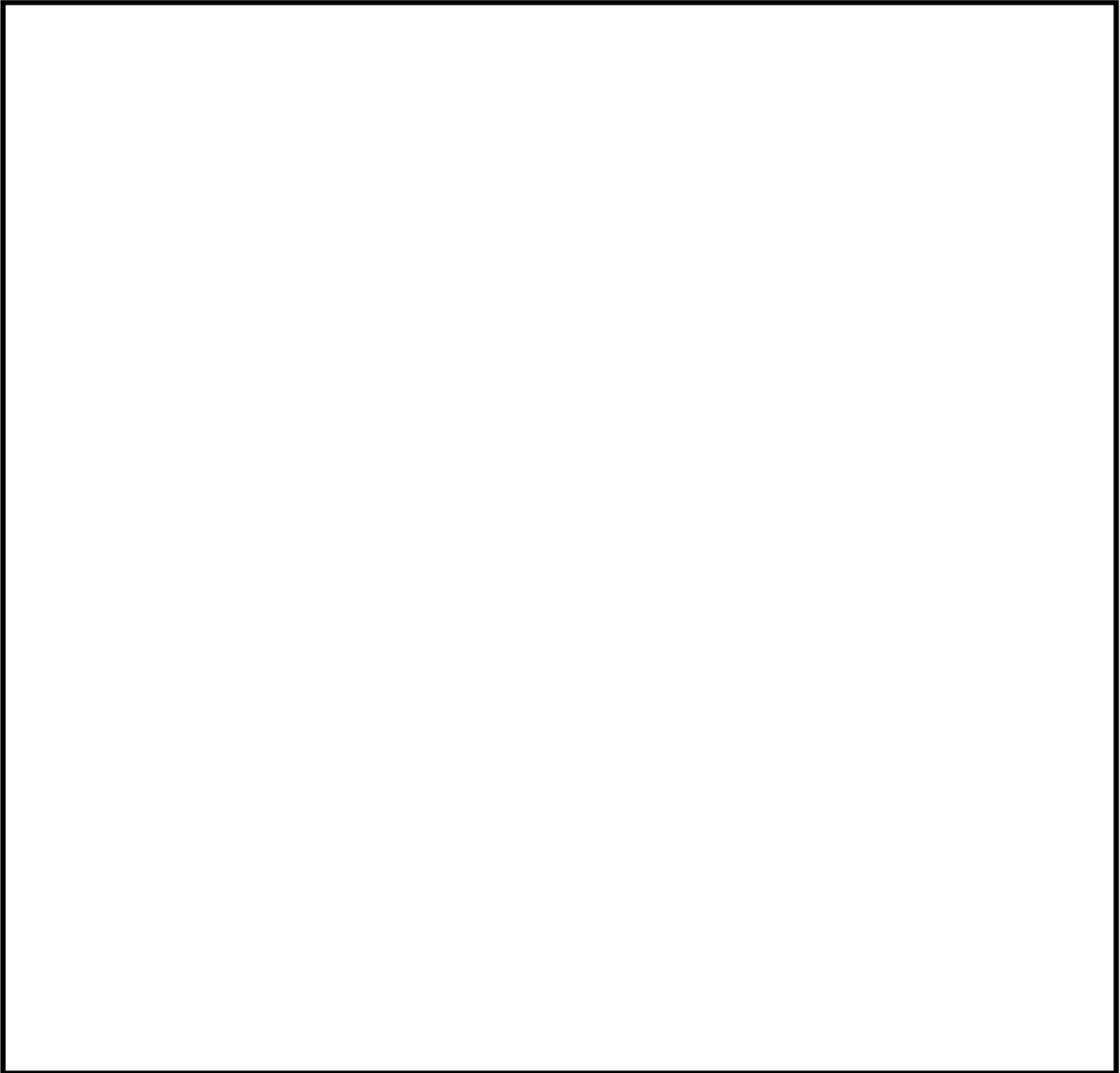
注) 系統構成は現在の計画

第 4.2.4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要図



注) 系統構成は現在の計画

第 4.2.4-2 図 漏えい水移送時の系統状態概要図



第 4.2.4-3 図 排水設備 弁操作位置

4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

(1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

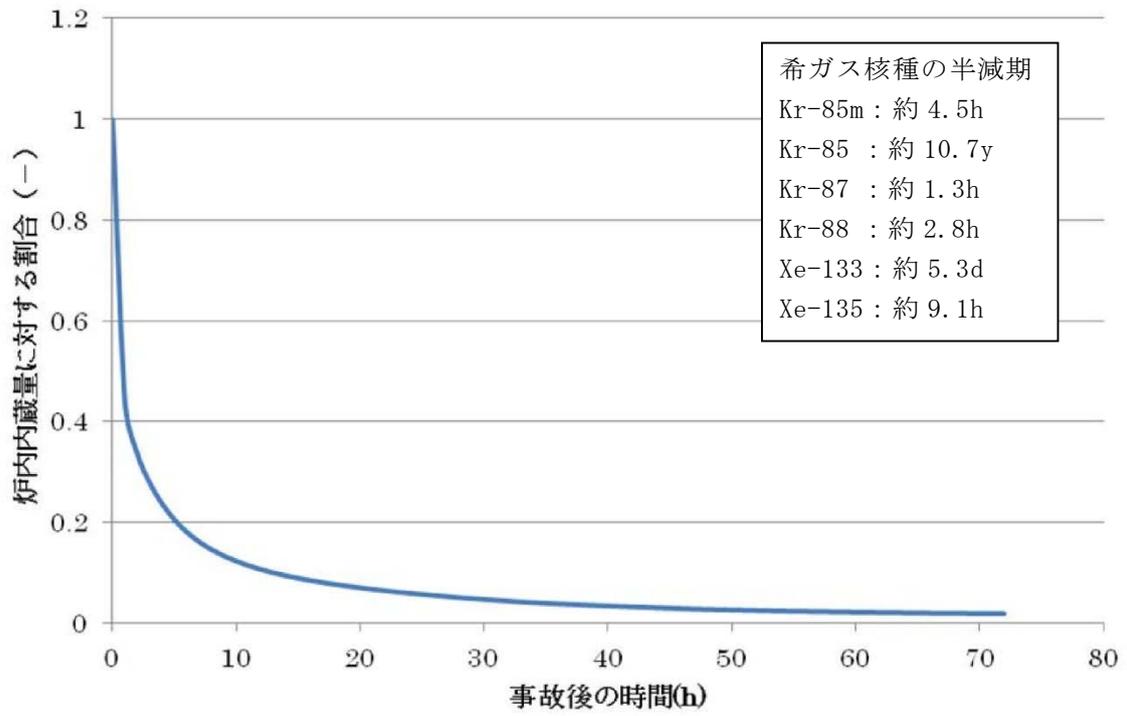
格納容器圧力逃がし装置にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

- ・ 残留熱除去系又は代替循環冷却系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として緊急用海水系を整備する。
- ・ 重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を整備し、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達まで格納容器スプレイを可能とする。
- ・ 自主対策設備として代替残留熱除去系海水系を整備し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。

(2) 希ガス低減効果について

格納容器内に放出された希ガスは、放射性崩壊により時間経過とともに減衰し、事象発生後から12時間程度の間は、特に大きく減衰し、その後は、減衰幅は小さくなっていくものの、減衰は継続する。このため、格納容器内での希ガスの保持時間を可能な限り長くすることによって、ベント実施時における一般公衆の被ばく量を低減することができる。

希ガスの減衰曲線を第4.3.2-1図に示す。



第 4.3.2-1 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化(核種合計)

4.4 設備の維持管理

(1) 点検方法

a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、東海第二発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査毎に実施することとする。

また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙14）

東海第二のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を第4.4-1表に示す。

第 4.4-1 表 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	・外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラビング水	・水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（よう素除去部）	・サンプル性状確認	
圧力開放板	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・フランジ面手入れ	
	機能確認	・漏えい確認	
配管	本体	・外観点検	10 定検毎
		・フランジ部点検手入れ	10 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ	3 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	
		・作動試験	毎定検（手動弁を除く）
ポンプ	本体	・内面点検手入れ	4 定検毎
		・インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	
		・作動試験	4 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を第 4.4-2 表に示す。

第 4.4-2 表 電気設備の点検内容

対象機器		点検内容	点検周期・時期(計画)
電動駆動弁駆動部	電動機	・外観点検	2 定検毎
		・分解点検	156 ヶ月毎
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検毎
	開度計	・外観点検	2 定検毎
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検毎
・作動試験			
・電流測定			
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検毎
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検毎、ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	
		・電流測定	

c. 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を第 4.4-3 表に示す。

第 4.4-3 表 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期(計画)
水位計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
温度計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・電気試験	
		・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・線源校正	
水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	・外観点検	1 定検毎
	特性試験	・計器校正	1 定検毎
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検毎
	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検毎
制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検毎

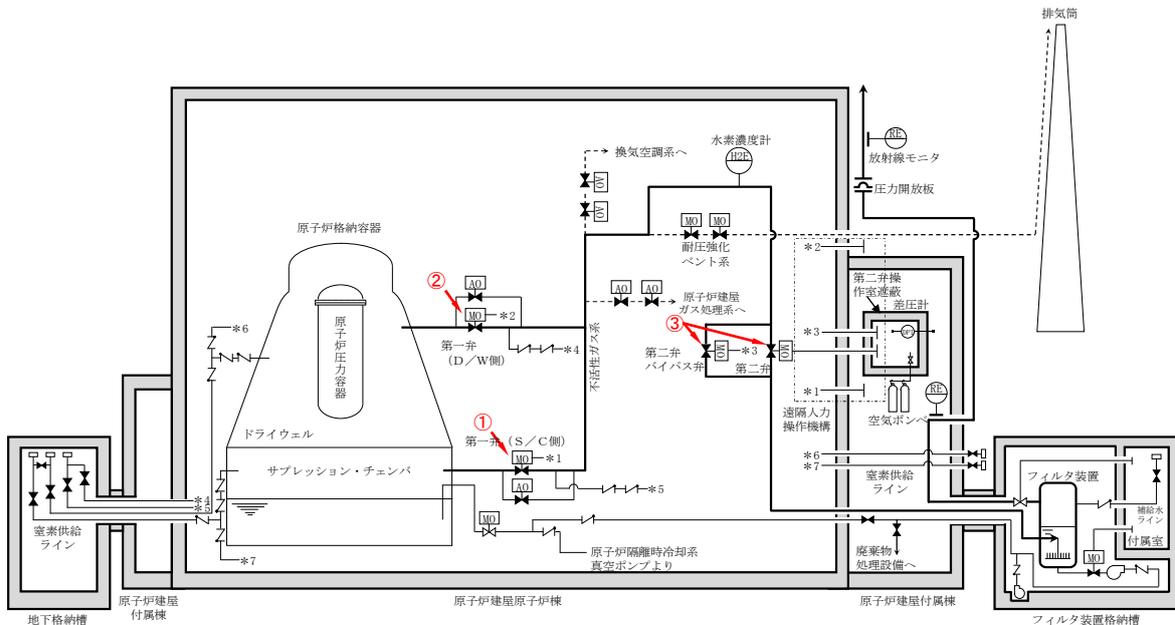
(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」, 「移送ポンプ作動試験」, 「漏えい試験」, 「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。第 4.4-1 図に対象弁を示す。

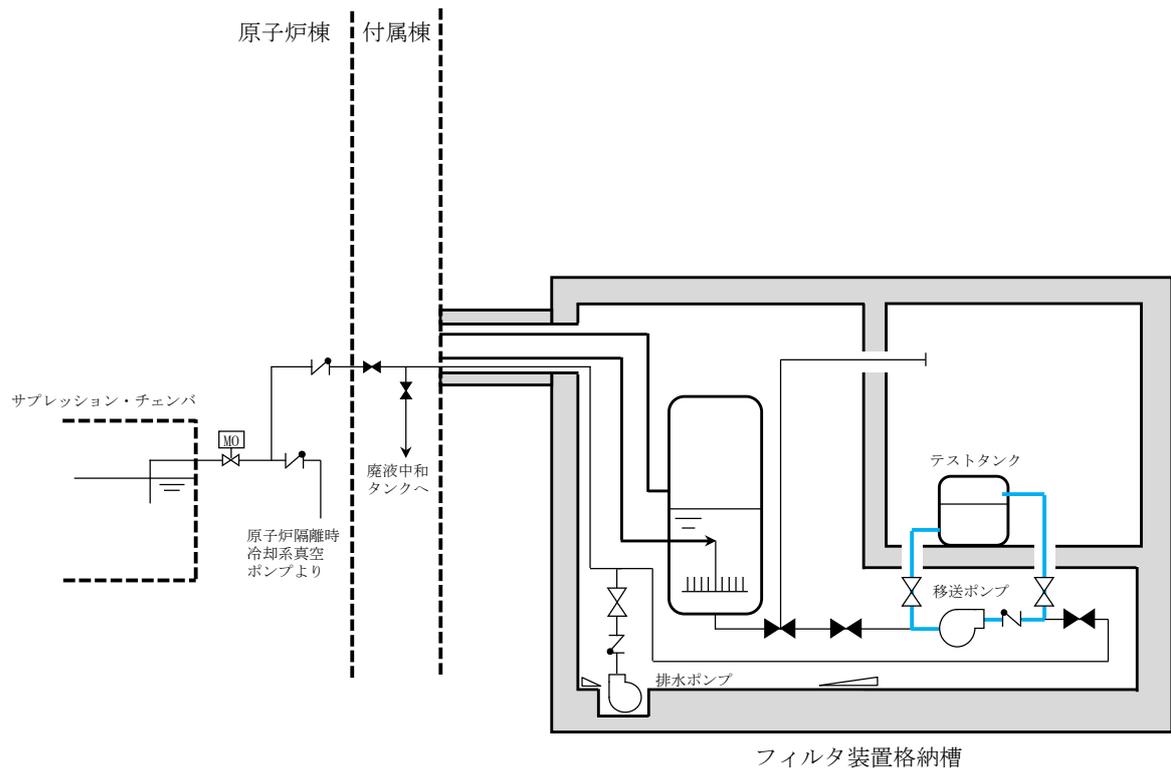
- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験



第 4.4-1 図 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

b. 移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため、テストラインを使用して、移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を第 4.4-2 図に示す。



注) 系統構成は現在の計画

第 4.4-2 図 排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を第4.4-4表に、試験概要図を第4.4-3図に示す。

漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力620kPa[gage]でのベント開始時の系統内は窒素が支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素を加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素については、系統内は常に流動があり滞留することがないため、フランジ部等から水素の大量漏えいは考え難いこと、系統内から水素が漏え

いした場合においても、建屋内についてはPARによる処理が、建屋外については外気への拡散が期待できること、また、試験時の安全性確保の観点から、水素を加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

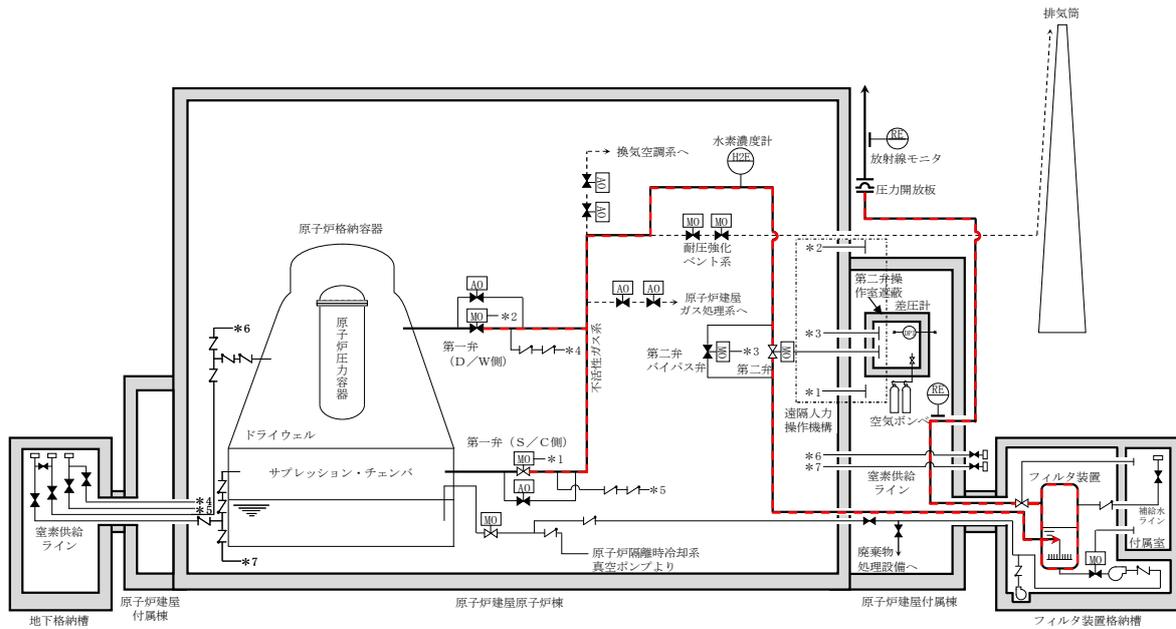
漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力30kPa[gage]以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力620kPa[gage]を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

第4.4-4表 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	30kPa[gage]以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	620kPa[gage] (最高使用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。



第4.4-3図 漏えい試験の試験概要図

d. スクラビング水質確認試験

スクラビング水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の濃度であることを確認する。

e. 銀ゼオライト性能確認試験

よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にベントフィルタ内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

5. 新規制基準への適合性

5.1 第 38 条（重大事故等対処施設の地盤）

(1) 規制基準要求事項

・ 重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設：

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

・ 重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

・ 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の設備は、以下のとおり設計している。

- ・ 基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持できる地盤に設置する。
- ・ 地震発生に伴い地盤が変形した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。
- ・ 変位が生じるおそれがない地盤に設置する。

以上より、第 38 条の要求事項に適合している。

5.2 第 39 条（地震による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

- ・ 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設：
基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- ・ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設：
基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

(2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計している。（別紙 31）

以上より、第 39 条の要求事項に適合している。

5.3 第 40 条（津波による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

・ 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(2) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の設備を設置する原子炉建屋，格納槽及び連絡配管路については，標高 8m の位置に設置され（一部地下埋設），防潮堤により基準津波が遡上してこないことから，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない。

以上より，第 40 条の要求事項に適合している。

5.4 第41条（火災による損傷の防止）

(1) 規制基準要求事項

・重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

(2) 規制基準適合性

a. 火災の発生の防止

(a) 火災防護対策を講じた設計

多量の発火性又は引火性物質を内包する設備、火花及び水素が発生する設備はない。また、系統内に水素が滞留することを防止する設計としている。

なお、主要構造物は不燃性材料を使用し、ケーブルは自己消火性及び耐延焼性を有する難燃ケーブルを使用し、電線管等で布設することにより、発火した場合においても他の構築物、系統又は機器に火災による影響を生じさせるおそれはない。

(b) 落雷，地震への対策

落雷については，5.5項を参照。

地震については，5.2項を参照。

b. 火災の感知，消火

(a) 火災感知設備

原子炉建屋及び格納槽には，設置環境等を考慮し，異なる2種類の感知器を設置する。なお，感知器は，外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室にて監視できる設計とする。

(b) 消火設備

原子炉建屋は、消防法消防法及び実用発電用原子炉及びその付属施設の火災防護に係る審査基準に基づき消火栓及び消火器を設置する。万一、タービン建屋等で消火配管が破断した場合は、消防車を用いて給水接続口より消火栓へ水の供給が可能な設計とする。また、格納槽については、ケーブルを電線管等で布設するため火災によって煙が充満し消火が困難となることは少ないが、格納槽の計装ラックや電動弁の火災を考慮し、消火器等を設置する。

(c) 消火設備の破損等に対する影響

原子炉建屋での消火設備の破損、誤作動等での放水等による溢水等は、安全機能に影響を与えないよう、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づき設計する。

以上より、第 41 条の要求事項に適合している。

5.5 第43条（重大事故等対処設備）

(1) 多様性及び独立性，位置的分散

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

b. 規制基準適合性

(a) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプの安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

設計上考慮する自然現象，外部人為事象については，設計基準事故対処設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。（別紙32）

具体的な自然現象としては，国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して，海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した，風（台風），竜巻，積雪，凍結，落雷，火山，降水，地滑り，

生物学的事象，洪水，森林火災及び高潮を考慮する。

外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した，航空機落下，ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

環境条件に対しては，想定される重大事故等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格納容器圧力逃がし装置がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については，「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

地震，風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁的障害に対して格納容器圧力逃がし装置は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して格納容器圧力逃がし装置は，「5.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。

地震，津波及び火災に対して格納容器圧力逃がし装置は，「5.2 地震による損傷の防止」「5.3 津波による損傷の防止」「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

地震，津波，火災及び溢水に対して格納容器圧力逃がし装置は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備と位置的分散を図り，溢水量による溢水水位を考慮して設置する。

自然現象と外部人為事象に対して格納容器圧力逃がし装置のうち屋内に設置可能なものは，原子炉建屋，格納槽及び連絡配管路内に設置する。屋外に設置する排気配管は，設計基準事故対処設備である残留

熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。また、多重化したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）については、自然現象による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう位置的分散を図る。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対しては、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタは、侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。

航空機落下に対しては、屋外に設置する排気配管を除き、建屋内設置又は地下埋設とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊、爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

高潮及び船舶の衝突については、各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

有毒ガスについては、格納容器圧力逃がし装置は機械構造物であり影響はうけない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し格納容器圧力逃がし装置は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

(b) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は、環境条件に対して、想定される重大事故等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可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計と

する。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，凍結，降水，火山の影響及び電磁波障害に対して可搬型窒素供給装置は，機能が損なわれない設計とする。

屋外に保管する可搬型窒素供給装置は，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

地震に対して可搬型窒素供給装置は，地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

津波に対して可搬型窒素供給装置は，津波の影響を受けない場所に適切に保管する。

火災に対して可搬型窒素供給装置は、「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の可搬型窒素供給装置は，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。

サポート系に対しては，系統又は機器に供給される電力を考慮し，可搬型窒素供給装置は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

(2) 悪影響防止

a. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

b. 規制基準適合性

(a) 格納容器フィルタベント設備

他設備への系統的な影響に対しては、格納圧力逃がし装置配管は、サプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐していることから、設計基準対象施設である不活性ガス系に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置配管に設置した隔離弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

(b) 可搬型窒素供給装置

他設備への系統的な影響に対しては、可搬型窒素供給装置を接続する緊急時窒素封入系の配管は、格納容器圧力逃がし装置配管に接続していることから、格納容器圧力逃がし装置に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置配管に設置した手動弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。

また、可搬型窒素供給装置は、通常待機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通常待機時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。

b. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、二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。なお、東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設である。

(4) 容量等

a. 規制基準要求事項

- ・常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

b. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時に崩壊熱による格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器内の雰囲気ガスを取り出し大気へ放出することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、重大事故等時の格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備である可搬型の窒素供給装置は、ベント後の格納容器圧力逃がし装置入口配管の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。

原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。

水素の排出経路内の水素濃度を計測するためのフィルタ装置入口水素濃度計は、可搬型窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認で

き，配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。

(5) 環境条件等

a. 環境条件

(a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等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、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(b) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を施設する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。

荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を、発生頻度を踏まえて適切に考慮する。

重大事故等発生時の環境条件については、格納容器圧力逃がし装置は原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）、屋外（格納容器圧力逃がし装置の使用により影響が与えられる区画）に設置することから、その区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

また、重大事故等発生時のプロセス条件（流体温度、圧力、流速）において、その機能が有効に発揮できる設計とする。

さらに、フィルタ装置内に貯留しているスクラビング水は薬品を含むため、薬品影響を考慮した設計とする。（別紙43）

b. 設置場所

(a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(b) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の起動に必要な弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。（別紙16）

このフレキシブルシャフトは、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。（別紙48）

可搬型窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。（別紙18）

重大事故等発生時の環境条件については、可搬型窒素供給装置は、

屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計(サンプリング設備含む)による監視に必要な弁等は、重大事故時における二次格納施設内及び原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

(6) 操作性及び試験・検査性について

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性

ア. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の起動は、隔離弁を開弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。(別紙16)

中央制御室設置の制御盤での操作スイッチは、運転員の操作性を考慮した設計とする。

現場での操作に対して、フレキシブルシャフトは想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。(別紙48)

また、操作場所までの経路を確保するとともに、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備し、専用工具は、作業場所の近傍で保管する。

可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置への窒素の供

給は、可搬型窒素供給装置に接続したホースを外部接続口へ接続し、窒素供給元弁を開弁することによって行う。

操作を確実なものとするため、操作環境として、可搬型窒素供給装置、ホース接続箇所及び窒素供給元弁は放射線の影響をなるべく受けない場所へ設置する。また、操作場所及び接続場所までの経路を確保するとともに、経路上には操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、作業に必要な工具は、確実に取り扱うことができるように、一般的に用いられる工具を使用する。専用工具は、作業場所の近傍で保管又は専用工具を使用する可搬型窒素供給装置と共に運搬できる設計とする。可搬型窒素供給装置の運搬・設置等が確実に行えるように車両への配備（車載）を行う。

フィルタ装置入口水素濃度計は、監視に必要なサンプリング設備の弁等の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性

ア. 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常待機時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉建屋ガス処理系、換気空調系、耐圧強化ベント系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。

また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合い弁である空気駆動弁については、フェイルクローズであるため、系統の切替えは可能である。耐圧強化ベント系との取合い弁については電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。

可搬型窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

ア. 規制基準要求事項

・可搬型重大事故等対処設備において、常設設備と接続するものにおいては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

イ. 規制基準適合性

可搬型重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置と常設設備である外部接続口との接続は、容易かつ確実に接続できるように、簡便な接続規格を用いるとともに、識別表示を行うことで操作が確実に行える設計とする。

(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

ア. 規制基準要求事項

・想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

イ. 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁等の現場操作場所までの経路は、移動に支障をきたすことがないように、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行う。

可搬型窒素供給装置は車両へ配備し、経路は地震、津波による被害を想定し、経路確保のための重機を配備することで、可能な限り早急に移動ルートを確保する。

b. 試験・検査

(a) 規制基準要求事項

・重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること

(b) 規制基準適合性

格納容器圧力逃がし装置の機械設備、電気設備、計装設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検により、設備性能を確保していることの確認ができる設計とする。

以上より、第 43 条の要求事項に適合している。

5.6 第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

(1) 規制基準要求事項

・発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

a. 格納容器圧力逃がし装置の設置

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 設計基準事故対処設備との多様性，独立性，位置的分散

格納容器圧力逃がし装置は、最終ヒートシンクである海へ熱を輸送する機能を有する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプに対して、大気に熱を輸送することから多様性を有しているとともに、系統の独立性及び位置的分散が図られた設計としている。

c. 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系と独立した設備であることから、残留熱除去系が使用不可能となった場合においても、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することが可能な設計としている。

d. 敷地境界での線量評価

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、敷地境界での線量評価を実施している。

以上より、第 48 条の要求事項に適合している。

5.7 第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

(1) 規制基準要求事項

・ 発電用原子炉施設には、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に必要な設備を設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

a. 格納容器圧力逃がし装置の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 放射性物質の低減

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質を低減する設計とする。

c. 可燃性ガスの爆発防止対策

格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げにならない微正圧で動作するラプチャーディスク（圧力開放板）を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置の配管にはUシール部を作らずベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素及び酸素の滞留を防止する設計とする。ベント停止操作等により、水素が滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないように、希釈、掃気ができる設計とする。

d. 他系統との共用

格納容器圧力逃がし装置は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさないよう、接続する系統と弁により分離する設計とする。

e. 原子炉格納容器の負圧防止

重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置を使用しても格納容器が負圧に至ることはないことを確認していることから、負圧破損を防止する設備は設置しない。

f. 隔離弁の操作

格納容器圧力逃がし装置の起動は、隔離弁（電動駆動）を開弁することによって行う。また、停止は隔離弁（電動駆動）を閉弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに現場操作も可能となるように、駆動部にフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

g. 隔離弁操作時の放射線防護対策

電動駆動弁の人力による操作部は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する設計とする。

h. 圧力開放板

本設備には、系統内を不活性ガス（窒素）で置換する際の大気との隔離のため、圧力開放板を設置することとしており、この圧力開放板はベントの妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。

i. 長期的な使用時の悪影響防止

サプレッション・チェンバ及びドライウエルに排気ラインを設置し、系統の冗長性を確保する。接続位置については、長期的にも熔融炉心及

び水没の悪影響を受けにくい場所としている。

j. 設備使用後の放射線防護対策

スクラビング水の補給等，屋外作業を実施する際，ベント実施後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減するため，フィルタ装置格納槽は必要な遮蔽厚さを設けた設計とする。

以上より，第 50 条の要求事項に適合している。

5.8 第 52 条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

(1) 規制基準要求事項

- ・ 発電用原子炉施設には、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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(2) 規制基準適合性

a. 格納容器圧力逃がし装置の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。

b. 格納容器の不活性化

格納容器は、通常運転時より窒素により不活性化される設計となっている。

c. 水素排出経路における対策

格納容器圧力逃がし装置により水素を格納容器外に排出することから、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げとならない微正圧で動作する圧力開放板を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置の配管には U シール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素及び酸素の滞留を防止する設計とする。また、ベント停止操作等により、水素が滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないよう、希釈、掃気できる設計とする。

d. 水素及び放射性物質濃度測定装置の設置

水素を格納容器外に排出する経路において、水素及び放射性物質濃度を監視するための設備を設置する設計とする。

e. 水素濃度の測定

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備を設置する設計とする。

f. 代替電源からの給電

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及びフィルタ装置入口水素濃度計については、代替電源設備の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電ができる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタについては、代替電源設備の常設代替直流電源設備の緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電ができる設計とする。

以上より、第52条の要求事項に適合している。

可燃性ガスの爆発防止対策について

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる^{*1}。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回るが、格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol% 以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol% 未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する（補足 1）。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートに U シール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol% かつ酸素濃度 5vol% 以上の条件に加えて、着火源又は 500℃ 以上の発熱源が必要となるが、格納容器内における着火源等の不確かさが大きいいため、酸素濃度を管理すること

で水素爆発を防止することとしている。

※1 : 熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが熔融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが床面及び壁面共に 30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15 kg であり、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素発生量 700kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol% であることを踏まえると、無視できると考えられる。（別紙 41）

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

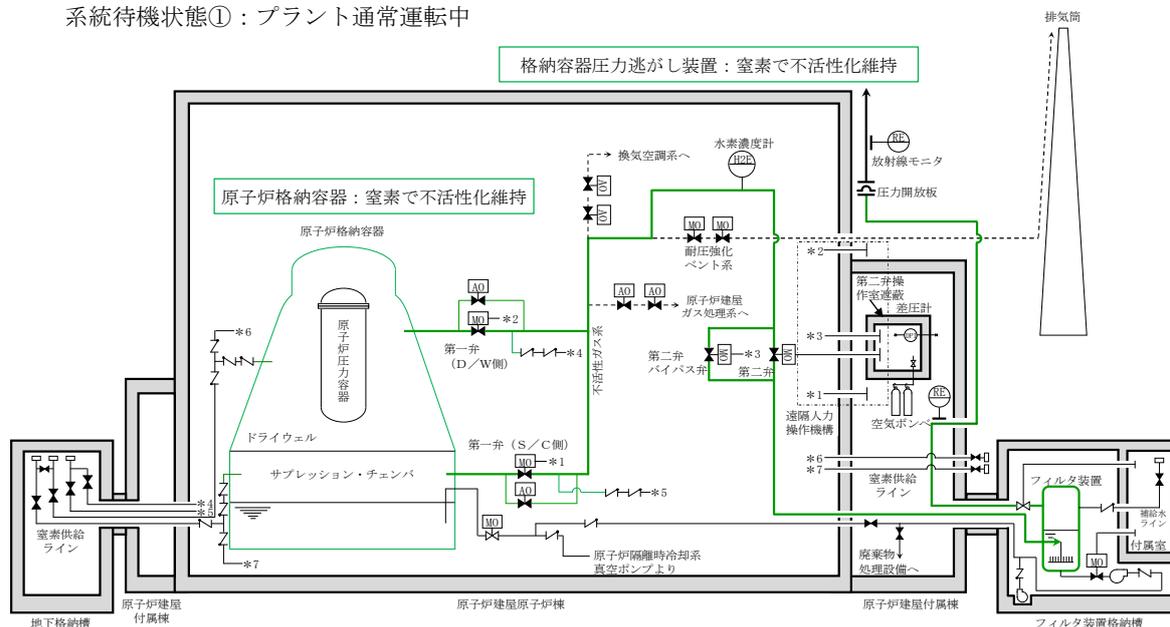
プラント通常運転中においては、格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、格納容器からの排気と比較して、十分低い圧力で開放するよう設計している。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素の発生がないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 1 図に示す。

系統待機状態①：プラント通常運転中



第 1 図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故時，ベント前

(a) 水素爆発防止対策

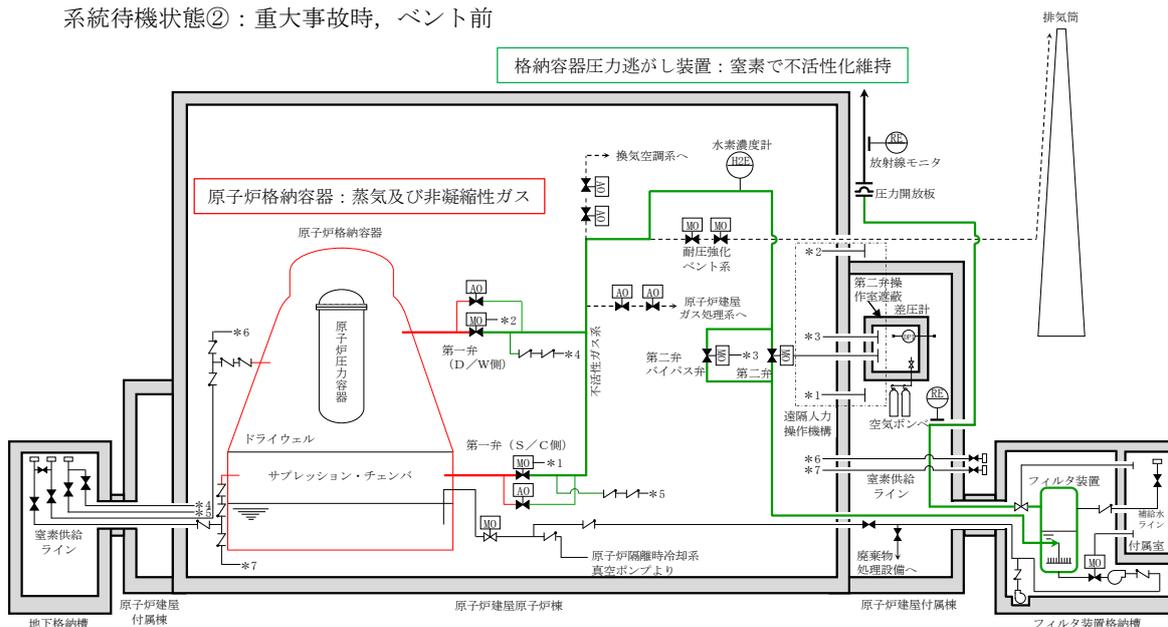
炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素、水素及び酸素が混合した状態となるが、格納容器ベント実施前の系統は格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、系統内に水素が持ち込まれないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 2 図に示す。

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第2図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント開始時において，ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合，酸素濃度が上昇することで，水素爆発が発生するおそれがあるが，格納容器ベント実施前から，格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し，4.3vol%に到達した時点でベント実施する判断基準を設定していること及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため，仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお，このベント実施判断基準については，酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し，酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））の測定誤差である±0.6vol%及び0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また，格納容器内の気体については，格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており，濃度分布がない

め、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））により格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。（補足 2）

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

東海第二発電所では、格納容器内をドライ条件に換算して、5vol% 未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向きの枝管に対しては、水封されることで

混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) の数値が 4 以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を第 1 表に示す。

ドライウエル側第一弁のバイパスライン、原子炉建屋ガス処理系ライン及び第二弁バイパス弁については、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、第 3 図及び第 4 図に示すように、ベントラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ (L/D) を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。

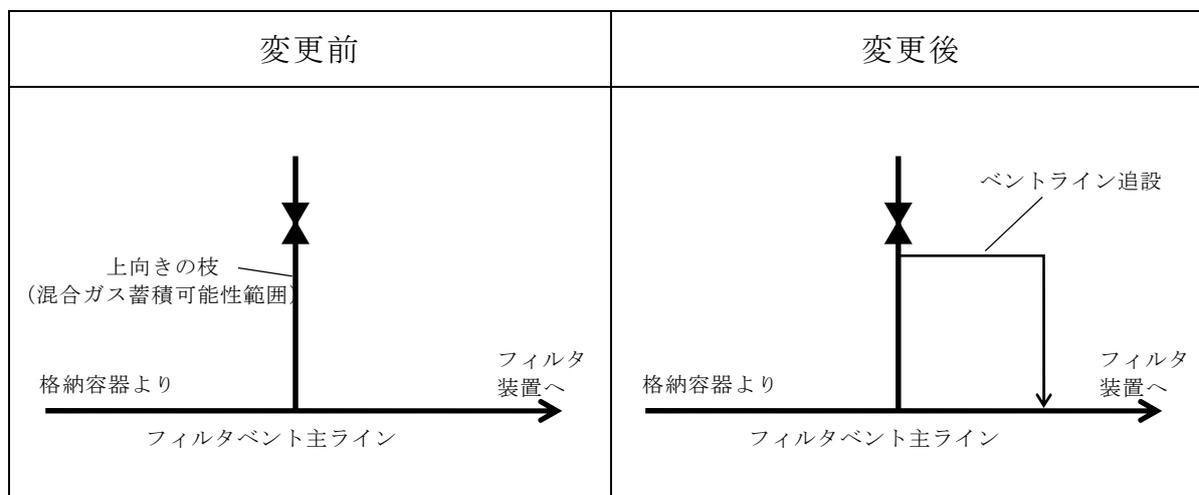
(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。

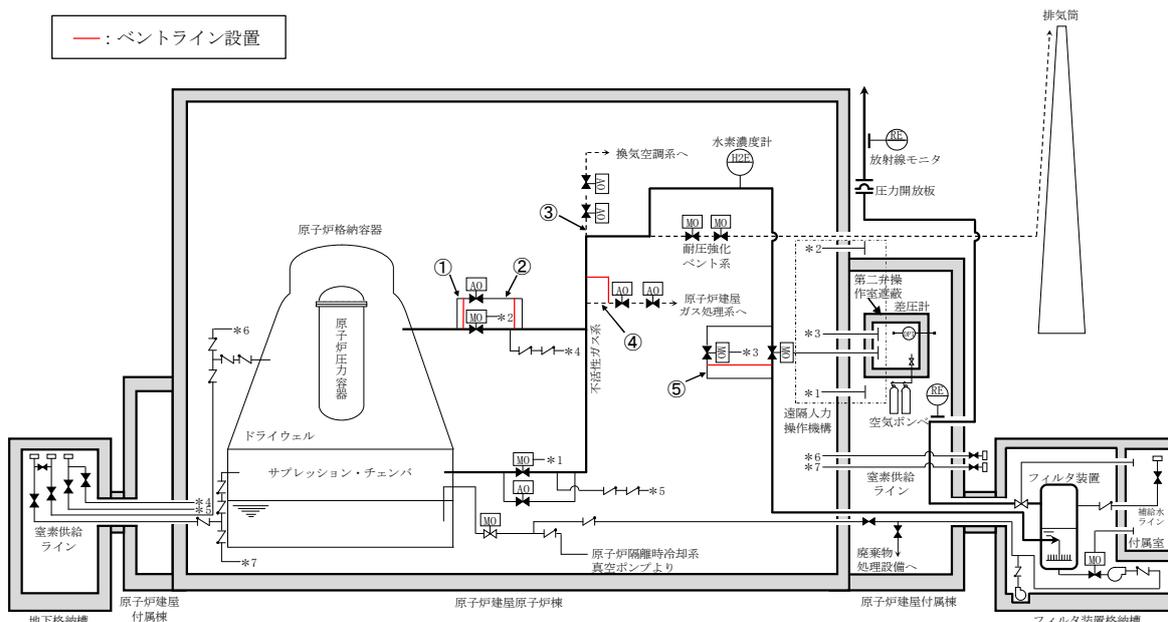
第 1 表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さ と口径等

	分岐箇所*	枝管 長さ L (m)	枝管 内径 D (m)	L/D (-)	混合ガス 蓄積 可能性
①	ドライウェル側第一弁 バイパスライン (上流側)	4.006	0.0495	80.9	有
②	ドライウェル側第一弁 バイパスライン (下流側)	1.115	0.0495	22.5	有
③	換気空調系ライン	0.755	0.5906	1.28	無
④	原子炉建屋ガス処理系 ライン	5.073	0.5906	8.59	有
⑤	第二弁バイパス弁 (下流 側)	7.043	0.4286	16.4	有

※：フィルタ装置に接続される枝管については，不燃限界長さ (L/D) を考慮して，必要に応じてベントラインを設置する設計とする。



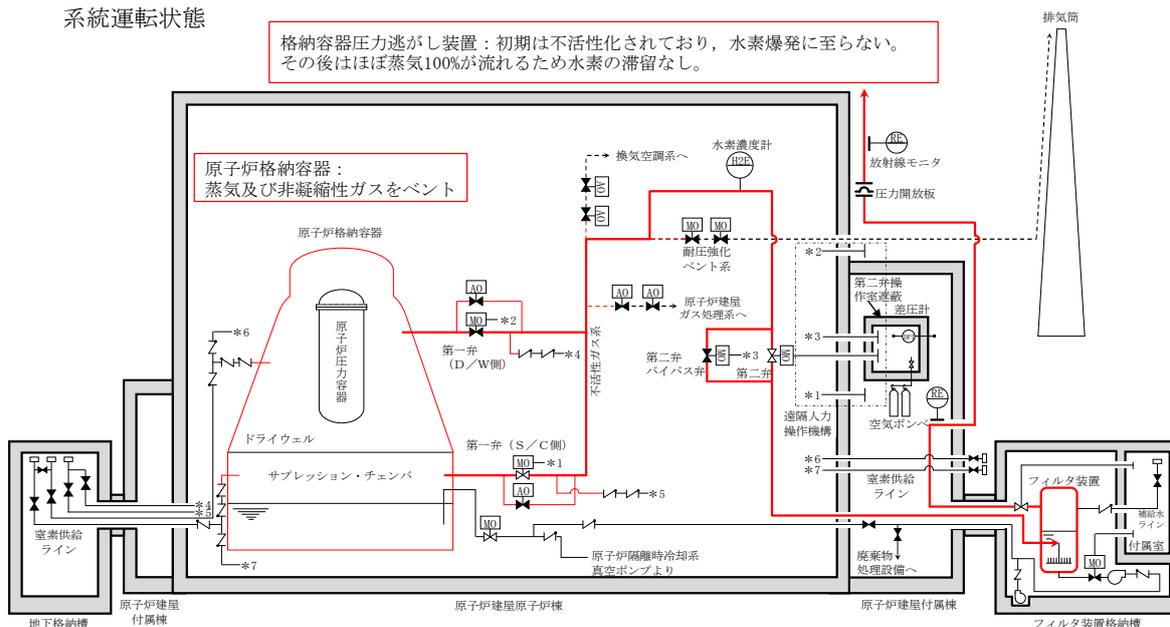
第 3 図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)



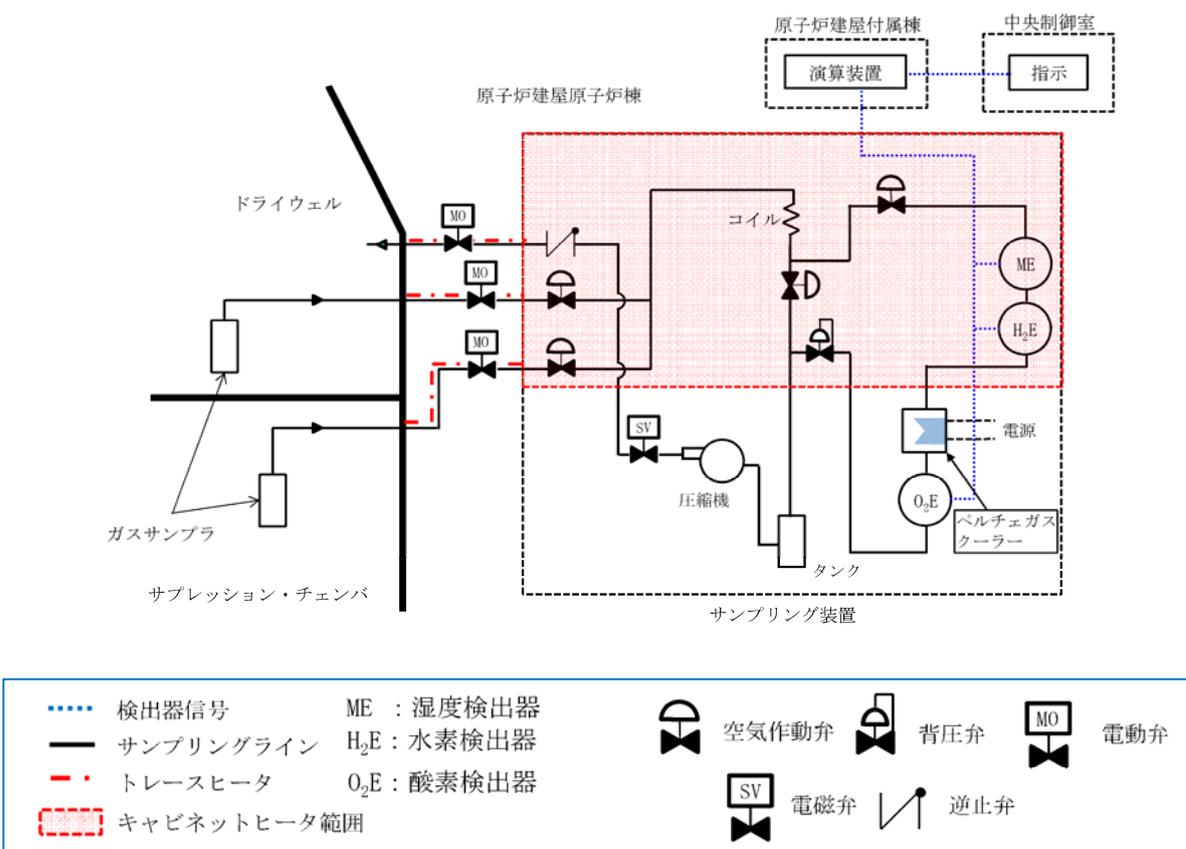
第 4 図 ベントライン設置概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第 5 図に、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S A））の概要図を第 6 図に、有効性評価シナリオ「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しない場合）」における格納容器の気相濃度の推移を第 7 図及び第 8 図に示す。なお、図に示す格納容器の水素及び酸素の気相濃度については、MAAP 解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え、MAAP 解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。

系統運転状態



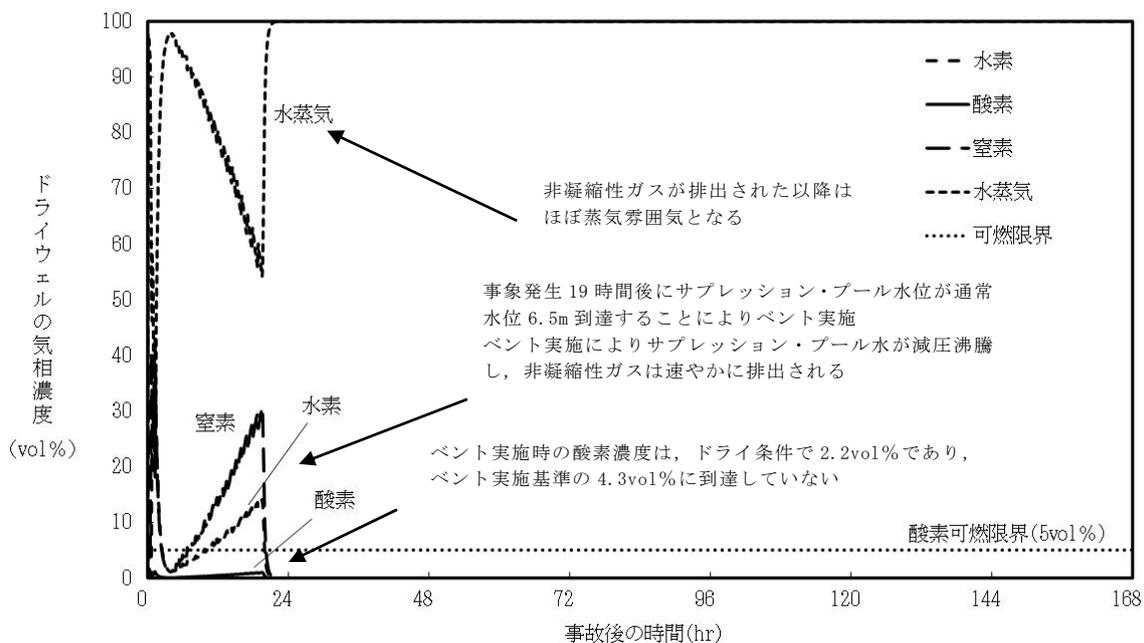
第 5 図 水素爆発防止対策（系統運転状態）



計測周期：サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。

中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

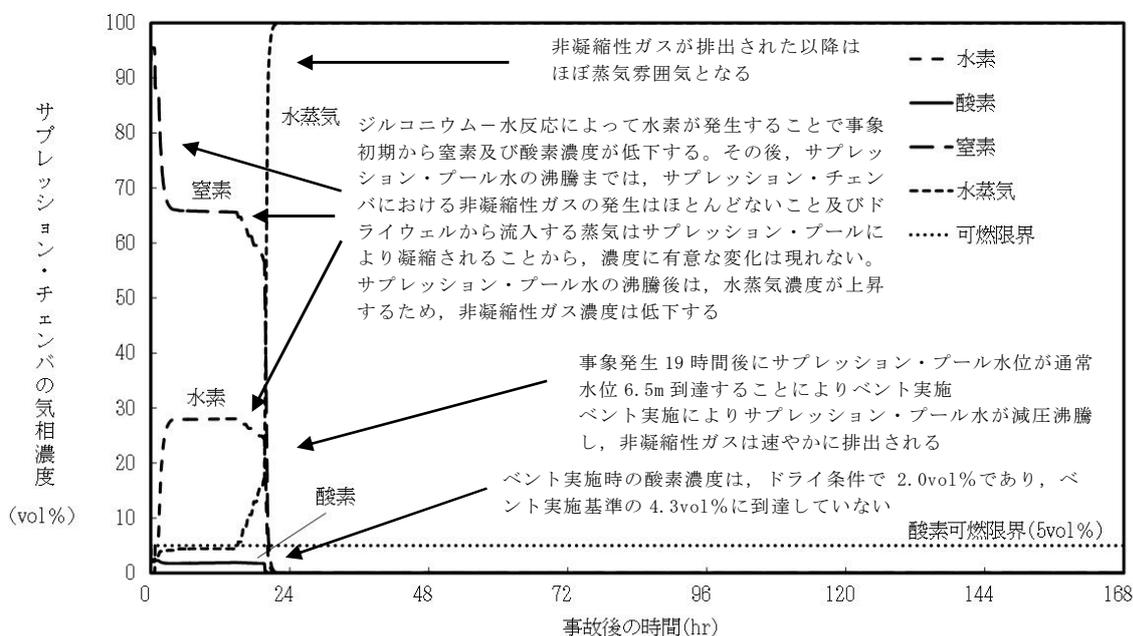
第 6 図 酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度 (SA)）に関する系統概要図



第 7 図 「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しない場合）」における

ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



第 8 図 「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しない場合）」における

サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

(a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッション・プール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

(c) 対向流による空気の流入

格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は第 5 図と同様である。

e. 格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し、系統のパージを継続することで、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

(c) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラビング水の放射線分解によって発生する酸素については、スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が増えるが、蒸気の発生量も崩壊熱によって変化する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

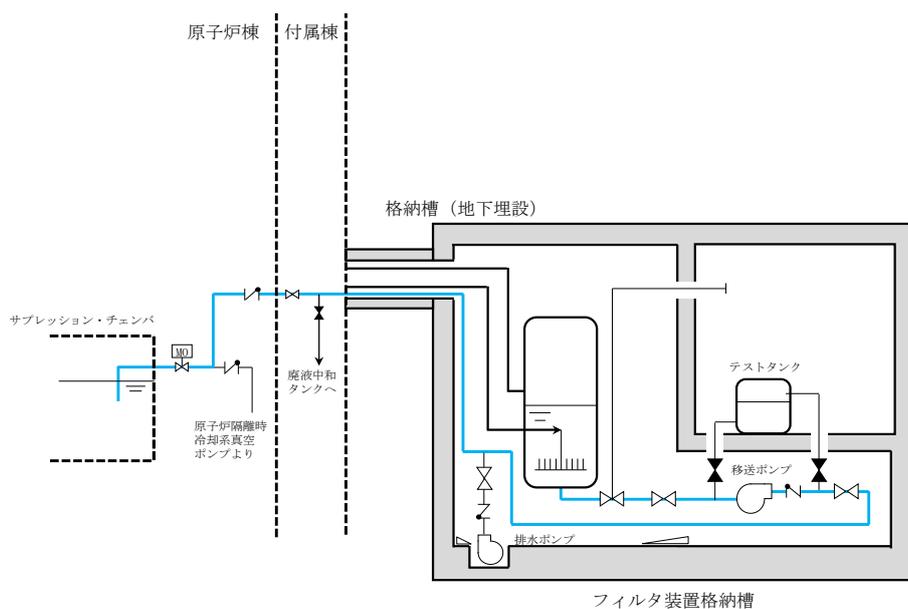
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量の G 値は 0.2 とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned}
 \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1,000 \\
 &\quad / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\
 &= 1,985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 \\
 &\quad / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3,600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\
 &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / \\
 &\quad (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1 \\
 &= 1.68 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \\
 &= 0.085\%
 \end{aligned}$$

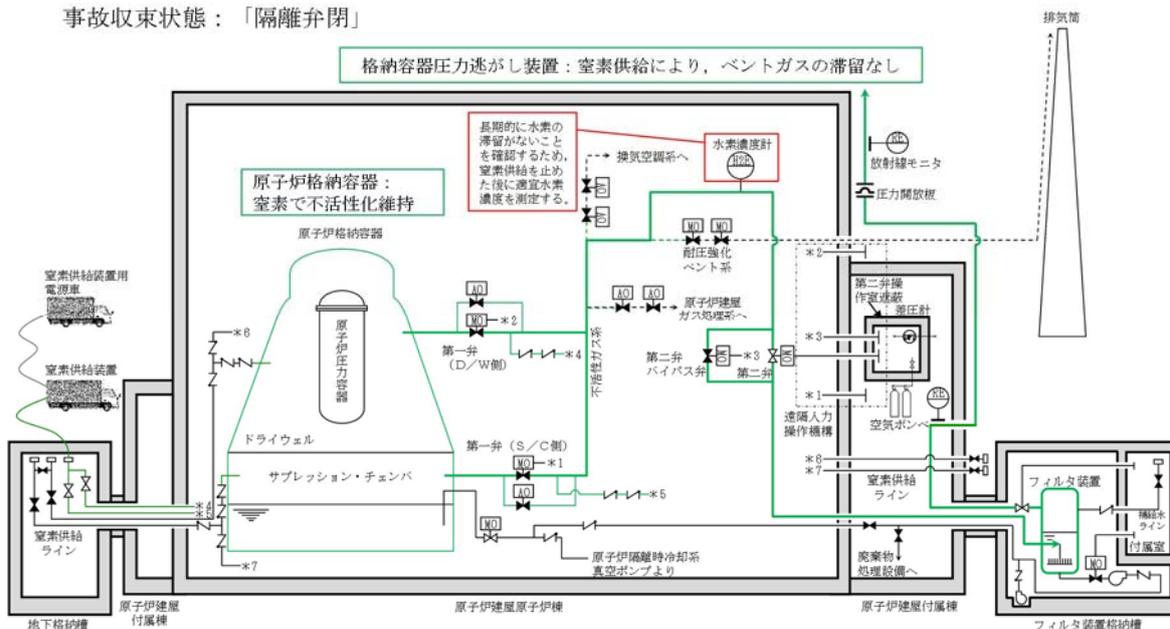
- (d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について
 格納容器ベント停止後は、第9図に示すとおり、移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と共にサプレッション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の格納容器は窒素供給により不活性化されており、更に可燃性ガス濃度制御系によって格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。



第9図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第10図に示す。

事故収束状態：「隔離弁閉」

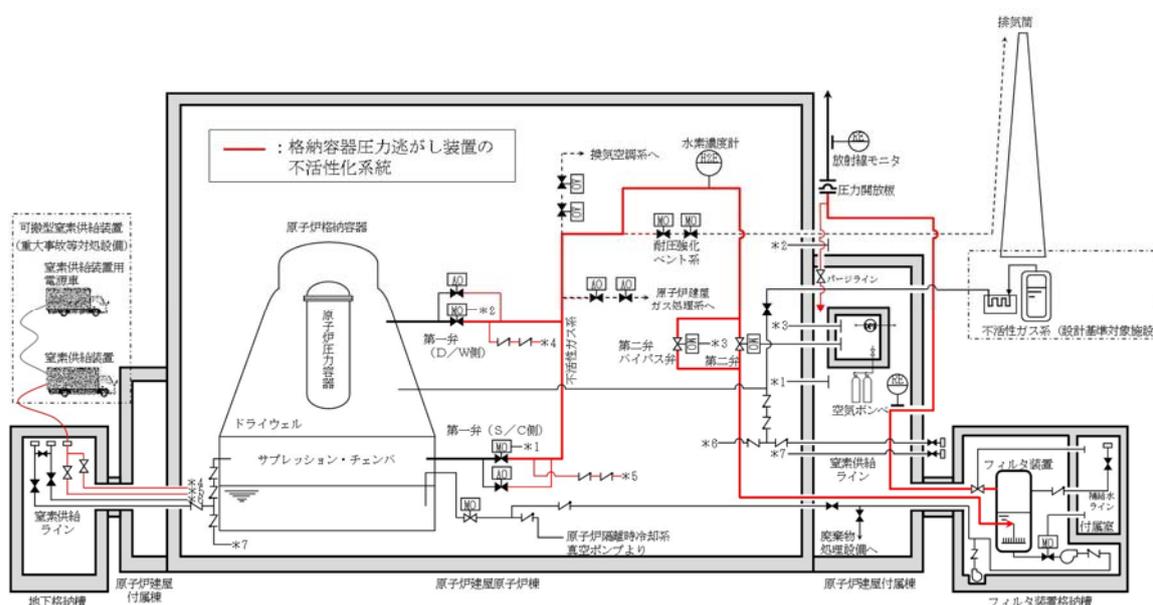


第 10 図 水素爆発防止対策（ベント停止後）

補足 1 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第 1 図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、原子炉建屋付属棟とする。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

補足 2 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)^[1]によって、格納容器スプレーや温度差による自然対流に伴う攪拌効果による十分なミキシングが短時間に得られることを確認している。

有効性評価シナリオ「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しない場合)」において、事象発生後25分から格納容器スプレーを実施すること及び格納容器内の温度差により、格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレーを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレーにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5°Cの温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5°C以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているた

め、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。

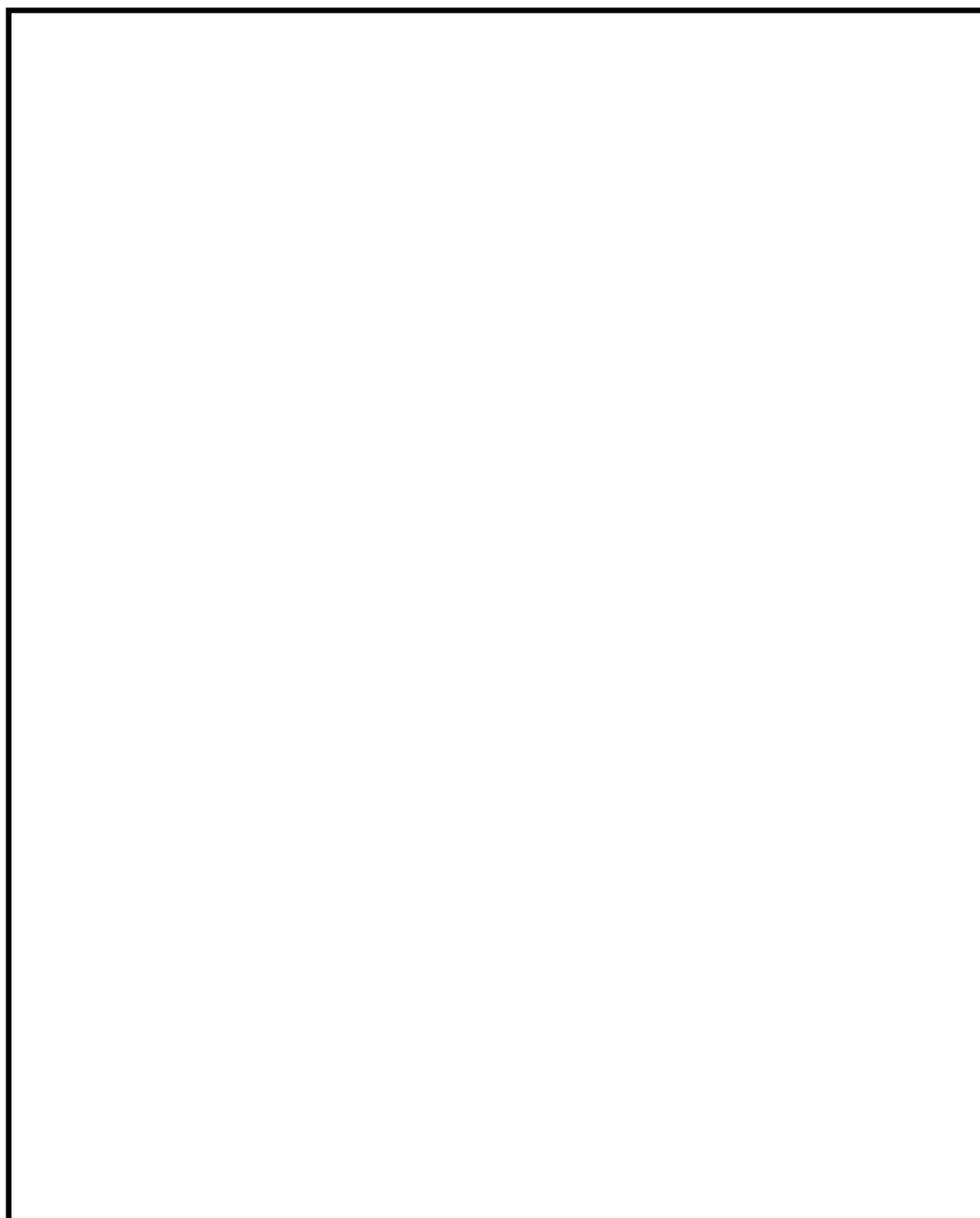
また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見^[2]を以下にまとめる。

- ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

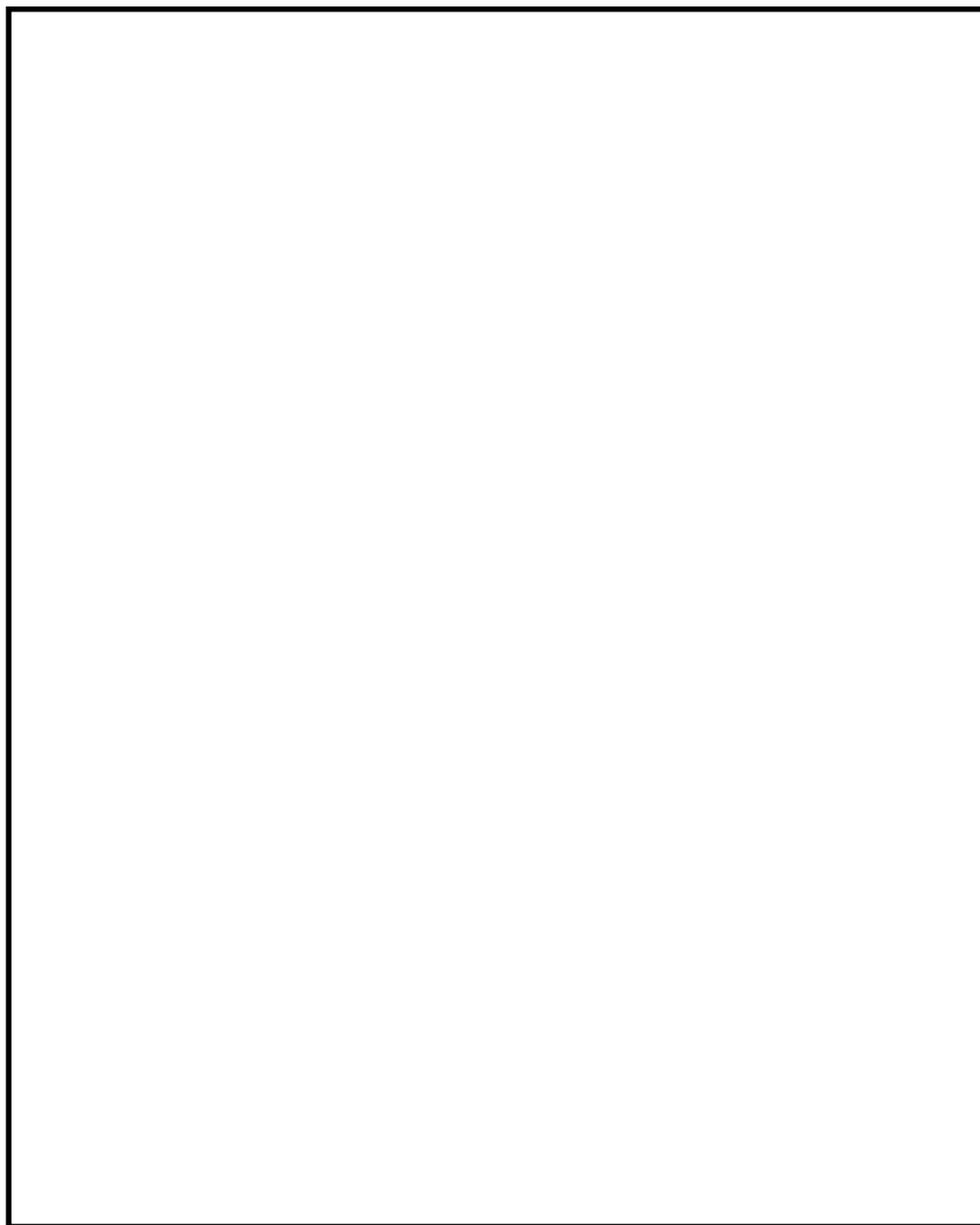
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）

[2] 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）



第 1 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第 2 図 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

格納容器圧力逃がし装置については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。

主な系統設計条件を第 1 表に示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa[gage]	格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd（最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し 200℃とする。
設計流量	13.4kg/s （格納容器圧力 310kPa[gage]において）	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（310kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集、保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38kg）に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、24.4kg とする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。

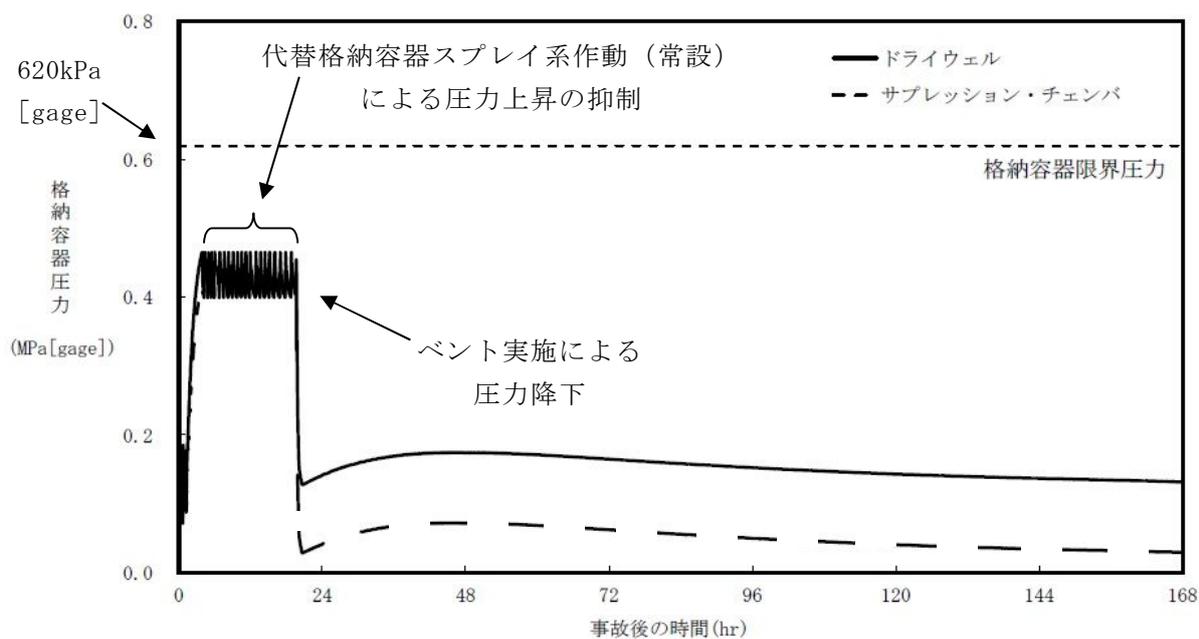
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 620kPa[gage] (2Pd: 最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

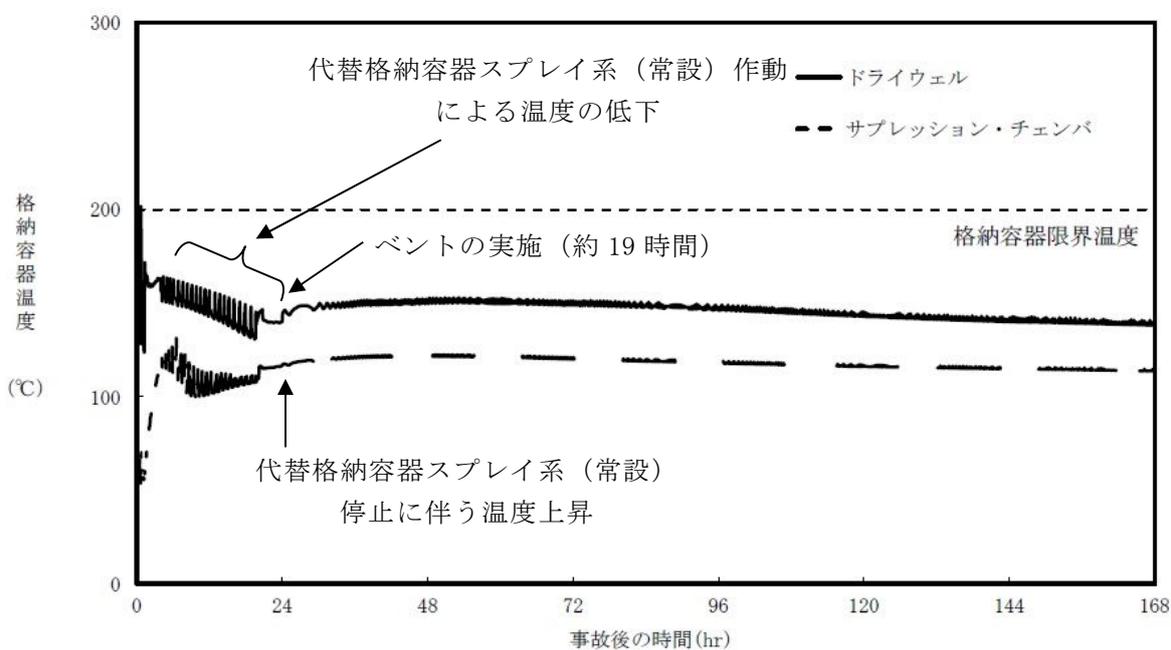
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa[gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 1 図、第 2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa[gage]、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器圧力逃がし装置の構造設計に使用される。



第 1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

(参考) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の健全性について

ベント中のフィルタ装置（容器）について，設計上考慮している最高使用圧力（620kPa[gage]），最高使用温度（200℃）を超える場合の構造健全性を評価する。

・評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として，高温状態で内圧を受け，過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について，「発電用原子力設備規格 設計建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））J S M E S N C 1-2005/2007」（以下，「設計・建設規格」という）に示される，内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により，温度（フィルタ装置温度における材料の許容引張応力），圧力をパラメータとして，フィルタ装置（胴部）の構造健全性が確保される，温度と圧力の組合せを評価する。

・評価

設計・建設規格のP V C-3122 (1) 項に準拠し，設計・建設規格「表 5 鉄鋼材用（ボルト材を除く）の各温度における許容引張応力」に規定される，50℃から 450℃の各温度における許容引張応力を与えることで，構造健全性が確保できる圧力（以下，「許容圧力」という。）を算出する。

$$t = \frac{PD_i}{2S \eta - 1.2P}$$

ここで，

t : 胴の最小厚さ

P : 許容圧力 (MPa)

Di : 胴の内径 4,600 (mm)

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率 ($\eta = 1$)

・ 評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果、第 3 図に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力 (620kPa[gage])、最高使用温度 (200°C) を超える圧力、温度でも構造健全性を有する結果が得られた。



第 3 図 フィルタ装置 (胴部) の必要最小板厚の式を用いた評価結果

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2 時間後～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の 1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 1Pd とする。

c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 (3,293 × 10³ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピ (2,739 kJ/kg @1Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピ (251 kJ/kg @60℃※)

※格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度

以上より，系統流量は 48t/h となることから，13.4kg/s を格納容器圧力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は，配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお，格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には，その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり，格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4kg/s 以上となり，より蒸気を排出しやすい状況となる。

(3) フィルタ装置内発熱量

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内発熱量は，原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 500kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき，ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する FP による崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

【フィルタ装置内発熱量】

= 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FP の格納容器への放出割合】

÷ 【③格納容器内の DF】

× 【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】

① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後約 2 時間後～3 時間後に格納容器圧

力逃がし装置が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1%とする。

② FP の格納容器への放出割合

NURREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61%で代表させる (第 2 表参照)。

③ 格納容器内の DF

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する試験 (NSPP 試験等) では、格納容器のエアロゾルは数時間程度で 1/10 程度まで減少している結果が得られており、格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10*とする。

※事象発生から 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間) 後には、より大きな DF が期待できること及び MAAP 解析でもより大きな DF を見込んでいる (別紙 17 第 1 図) ことから、設計条件として適用性があると考え。

④ フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

NURREG-1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22%とする (第 3 表参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015%である 500kW (3,293MW × 0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

第 2 表 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

第 3 表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約 2 時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

(4) エアロゾル移行量

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第 1 表に示す。

第 4 表 格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用しない場合）	1g	5,000g

一方、格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

a. 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を第 5 表に示す。

b. 核分裂生成物の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、各核種グループの放出割合を設定する（第 2 表参照）。

c. 格納容器内の D/F

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、

D F 10 とする。

以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約 38kg となる。

評価式を以下に示す。

【エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$$

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg, BWR については 30kg としている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は 150kg と規定されている。

第 5 表 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合(-)	エアロゾル移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	3.8E+01

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

(参考) ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において格納容器内にて発生する動的荷重

重大事故等発生時において、格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重には以下のものがある。

- ① ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ② プールスウェル荷重
- ③ ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④ 逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤ 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

①～③は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また④、⑤は、ベント開始の判断基準である格納容器圧力 2Pd に近づいた状態では、原子炉圧力は、原子炉冷却材喪失事故や逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離時冷却系も運転していないことから、2Pd ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから、ベントの判断基準である格納容器圧力 2Pd における格納容器の加圧は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要はない。

スクラバ容器の設計に当たっては、最高使用圧力 2Pd、最高使用温度 200℃ の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物であるベンチュリノズルについては、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、JAVA 試験にて得られた知見を踏まえた圧力振動を考慮して強度評価を実施している。(第 6 表参照)

第 6 表 スクラバ容器の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
スクラビング装置（容器）	静的荷重	内圧荷重（最高使用圧力）	JSME 設計・建設規格に基づき，荷重に対する必要板厚を算出し，最小板厚が必要板厚を満足することを確認する。
	動的荷重	内圧荷重，地震荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次+二次応力を算出し，耐震設計技術規程で定める許容値を満足することを確認する。
内部構造物（ベンチュリノズル）	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
	動的荷重	差圧荷重，地震荷重	ASME Sec. II， III， VIIIに基づき評価
		水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏まえて，圧力振動を評価

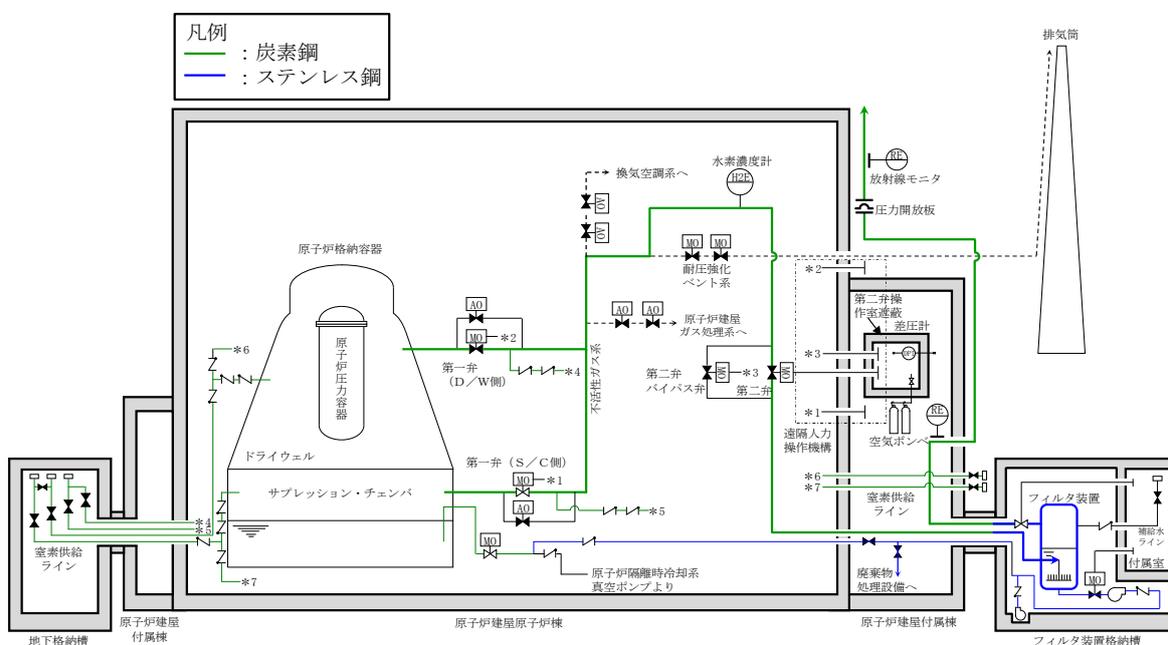
格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器，配管等に使用する材料については，ステンレス鋼，炭素鋼を使用しており，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件においてその機能が発揮できるように，構造設計を行っている。また，炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外表面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，シリコン系等の防食塗装を行う。

第 1 表に主要な設計条件を，第 1 図に材質範囲を示す。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置設備の主要設計条件

最高使用圧力	620kPa [gage]
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス 2
耐震仕様	基準地震動 S_s にて機能維持



第 1 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、クラス 2 設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。

具体的な設計上の考慮事項を第 2 表に示す。

第 2 表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> ・溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 ・スクラビング水が高アルカリ性 であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 ・フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第 3 表参照） ・接液部は、スクラビング水が高アルカリ性 であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。

第 3 表 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
ベント配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり、格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラビング水が格納槽に漏えいした場合であっても、早期に検知し、漏えい水を移送できるよう、排水設備を設置するとともに、格納槽の想定水没部を防水処理することで、汚染の拡大防止を図る計画としている。（別紙 47）

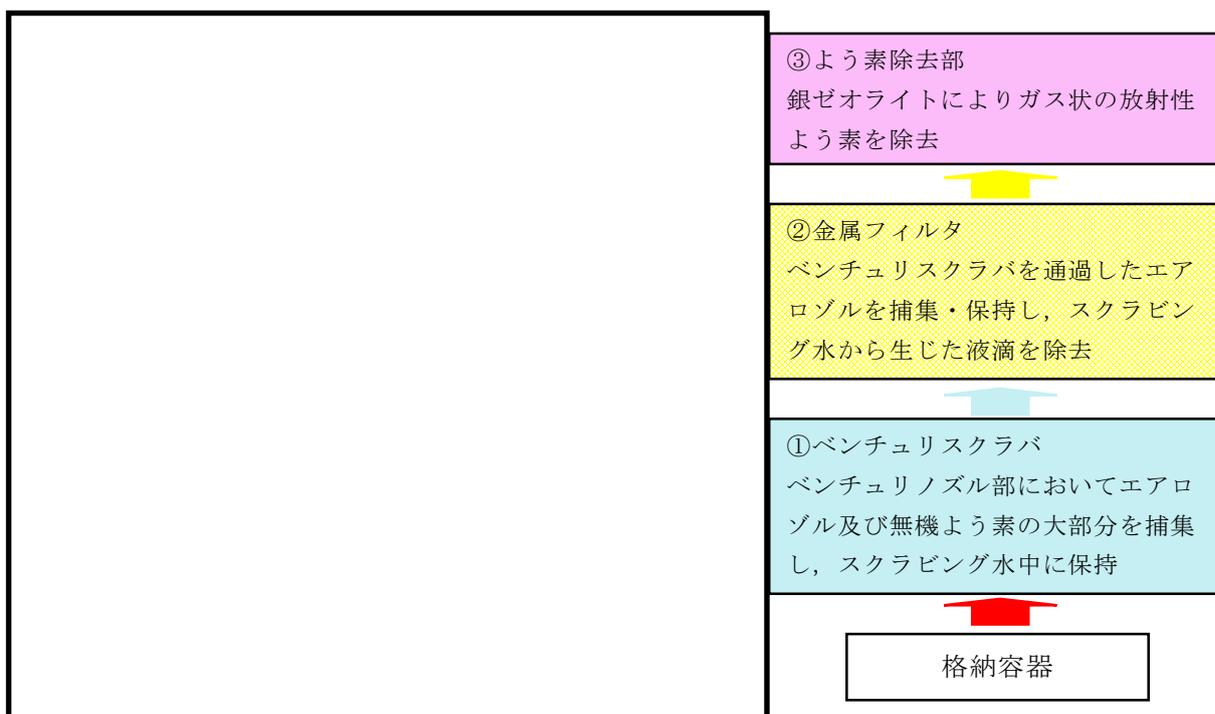
フィルタ装置の各構成要素における機能について

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。

- ①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板
- ②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ
- ③よう素除去部…銀ゼオライト

*②と③の間に流量制限オリフィスを設ける

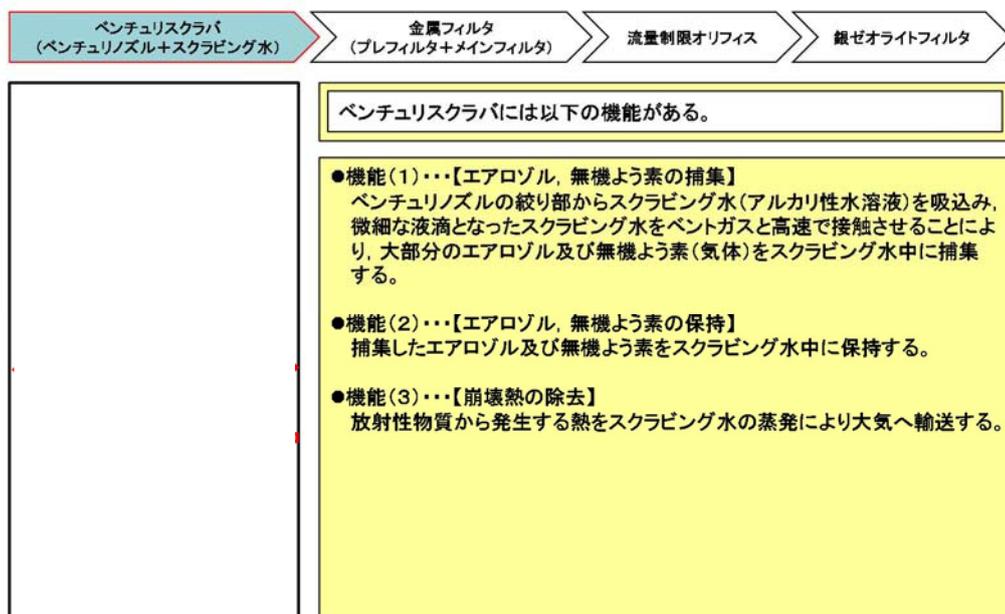
ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。



第1図 フィルタ装置の機能模式図

[フィルタ装置の各構成要素における機能の概要]

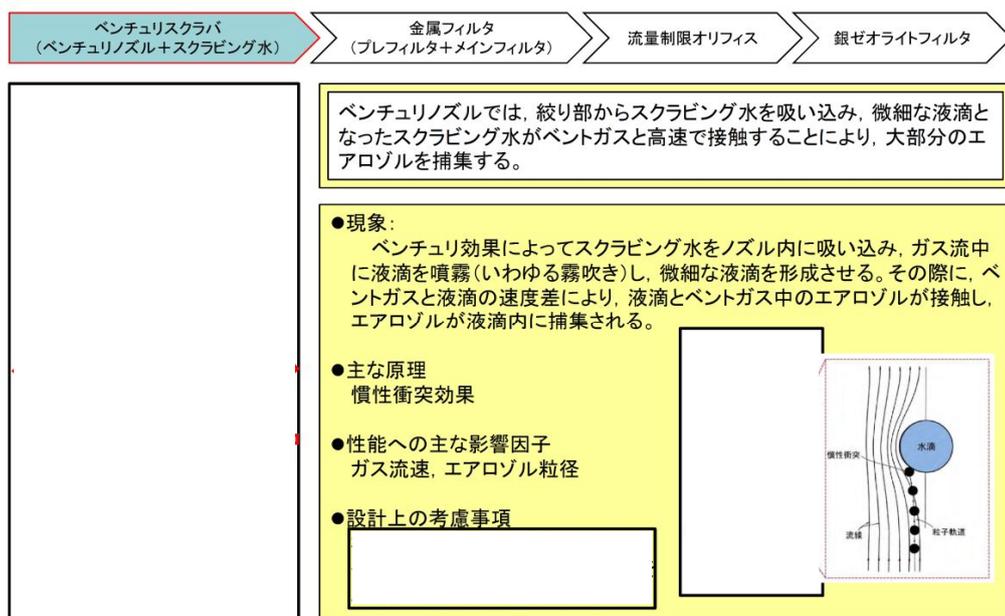
①ベンチュリスクラバの機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

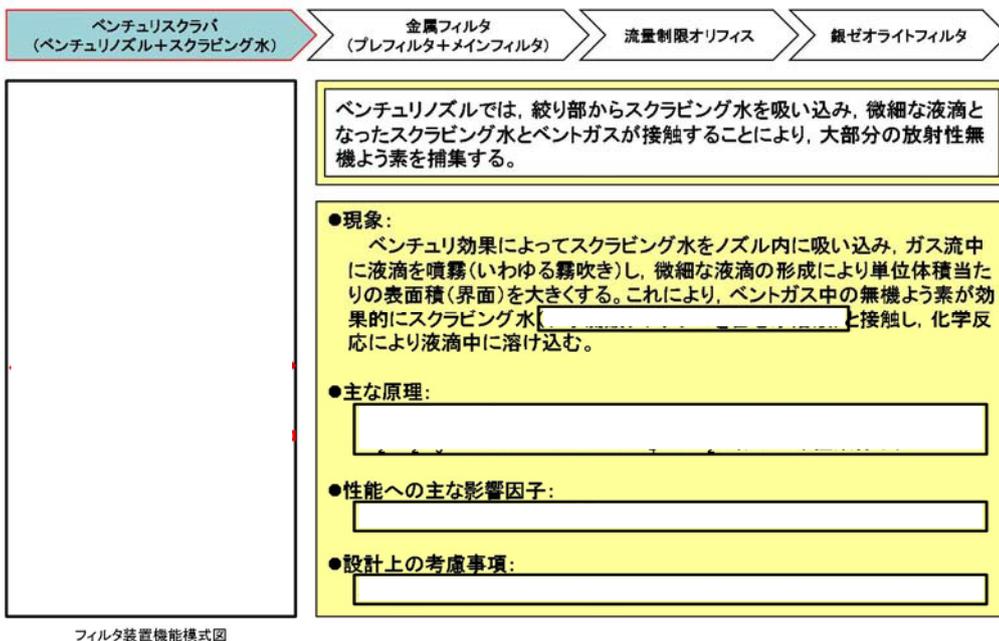
①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】



フィルタ装置機能模式図

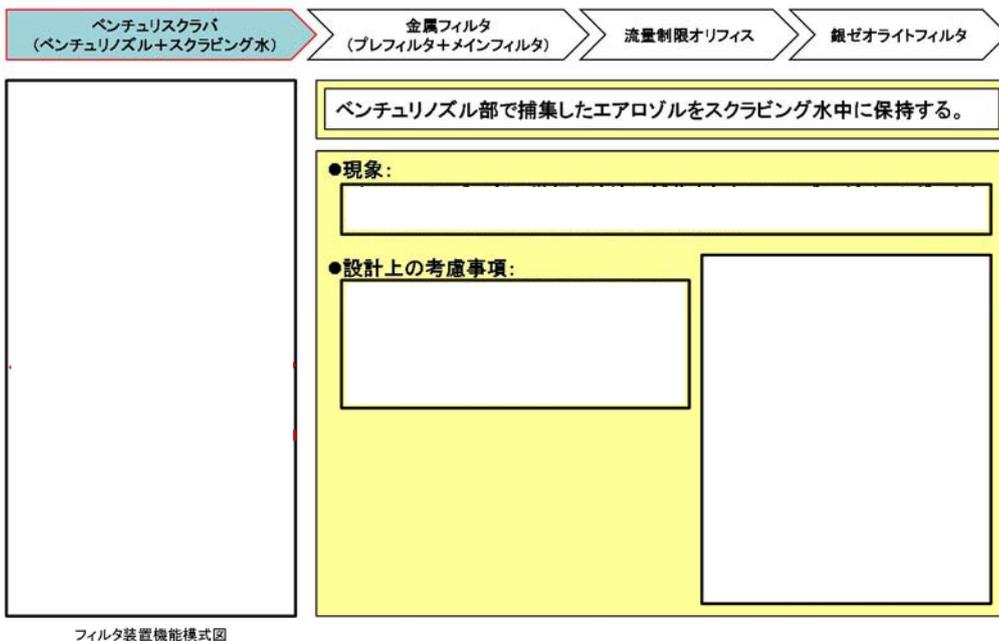
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】



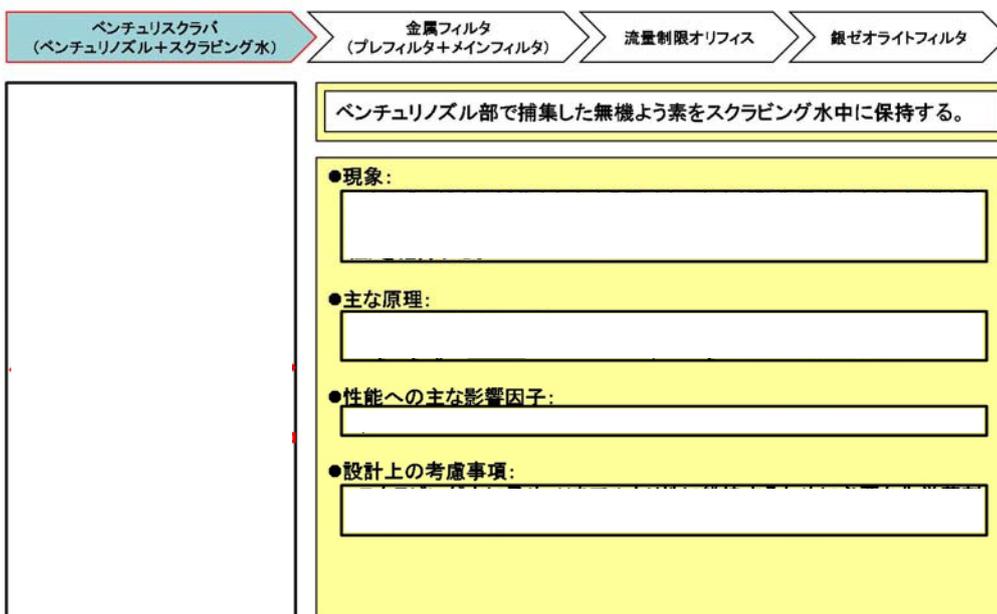
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

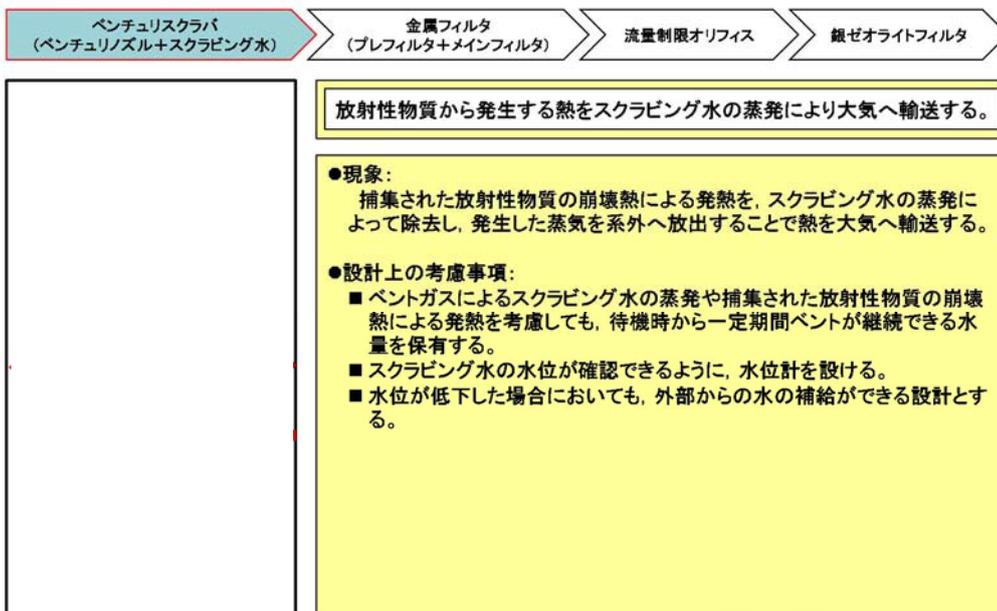
①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

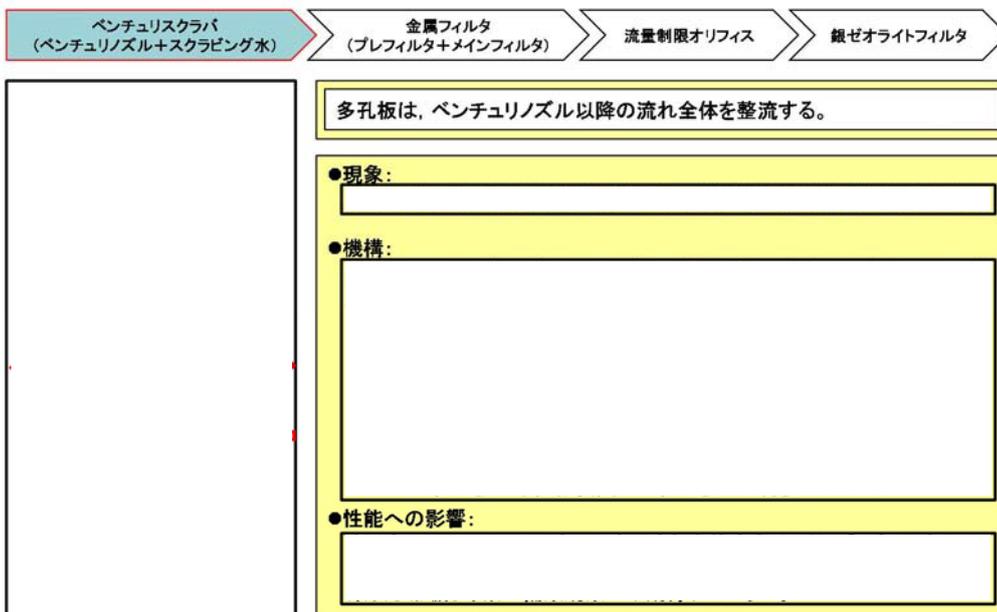
①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

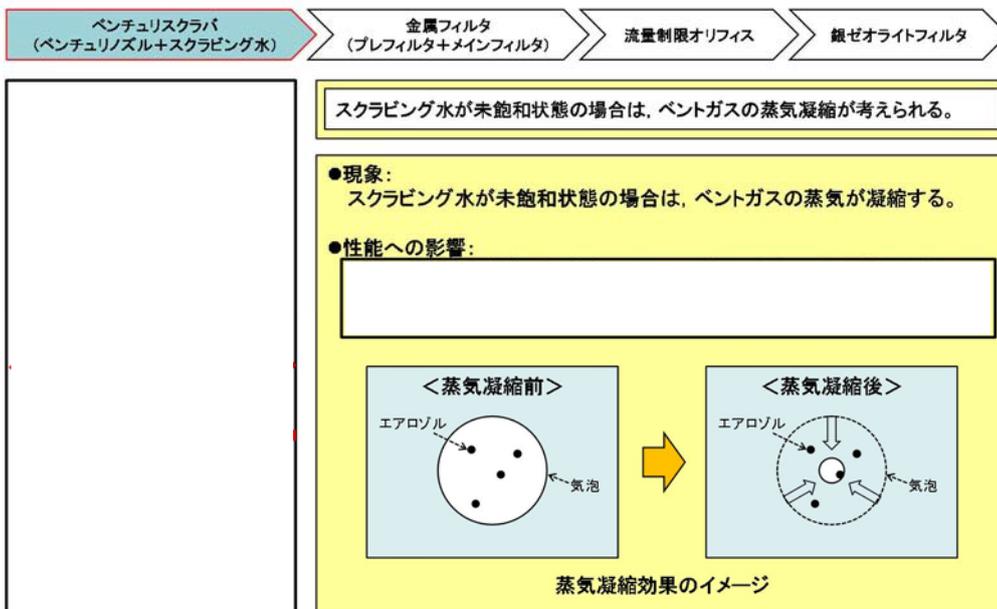
①多孔板の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

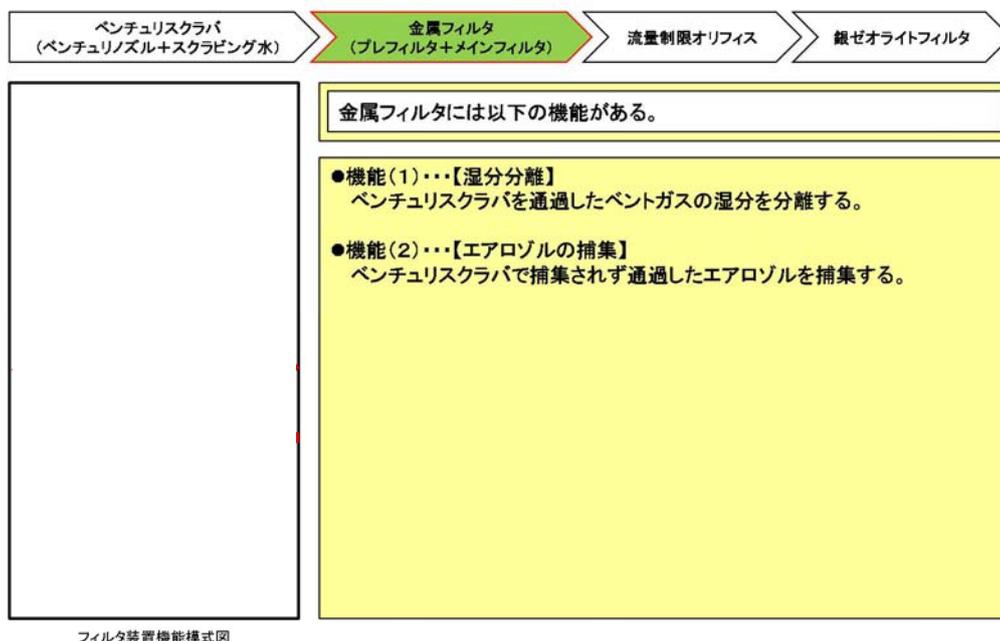
①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】



フィルタ装置機能模式図

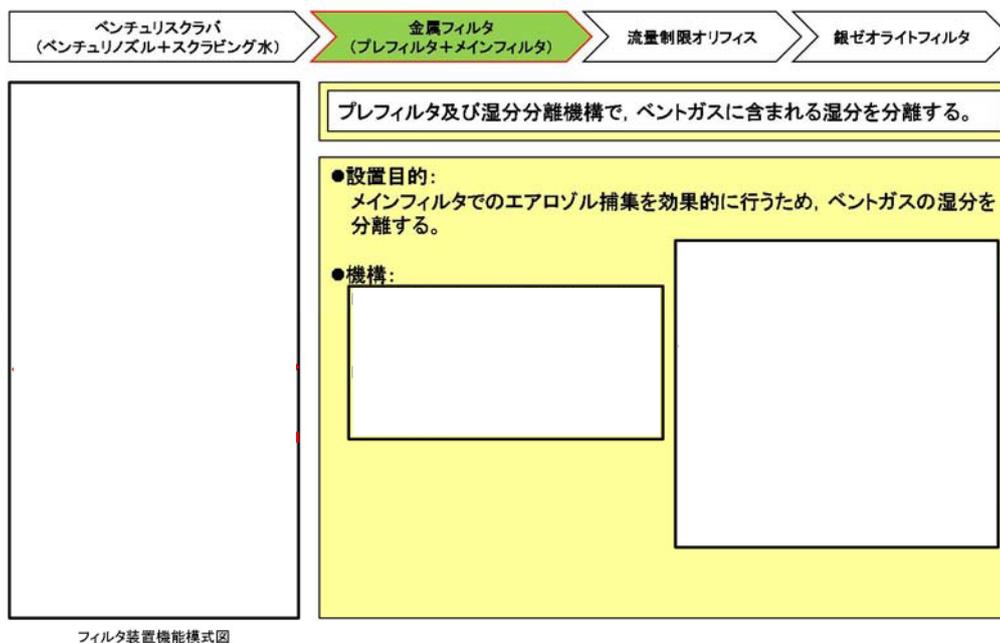
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能



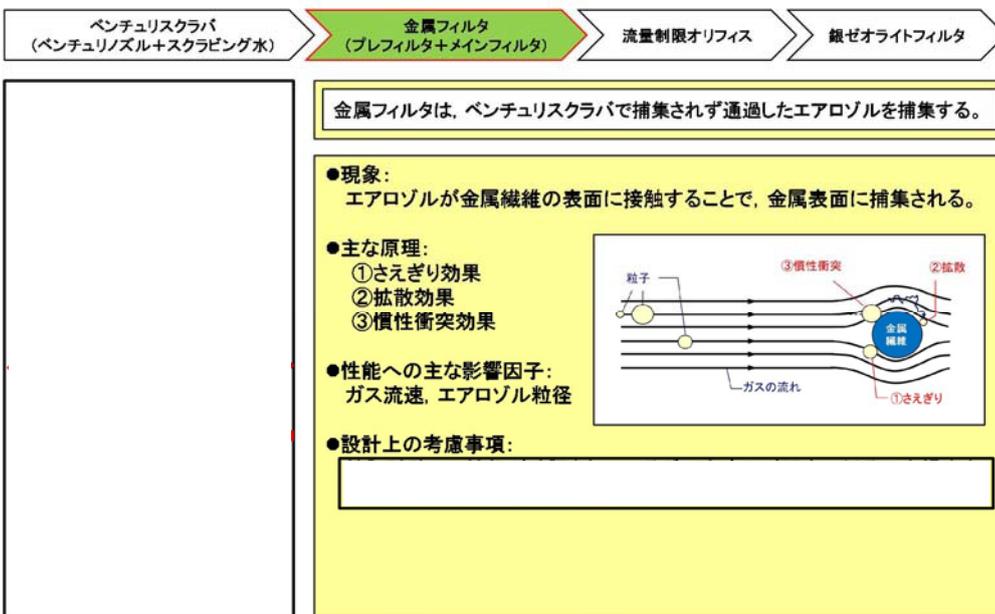
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

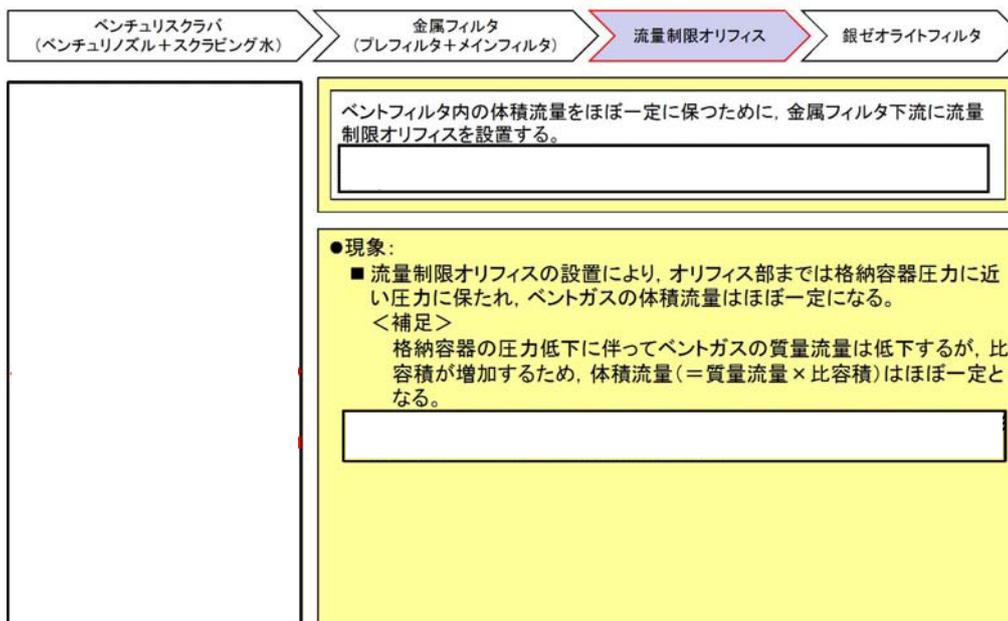
②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

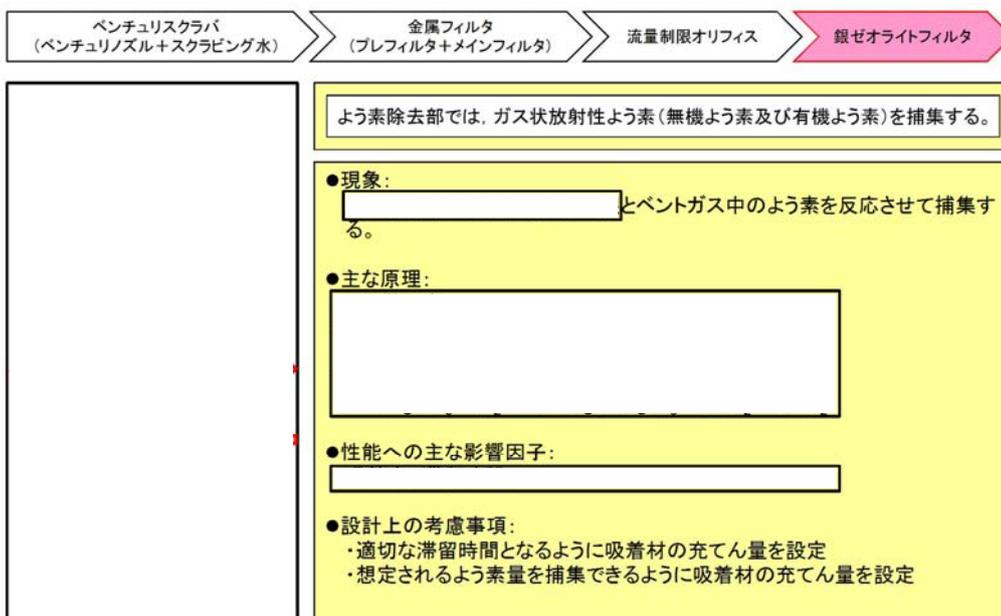
③流量制限オリフィスの機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

④よう素除去部の機能



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

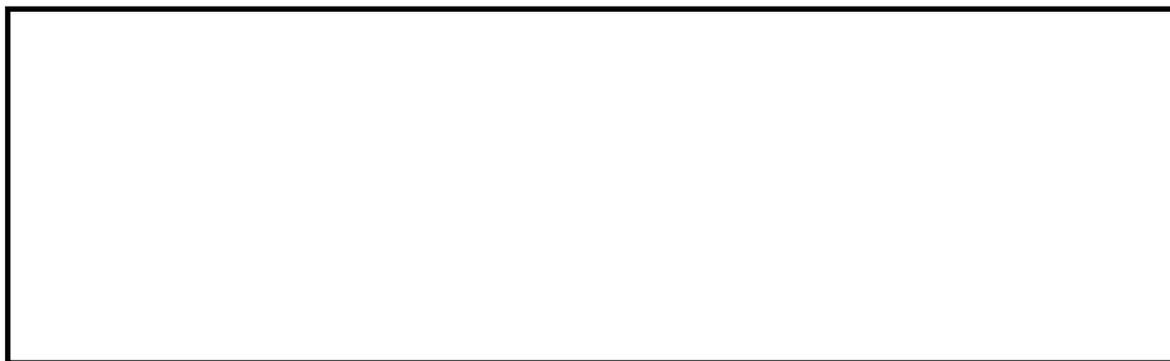
金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

(1) ドレン配管の閉塞

金属フィルタのドレン配管の内径は [] であり, 金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい [] ことから, ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

(2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止

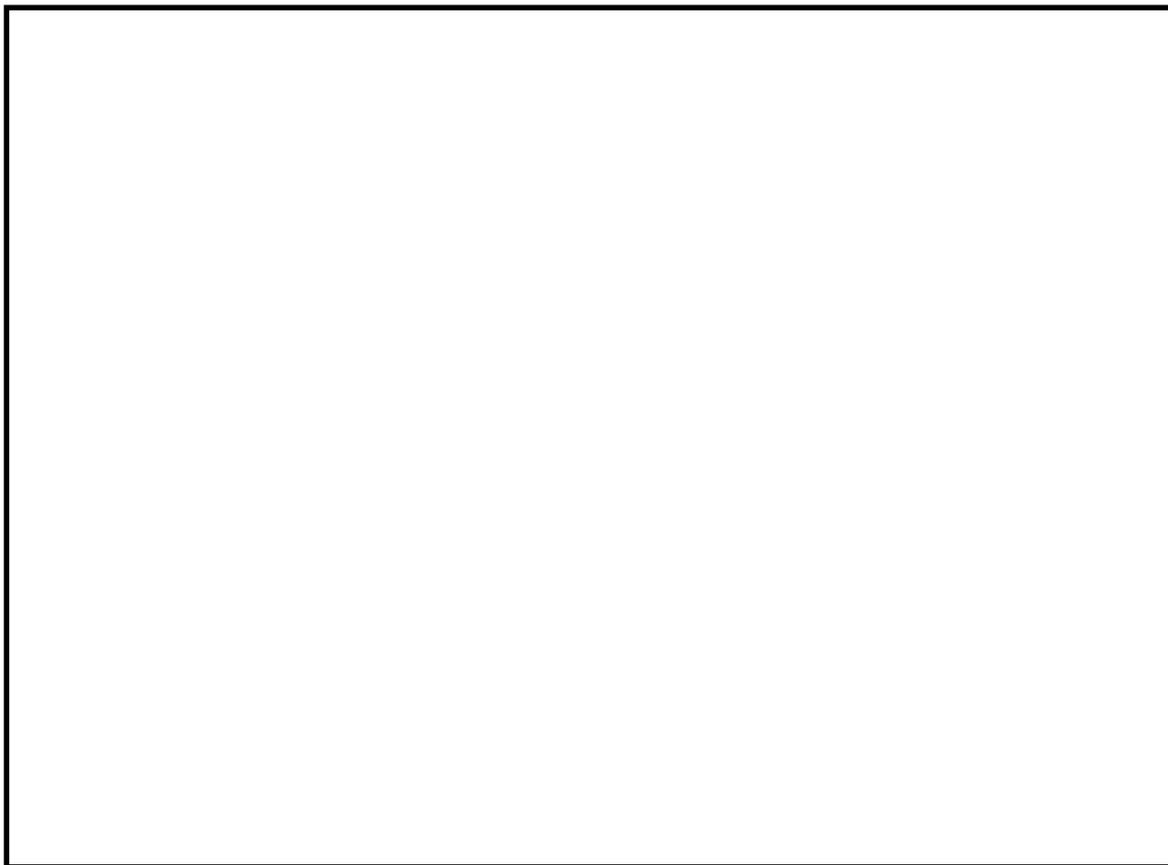
金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合, 金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し, 金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。



実機ではプレフィルタ部の圧損は [] であり, ドレン配管の逆流を考慮しても, スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお, 系統待機時, 運転中を通して, フィルタ装置の水位は水位計により監視し, 水位が上限水位となる前に排水する計画としている。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第 1 図に示す。



第 1 図 フィルタ装置のスクラビング水位

流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。



なお、格納容器圧力 $1P_d$ で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 $2P_d$ によるベントの場合においても必要量は排出できる。



オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



$$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{システム}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \quad \dots \dots \dots (\text{式 4})$$

V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



概算評価結果を第 1 表及び第 1 図に、格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第 2 図に示す。

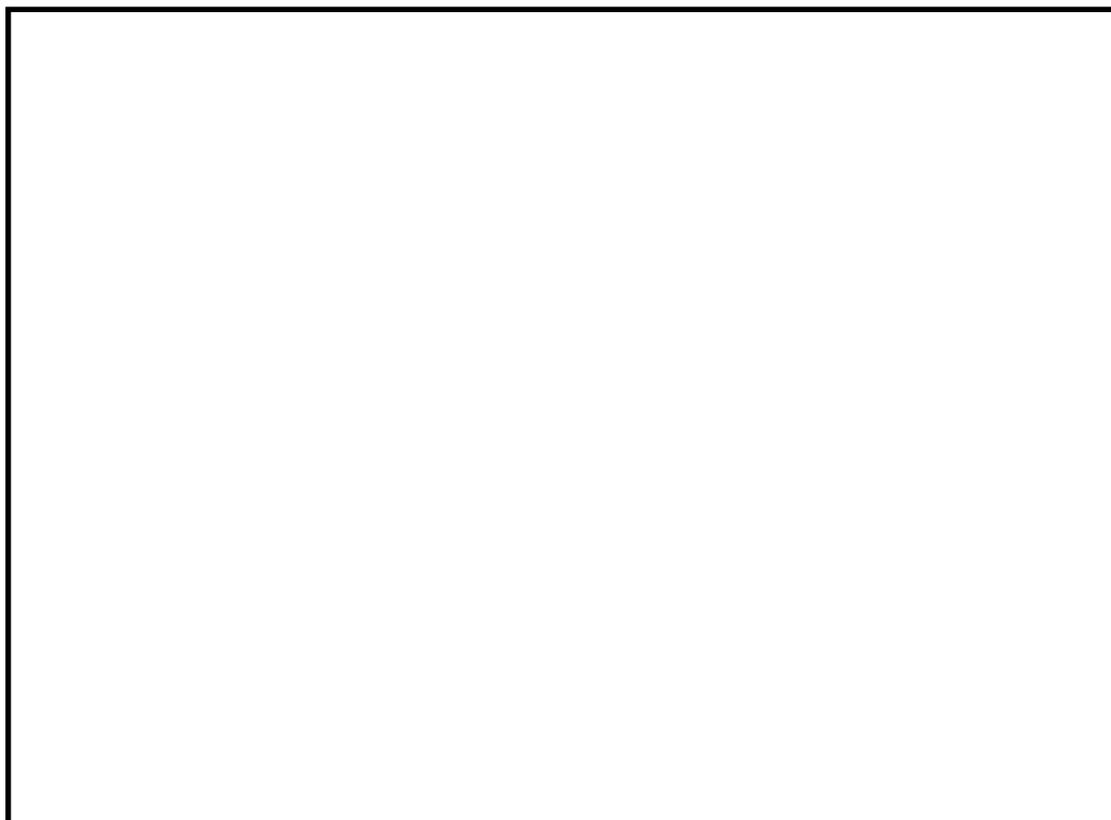


第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）

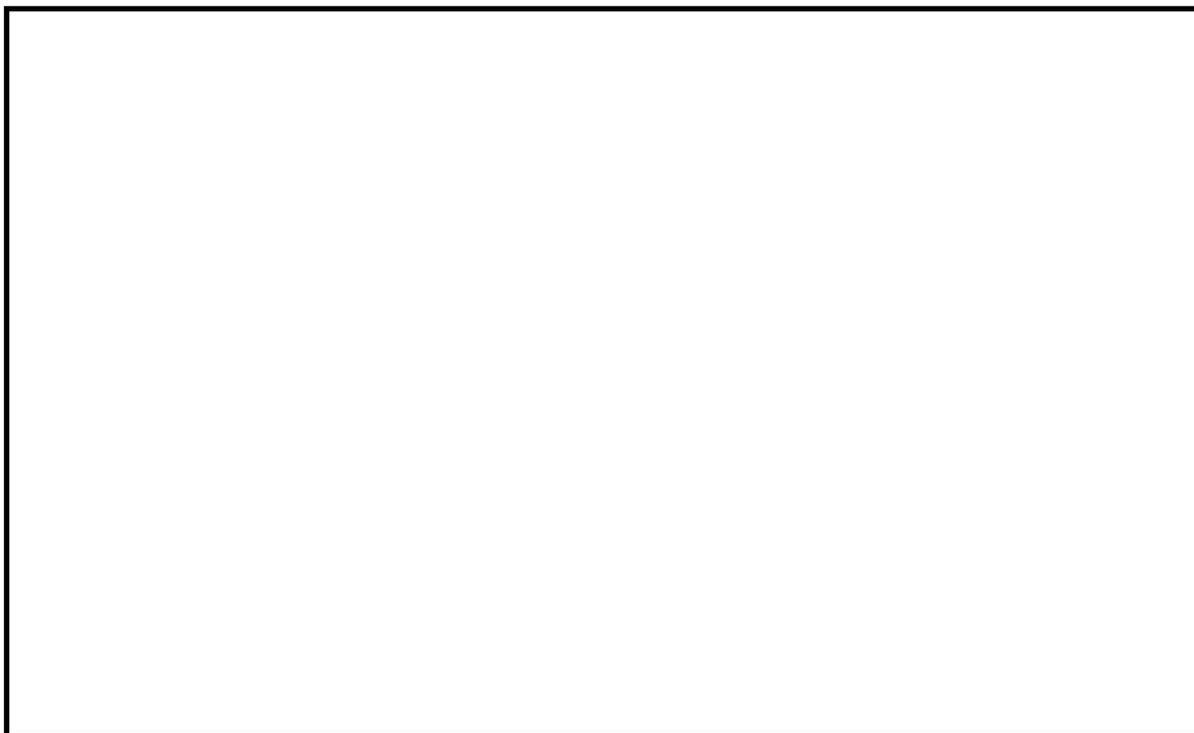
格納容器圧力 kPa [gage]	オリフイス上流 圧力損失 kPa	オリフイス下流 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) ^{※1}	体積流量 m ³ /s (相対比) ^{※1}
620 (2Pd)				
310 (1Pd)				

※1 格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載

※2 低流量になる事故発生 7 日後の値



第 1 図 圧力勾配図



第 2 図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定のお考え方は、第 1 表のとおりである。

第 1 表 計測範囲とその考え方

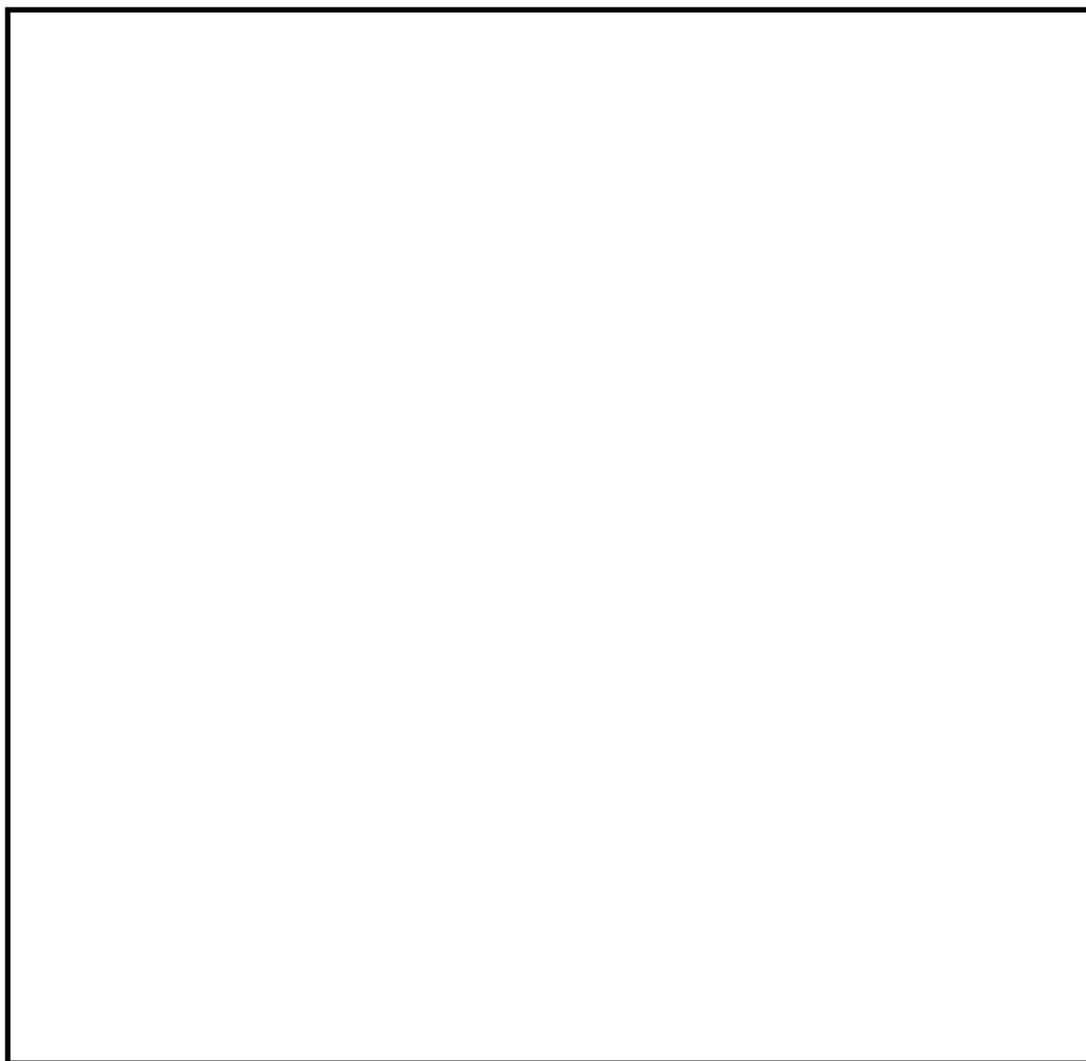
名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定のお考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	10 ⁻² Sv/h～ 10 ⁵ Sv/h	原子炉建屋付 属棟 1 階	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
		屋外（原子炉建屋南側外壁面）	
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	10 ⁻³ mSv/h～ 10 ⁴ mSv/h	原子炉建屋付 属棟 1 階	

a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第 2 表に示す。また、第 2 表の評価条件に基づく評価結果を第 3 表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である 1.0×10⁵ Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 3.0×10¹ Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

第 2 表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述 b 項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	M A A P 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から 1 時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第 2 図) をモデル化
線量評価コード	Q A D - C G G P 2 R	現行許認可 (添十) と同じ



第 1 図 評価モデル



第 2 図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

第 3 表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1. 1E-21
Kr-85m	1. 2E+00
Kr-85	8. 4E-04
Kr-87	3. 9E+00
Kr-88	1. 6E+01
Xe-131m	8. 6E-04
Xe-133m	3. 7E-02
Xe-133	2. 9E-01
Xe-135m	2. 6E+00
Xe-135	4. 2E+00
Xe-138	1. 6E+00
合 計	3. 0E+01

b. 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びヨウ素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びヨウ素となる。

第 4 表に示す評価条件を用いて希ガス及びヨウ素の線量率を評価した結果、第 5 表のとおり希ガスの線量率は、ヨウ素に比べて 10^2 倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

第 4 表 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類 : Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス : 100% よう素 : 80%	M A A P 解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1.195* ¹ に基づき設定
格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数 : 200* ³	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2* ² に基づき設定 (別紙 17 補足 3 参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数 : 10	Standard Review Plan 6.5.5* ³ に基づき設定 (別紙 17 補足 4 参照)
格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きいですが、保守的に無機よう素と同じとする。

第 4 表 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去 係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ) の設 置位置 (第 2 図) をモデ ル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

- ※ 1 : Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluationg
Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water
Nuclear Power Reactors", May 2003
- ※ 2 : Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product
Cleanup System", March 2007
- ※ 3 : Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission
Product Cleanup System", March 2007

第 5 表 評価結果

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	5.6×10^0	5.2×10^{-2}	1.08×10^2

- (2) フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

第 4 表の評価条件（希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10%が配管内に均一に付着する」（別紙 30）とした場合の評価結果は、230mSv/h である。

(3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（ γ 線強度）は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

第4表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を第6表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

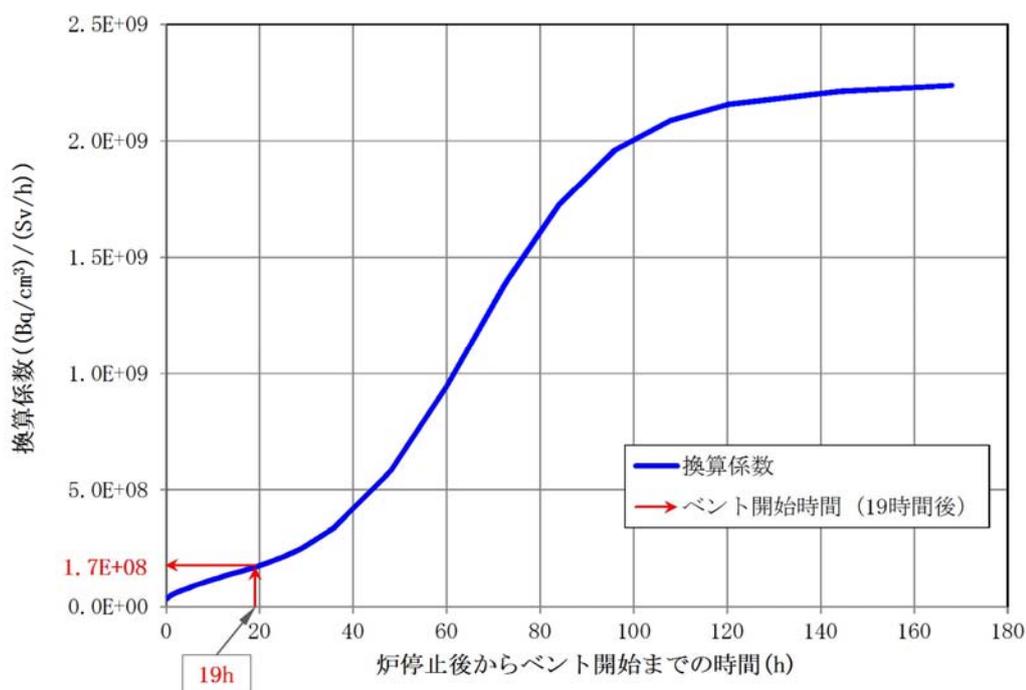
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 格納容器空間体積（ $9,800\text{m}^3$ ）から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に γ 線放出割合を乗じて算出した γ 線線源強度と第1図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第6表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 (Bq/cm ³) / (Sv/h)
2.2×10^{19}	9.4×10^{18}	9.6×10^8	5.6×10^0	1.7×10^8

第 6 表の換算係数は、原子炉停止から 19 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第 3 図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) の記録から、より精度の高い放射性物質濃度 (Bq/cm³) を評価することが可能である。



第 3 図 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

○事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。
- ③ M A A P コードを用い、代表的な重大事故時想定^{*1}における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv/h）について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv/h）」をあらかじめ用意する。

○放射性物質の推定方法

- ① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定^{※1}の中より最も事象進展が近いものを選定する。
- ② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」をもとに、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。
- ③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。

※1：事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響する L O C A の発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時にはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性のある場合において、その影響（概算）を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。

b. フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

フィルタ装置出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下にフィルタ装置出口放射線モニタ

による推定方法を示す。

○事前準備事項

(3)項で示す手法で算出した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h})$)」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。

○放射性物質の推定方法

- ① フィルタ装置出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ($(\text{Bq}/\text{cm}^3) / (\text{Sv}/\text{h})$)」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm^3) を求める。
- ② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m^3) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m^3/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。
- ③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。
- ④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。

電源構成の考え方について

(1) 電源系統の構成

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。

a. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

b. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び東側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくならないようにする。

c. 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、緊急用 125V 系蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器圧力逃がし装置の計装設備に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。

d. 可搬型代替直流電源設備

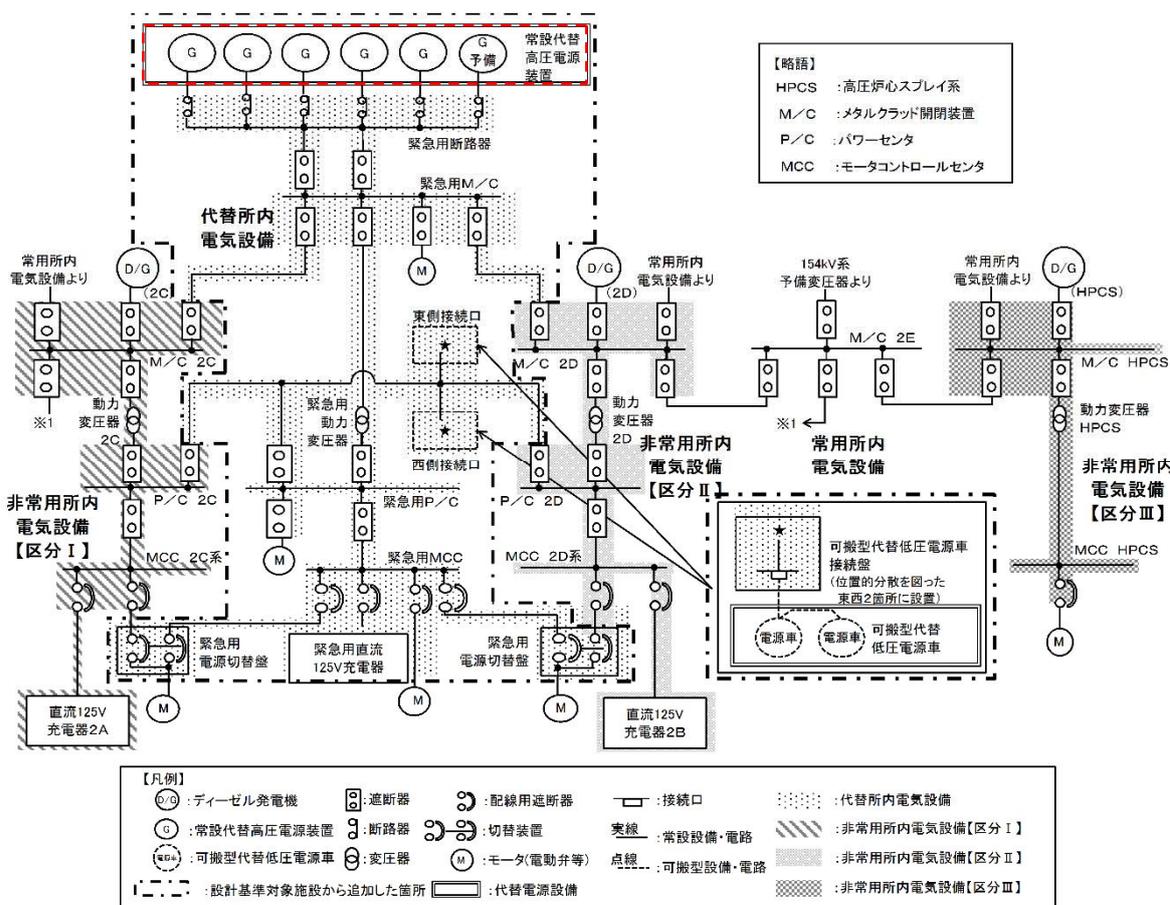
可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配備し電源を給電する。

(2) 電源種別ごとの電源給電範囲

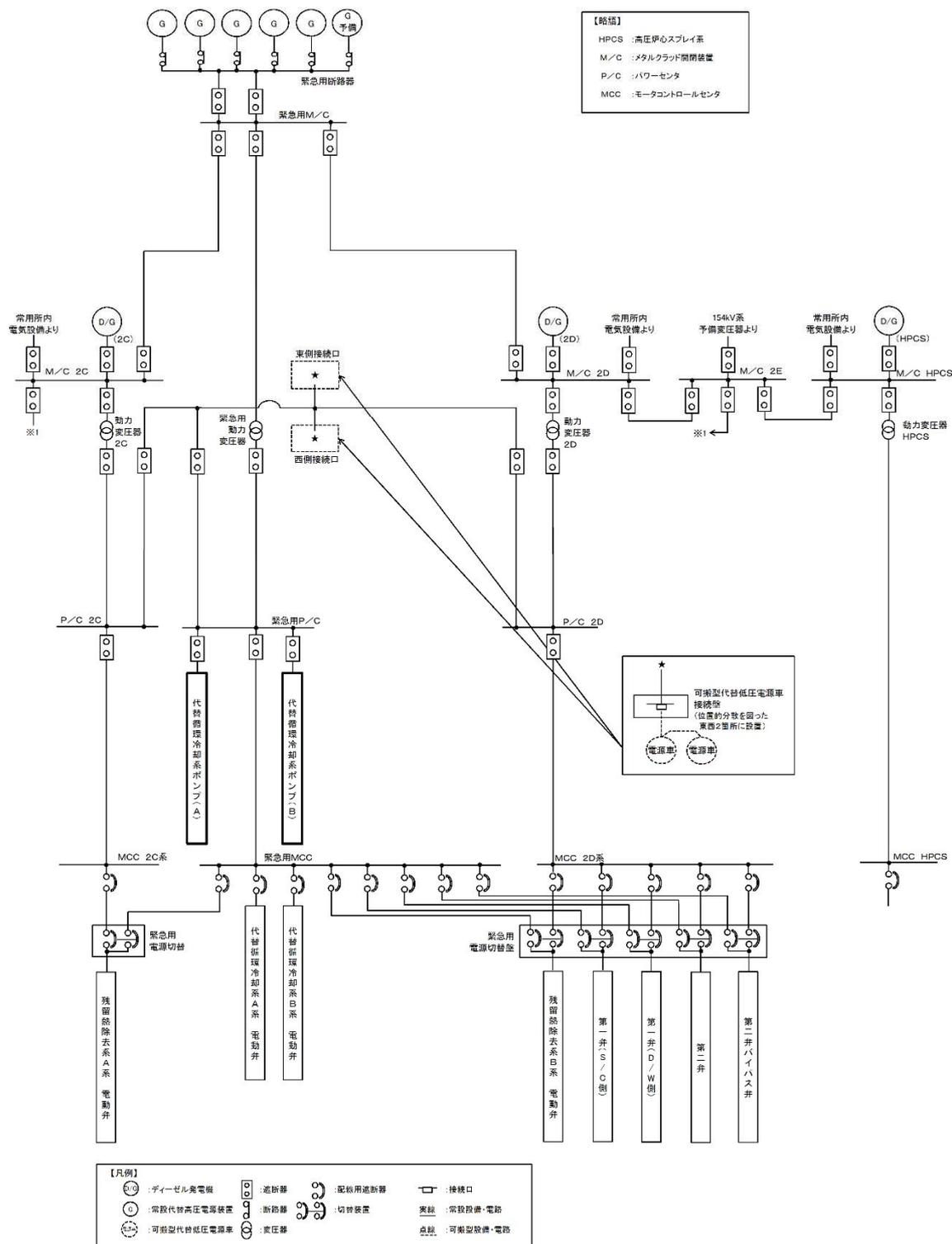
a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により, 第一弁(S/C側), 第一弁(D/W側), 第二弁, 第二弁バイパス弁, 移送ポンプ, 排水ポンプ, フィルタ装置周りに計装設備, フィルタ装置入口水素濃度計, フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計に給電が可能である。

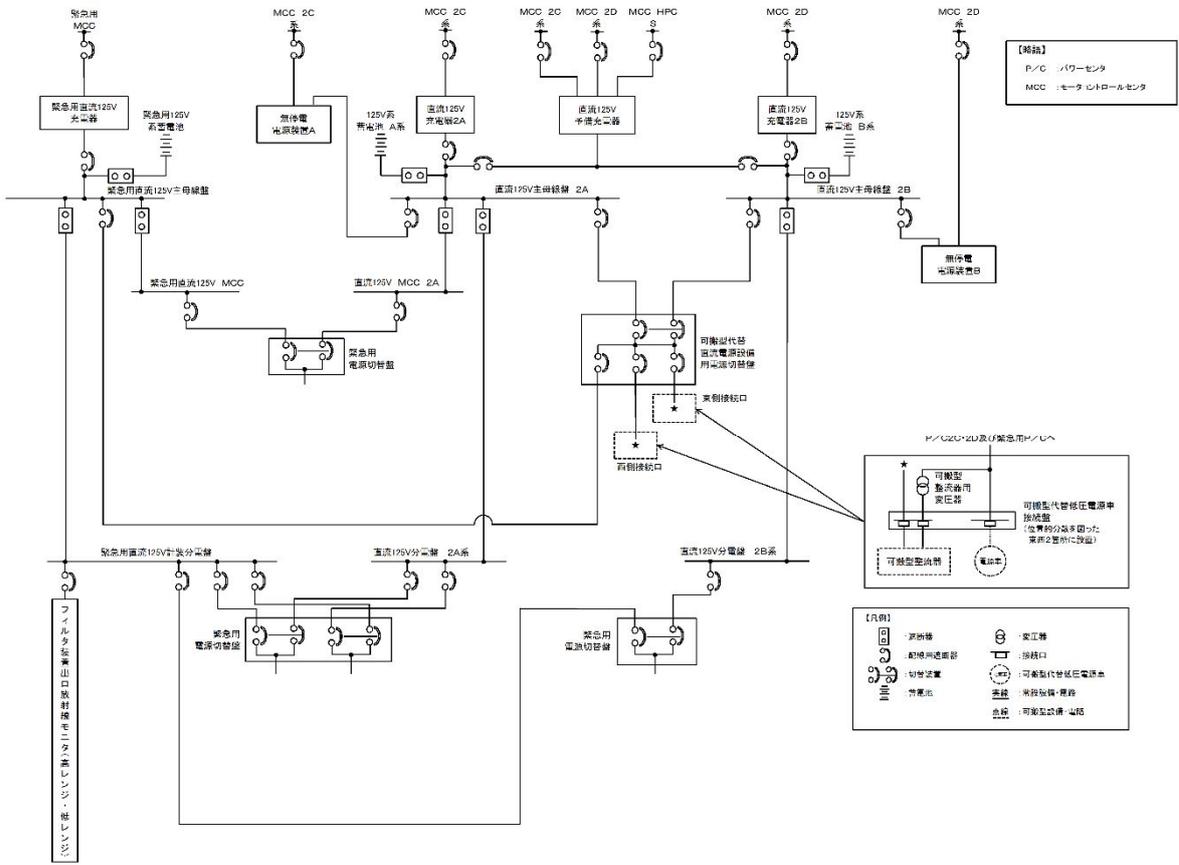
電源給電範囲を第 1 図～第 3 図に, 負荷一覧を第 1 表に示す。



第1図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源) (1/2)



第 2 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源) (2/2)



第 3 図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

第 1 表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

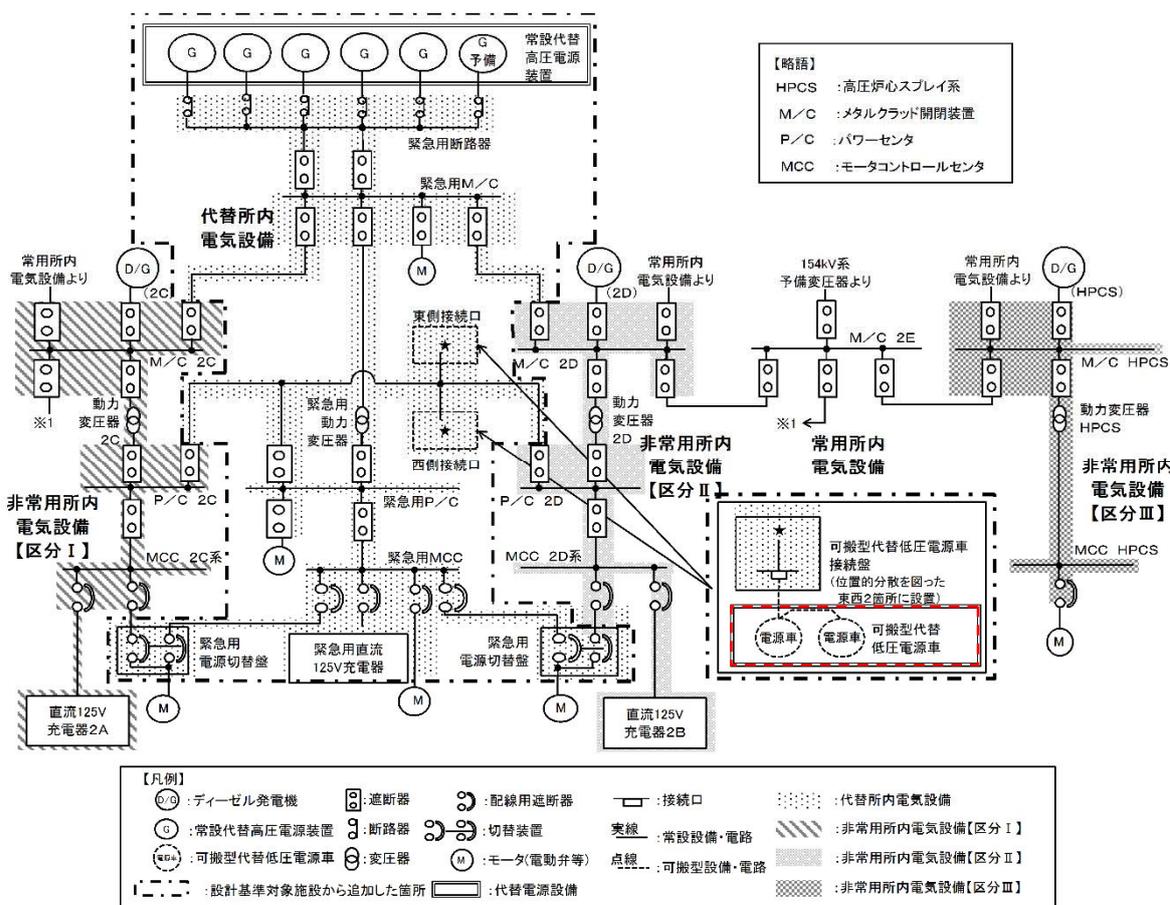
	負荷	負荷容量 (交流(kW))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
合 計		約 78kW*	

※ 常設代替交流電源設備の設備容量は 5,520kW (6,900kVA) とし、
負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

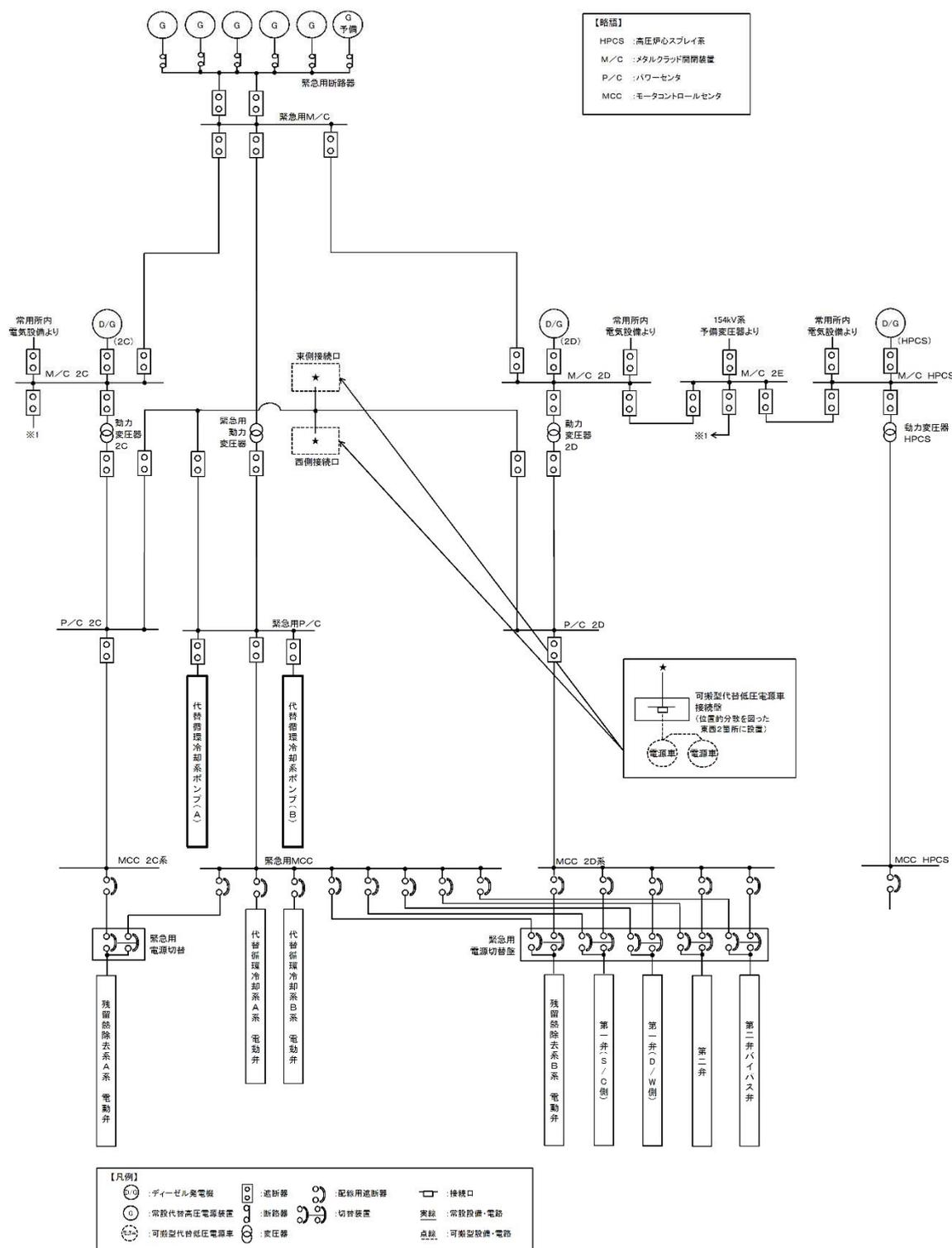
b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により，第一弁（S / C側），第一弁（D / W側），第二弁，第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置周り計装設備，フィルタ装置入口水素濃度計，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置スクラビング水 pH計に給電が可能である。

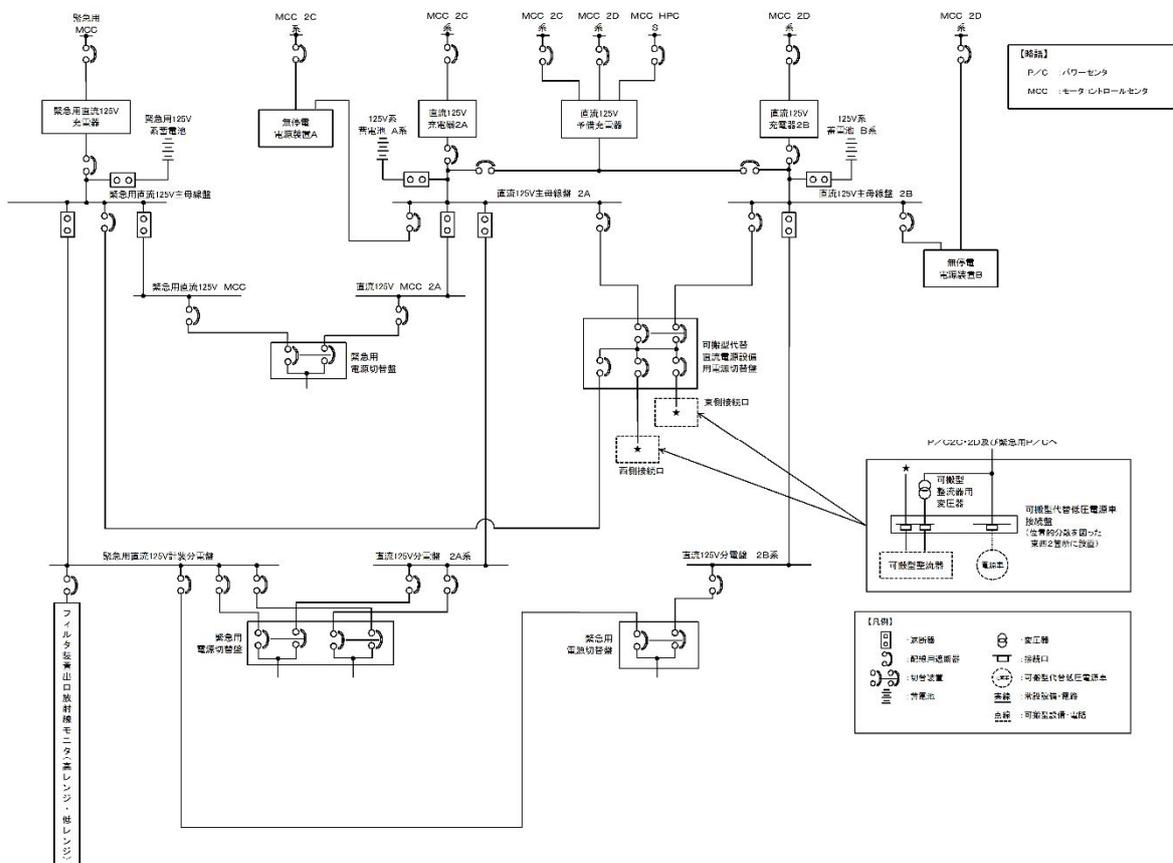
電源給電範囲を第 4 図～第 6 図に，負荷一覧を第 2 表に示す。



第 4 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源) (1/2)



第 5 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源) (2/2)



第 6 図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

第 2 表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流(kW))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	26.3kW	
合 計		約 78kW [※]	

※ 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車 2 台分の 560kW (700kVA) とし、負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

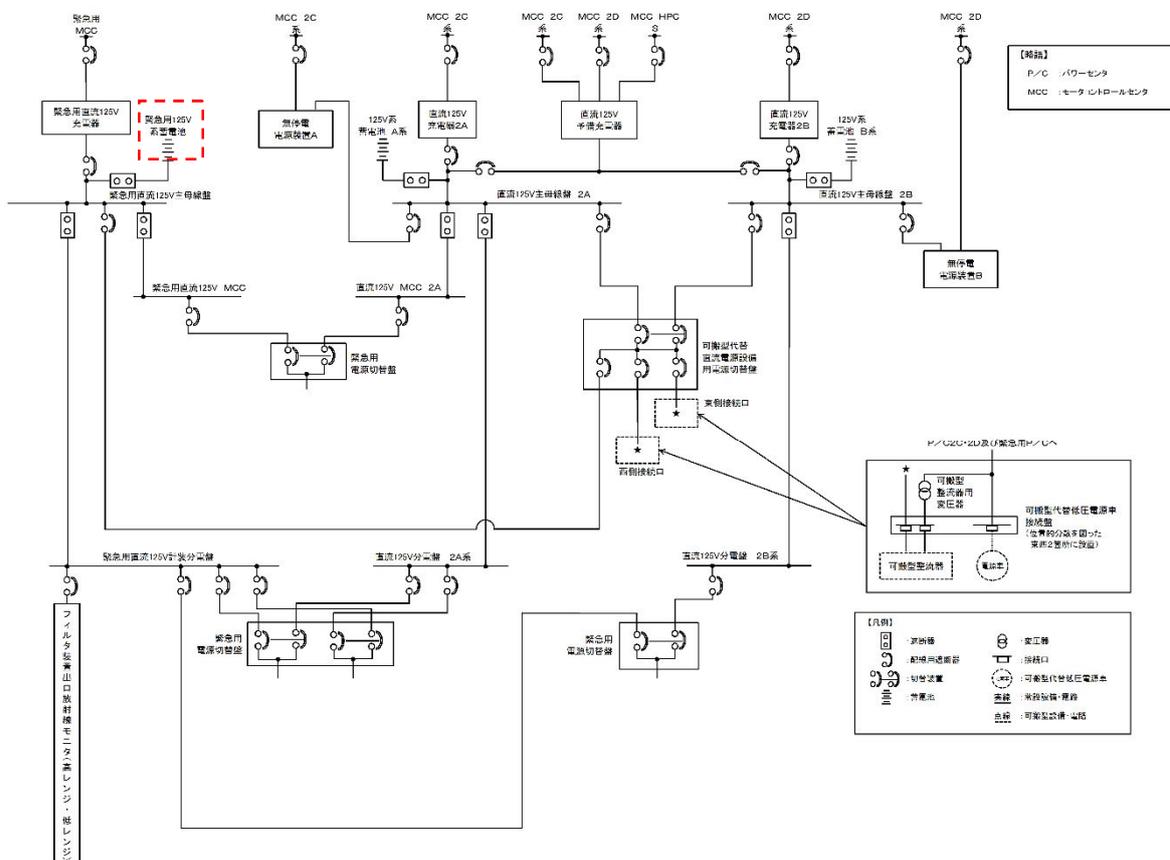
c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により，フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁，第二弁バイパス弁，移送ポンプ，排水ポンプ，フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計については，系統待機時に使用すること，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁については，フレキシブルシャフトが付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第 7 図に，負荷一覧を第 3 表に示す。



第7図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

第 3 表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウエル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		約 6A ^{※2}	182.4Ah ^{※1}

※ 1 24 時間使用した場合の容量

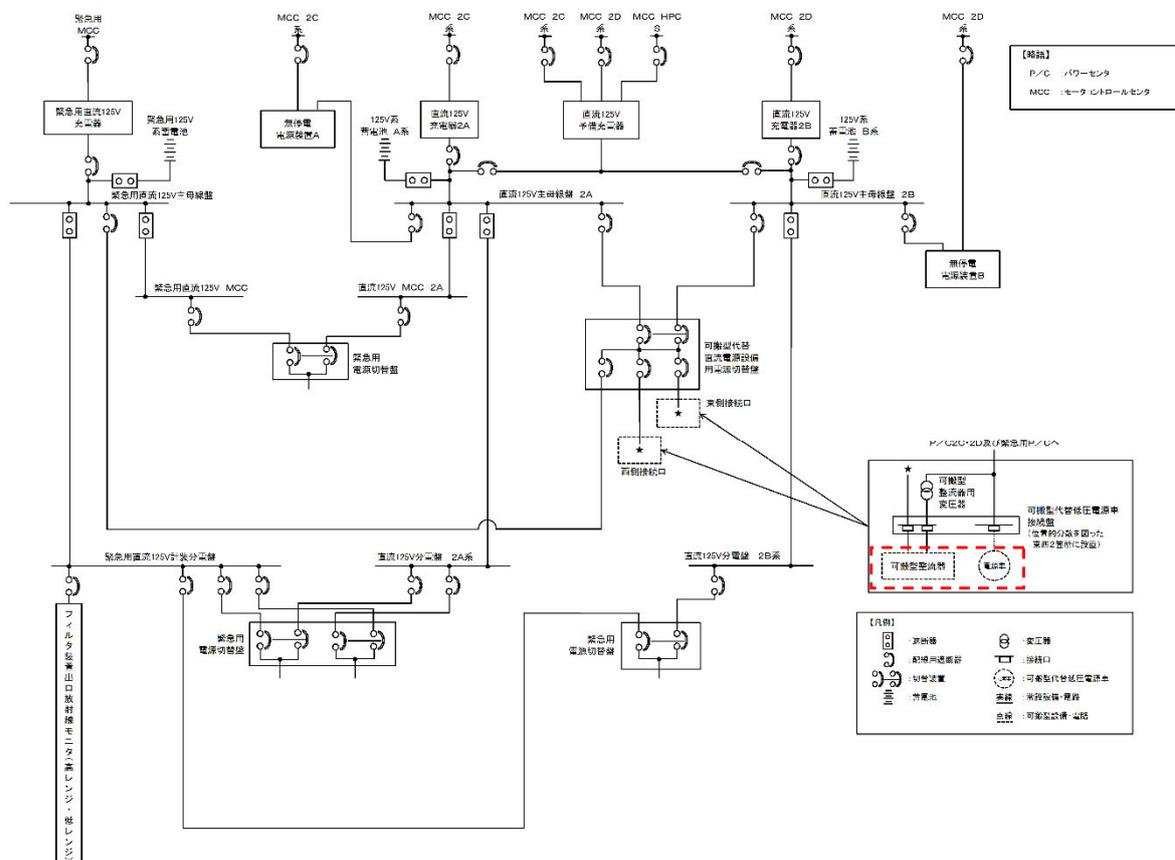
※ 2 常設代替直流電源設備の設備容量は 6,000Ah とし, 負荷容量 182.4Ah
に対して必要十分な容量とする。

d. 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計については交流機器であり、可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお、移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計については、系統待機時に使用すること、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁については、フレキシブルシャフトが付いており、手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を第 8 図に、負荷一覧を第 4 表に示す。



第 8 図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

第 4 表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流(A))	備考
1	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウエル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH 計	—	
合 計		6A [※]	

※ 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器が 400A であり、
負荷容量 6A に対して必要十分な容量とする。

(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型整流器のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から使用場所まで複数のアクセスルートを確保する設計とする。

常設設備との接続部についても、原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計としている。

エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾルの除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・エアロゾルの再浮遊

- ・フィルタの閉塞

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、

以上のとおり，フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は，ベント中はベントガスの流れによって冷却され，ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから，この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では，ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，金属フィルタへのエアロゾル移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の とする。(別紙 46 第 4 表)

(ii) 蒸気割合

保守的に評価するため，冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し，蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし，圧力，温度条件はベント後長期間を経た後と想定し，大気圧

及びその飽和温度とする。

- ・ 蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) = $2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}$

- ・ 比熱 (100°C飽和蒸気) = $2,077 \text{ J/kg}^\circ\text{C}$

(iii) 評価結果



ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量（フィルタ装置内の発熱量）に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。

- ・ 上昇温度 =

したがって、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOH の融点：272.3°C）に対し十分低く抑えることができる。

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

b. 影響評価

(a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの狭隘部は数 cm であり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

(b) 金属フィルタ (エアロゾルによる閉塞)

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

(i) 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は

まで許容されることが確認されている。

(ii) エアロゾル量

格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウエル

ベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、設計エアロゾル重量(400kg) に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

(iii) 評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(c) 金属フィルタ (液滴による閉塞)

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、 []

低流速では、 [] 機能の低下が懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [] [] においても低下しないと考えられる。

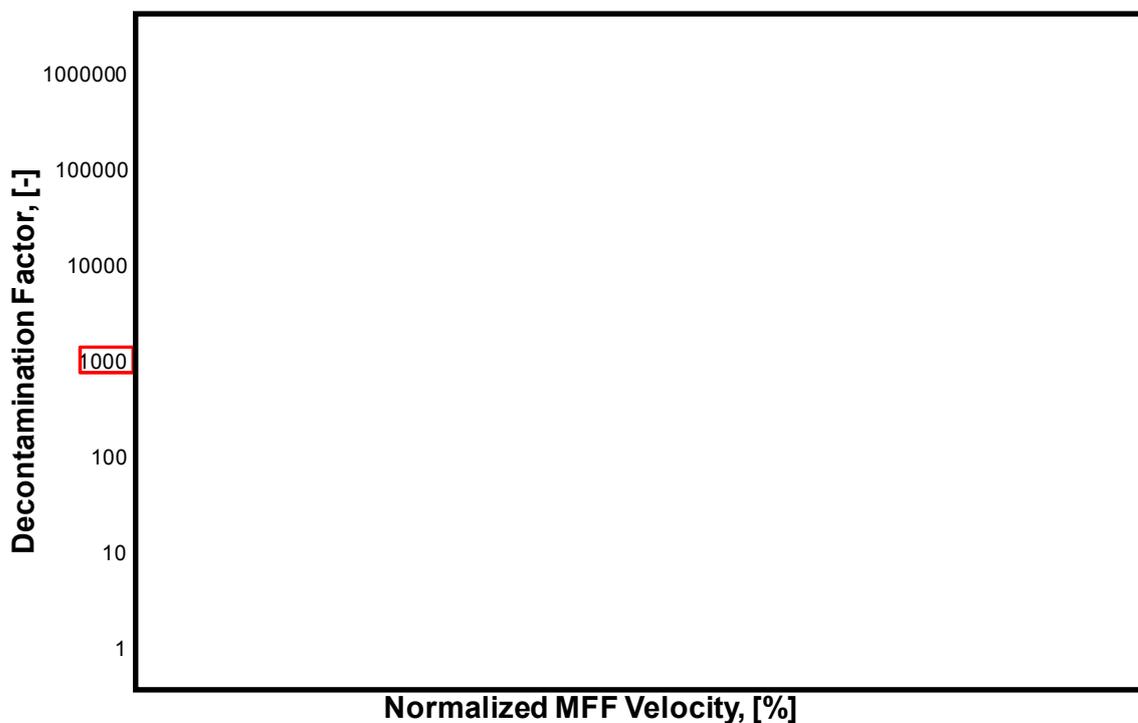
① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 1

図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。

②



以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 1 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について

フィルタ装置を継続使用する場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・無機よう素の再揮発
- ・薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 無機よう素の再揮発

a. 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書 1）。

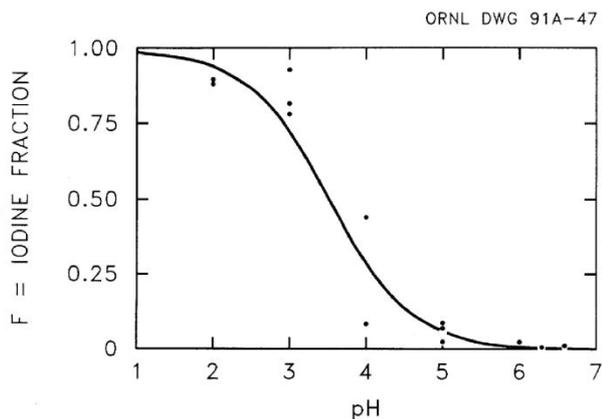
NUREG/CR-5732 によれば、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果を組み合わせて影響を受けることとなる。

① 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存する。第1図にpHに対する平衡の関係を示す。



第1図 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

① 液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

液相中の無機よう素 (I_2 (aq)) と気相中の無機よう素 (I_2 (g)) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

$[I_2(aq)]$ 及び $[I_2(g)]$ はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い

方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第 1 表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第 2 図に示す。

第 1 表 JAVA 試験結果（無機よう素除去性能試験結果）





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 () との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

. . . . (1)

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる [] の割合は待機時下限水位に対して [] であるため、 [] となり [] の量は [] となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（A BWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol） [] の量は [] となる。

(c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 [] の反応に必要な [] の量は [] となる。スクラビング水に含まれる [] の量は [] であることから、

が容量不足となることはない。

<参考図書>

1. N U R E G / C R - 5 7 3 2 _ O R N L / T M - 1 1 8 6 1 Iodine Chemical Forms in LWR
Severe Accidents
2. N U R E G - 1 4 6 5 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power
Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating
radiological consequences of design basis accidents at light-water
nuclear power reactors”

(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は, Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い, 4% を仮定している。

格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合, 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では, 粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I_2 , HI, I) から有機よう素 (CH_3I) への転換に関して, 格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書 1)。

一方, NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において, 上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し, WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は, 有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく, 保守的としている (参考図書 2)。

WASH-1233 及びNUREG-0772 に示されている, それぞれの有機よう素への転換割合を第 2 表に示す。

第 2 表 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	W A S H - 1233	N U R E G - 0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

N U R E G - 1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、W A S H - 1233 で示される 3.2%（合計）に基づき決定している。しかし、W A S H - 1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、N U R E G - 0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時における pH 調整と有機よう素の生成割合

N U R E G / C R - 5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、p H とよう素の存在割合について、p H の低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、p H 調整が実施されている場合と p H 調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。p H 調整が実施されている場合の結果を第 3 表に、p H 調整が実施されていない場合の結果を第 4 表に示す。BWR プラント（Grand Gulf, Peach Bottom）では、重大事故時において、p H 調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1%以下となっている。

第 3 表 重大事故時に pH 調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

第 4 表 重大事故時に pH 調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195 で示されている 4% は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

<参考図書>

1. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors"
2. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents"

よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について

フィルタ装置を継続使用する場合，よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として，以下の点を考慮する必要がある。

- ・よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発
- ・吸着材の容量減少
- ・吸着材の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) よう素の再揮発

a. 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに，ベントガスに含まれる水素が通気されると，捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

水素によるよう素の再揮発は 400℃以上の高温状態で数時間程度，水素を通気した場合に起こることが知られている（参考図書 1）。一方フィルタ装置に流入するガスは 200℃以下であり，銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても，ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また，よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は，ベント中はベントガスにより冷却され，ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから，この冷却条件における上昇温度を評価する。

(a) よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果，とする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき，格納容器へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき，よう化セシウム5%，無機よう素91%，有機よう素4%とする。

- ・ 格納容器内の除去係数（無機よう素）

格納容器内の沈着やスプレイ，サプレッション・プールによるスクラビング効果によっては，保守的に除去されないものとして評価する。

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して，ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また，よう素除去部の有機よう素の除去性能はDF=50であるが，有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。よう素除去部での発熱量を保守的に評価する。よう素除去部での発熱量を第1表に示す。

第1表 よう素除去部での発熱量（単位：W）

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
有機よう素＋無機よう素の発熱量		

(b) 減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため、以下の①、②のケースを想定し、その時点の減衰を考慮する。窒素による冷却については②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 19 時間（有効性評価におけるベント開始時間）
- ② 原子炉停止後 168 時間（事象発生 7 日後）

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、可搬型窒素供給装置による窒素流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及び常温付近の 27°C（300K）とする。

- ・窒素流量 = 200 m³ [N] / h
- ・窒素比熱 = 1,040 J / kg · °C
- ・窒素密度 = 1.25 kg / m³ [N]

また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱（100°C飽和蒸気） = 2.256 × 10⁶ J / kg
- ・比熱（100°C飽和蒸気） = 2,077 J / kg°C
- ・格納容器内発熱量 = 2.03 × 10⁷ W（19hr）
= 9.83 × 10⁶ W（168h）

(c) 評価結果

よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。

<窒素パージの場合>

上昇温度 (°C) = よう素除去部内の発熱量 (W)

／ (比熱 (J/kg°C) ・ 窒素パーセント量 (m³/s) ・ 窒素密度 (kg/m³))

< 蒸気の場合 >

上昇温度 (°C) = よう素除去部内の発熱量 (W) / (比熱 (J/kg°C) ・ 蒸気発生量 (kg/s))

蒸気発生量 (kg/s) = 格納容器内の発熱量 (W) / 蒸発潜熱 (J/kg)

第 2 表に窒素冷却における上昇温度を, 第 3 表に蒸気(崩壊熱相当)冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても, よう素除去部の温度上昇は十分低く, よう素除去部での温度上昇は, 再揮発が起こるような温度(400°C以上)に対して十分に低く抑えることができる。

第 2 表 窒素冷却による上昇温度 (単位:°C)

	原子炉停止後時間	
	168hr	
上昇温度		

第 3 表 蒸気 (崩壊熱相当) 冷却による上昇温度 (単位:°C)

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
上昇温度		

(2) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが, 銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には, ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(a) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は [] であるため、銀ゼオライト [] に含まれる銀の量は [] である。

(b) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心（A B W R）の平衡炉心末期を対象とした O R I G E N 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。

・ 格納容器への放出割合

N U R E G - 1 4 6 5 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能 (DF = 100) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約 0.54mol、有機よう素約 4.7mol であり、無機よう素 I₂ (分子量: 253.8) 約 136g、有機よう素 CH₃I (分子量: 141.9) 約 666g に相当する。

$$\begin{aligned} \text{(無機よう素 (I}_2\text{) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100 \\ &\quad \text{(DF)} / 2 \text{ (I}_2\text{)} \\ &= 0.536 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= 4.69 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

(c) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量 は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、 の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を 以上注入しているが、銀ゼオラ

イトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [] であり、JAVA PLUS 試験の実績より [] の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [] であり、無機よう素を含めても [] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

(3) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは、光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のフィルタ装置容器内のよう素除去部に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水 [] [] と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準 [] を満たしていることを確認した。(別紙 14)

〈参考図書〉

1. O R N L / T M - 6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr / 10 / 1979
2. N U R E G - 1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

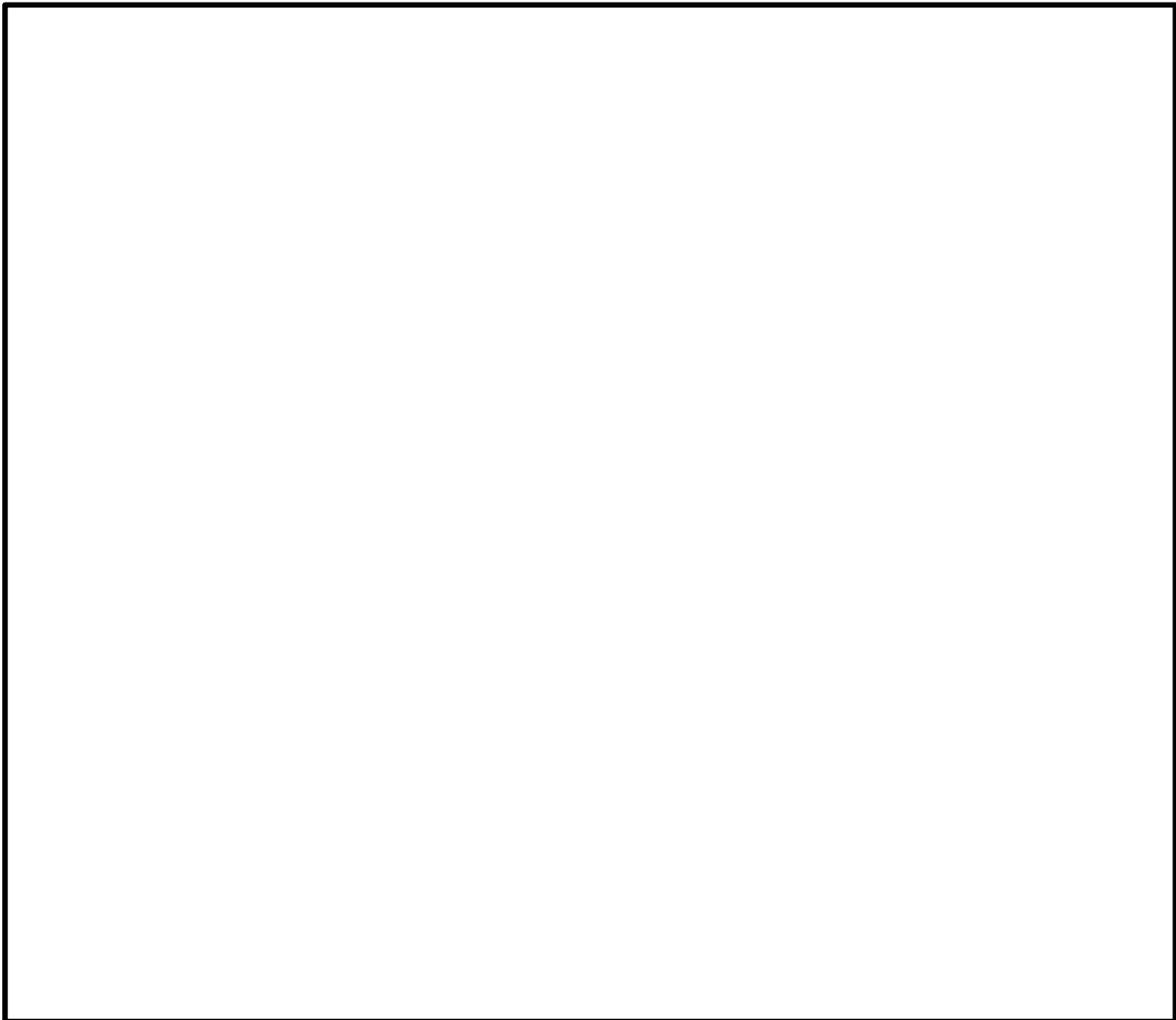
スクラビング水の保有水量の設定根拠について

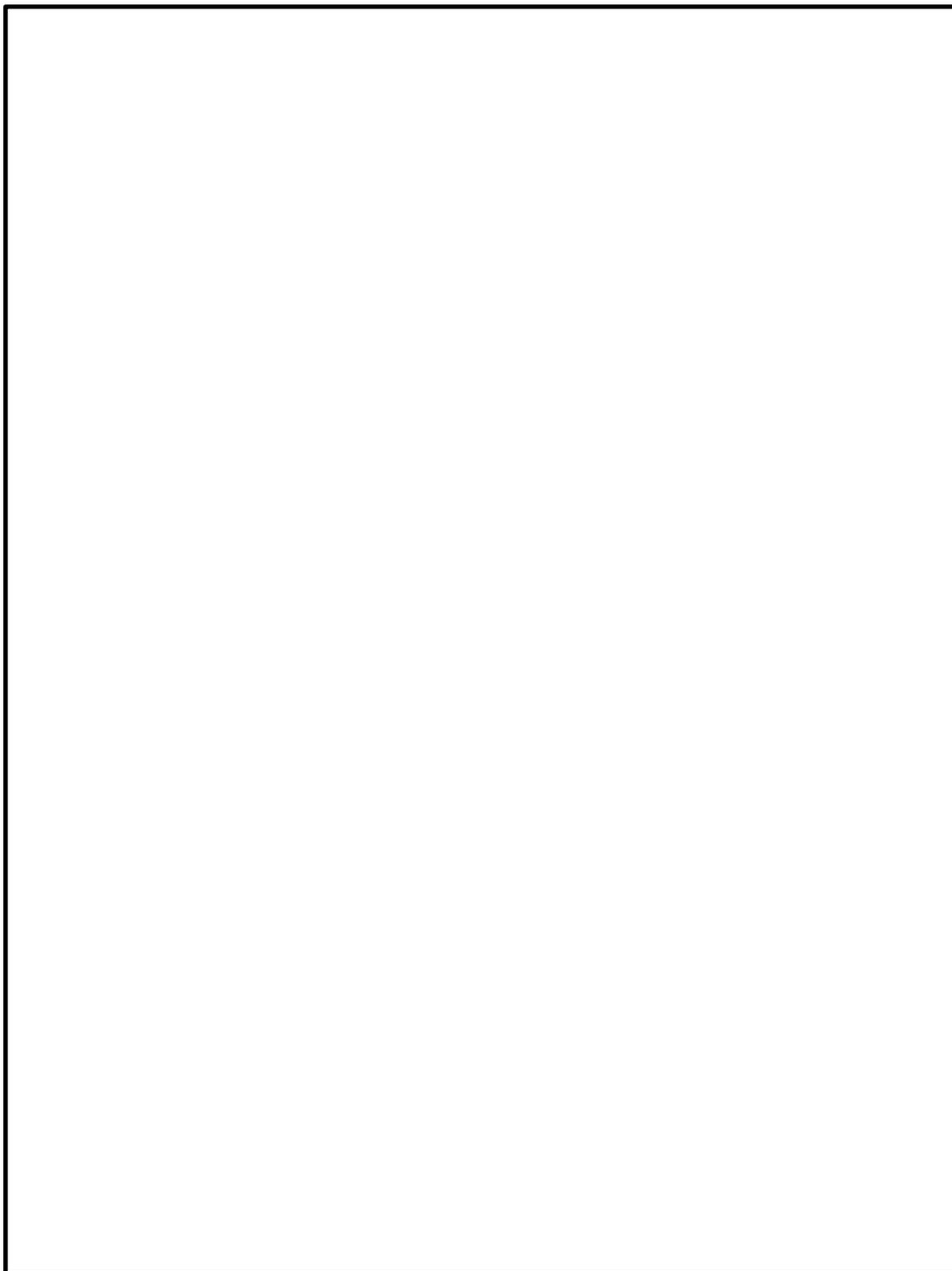
スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、

と設定している。

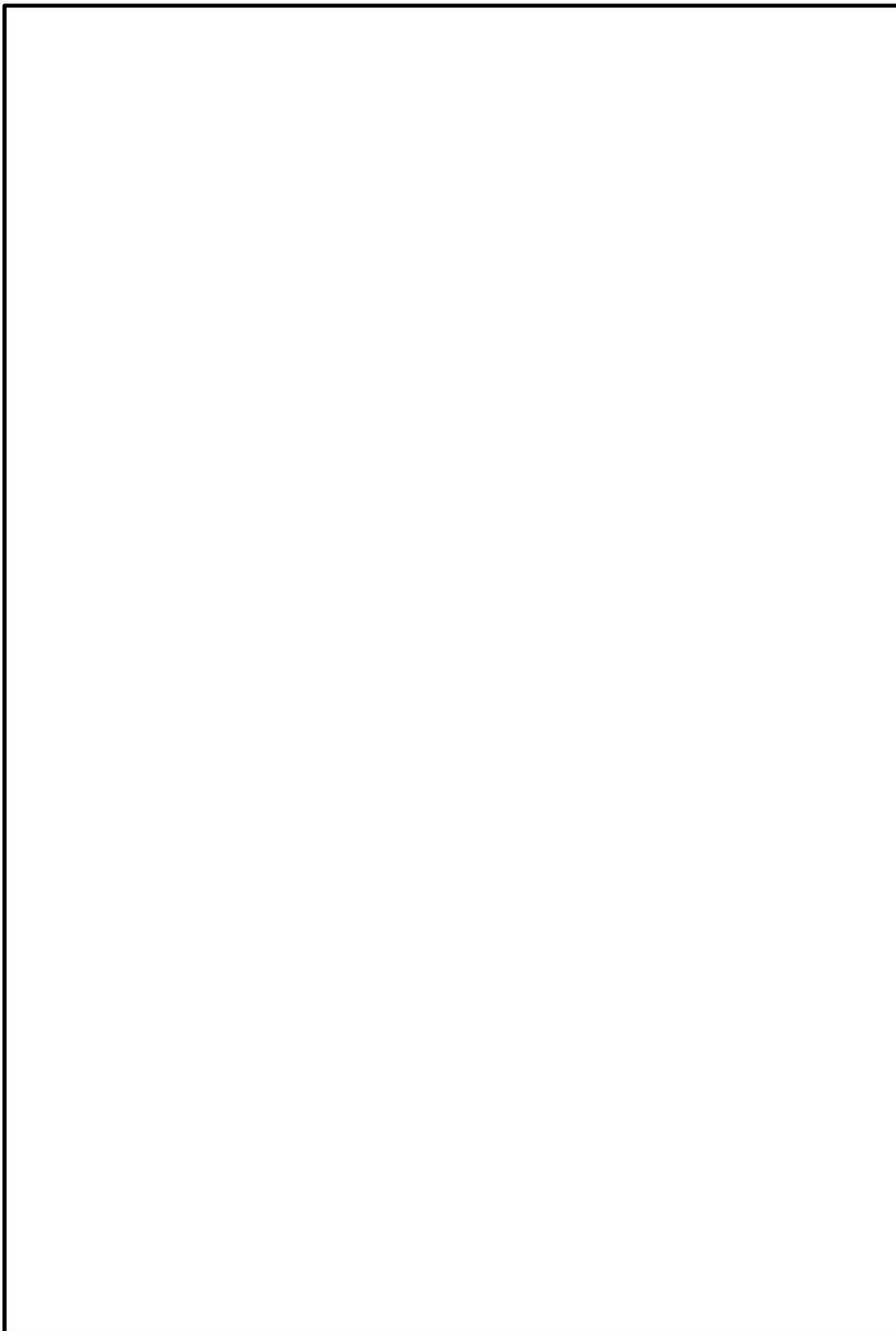
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

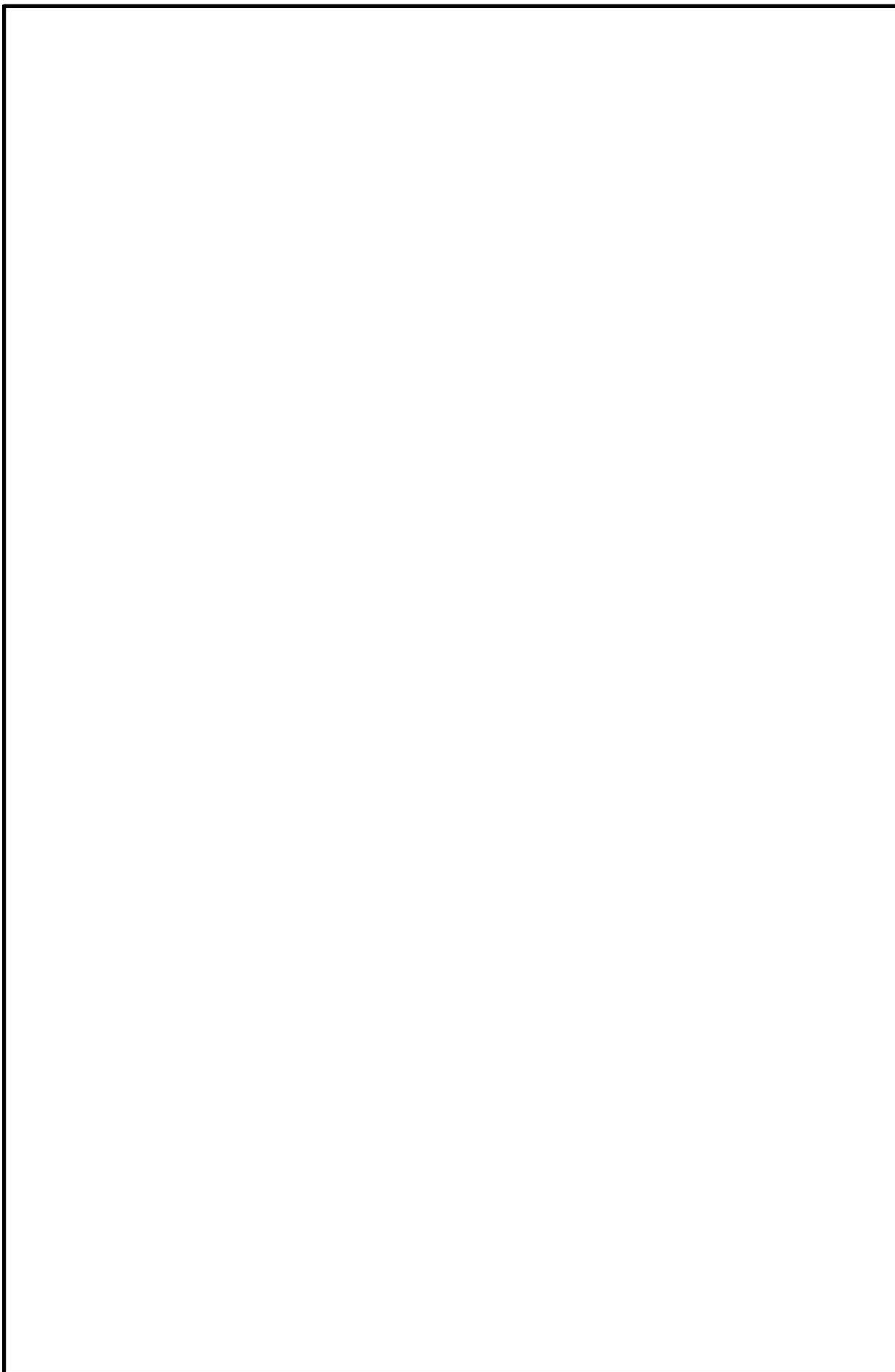
(1) 最大水量について

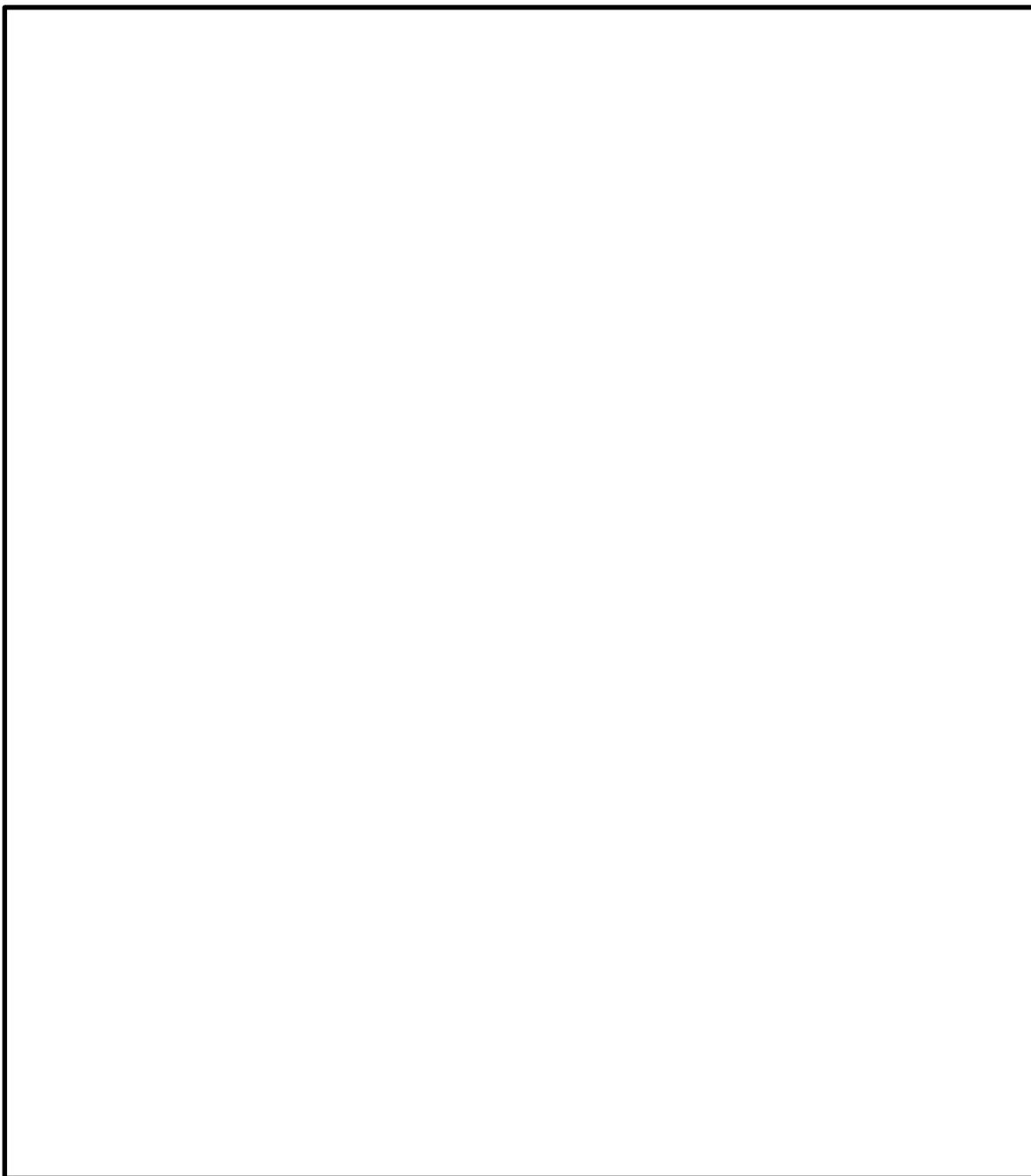




(2) 最小水量について







第 1 図 フィルタ装置水位の概略図

(3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する（第1表）。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

【評価条件】

- ・初期水位：
- ・室温：25℃^{*1}（系統待機時），65℃^{*2}（ベント実施中）
- ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量：

※1：ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下格納槽にあることを踏まえて設定した値

※2：スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値

※3：19時間ベントの解析結果にNUREG補正（別紙17補足5参照）した格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量（約15kW）に余裕を考慮した値

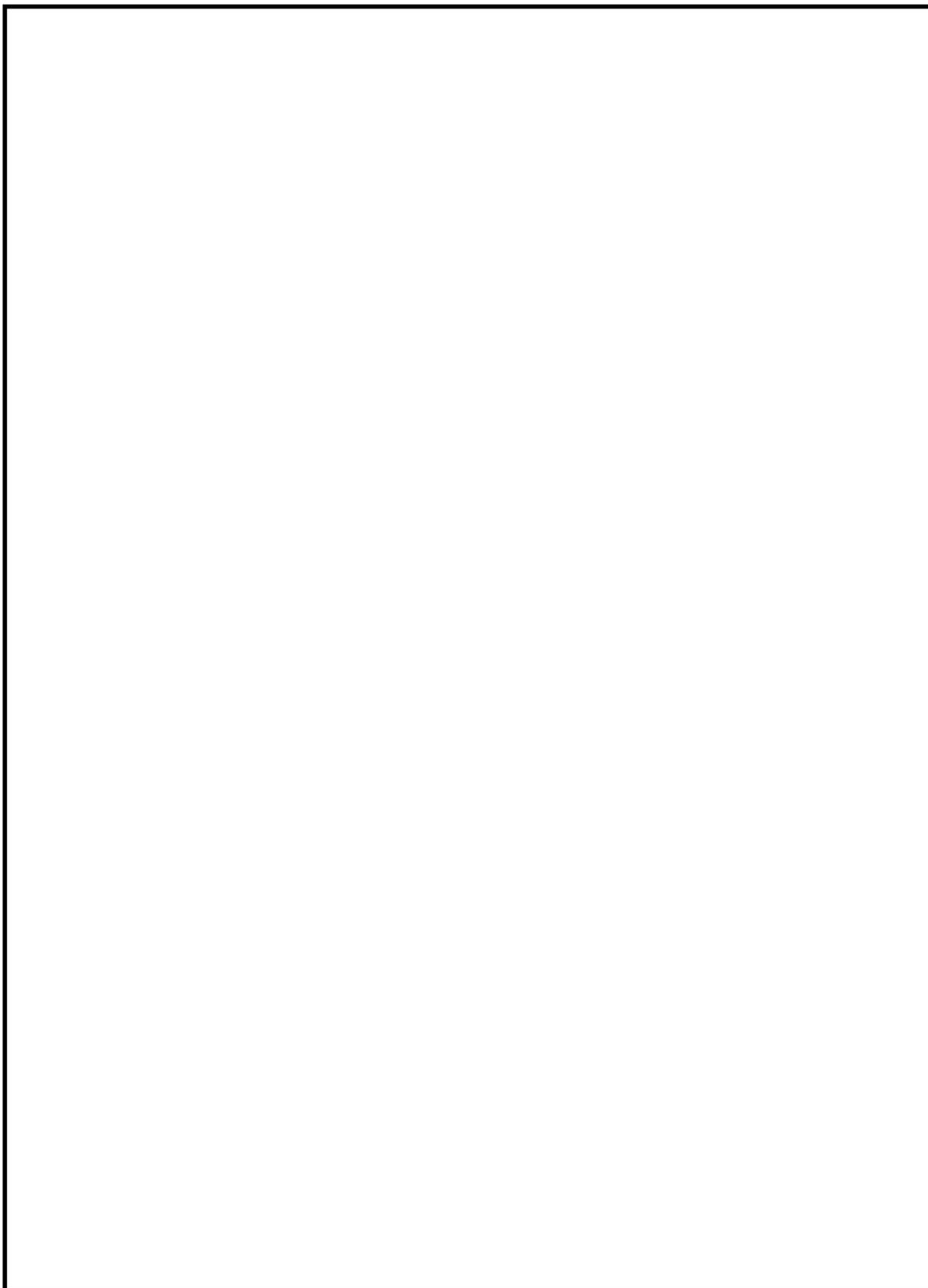
【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第 3 図に示す。より保守的な結果を与える D/W ベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

第 1 表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2 時間～3 時間後 【原子炉定格熱出力の 1% 相当の時間】	19 時間後※ 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内 発熱量	500kW 【ベント時間 2 時間～3 時間ベース】	20kW 【ベント時間 19 時間ベース】

※：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間 19 時間ベース



第 2 図 ベント時の圧力推移図 (水位計算時)

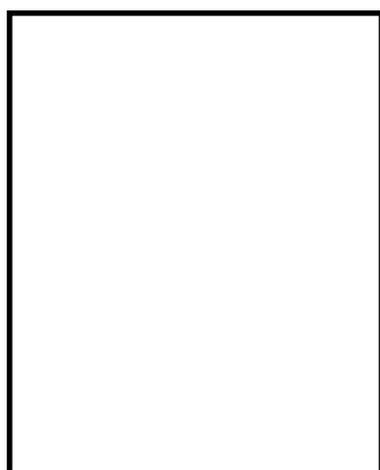


第 3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
におけるベント時のスクラビング水位の変化

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待している **DF** が確保できることを以下のとおり確認した。

ベンチュリスクラバは、**第 4 図** のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。



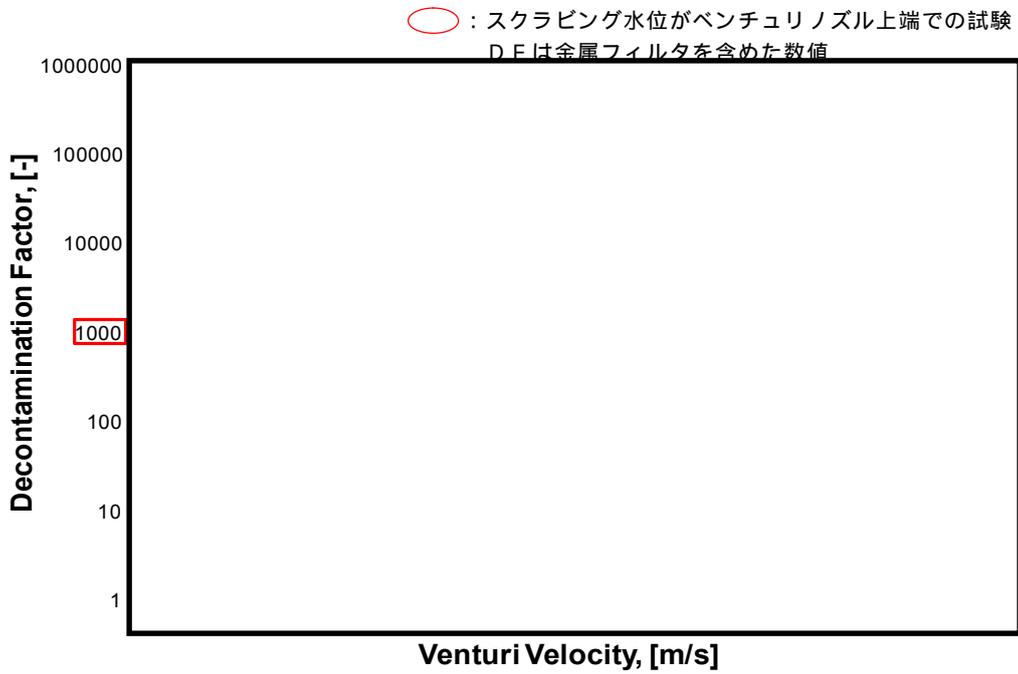
- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴)
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第 4 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

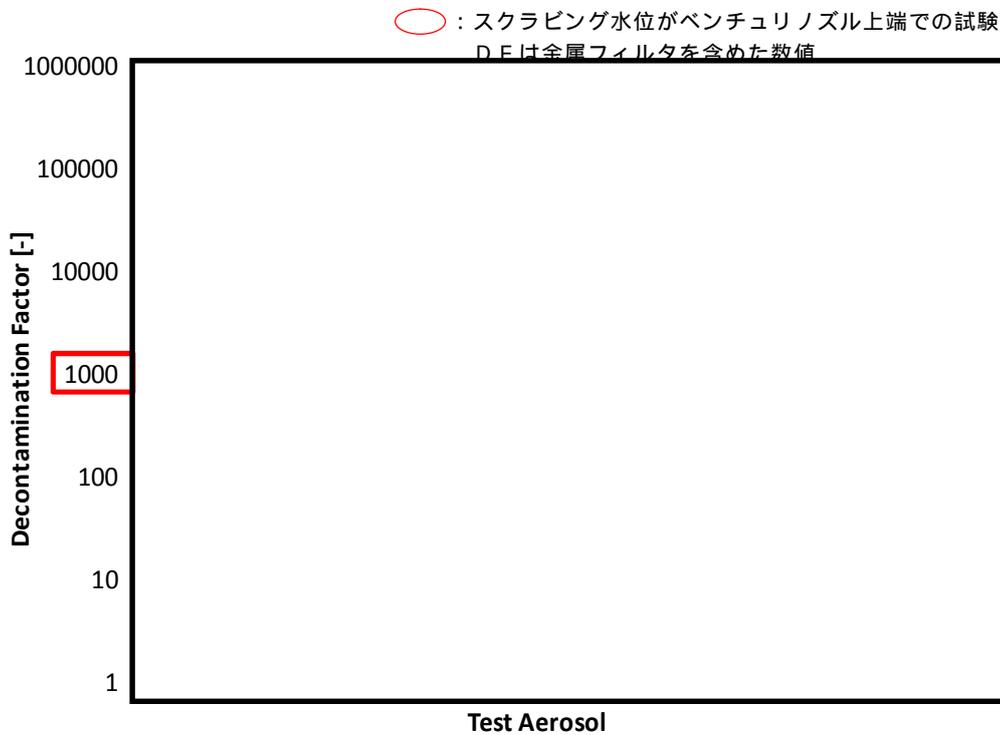
①エアロゾルの DF について

- ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- そのメカニズムから、**DF** に影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験によるエアロゾルの DF の結果を図 2, 3 に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径による **DF** への有意な影響は見られず、

スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても，設計条件 D F 1,000 以上を十分に確保できている。



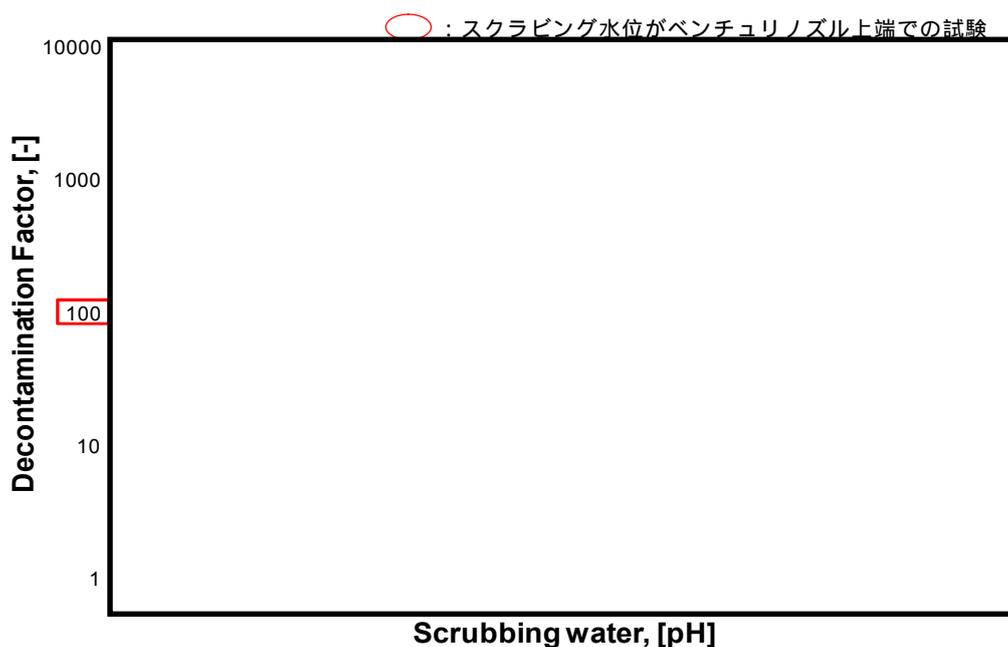
第 5 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾル D F の関係



第 6 図 エアロゾルの粒径とエアロゾル D F の関係

無機よう素の D F について

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水の P H が D F に影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験による無機よう素の D F の結果を図 4 に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低 P H においても、設計条件 D F 100 以上を確保できている。



第 7 図 スクラビング水の P H と無機よう素 D F の関係

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1,325mm）を十分に上回る 2,530mm とし、FP が多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 1,500mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水の pH については、待機時に pH13 以上（NaOH 濃度 3.0wt% 相当）であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について，地震時にスロッシングが発生することで，スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで，保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により，スロッシング高さ d_{max} は以下のように算出できる。

$$d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{mm}]$$

ここで，

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{[s}^{-1}\text{]}$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]

h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm / s²]

S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm / s²]

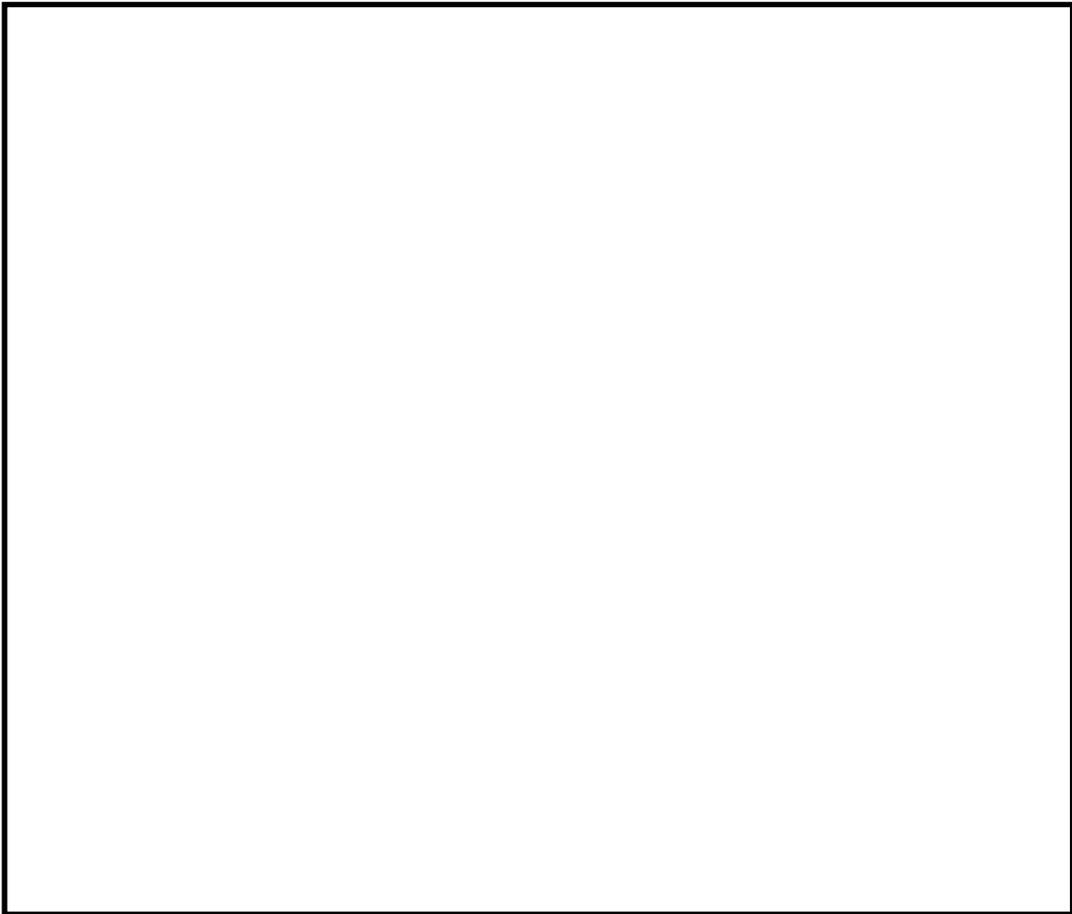
(原子炉建屋の地震動S_sから保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm上方に設置しており，スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mmと算出されることから，スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第1図に示す。





また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、更にベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果

スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について

フィルタ装置は、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認するため、スクラビング水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。

(1) 系統待機時

系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位 であることを確認する。

フィルタ装置内は窒素で置換されており、第二弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。

(2) ベント開始後

ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位 であることを確認する。

フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。

別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考

慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。

よう素除去部へのスクラビング水の影響について

よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。

ベント中のよう素除去部へのスクラビング水の影響として、スウェリングにより、よう素除去部の位置までスクラビング水位が上昇し、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することでよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

また、格納容器圧力逃がし装置の待機時のフィルタ装置内の環境が、スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが、この環境でよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

(1) スウェリングの影響について

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇するとともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。

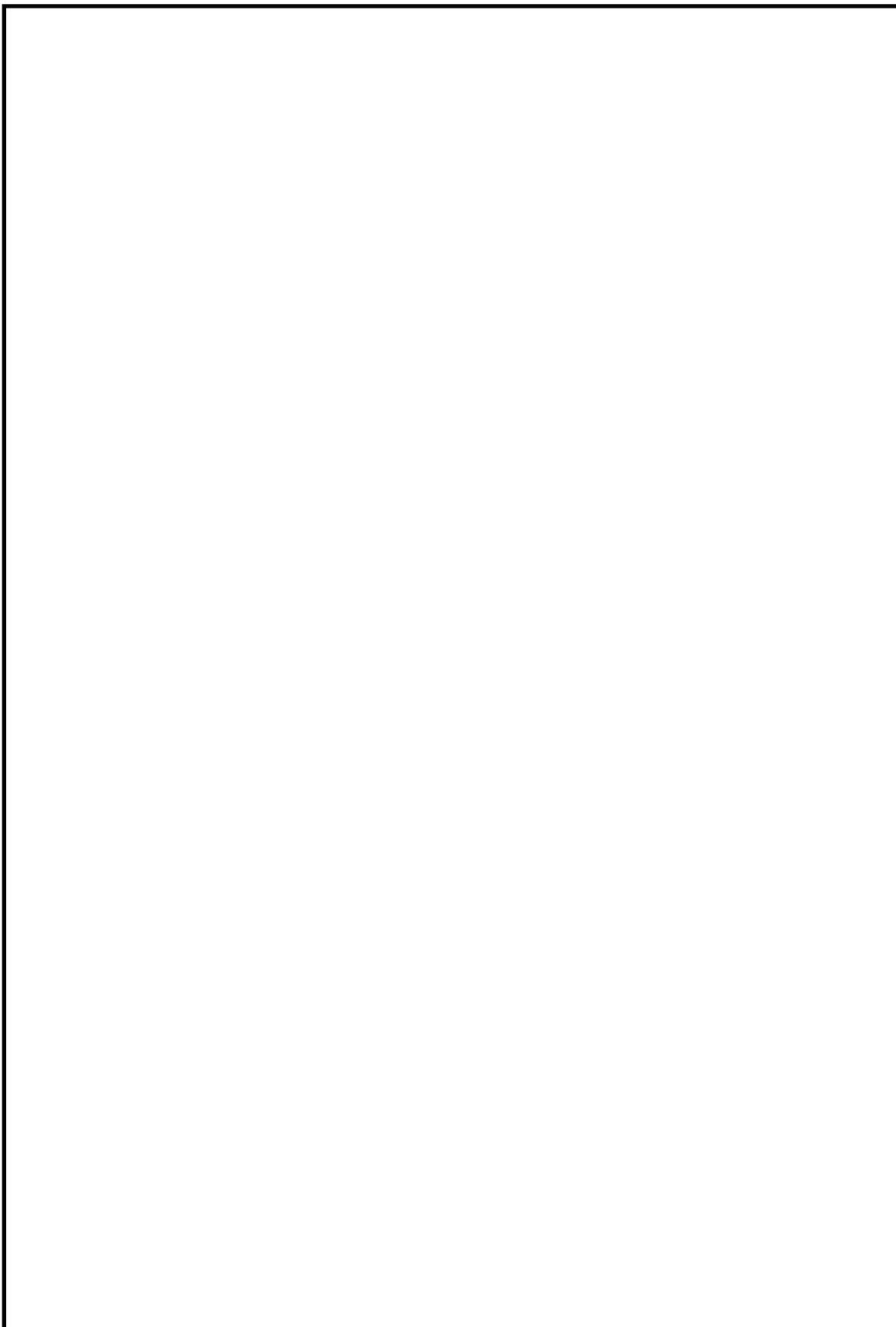




したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待でき、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。

フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第 1 図に示す。





第 1 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

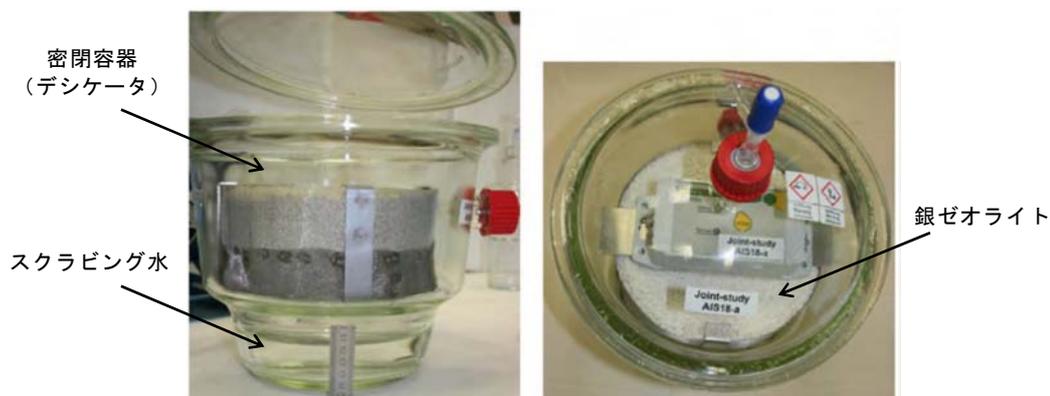
この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラビング水 ()
 と銀ゼオライトを第 1 表に示す環境で保管し、よう素除去効率を 6 カ月後及び 15 カ月後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第 2 表と第 2 図に示す。

第 1 表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

第 2 表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 カ月後	15 カ月後



第 2 図 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると、6 カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準 を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

圧力開放板の信頼性について

(1) 設計時の考慮

圧力開放板の設定作動圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力 (310Pa[gage]) と比較して十分低い圧力で動作するように、設定作動圧力は 80kPa (圧力開放板前後差圧) を適用している。

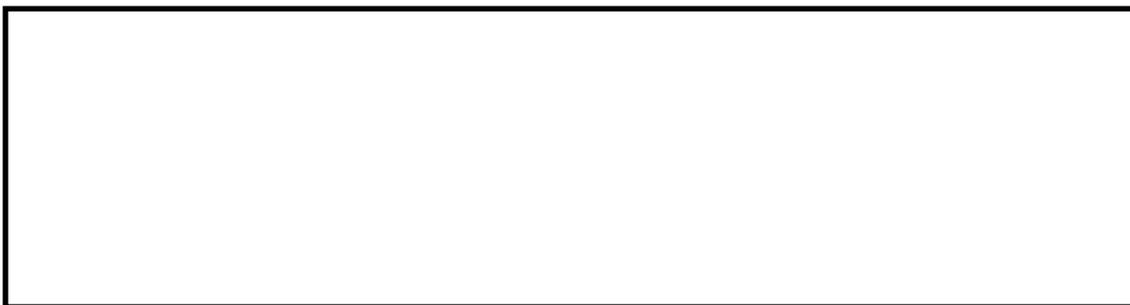
ベント開始時における圧力開放板が作動したことの確認は、格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時にベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置圧力が上昇し、圧力開放板が作動するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置圧力が下降することから、フィルタ装置圧力の変化によっても確認することができる。

さらに、炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、圧力開放板下流に設置されたフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

なお、圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。(別紙 32)

(2) 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。



フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム

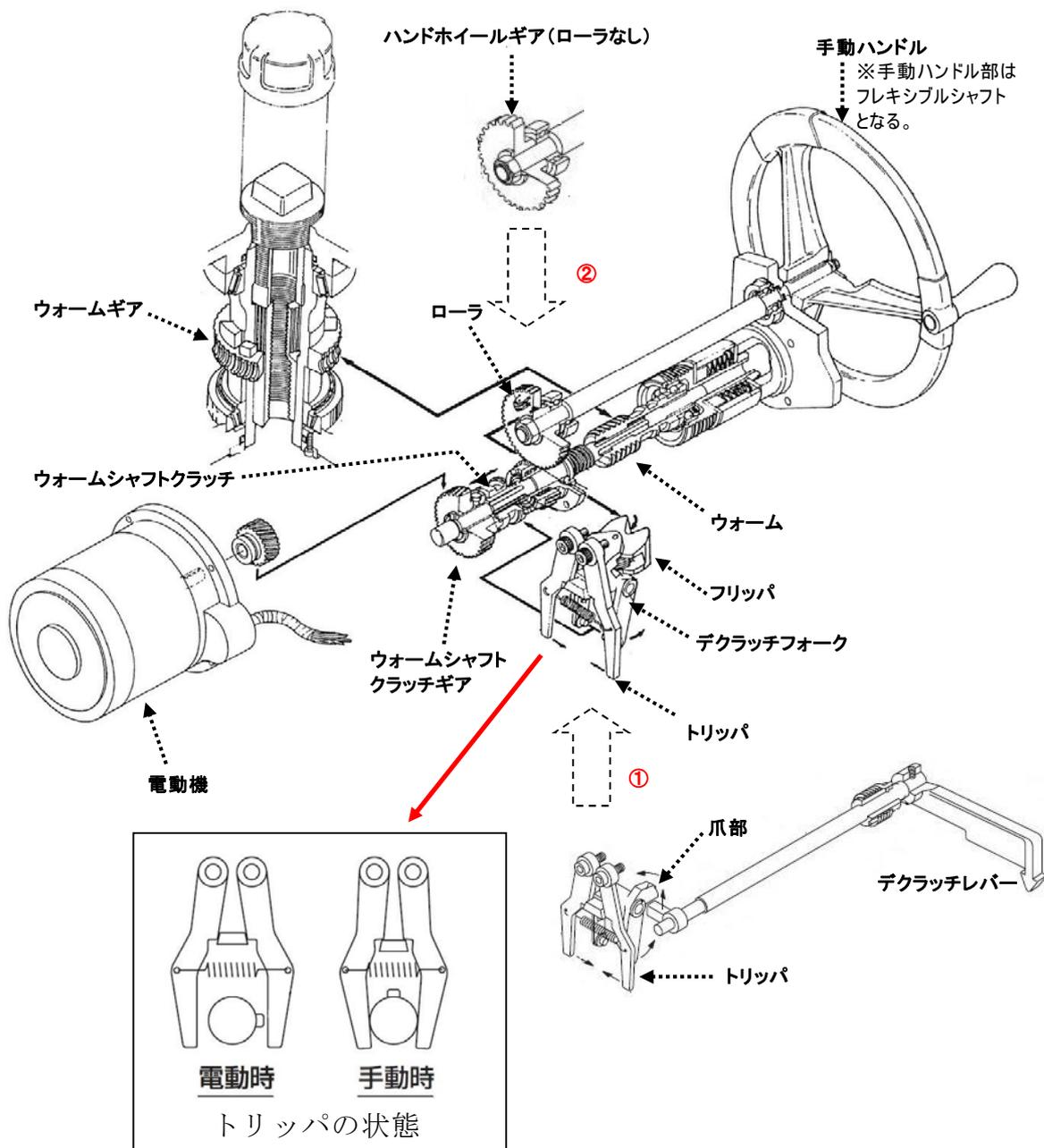
隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切替操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。

また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。

オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第 1 図に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第 2 図、第 3 図に示す。

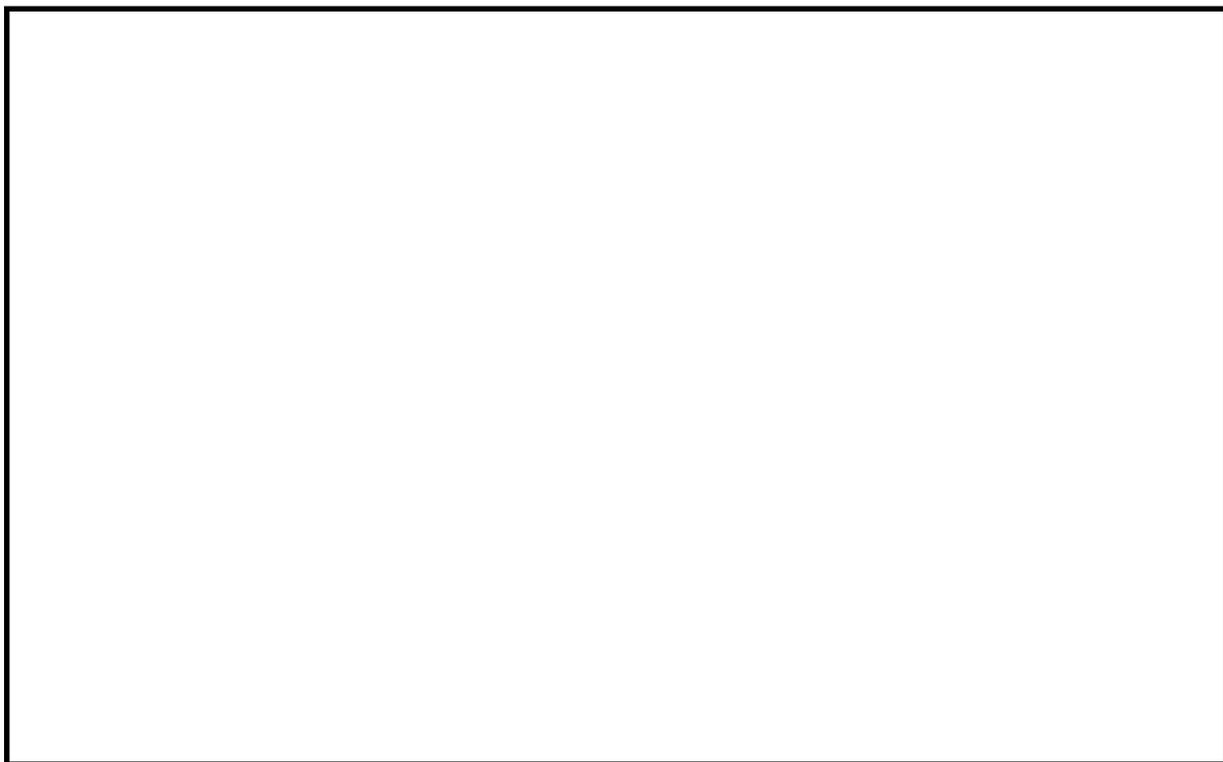


<注記>

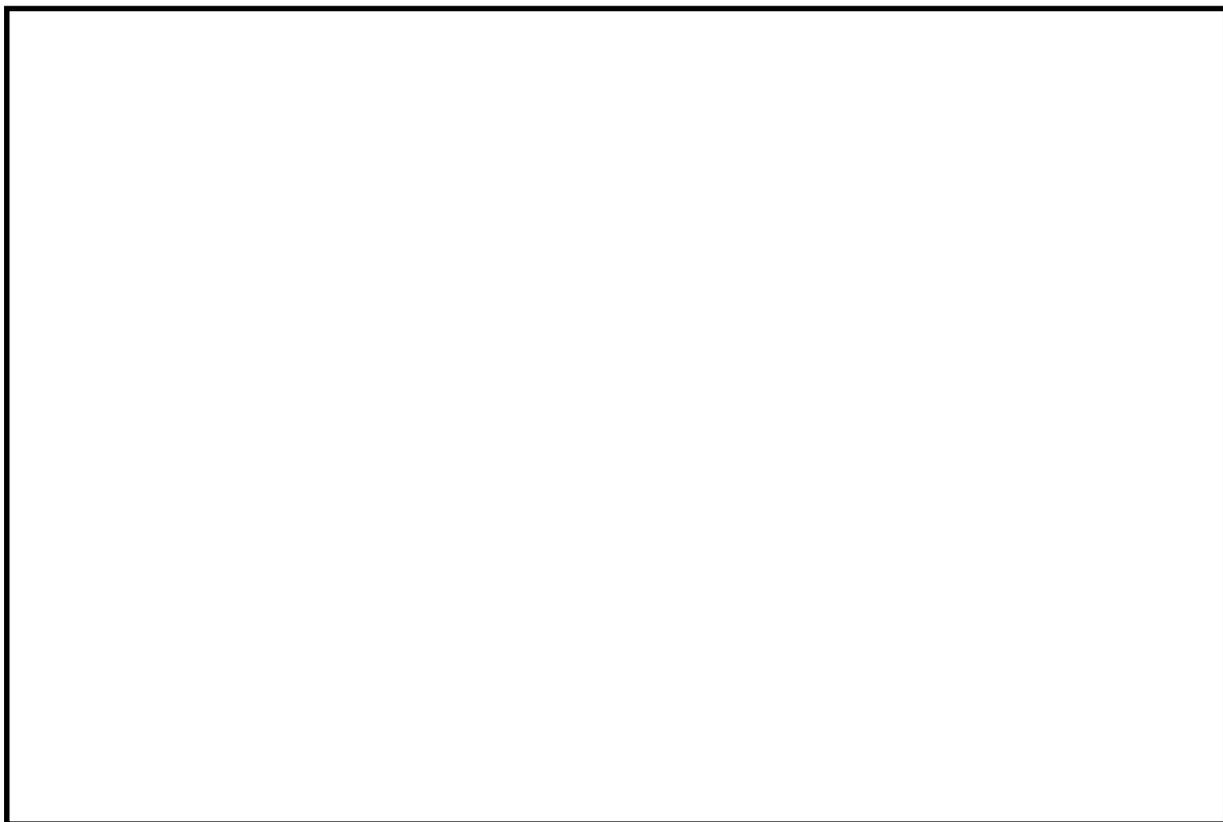
①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切替用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。

②オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため、ハンドホイールギアにローラが取_り付けられている。

第1図 オートデクラッチ機構の概要図

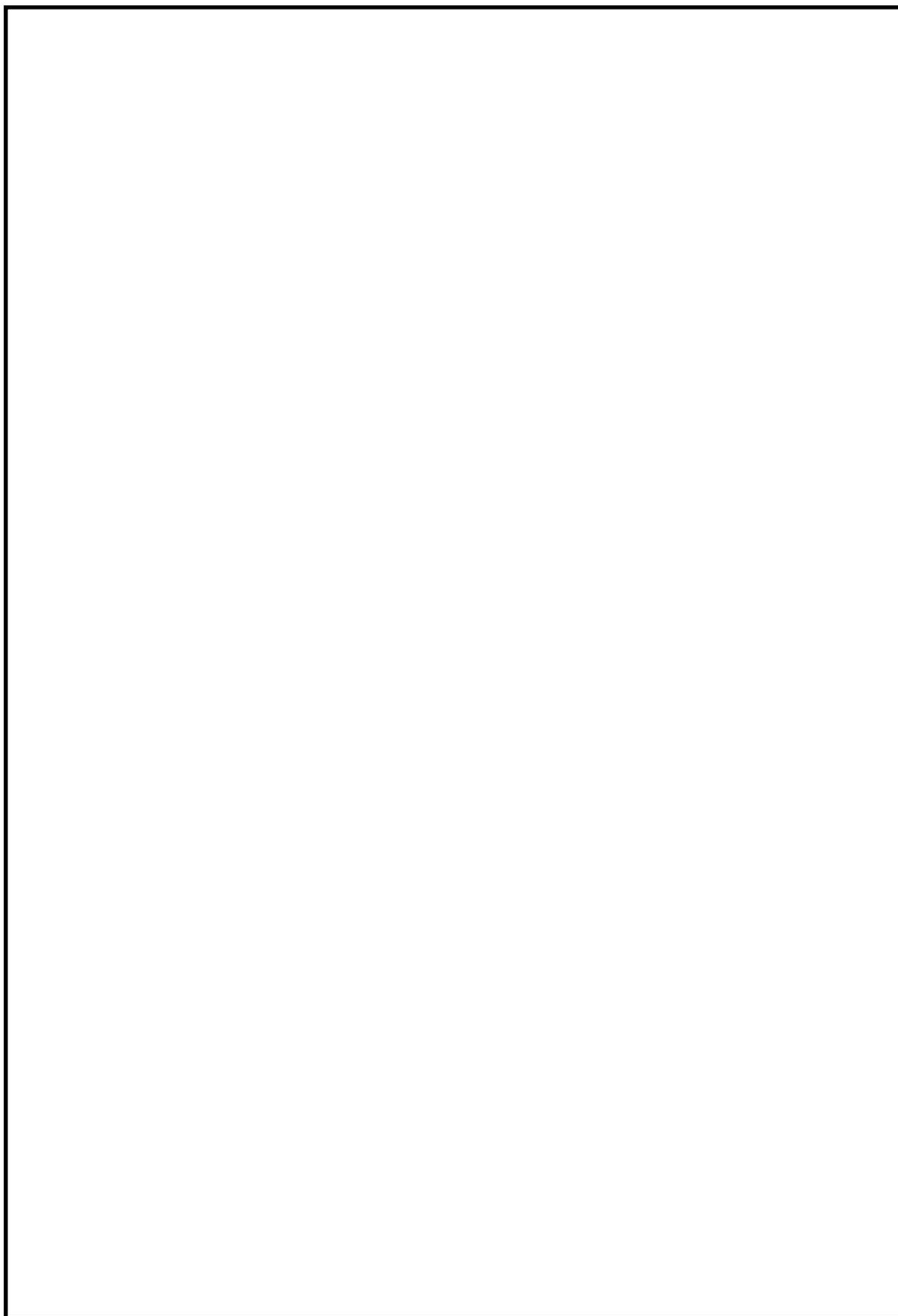


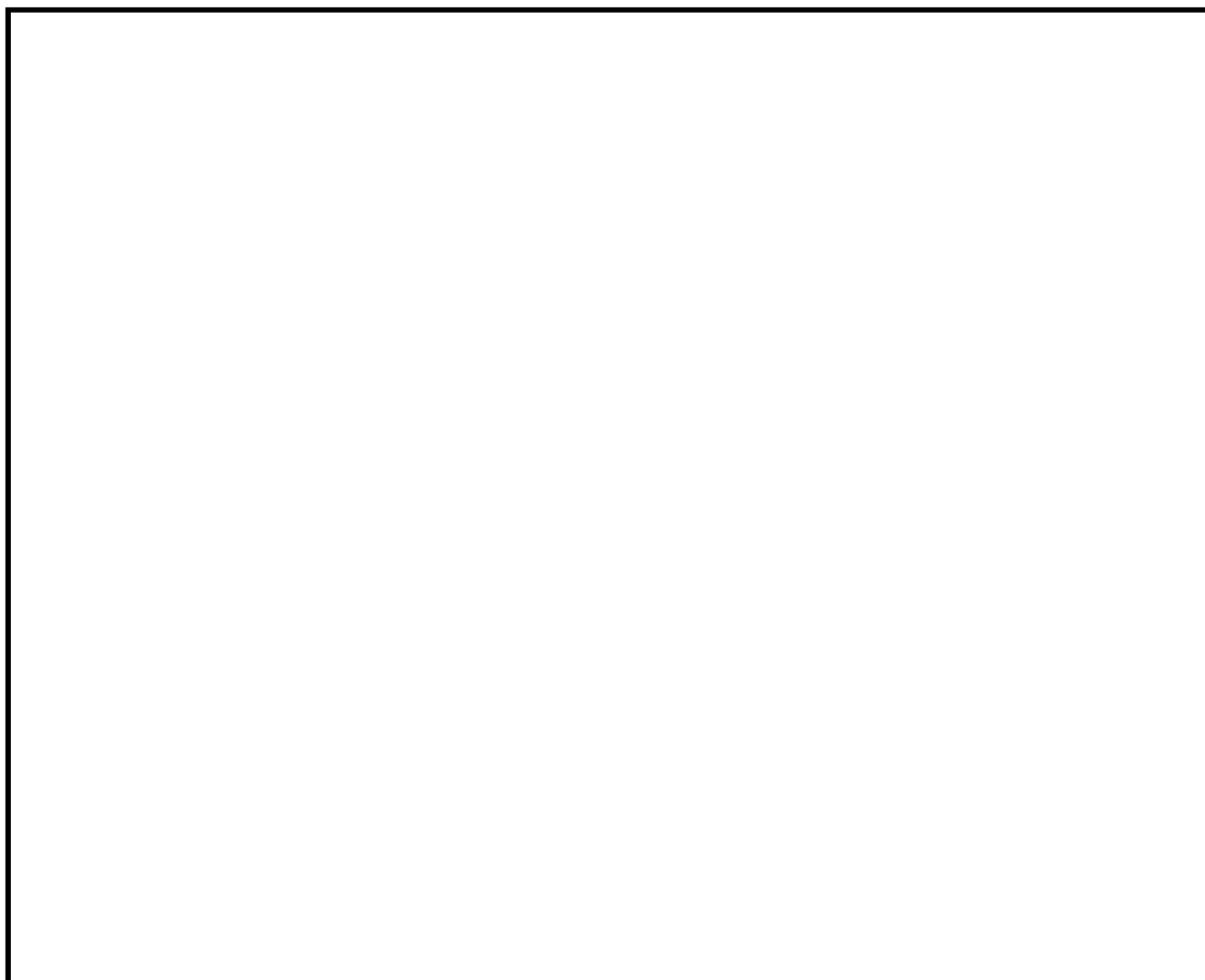
第 2 図 弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））



第 3 図 弁駆動部の詳細図（手動操作時）

(参考) オートデクラッチ機構の操作概要





ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、第二弁の操作においては、空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚

□コンクリート相当) 内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S/C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 12 図～第 15 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 16 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 17 図～第 19 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 20 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，第一弁（S/C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分），第一弁（D/W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また，第二弁の開操作は，ベント実施直後から 180 分作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（待避室滞在）180 分）とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また，実効線量の内訳を第 8 表～第 10 表に示す。

a. S / Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 19mSv, 第二弁開操作で約 25mSv となった。

b. D / Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 48mSv, 第二弁開操作で約 40mSv となった。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq C s I 類 : 約 $2. 9 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 2 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 8 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 3 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 5 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 5 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉心内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器ベント : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	格納容器内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195 ^{*1} に 基づき設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

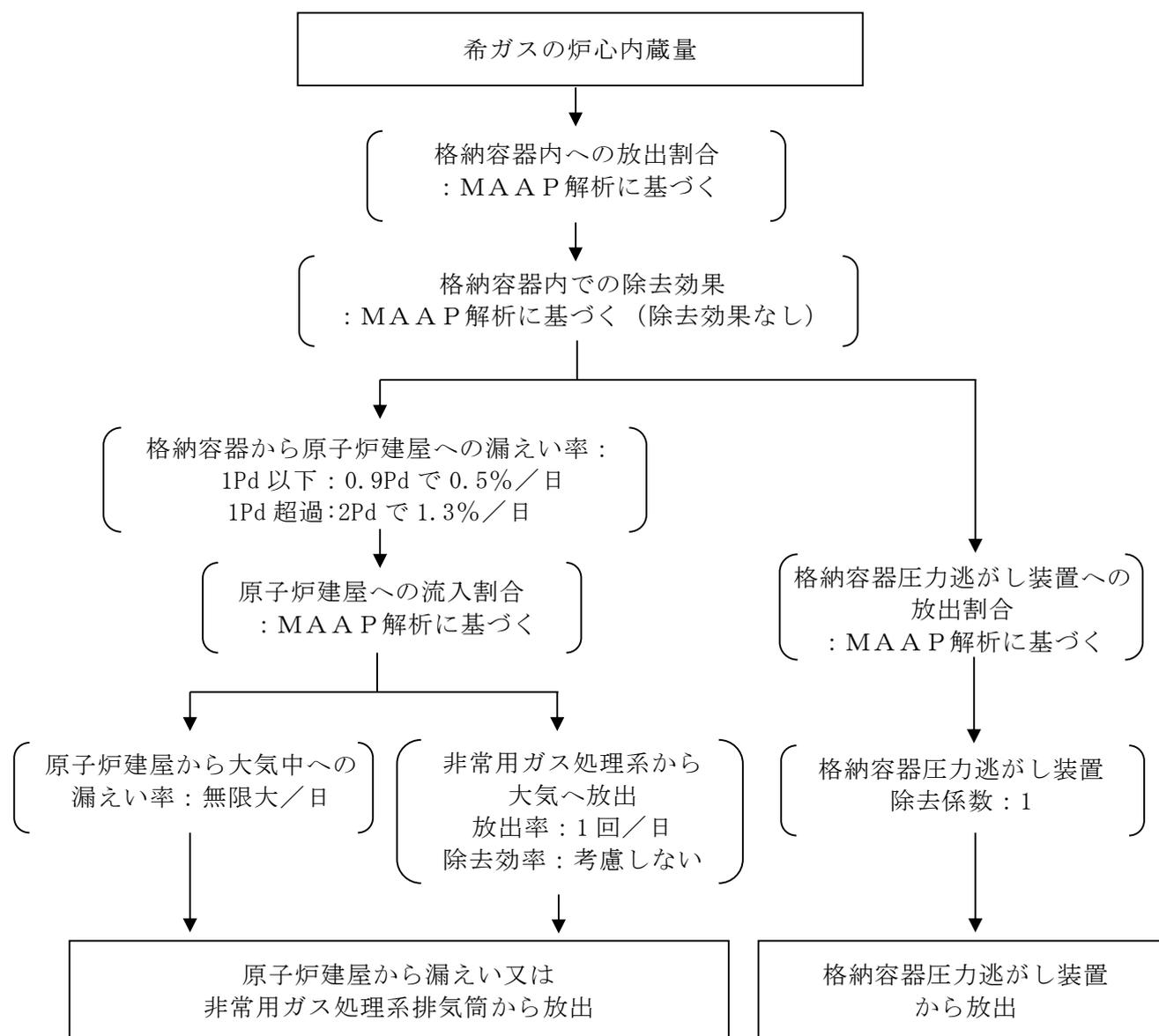
項目	評価条件			選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)			格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (補足1参照)
格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2* ² に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan6.5.5* ³ に基づき設定 (補足4参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3}	D/Wベント : 約 4.4×10^{-3}	MAAP解析結果及びNUREG-1465* ⁴ に基づき設定 (補足5参照)
	CsI類	: 約 6.3×10^{-5}	: 約 6.3×10^{-5}	
	CsOH類	: 約 3.2×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	
	Sb類	: 約 6.8×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	TeO ₂ 類	: 約 6.8×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.8×10^{-6}	
	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.8×10^{-6}	
	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	
	CeO ₂ 類	: 約 6.8×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.8×10^{-8}	

第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

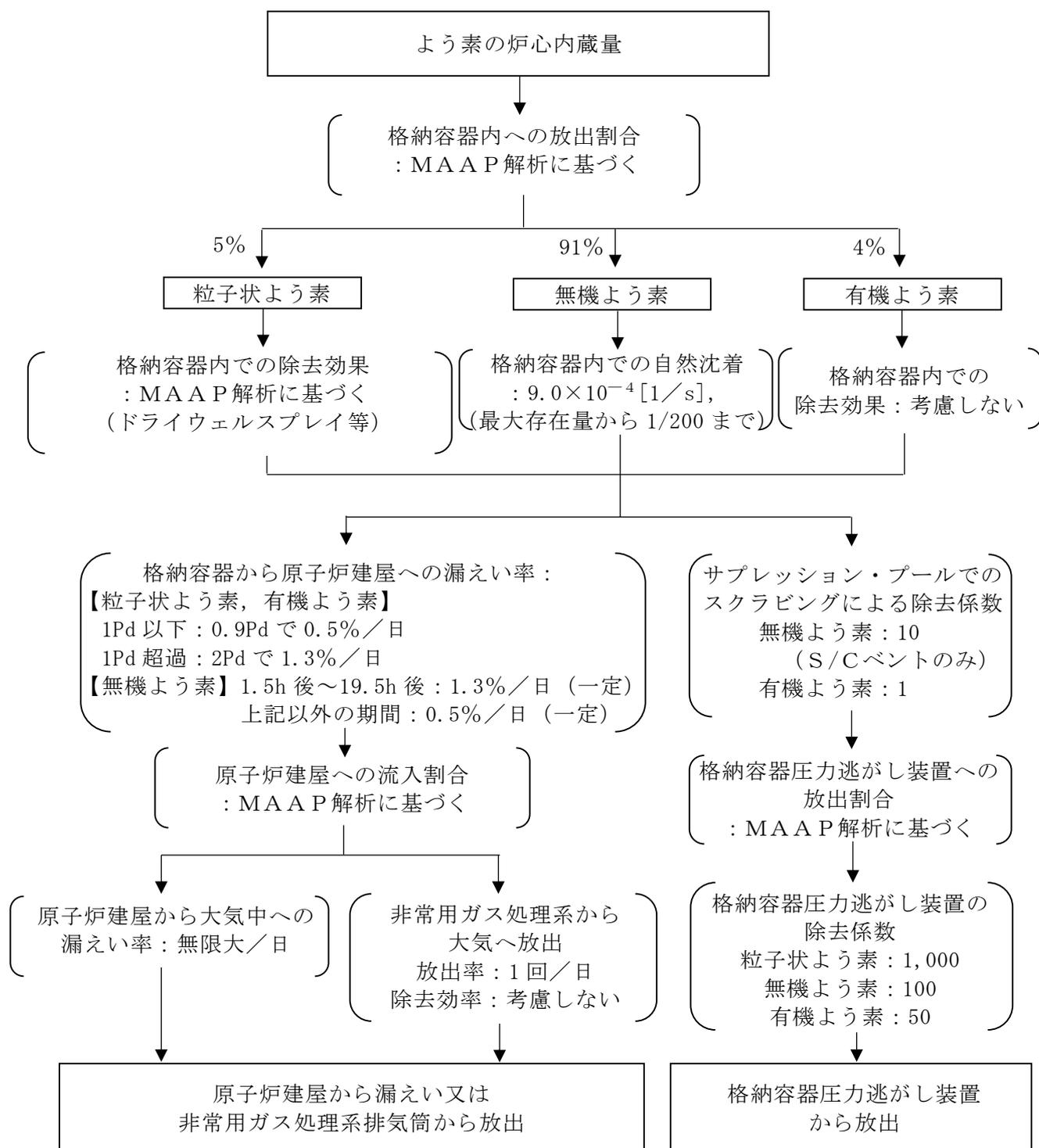
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2h後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類	S／Cベント ：約 9.5×10^{-1}	D／Wベント ：約 9.5×10^{-1}	M A A P 解析結果及び N U R E G -1465 に基づき設定（補足 5 参照）
	C s I 類	：約 1.1×10^{-6}	：約 4.0×10^{-3}	
	C s O H 類	：約 4.0×10^{-7}	：約 7.5×10^{-3}	
	S b 類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	T e O ₂ 類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	S r O 類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	B a O 類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	M o O ₂ 類	：約 4.5×10^{-9}	：約 7.2×10^{-5}	
	C e O ₂ 類	：約 9.0×10^{-10}	：約 1.5×10^{-5}	
	L a ₂ O ₃ 類	：約 3.6×10^{-10}	：約 5.8×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1,000			設計値に基づき設定

※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

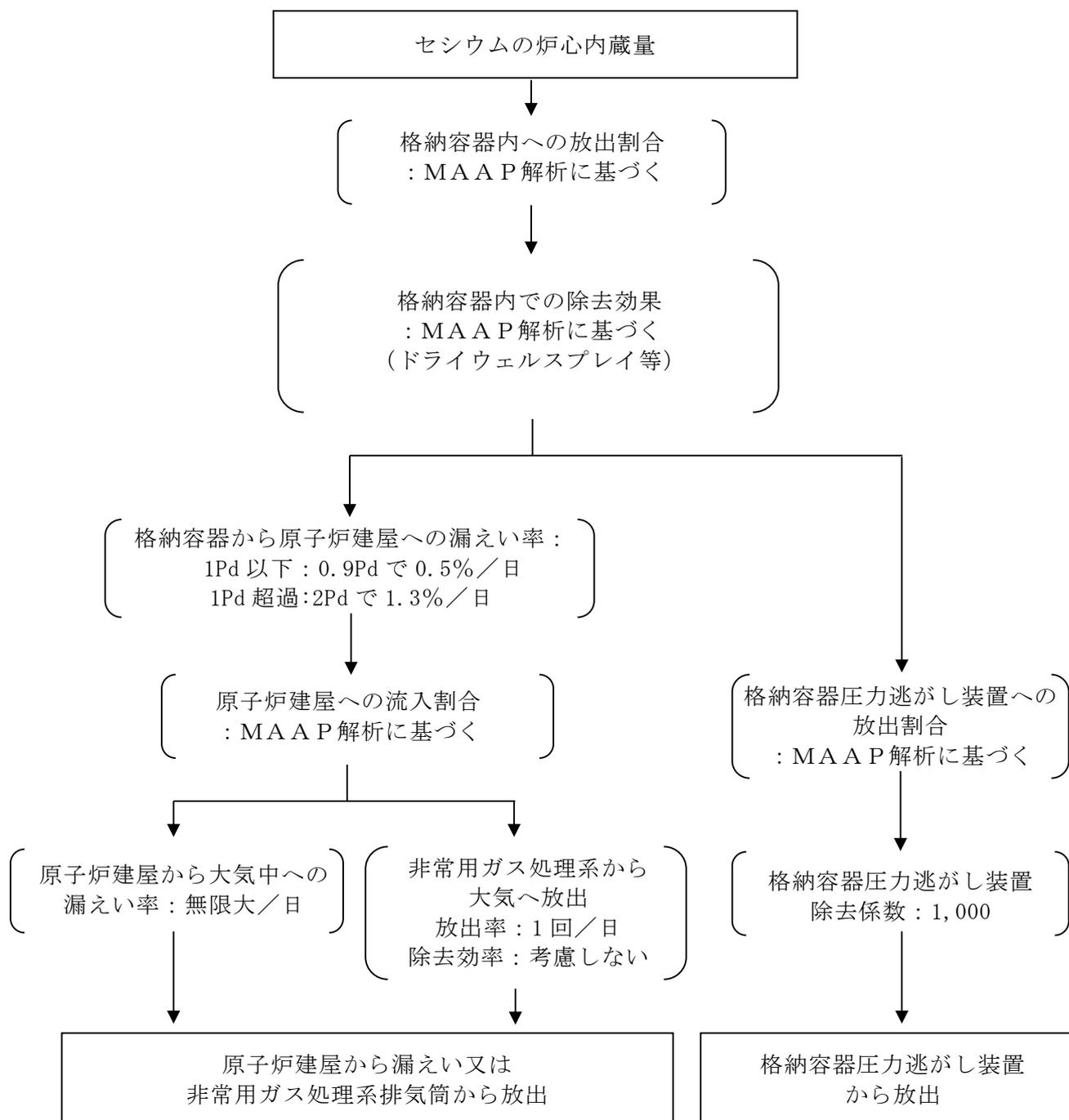
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995



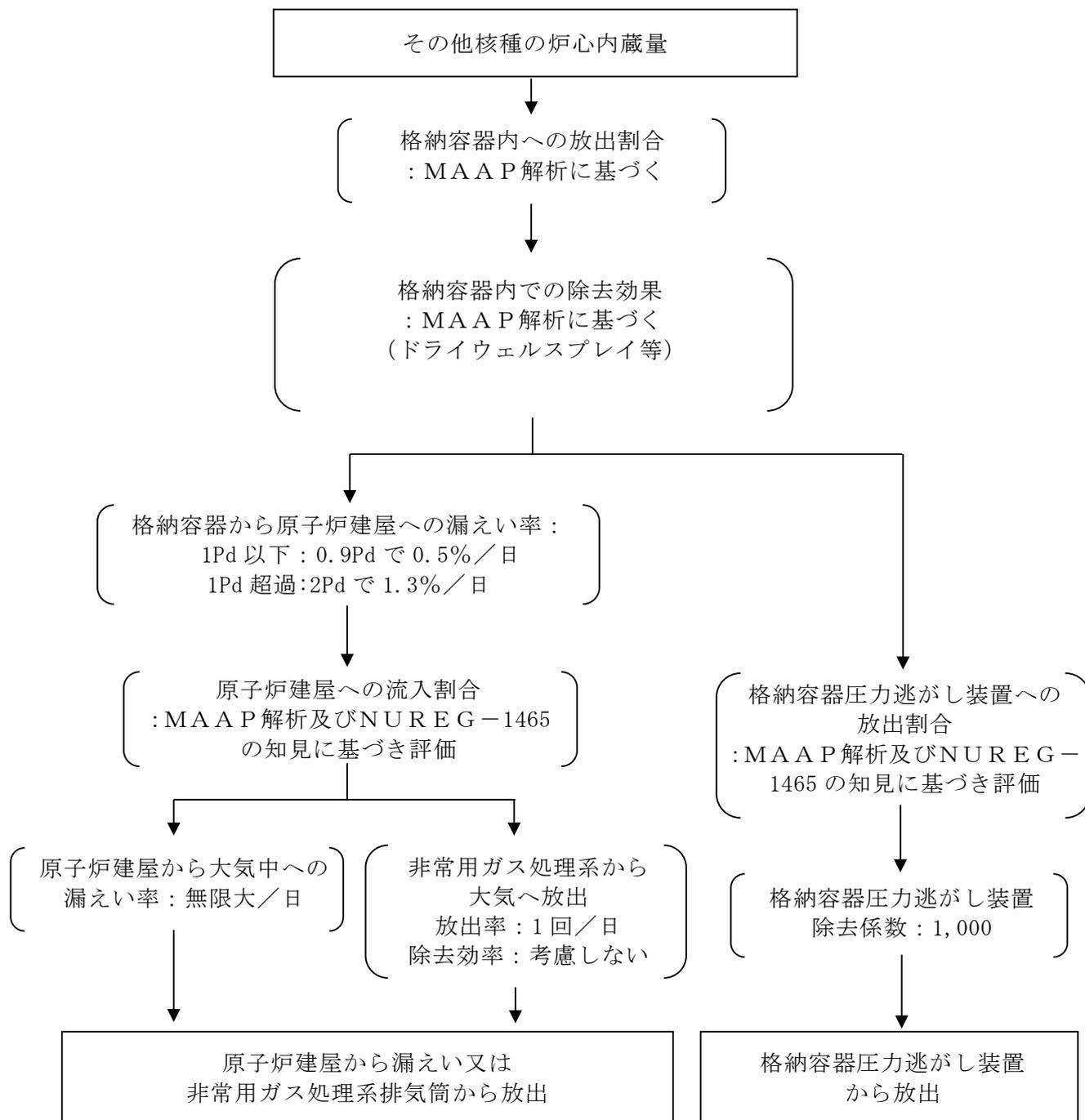
第 1 図 希ガスの大気放出過程



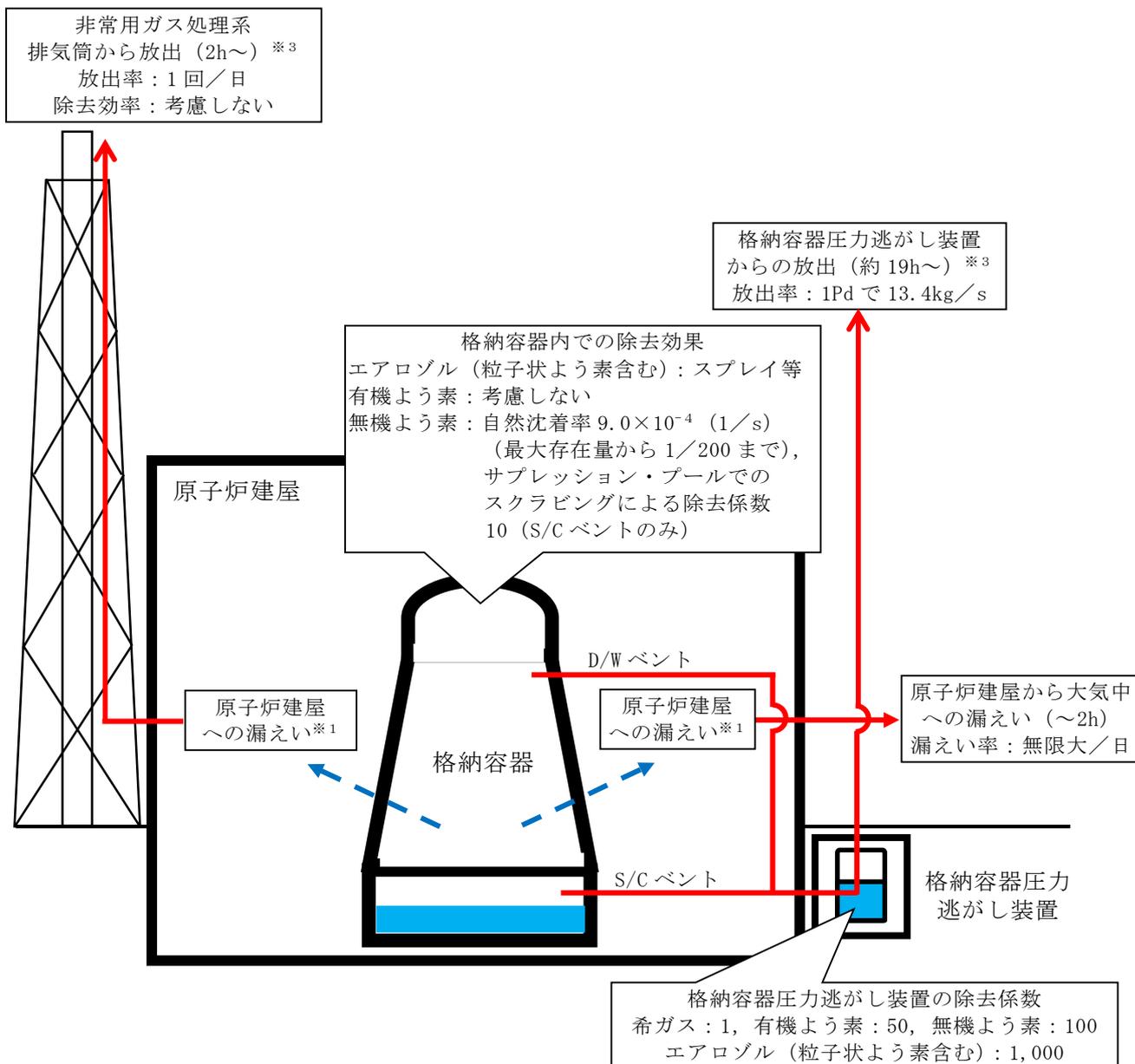
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図セシウムの大気放出過程



第 4 図 その他核種の大気放出過程

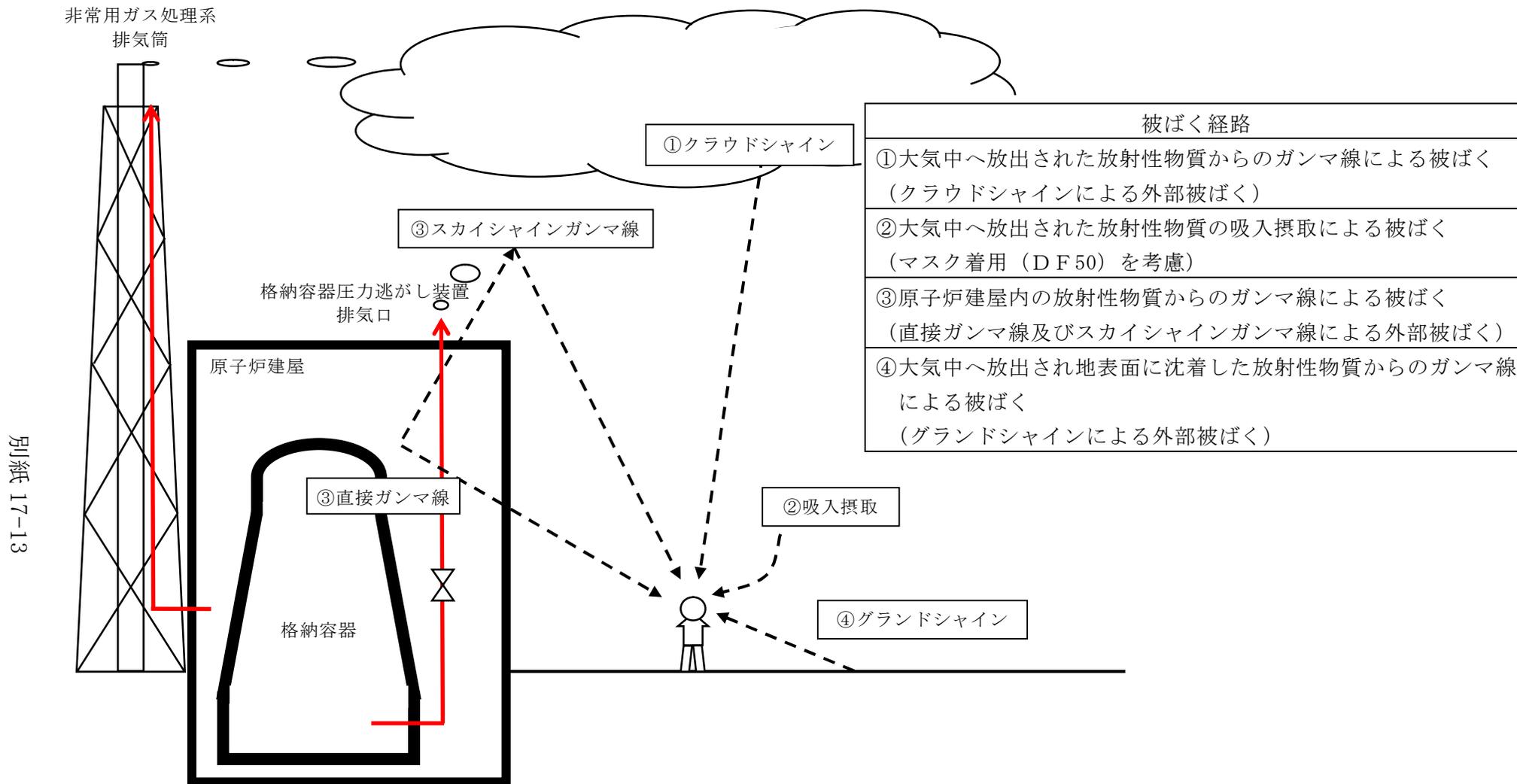


- ※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日
【無機よう素】
1.5h後~19.5h後：1.3%/日 (一定), 上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

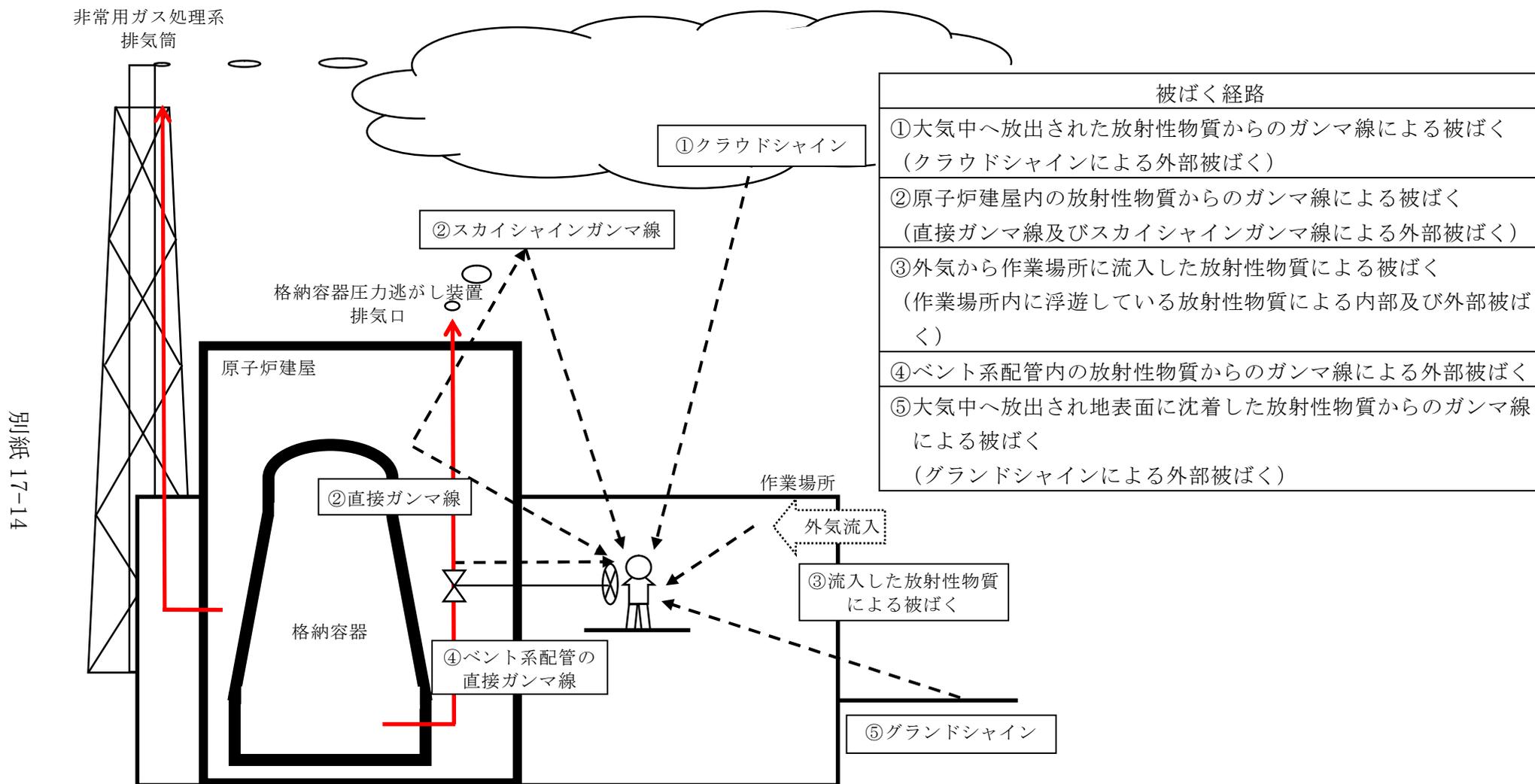
- ※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため, 事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
- ※3 事象発生後19h以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)



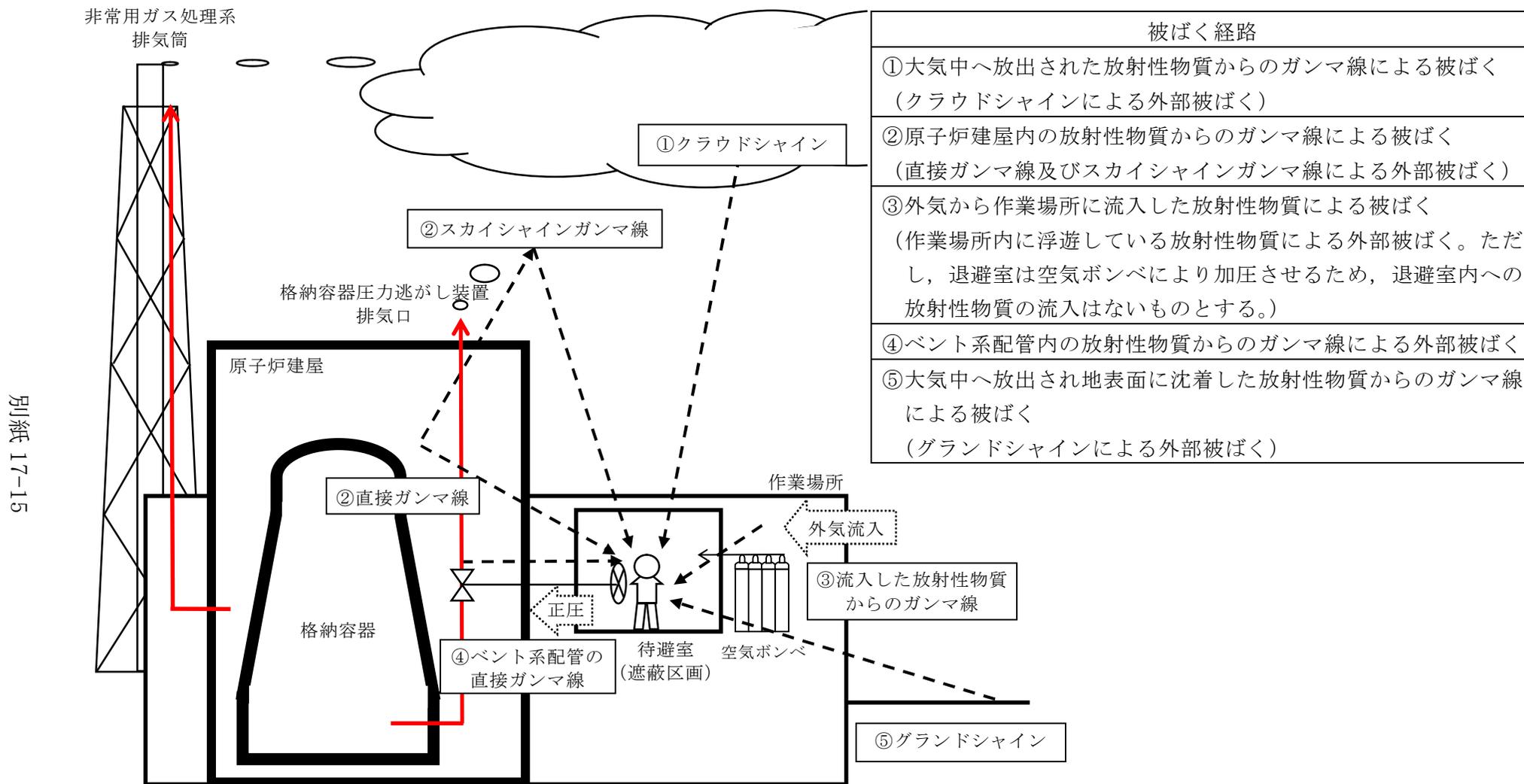
別紙 17-13

第 6 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



別紙 17-14

第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び第一弁開操作時)



別紙 17-15

第 8 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (第二弁開操作時)

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用（補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 20 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第 3 表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 2.1×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.4×10^{-20}	
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}

第 4 表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項 目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV 換算値) E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	< S / Cからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2,200m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ < D / Wからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。
待避室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮 (第二弁操作場所のみ)	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> (コンクリート相当) 空気ボンベによる加圧時間 : ベント実施から 3 時間 ※格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント後 3 時間滞在する。

第 5 表 線量換算係数, 呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定 (補足 6~補足 8 参照)

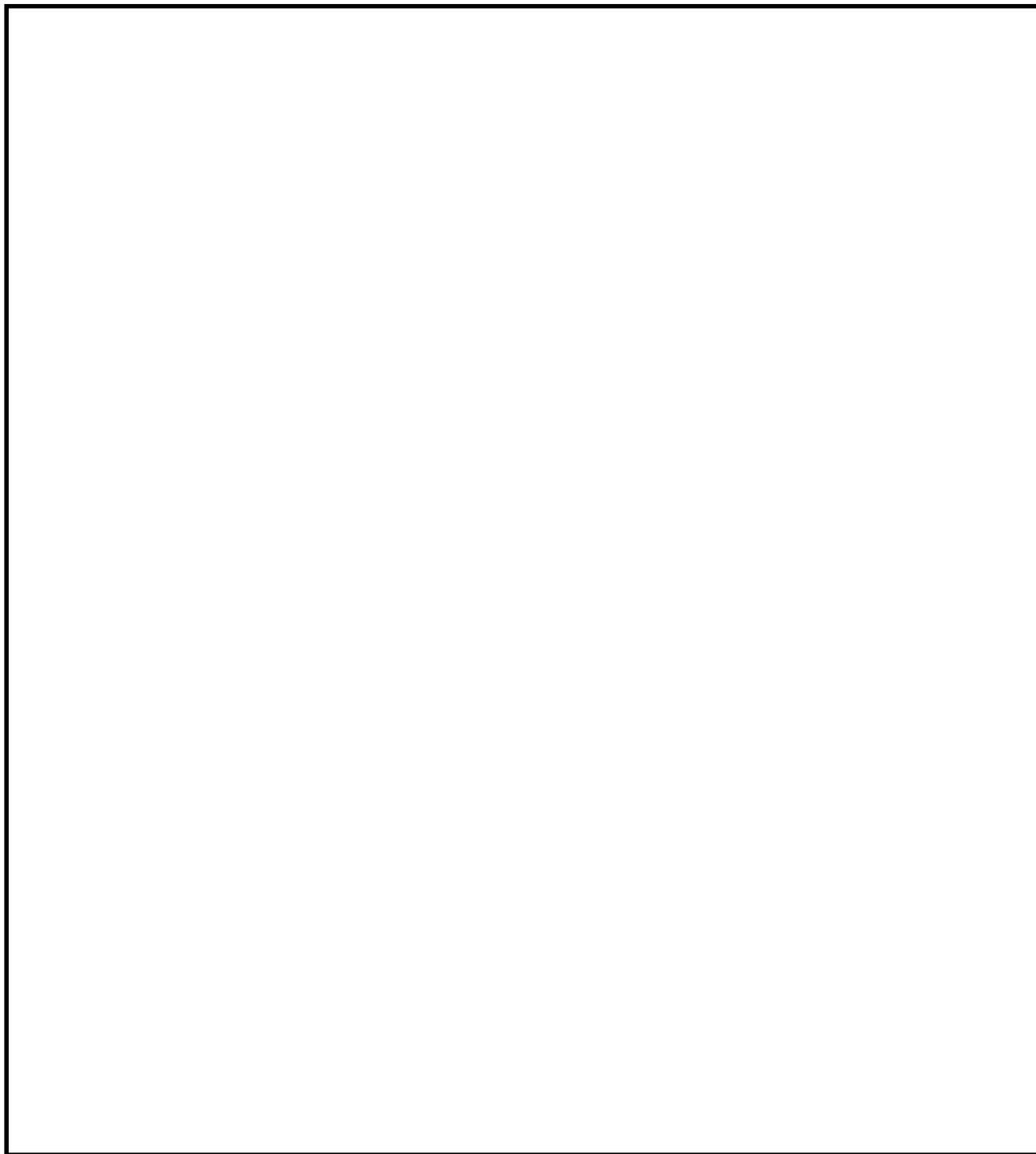
第 6 表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項 目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ*	第一弁 (S/C側)	作業場所		ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮 (第 9 図～第 19 図参照)
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所		—
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

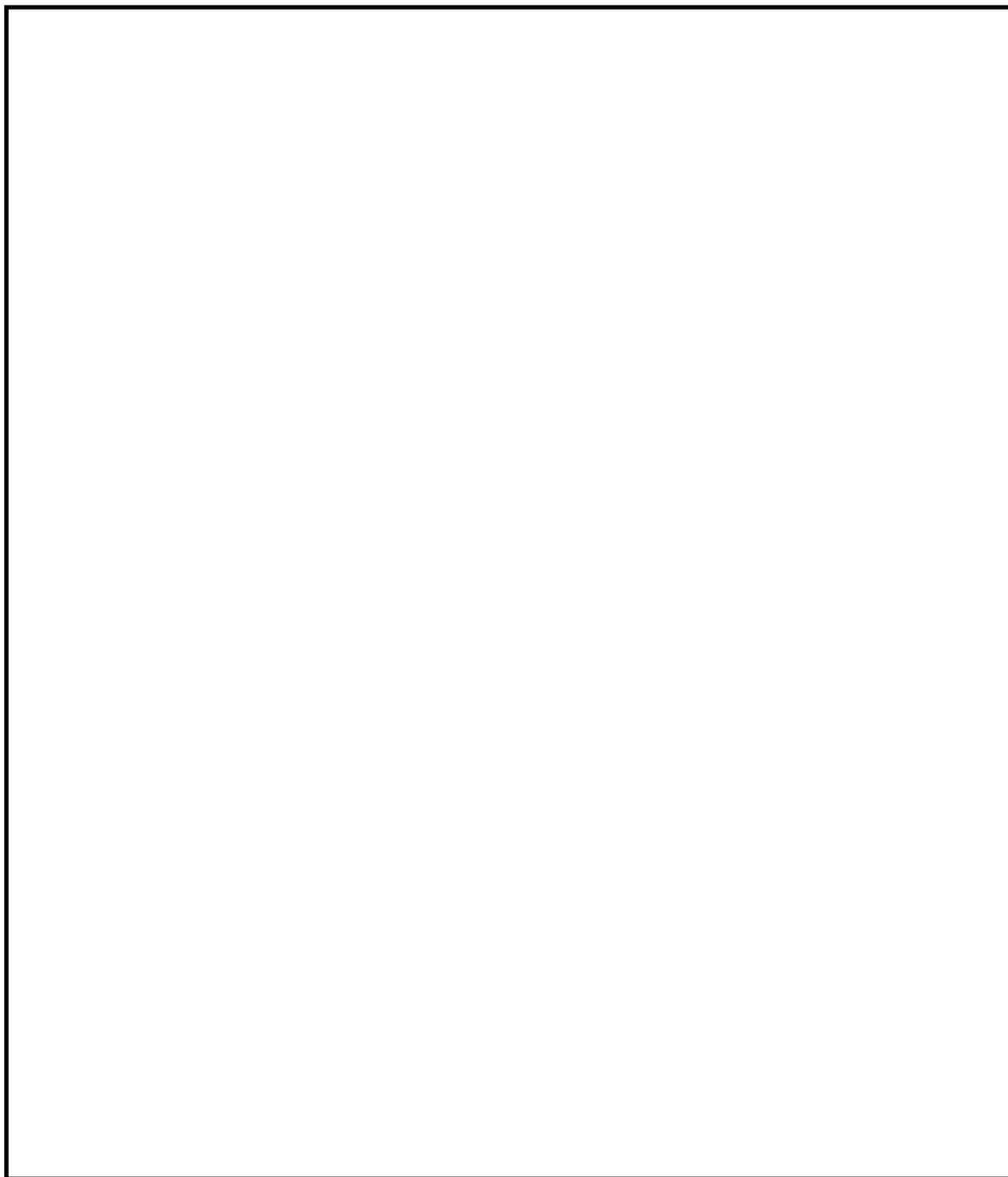
※遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第 7 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

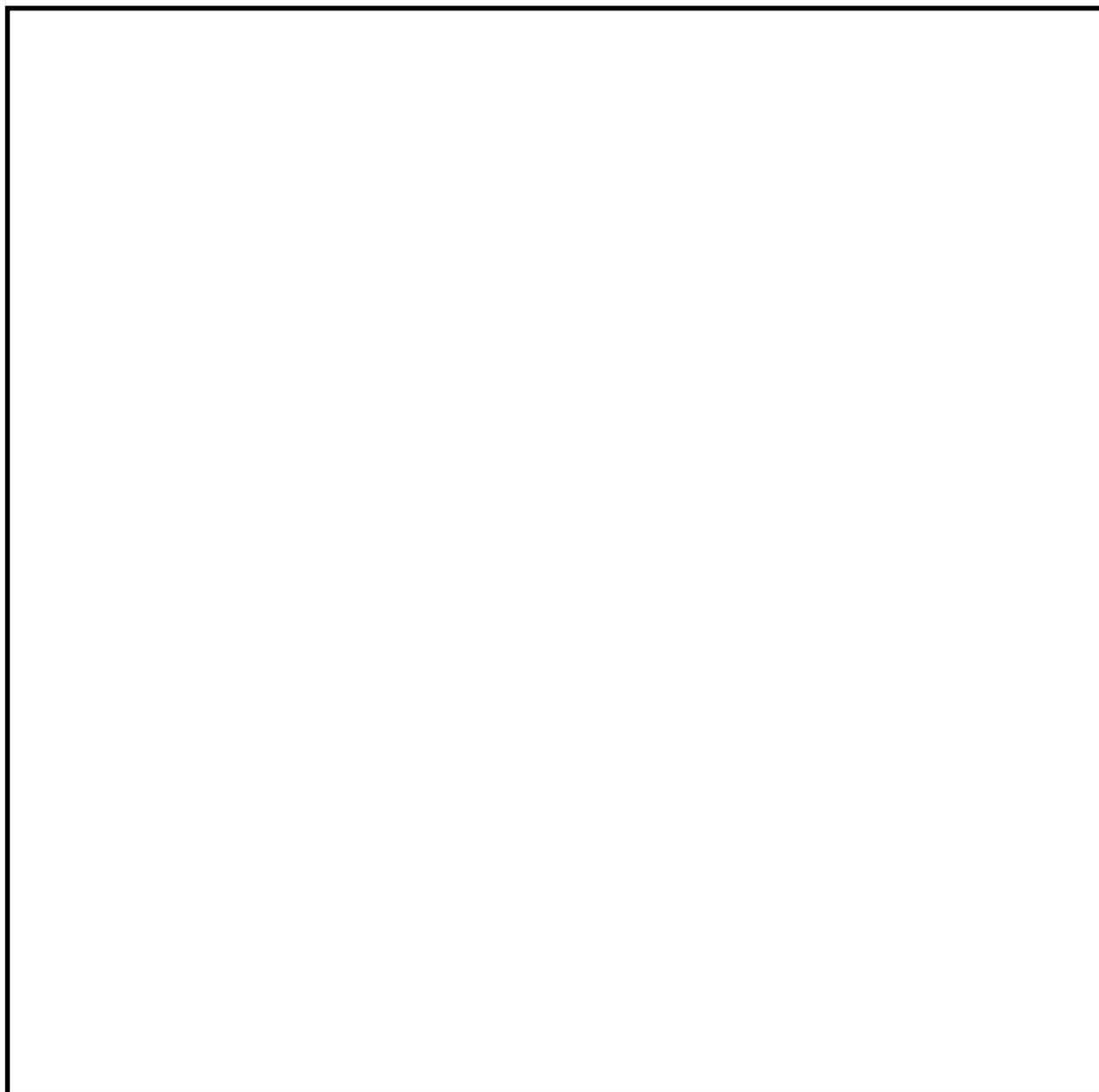
項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ



第9図 第一弁（S / C側）操作場所及びアクセスルート



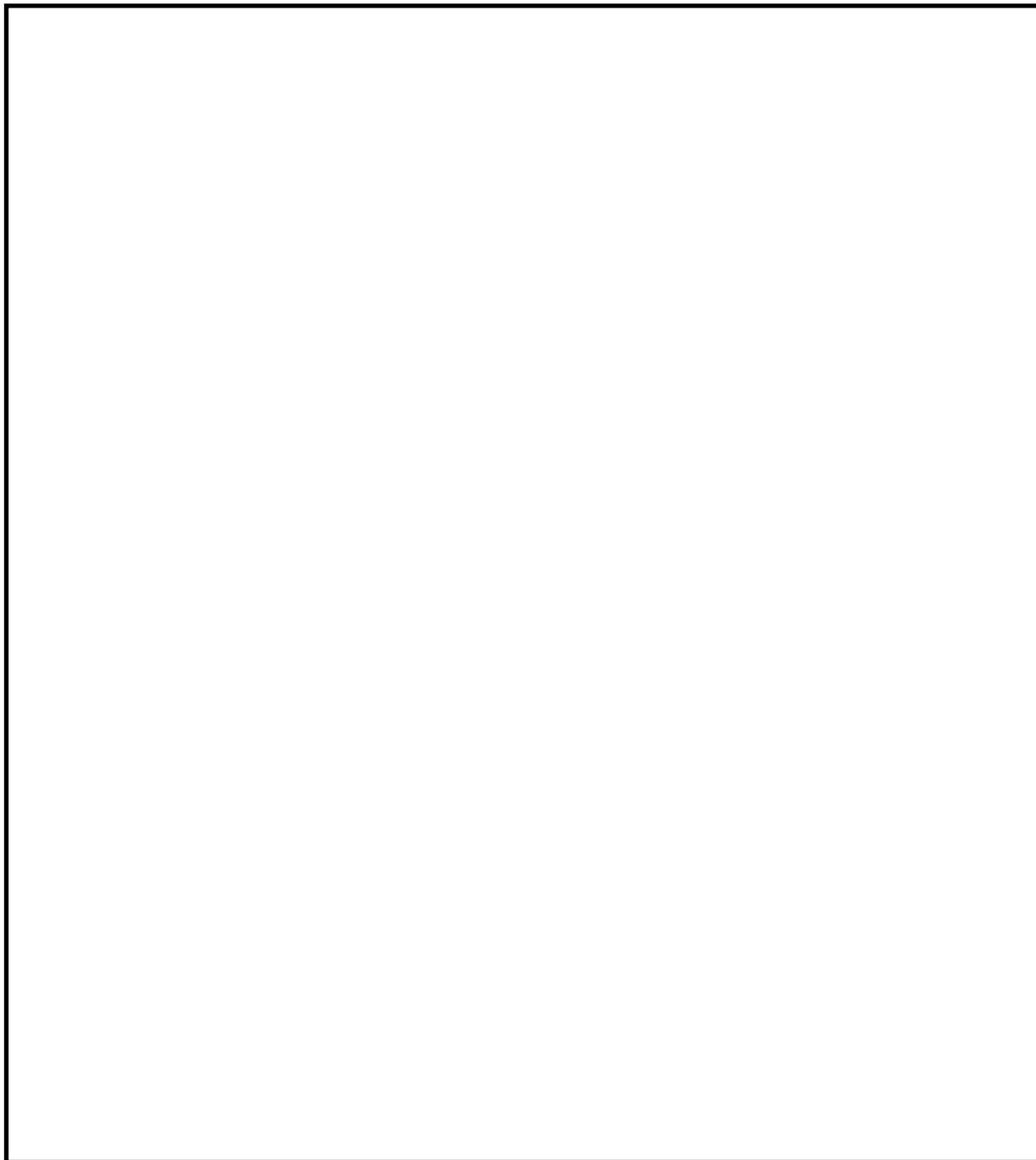
第10図 第一弁（S / C側）操作場所及びアクセスルート



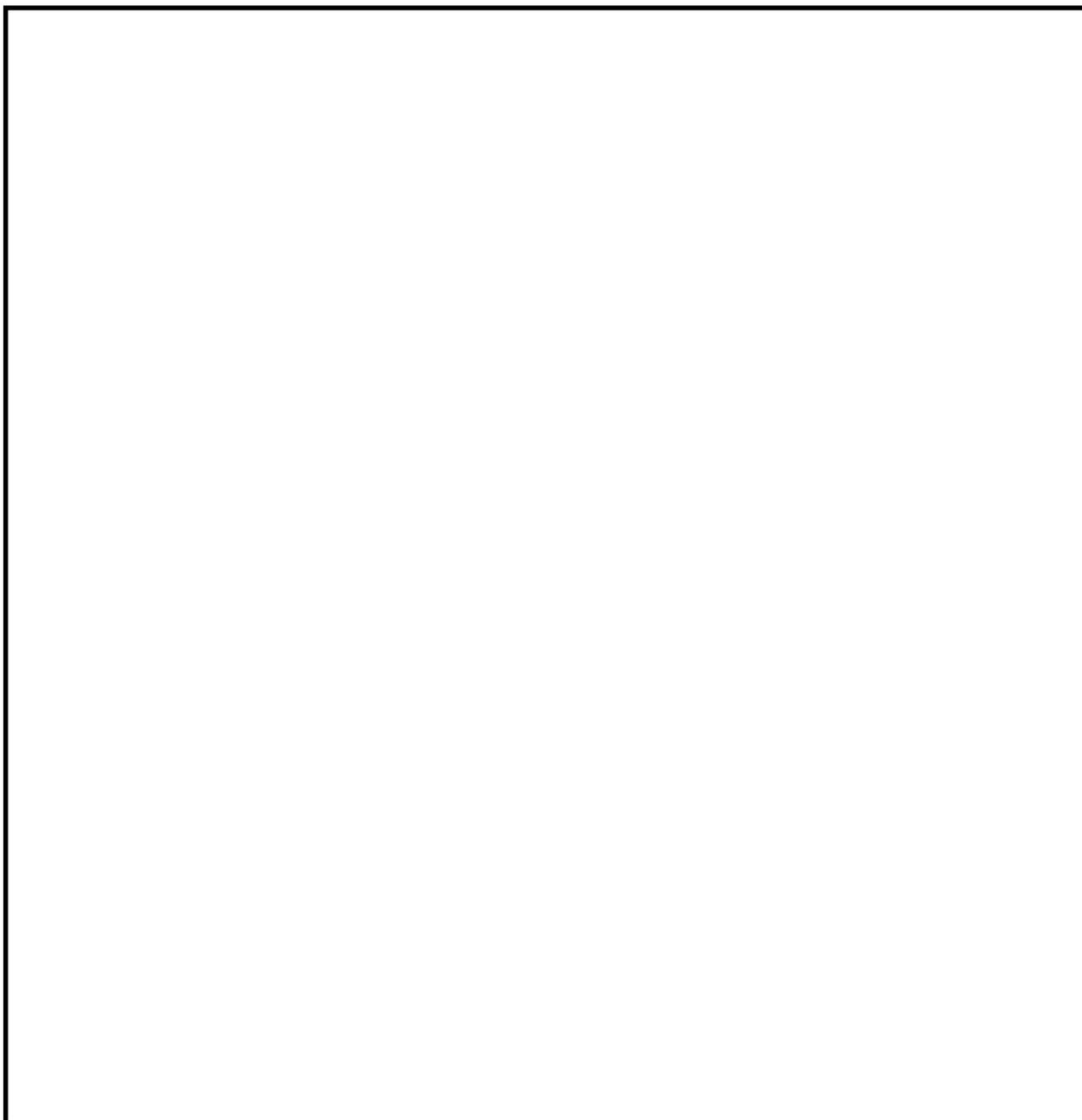
第11図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



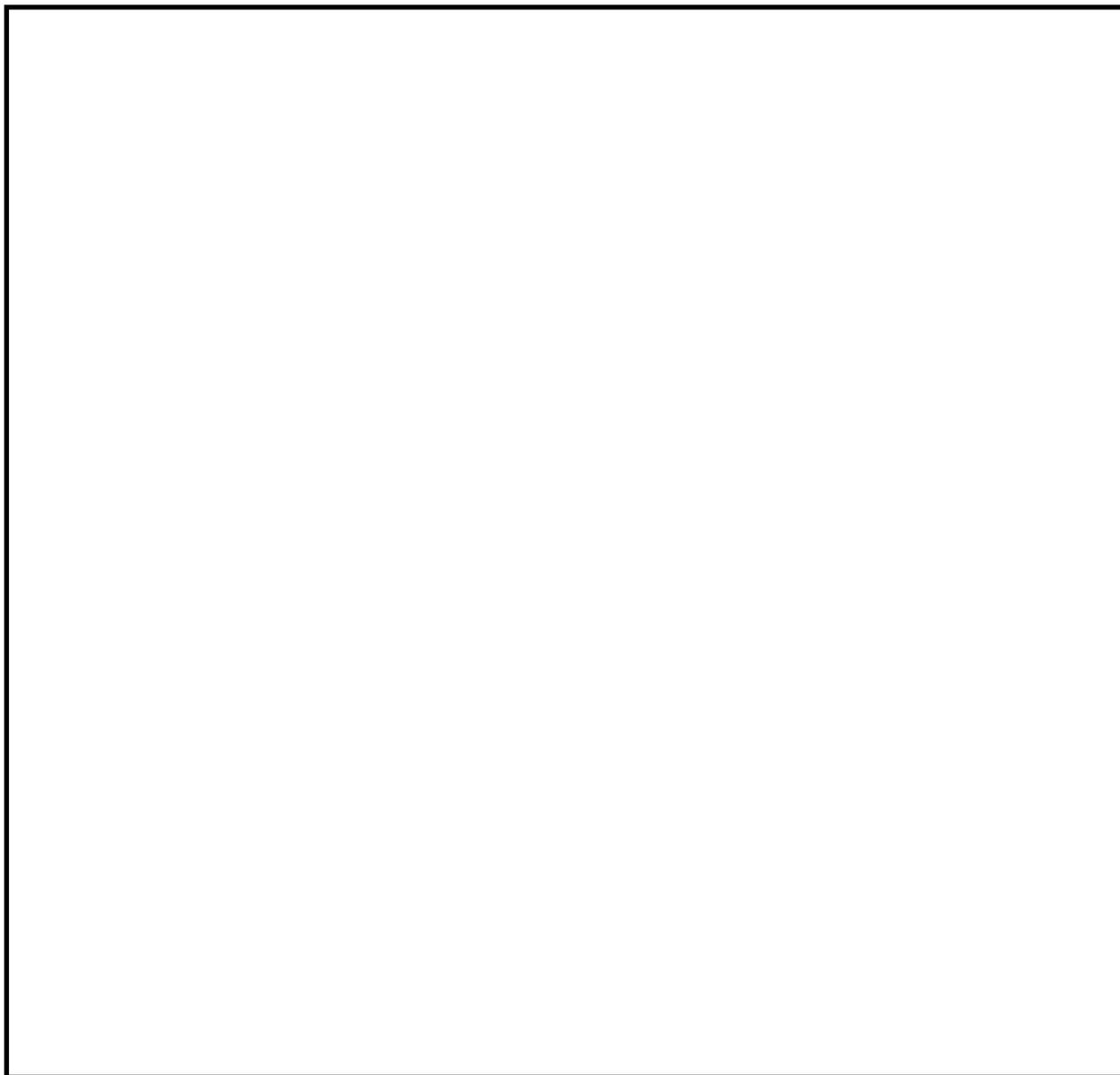
第12図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



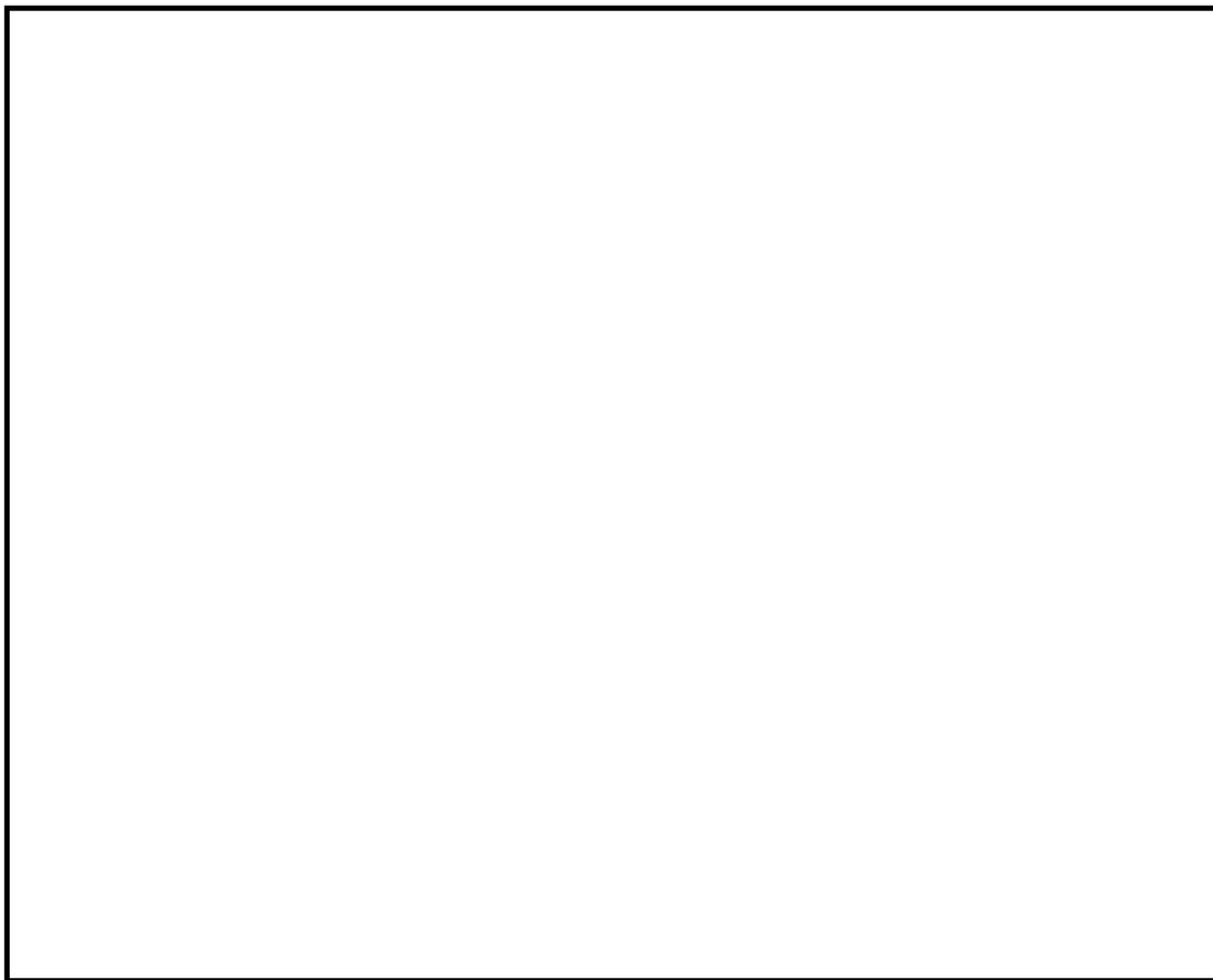
第13図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



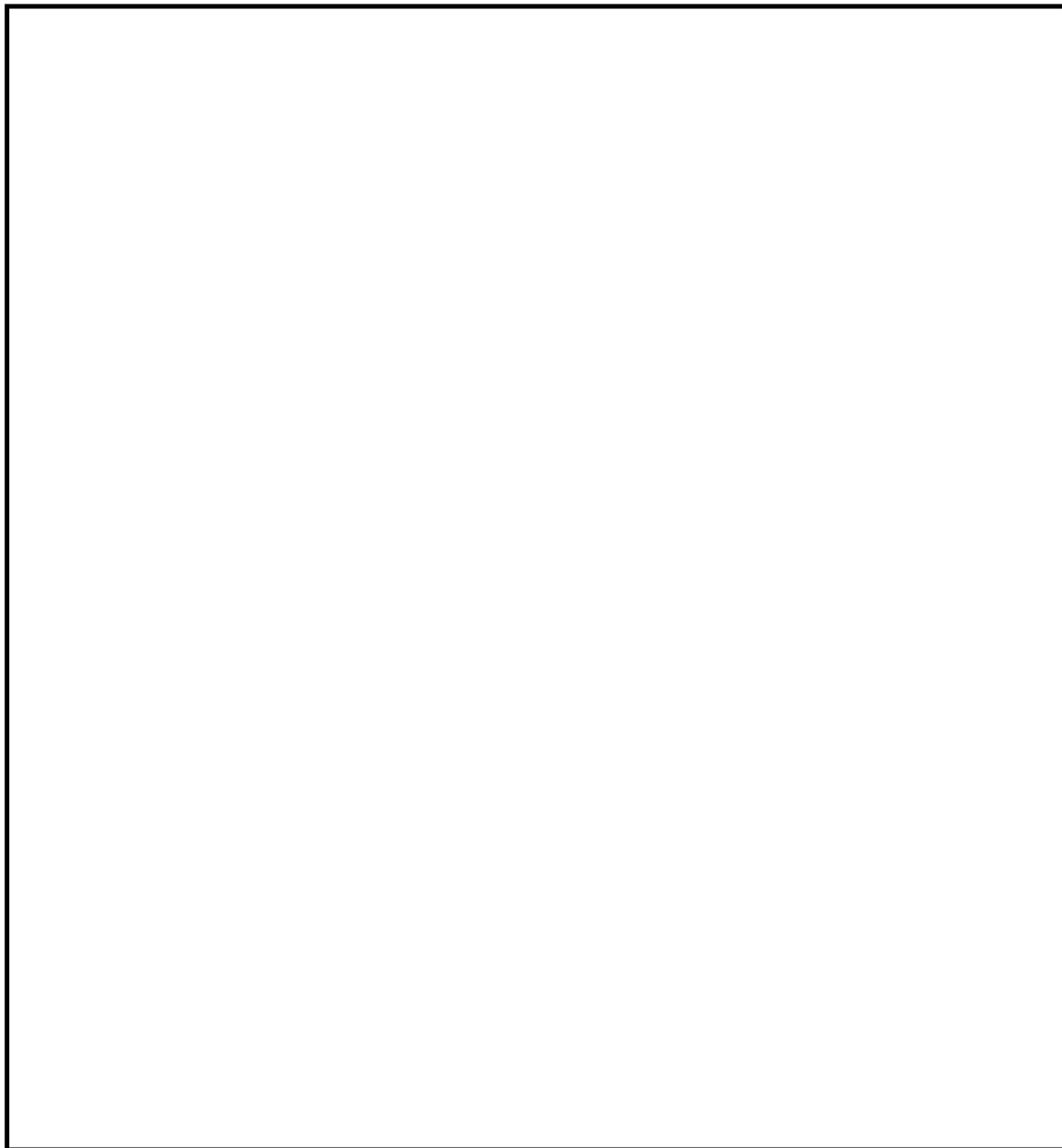
第14図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



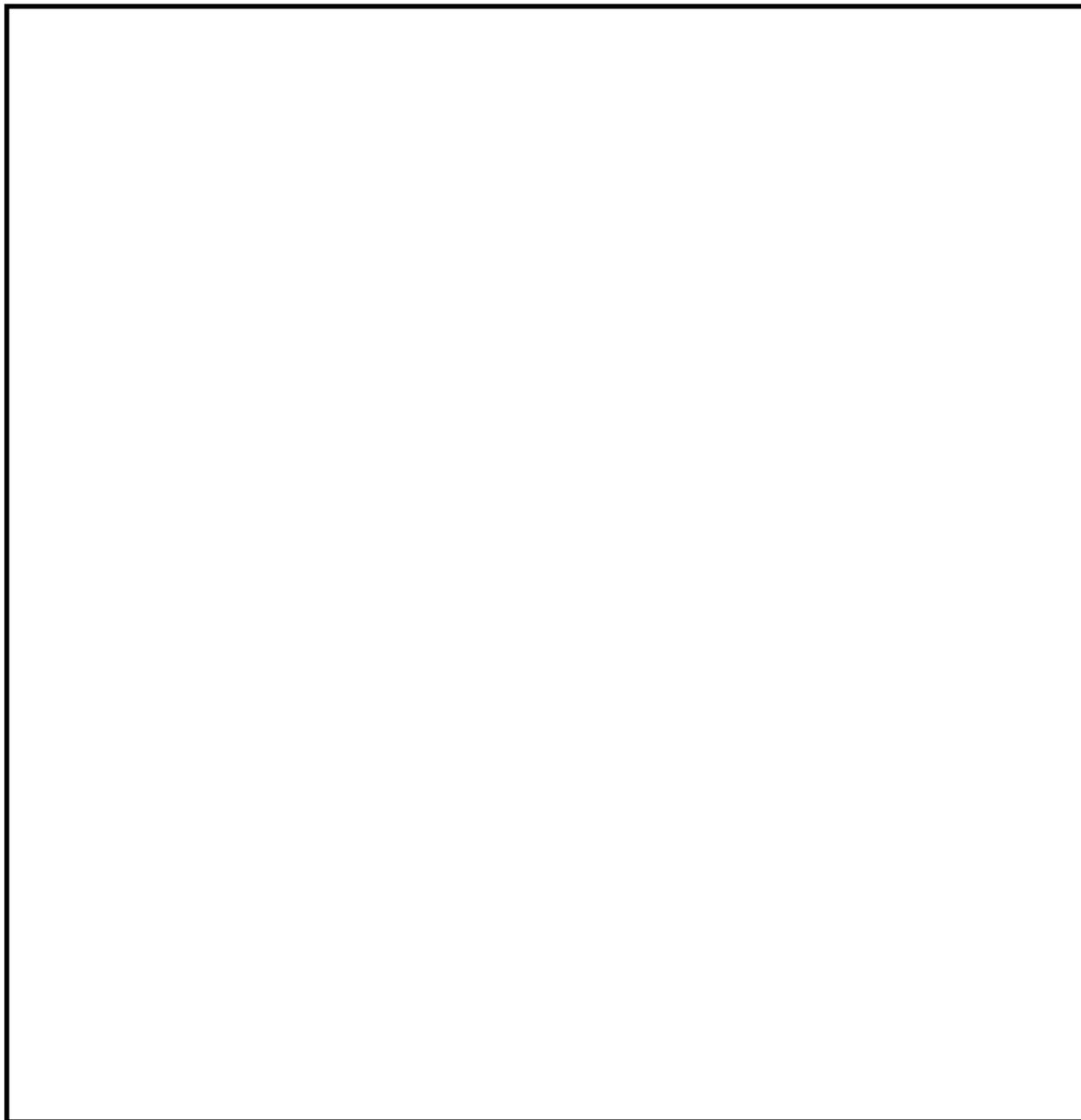
第15図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



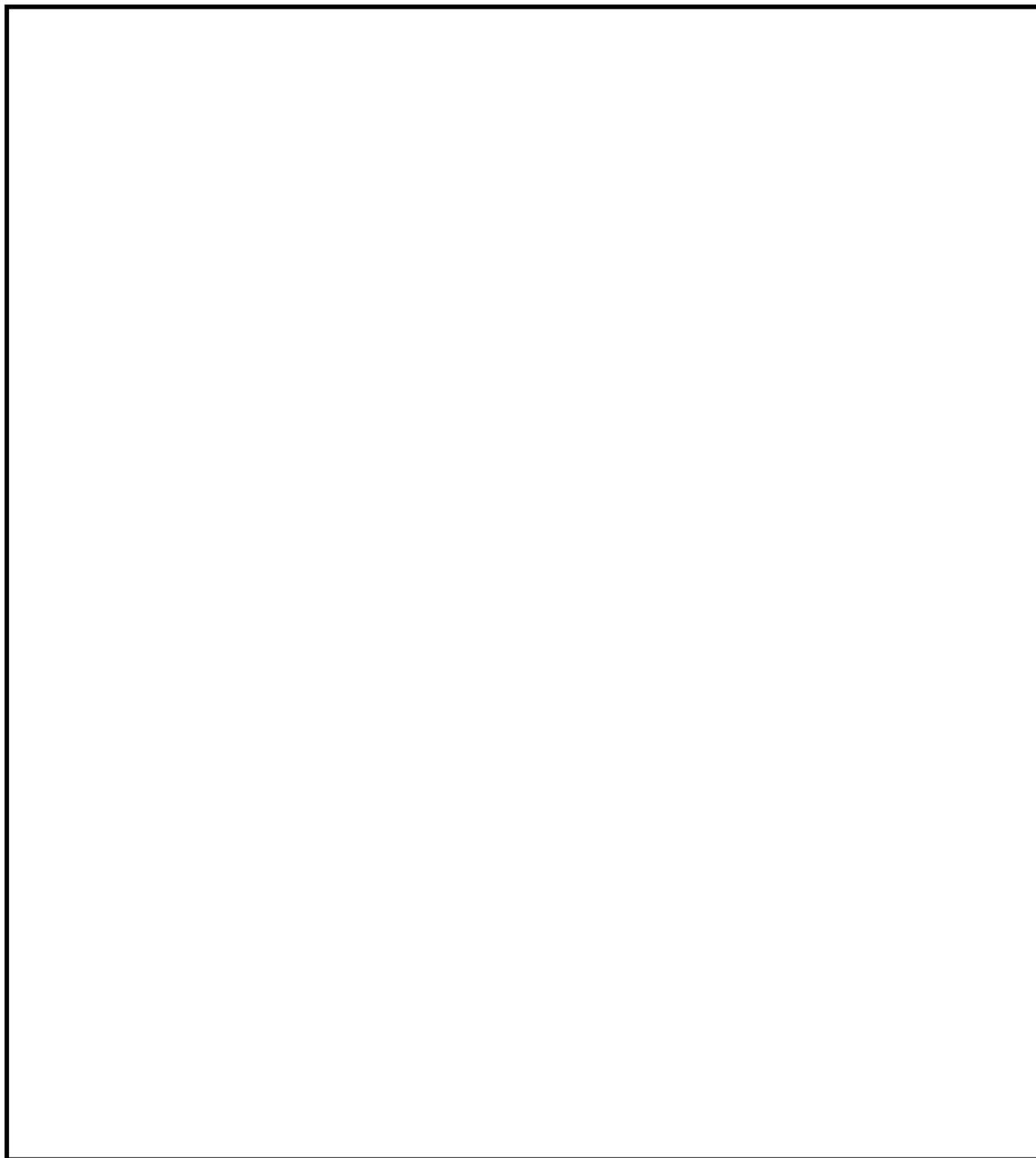
第16図 屋外移動時のアクセスルート



第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 8 表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路		第一弁 (S/C 側) 開操作※1			第一弁 (D/W 側) 開操作※1			
		ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋外移動時 (作業場所⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動 時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内/屋外移動 時 (作業場所⇒ 付属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 1.9×10^0	約 2.7×10^0	約 1.7×10^0	約 4.2×10^0	約 4.2×10^0	約 4.2×10^0	約 1.7×10^0
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 4.8×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 4.8×10^{-2}
	内部被ばく			約 8.3×10^{-3}	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される			
	内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下					
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく※2		1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	屋外移動のため 対象外※3	約 2.4×10^{-1}	約 2.4×10^{-1}	約 2.4×10^{-1}	屋外移動のため 対象外※3
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 1.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.1×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
作業線量率		約 1.9×10^0	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1	約 1.6×10^1	約 1.4×10^1
作業時間及び移動時間		90分	35分 (往路)	35分 (復路)	90分	50分 (往路)	15分 (復路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 2.8×10^0 mSv	約 8.3×10^0 mSv	約 8.1×10^0 mSv	約 2.3×10^1 mSv	約 1.3×10^1 mSv	約 4.0×10^0 mSv	約 8.1×10^0 mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 1.9×10^1 mSv			約 4.8×10^1 mSv			

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（S/Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)			屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.2×10^0	約 2.2×10^0	約 1.7×10^0	約 1.7×10^0	
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 4.8×10^{-2}	約 1.1×10^{-1}	
	内部被ばく							1.0×10^{-2} 以下	約 2.7×10^{-2}	
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 3.6×10^0	約 4.4×10^{-2}	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 4.1×10^{-2}	屋外移動のため対象外※		
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.7×10^{-2}			
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 2.6×10^{-1}	約 2.6×10^{-1}	約 2.6×10^{-1}	約 7.7×10^{-2}	約 7.7×10^{-2}	約 1.7×10^{-1}	屋外移動のため対象外※		
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 1.7×10^{-2}	約 1.7×10^{-2}	約 1.7×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	
作業線量率		約 3.8×10^0	約 3.3×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}	約 1.1×10^{-1}	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）	
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 3.8×10^0 mSv	約 3.3×10^{-1} mSv	約 2.8×10^{-1} mSv	約 2.6×10^{-1} mSv	約 2.3×10^0 mSv	約 2.3×10^0 mSv	約 8.1×10^0 mSv	約 8.1×10^0 mSv	
作業員の実効線量（合計）		約 2.5×10^1 mSv								

※ 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.3×10^0	約 2.3×10^0	約 1.7×10^0	約 1.7×10^0
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 4.8×10^{-2}	約 1.5×10^1
	内部被ばく							1.0×10^{-2} 以下	約 1.3×10^0
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 3.1×10^0	約 2.6×10^{-1}	約 6.0×10^{-2}	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 8.3×10^0	屋外移動のため対象外※	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 1.3×10^0		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 2.9×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	約 1.8×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}	約 1.9×10^{-1}	屋外移動のため対象外※	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 2.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1
作業線量率		約 3.4×10^0	約 5.8×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 5.2×10^{-2}	約 1.4×10^1	約 2.8×10^1	約 1.4×10^1	約 3.4×10^1
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 3.4×10^0 mSv	約 5.8×10^{-1} mSv	約 3.8×10^{-1} mSv	約 1.2×10^{-1} mSv	約 2.3×10^0 mSv	約 4.6×10^0 mSv	約 8.1×10^0 mSv	約 2.0×10^1 mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 4.0×10^1 mSv							

※ 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

補足 1 格納容器漏えい率の設定について

格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、M A A P 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力（310kPa[gage]（1Pd））以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

ただし、M A A P 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積（約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、1. と同様に M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%/日は、以下の A E C の評価式、G E の評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失事象において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式^{*1}である。格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）までは、事故後 7 日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び貫

通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【1.28%/日】
L_0	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%/日】
P_t	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
P_d	設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
P_a	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
R_t	事故時の気体定数 ^{*2}	【523.7J/Kg・K】
R_d	空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T_t	事故時の格納容器内温度（200℃）	【473.15K】
T_d	設計格納容器内温度（20℃）	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.51%/日】
L ₀	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P _d	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P _a	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93%/日】
L ₀	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
ρ _t	: 事故時の格納容器内気体の平均密度 ^{※3}	【2.9kg/m ³ 】
ρ _d	: 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ^{※4}	【4.5kg/m ³ 】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P _d	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P _a	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」 (株式会社 日立製作所)

※2 事故時の気体定数 R_t は、以下の式により算出した。

$$R_t [\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}] = \text{モル気体定数 } 8.314 [\text{J}/\text{K}\cdot\text{mol}] / \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}]$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) 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) 」) における水素発生量 (約 700kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約 324kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_t は、以下の式により算出した。

$$\rho_t [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}] \times \text{物質質量 } n [\text{mol}] / \text{格納容器体積 } V [\text{m}^3]$$

定常流の式より、事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり、保守的な設定であると考え

※4 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ρ_d は、以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{乾燥空気密度 (20°C) } 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

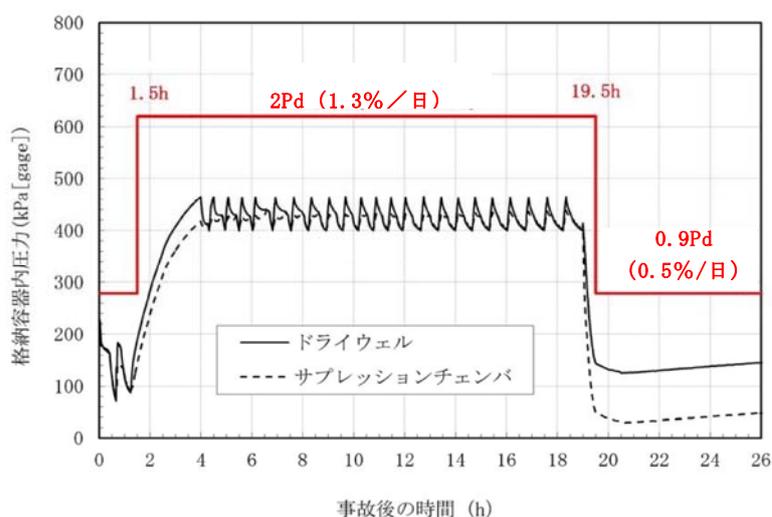
3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第1図のとおりMAAP解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd超過で1.3%/日を一律に与えるものであり、MAAP解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考えられる。



第1図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化
(無機よう素の格納容器漏えい率の設定)

(2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1.及び2.に基づき漏えい率を設定する。

補足 2 格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるエアロゾルに対する格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレーを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（FP）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」
の「第5部 MAAP」（抜粋）

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧

力容器破損口もしくは格納容器下部に落下した熔融炉心から FP が原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出された FP はスクラビングによってサブレーション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出された FP は、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内の FP 輸送モデル概要を図 3.3-15 に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用した MAAP のモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

FP ガスの凝縮は、FP ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 FP 圧力が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

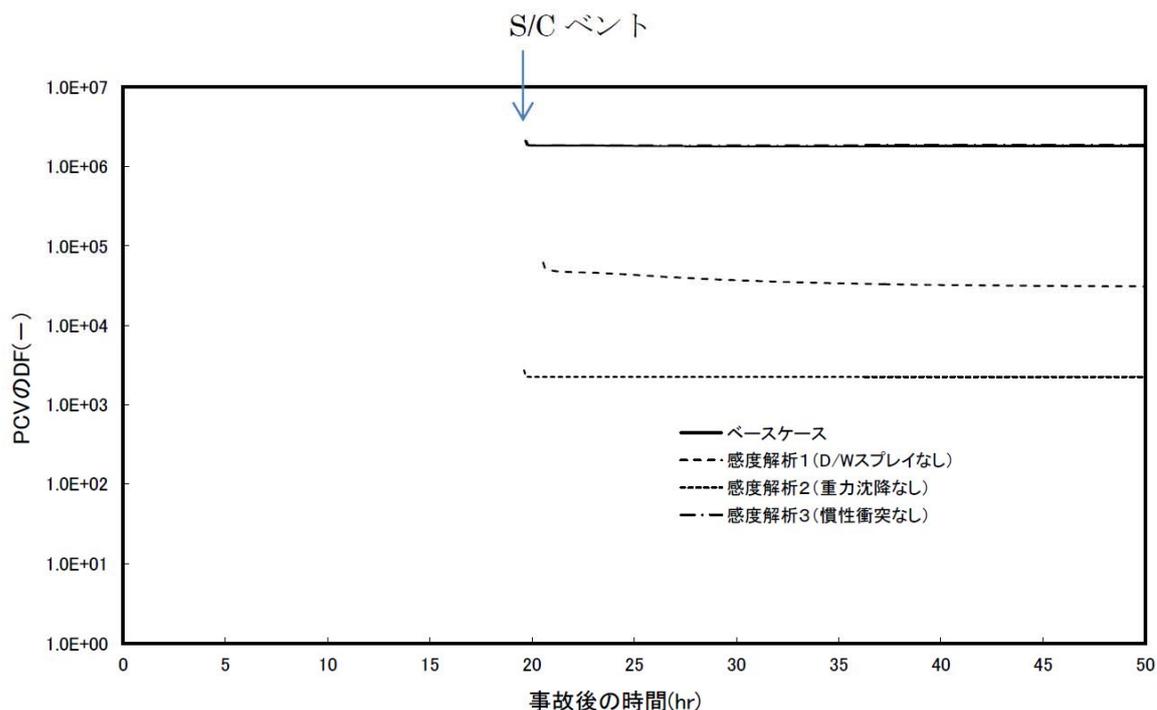
FP ガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 FP の圧力が FP の飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DF の値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの 3 つの種類スクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA[®]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレイによる FP 除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

また、除去効果に対する感度解析結果を第 1 図に示す。なお、感度解析では、以下の式により格納容器内の除去効果を算出している。

$$\text{格納容器内 DF} = \frac{\text{格納容器内への C s I 放出割合}}{\text{ベントラインから大気への C s I 放出割合}}$$



第 1 図 エアロゾルに対する格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第 1 図より、全除去効果を考慮したベースケースにおける DF（ 10^6 オーダー）との比較から、重力沈降の DF は 10^3 程度、ドライウェルスプレイの DF は $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方による DF は $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、エアロゾルに対する格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

補足 3 格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

1. 無機よう素の自然沈着率の設定

格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) (格納容器内の最大存在量から 1/200 まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）」において、CSE (Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

格納容器内での無機よう素の自然沈着率を λ_d ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) とすると、格納容器内における無機よう素濃度 ρ の濃度変化 (1/s) は式 1 で表され、自然沈着率 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式 1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left(\frac{\rho_1}{\rho_0} \right) \quad (\text{式 2})$$

なお、NUPEC の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (CSE A6 実験) より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は、BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” の C S E A 6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分から 30 分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 1 図参照)

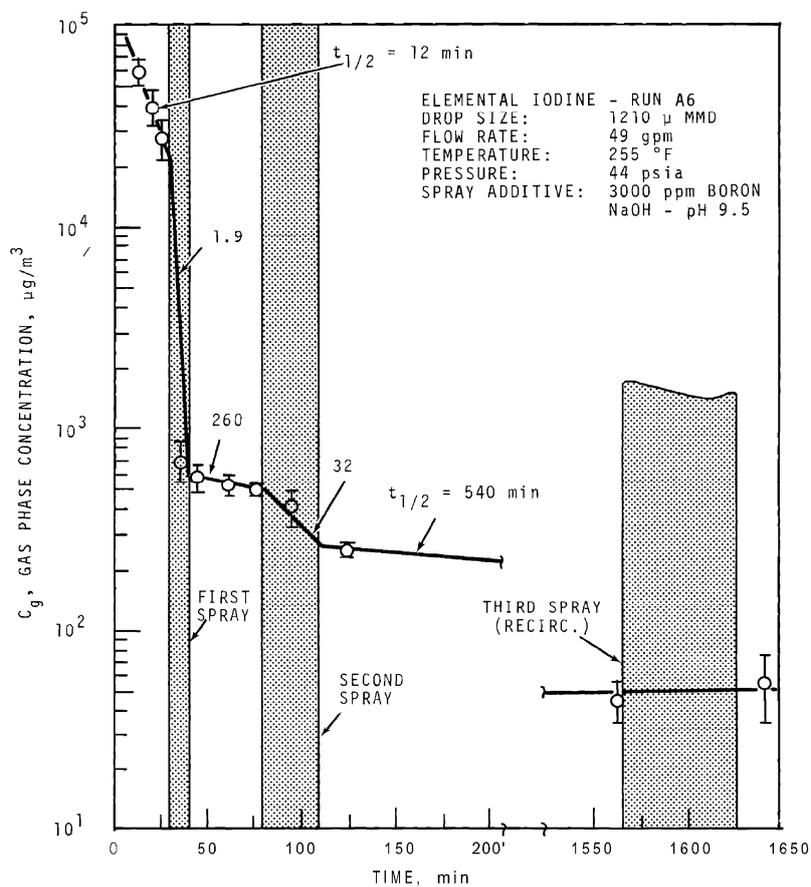


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. C S E 実験の適用について

C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 1 表に示す。

第 1 表 C S E 実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 ※1, ※2	A 5 ※3	A 1 1 ※3	
雰囲気	蒸気 + 空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa [gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下※4
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下※4
格納容器 スプレイ	間欠※5	なし	なし	間欠※6

※1 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

※2 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

※3 R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

※4 評価事故シーケンスにおける格納容器内の雰囲気圧力及び温度の M A A P 解析結果より記載

※5 A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における格納容器内の濃度変化より設定している

※6 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していない A 5 及び A 1 1 における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。初期の沈着については A6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 SRP6.5.2 では、格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

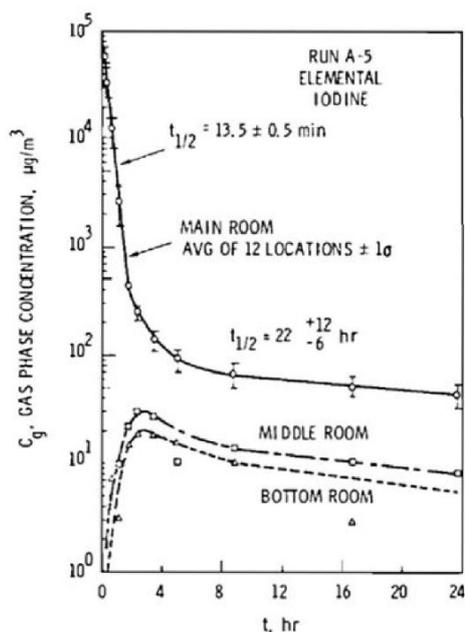


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

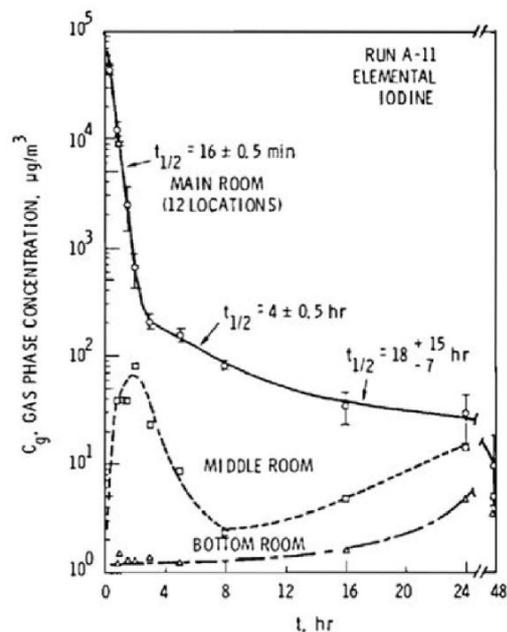


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第2図 C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の
格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、C S E 実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第2表に示す。表からC S E 実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第2表 C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	C S E 実験体系	東海第二発電所
体積 (m ³)	約 600	約 5,700
表面積 (m ²)	約 570	約 5,900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04

補足 4 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果として、Standard Review Plan 6.5.5 に基づき DF 10 を設定している。これは Standard Review Plan 6.5.5 において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark - II 及び Mark - III に対して DF 10 以下、Mark - I に対して DF 5 以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり（抜粋参照）、東海第二発電所は Mark - II のため DF 10 を適用することとした。

「Standard Review Plan 6.5.5」(抜粋)

1. Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

補足 5 格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉心内蔵量に格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。(参考 1 参照)

格納容器外への放出割合の評価に当たっては、想定事故シナリオ「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、そのプラント状態を模擬可能な M A A P コードを用いることとするが、以下の考察から、N U R E G - 1 4 6 5 の知見を用いて一部補正する。M A A P 解析結果を第 1 表、N U R E G - 1 4 6 5 の知見を用いて一部補正した結果を第 2 表に示す。

第 1 表 放出割合の評価結果 (M A A P 解析)

核種 グループ	格納容器から原子炉建屋への 漏えい割合		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
CsI 類	約 6.3×10^{-5}	約 6.3×10^{-5}	約 1.1×10^{-6}	約 4.0×10^{-3}
CsOH 類	約 3.2×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Sb 類	約 7.6×10^{-5}	約 7.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-6}	約 1.8×10^{-2}
TeO ₂ 類	約 4.5×10^{-5}	約 4.5×10^{-5}	約 3.9×10^{-7}	約 9.9×10^{-4}
SrO 類	約 8.6×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 2.6×10^{-5}	約 2.5×10^{-1}
BaO 類	約 9.2×10^{-5}	約 8.4×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}	約 1.5×10^{-1}
MoO ₂ 類	約 9.2×10^{-5}	約 9.1×10^{-5}	約 3.5×10^{-6}	約 3.1×10^{-2}
CeO ₂ 類	約 1.6×10^{-5}	約 8.4×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}
La ₂ O ₃ 類	約 1.6×10^{-5}	約 8.4×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}

※小数点第 2 位以下切上げ

第 2 表 放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）

核種 グループ	格納容器から原子炉建屋への 漏えい割合 ^{※1}		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 ^{※1}	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
CsI 類	約 6.3×10^{-5}	約 6.3×10^{-5}	約 1.1×10^{-6}	約 4.0×10^{-3}
CsOH 類	約 3.2×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Cs 類 ^{※2}	約 3.4×10^{-5}	約 3.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}	約 7.2×10^{-3}
Sb 類	約 6.8×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 9.0×10^{-8}	約 1.5×10^{-3}
TeO ₂ 類	約 6.8×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 9.0×10^{-8}	約 1.5×10^{-3}
SrO 類	約 2.7×10^{-6}	約 2.8×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
BaO 類	約 2.7×10^{-6}	約 2.8×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
MoO ₂ 類	約 3.4×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}	約 7.2×10^{-5}
CeO ₂ 類	約 6.8×10^{-8}	約 6.8×10^{-8}	約 9.0×10^{-10}	約 1.5×10^{-5}
La ₂ O ₃ 類	約 2.7×10^{-8}	約 2.8×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}	約 5.8×10^{-6}

※1 小数点第 2 位以下切上げ

※2 CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式 1）

① TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第 1 表によると、高揮発性核種（CsI、CsOH）の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合（ $10^{-6} \sim 10^{-7}$ オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（ 10^{-5} オーダー）という結果になっている。

一方、TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べて少量であることがわかっている。

第 3 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に炉心内蔵量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

第 3 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場合毎の存在割合

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-
地階水、気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47) [†]	54
補助建屋	-	-	-	0.1	-	0.7	5	7	-
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の濃度測定値と多量のデブリ(おもに地下水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリを大きく上回る分析結果となってしまふ。したがって、ここに保持されたIのインベントリはCsと同等であると考える。

※存在割合 = サンプル試料の分析結果 / ORIGEN2 コード解析結果

出典: 「TMI - 2号機の調査研究成果 (渡会 慎祐, 井上康, 榎田 藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4 (1990))」

また、第 4 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出 (ND) という結果となっている。

第 4 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5号機サービス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1,2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.8E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4	
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.9E+01	4.8E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05		
Te-129m(約34日)	2.9E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05		
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND		
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02		
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND		
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03		
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03		
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND		
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND		

出典: 東京電力 (株) HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{※1}、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034, 2013年12月）」

③補正について

①及び②より、第1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず、これは、MAAP解析において、中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ、要因としては、熔融燃料が再冠水し熔融燃料の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお、MAAPコードの開発元であるEPRIからも、以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru及びMo）の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。

- ・M o の放出量評価について，N U R E G - 1 4 6 5 よりもM A A Pの方が放出量を多く評価する。

したがって，T M I 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った，環境中への放出量を評価するため，中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり，T M I 事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ，被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し，B W R 及びP W R それぞれに対して放出割合を設定する等，より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたN U R E G - 1 4 6 5 の知見を利用する。事象発生後，炉心損傷が開始し，原子炉圧力容器が破損するまでのM A A P 解析とN U R E G - 1 4 6 5 の想定と比較を第 5 表のとおりであり，想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが，N U R E G - 1 4 6 5 の想定とM A A P 解析の事象進展に大きな差はなく，本評価においてN U R E G - 1 4 6 5 の知見は利用可能と判断している。

第 5 表 M A A P 事象進展とN U R E G - 1 4 6 5 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し，溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
M A A P	約 4 分～約 27 分 ^{※1}	約 27 分～約 3.3 時間 ^{※2}
N U R E G - 1 4 6 5	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※2 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ， CsI グループ， $CsOH$ グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては，MAAP解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお， Cs の放出割合については， CsI グループ及び $CsOH$ グループの放出割合等より，式1を用いて評価する。(式1の導出過程は，参考2参照)

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs の放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における $CsOH$ グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : 停止直後の I の炉心内蔵重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs の炉心内蔵重量

W_I : I の分子量

W_{Cs} : Cs の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては，MAAP解析から得られた放出割合は採用せず，MAAP解析の結果から得られた Cs の放出割合，希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用して放出割合を評価する。

ここで，中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは，格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス，原子炉建屋への漏えいについては Cs と同一になるものとし^{※2}，事象発生から168時間経過時

点における C_s の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、式 2 及び式 3 に基づき評価する。また、第 6 表に、NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAA P 核種グループの放出割合

$F_{NG}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T における C_s の放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAA P 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における C_s に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※2 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受ける C_s の振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、 C_s に比べて格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に

伴い大気への放出が生じるCsではなく、格納容器気相部に浮遊し、壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループ又はCsの放出割合」に比例するものとする。

第6表 NUREG-1465での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合※
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※ NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉心内蔵量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を第7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第3図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種
希ガス類	K r, X e
C s I類	I
C s OH類	C s, R b
S b類	S b
T e O ₂ 類	T e
S r O類	S r
B a O類	B a
M o O ₂ 類	M o, C o, T c, R u, R h
C e O ₂ 類	C e, N p, P u
L a ₂ O ₃ 類	L a, Y, Z r, N b, P r, N d, A m, C m

※本評価において「T e₂類」及び「U O₂類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

[FP の核種グループ]

(NUREG-1465)

(MAAP)

グループ	核種	グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO ₂
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO ₂
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	6	CsOH
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La ₂ O ₃
		9	CeO ₂
		10	Sb
		11	Te ₂
		12	UO ₂

第 3 図 MAAP 及び NUREG-1465 における核種グループの比較 (「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第 5 部 MAAP」(抜粋))

参考2 Csの放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉心内蔵重量並びにI及びCsの分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs の放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における Cs OHグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における Cs Iグループの放出割合

M_I : 停止直後の I の炉心内蔵重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs の炉心内蔵重量

W_I : I の分子量

W_{Cs} : Cs の分子量

1. CsIに含まれるCs

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、CsI中に含まれるIの重量にI及びCsの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$: 時刻 T における Cs I 中に含まれる Cs の放出量

2. CsOHに含まれるCs

CsはCsI又はCsOHのいずれかの形態で存在しているため、CsOH中に含まれるCsは、1. で算出したCsI中に含まれるCsを差引くことで算出する。

$$M_{Cs(CsOH)}(T) = (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)$$

$M_{Cs(OH)}(T)$: 時刻 T における CsOH 中に含まれる Cs の放出量

3. Cs の放出割合

1. 及び 2. で得られた Cs の放出量を Cs の炉心内蔵重量で除することで、Cs の放出割合を算出する。

$$\begin{aligned} F_{Cs}(T) &= \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_{Cs(CsI)}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \end{aligned}$$

参考3 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

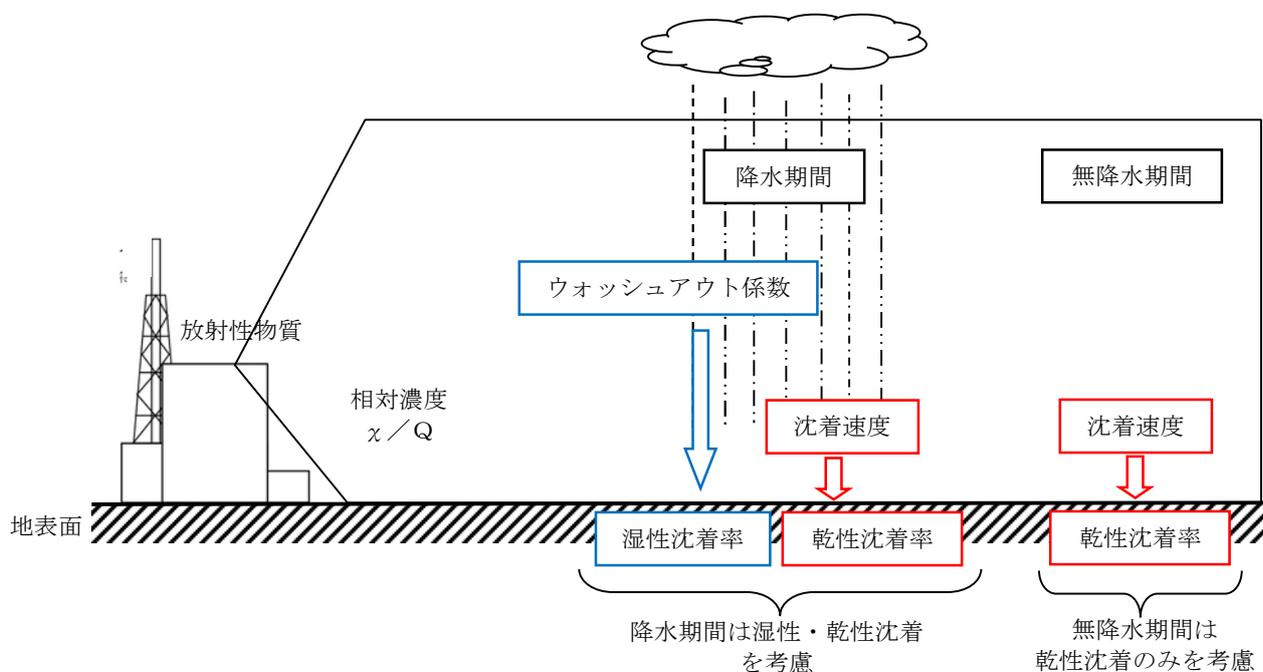
第8表 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465*
希ガス	0.95	1
I	0.78	0.30
Cs	0.37	0.25

※ NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

補足 6 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第 1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.5cm/s を用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.5cm/s

※¹を用いることの適用性について確認した。

※ 1 有機よう素の地表面への沈着速度としては $1.7 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

1. 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5cm/s）の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm/s、補足 8 参照）の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」[【解説 5.3】(1)] に従い、放出経路毎の相対濃度を用いて評価した。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率 [$1/m^2$]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m^3]

V_d : 沈着速度 [m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(\chi/Q)_w(x,y)_i$ は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]$$

. ②

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 [$1/m^2$]

$\chi/Q(x,y,0)_0$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m^3]

Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [$1/s$]

(= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

Pr_i : 時刻 i での降水強度 [mm/h]

Σ_{zi} : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m]

h : 放出高さ [m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①)

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \quad \dots \dots \dots ③$$

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97% 値の求め方^{*2}に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った (第 2 図参照)。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて χ/Q 、乾性沈着

率，湿性沈着率を1時間毎に算出する。なお，評価対象方位以外に風が吹いた時刻については，評価対象方位における x/Q がゼロとなるため，地表面沈着率（乾性沈着率＋湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は，評価対象方位をSWとした場合であり， x/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

- (2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため， x/Q の累積出現頻度と異なる）。

※2（気象指針解説抜粋）

VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

1. 線量計算に用いる相対濃度

- (2) 着目地点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

降水がない時刻は、
湿性沈着率はゼロ

日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	χ/Q (s/m ³)	乾性沈着率 (1/m ²) (①)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 (1/m ²) (②)	地表面沈着率 (①+②)
4/1 1:00	SW (NE)	4.3	F	0×10^{-6}	0×10^{-9}	0	0	0×10^{-9}
4/1 2:00	SW (NE)	4.5	E	0×10^{-6}	0×10^{-9}	1.0	0×10^{-8}	0×10^{-8}
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	0×10^{-6}	0×10^{-9}	1.5	0×10^{-8}	0×10^{-8}
...
3/31 24:00	SW (NE)	5.5	D	0×10^{-7}	0×10^{-10}	0	0	0×10^{-10}

評価対象方位の時刻のみ χ/Q
及び乾性沈着率が発生

評価対象方位を SW とし、
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外の χ/Q は
ゼロとなるため、地表面沈着率は
ゼロとなる。

地表面沈着率の
累積出現頻度 97% 値

地表面沈着率の並び替えであり、気象条件
によって χ/Q は必ずしも昇順に並ぶとは
限らない。
(従来の χ/Q 計算とは順番が異なる。)

No	出現頻度 (%)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (①+②)
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
...
〇〇	97.004	0×10^{-6}	0×10^{-9}
〇〇	97.010	0×10^{-6}	0×10^{-9}
...
×××	100.000	0×10^{-5}	0×10^{-8}

第 2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

(評価対象方位が SW の場合)

3. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用^{※3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率(乾性+湿性)は乾性沈着率の約1.22～1.34倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度(0.3cm/s)の1.34倍(約0.4cm/s)から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、NRPB-B322レポートから乾性沈着速度 10^{-3} (cm/s)を引用(補足7参照)し、乾性沈着速度(10^{-3} cm/s)に対して上記と同じ倍率(=0.5/0.3)から 1.7×10^{-3} cm/sを採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

※3 (気象指針解説抜粋)

I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものである。この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻

度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料をもとに出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。

第1表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 (s/m^3)	乾性沈着率 (①) ($1/m^2$)	地表面沈着率 (①+②) ($1/m^2$)	③比 ((①+②) /①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 (cm/s)
原子炉建屋	約 8.3×10^{-4}	約 2.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 4.2×10^{-4}	約 1.2×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 3.0×10^{-6}	約 8.9×10^{-9}	約 1.2×10^{-8}	約 1.34	約 0.40

第 2 表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点：原子炉建屋)

No	方位 ^{※3} (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	14.0	6.4×10^{-5}	2.9×10^{-6}	約 1.22	96.990
8498	SW (NE)	5.0	1.4×10^{-4}	3.0×10^{-6}	約 1.22	97.001
8499	SW (NE)	3.0	2.0×10^{-4}	3.0×10^{-6}	約 1.22	97.013
...

※3 評価対象方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W)

第 3 表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点：原子炉建屋屋上)

No	方位 ^{※4} (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	14.0	3.2×10^{-5}	1.5×10^{-6}	約 1.22	96.990
8498	SW (NE)	5.0	7.0×10^{-5}	1.5×10^{-6}	約 1.22	97.001
8499	SW (NE)	3.0	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-6}	約 1.22	97.013
...

※4 評価対象方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W)

第 4 表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点：排気筒)

No	方位 ^{※5} (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	0.5	7.1×10^{-7}	1.2×10^{-8}	約 1.33	96.983
8498	SW (NE)	0	4.0×10^{-6}	1.2×10^{-8}	約 1.34	97.006
8499	SW (NE)	0	4.0×10^{-6}	1.2×10^{-8}	約 1.34	97.018
...

※5 評価対象方位 (SW)

4. 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイメータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。

補足 7 有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322^{*1}) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の“best judgement”として 10^{-5}m/s (10^{-3}cm/s) を推奨

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で $10^{-4}\sim 10^{-2}\text{cm/s}$ の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことがいえる。

また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されて

いるがエアロゾルへの沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると, 沈着速度が大きいのは芝生や木々であり, 植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって, 有機よう素の乾性沈着速度として, NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3}cm/s を用いるのは妥当と判断した。

※1 : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

NRPB-322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

2.2.2 Meadow grass and crops*Methyl iodide*

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban*Methyl iodide*

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

補足 8 エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（ 0.5cm/s ，補足 6 参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として 0.3cm/s を用いている。以下に，乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが，格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また，W. G. N. Slinn の検討^{*2}によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（第 1 図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

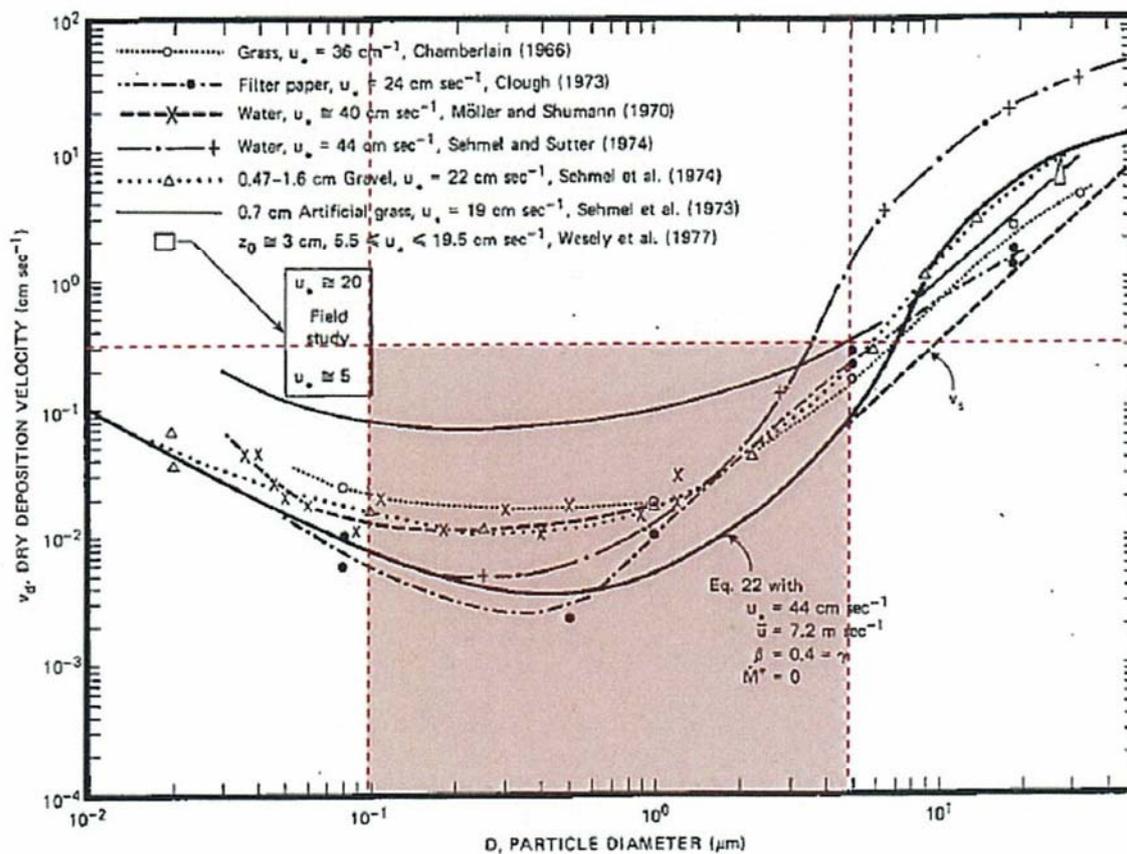


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1, 5-12} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第 1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol. 19^{*2})

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978

(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（格納容器、原子炉冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

第 1 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

- ※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

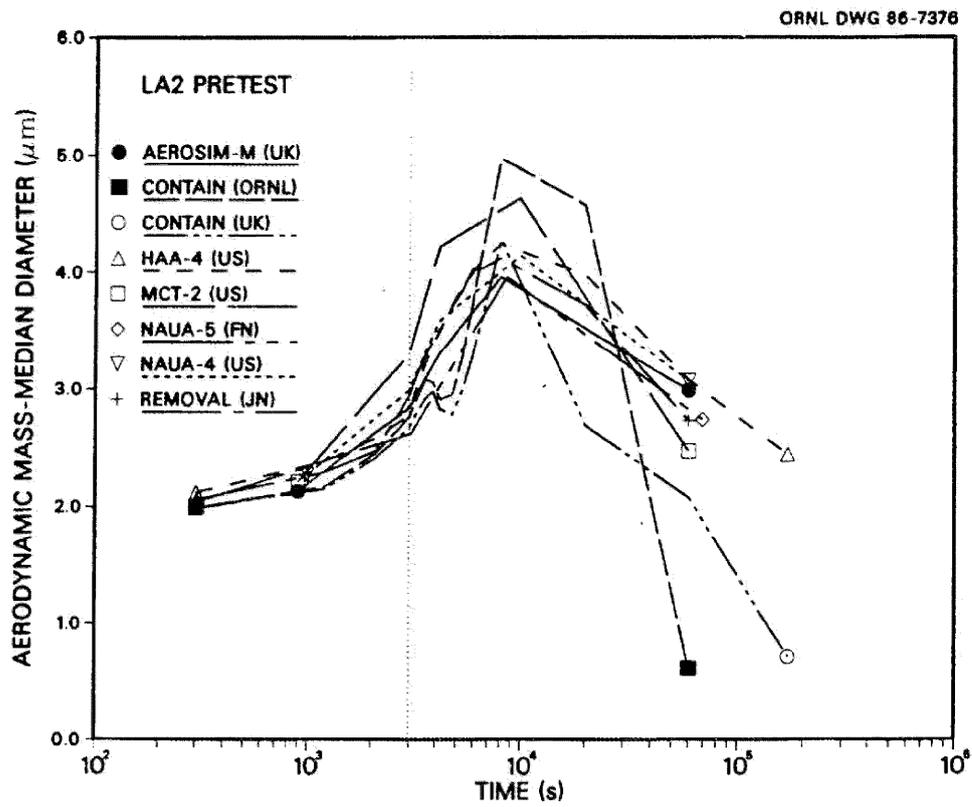


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化
 グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \left\{ \begin{array}{ll} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{array} \right\}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,
NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHEBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した，1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

補足 9 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」^{*1}に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第 1 表～第 2 表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は 20 時間～30 時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1 時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は 1 時間である。

また、実効放出継続時間を 2 時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を 0 として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、ベント実施に伴う被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である 1 時間を適用し大気拡散評価を行った。

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また、評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として、第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

※ 1（気象指針解説抜粋）

- (3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

第1表 S/Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 8.7×10^{18}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.6×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.2×10^{13}	約 7.1×10^{15}	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第2表 D/Wからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.8×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 7.4×10^{18}	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.7×10^{15}	約 7.5×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.3×10^{13}	約 6.4×10^{15}	約 1.4	約 26.4	約 1.2

第 3 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 (s/m^3)	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	3.0×10^{-6}	1.2×10^{-19}
5 時間	2.9×10^{-6}	8.8×10^{-20}
10 時間	1.7×10^{-6}	7.5×10^{-20}
20 時間	1.2×10^{-6}	6.2×10^{-20}

第 4 表 第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気に放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項 目	ベント実施後に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備 考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 (Bq/h)	約 3.3×10^{14}	約 8.3×10^{13}	(①) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}	約 8.7×10^{-19}	(②) 実効放出継続時間 1 時間の相対線量 (拡散係数)
線量率※ (mSv/h)	約 3.8×10^{-2}	約 7.1×10^{-2}	(①×②× 10^3) 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 (mSv/h)	約 1.1×10^{-1}		

※事故時においては換算係数を $1Sv/Gy$ として計算

補足 10 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で
考慮している線源の選定について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では、放出される放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

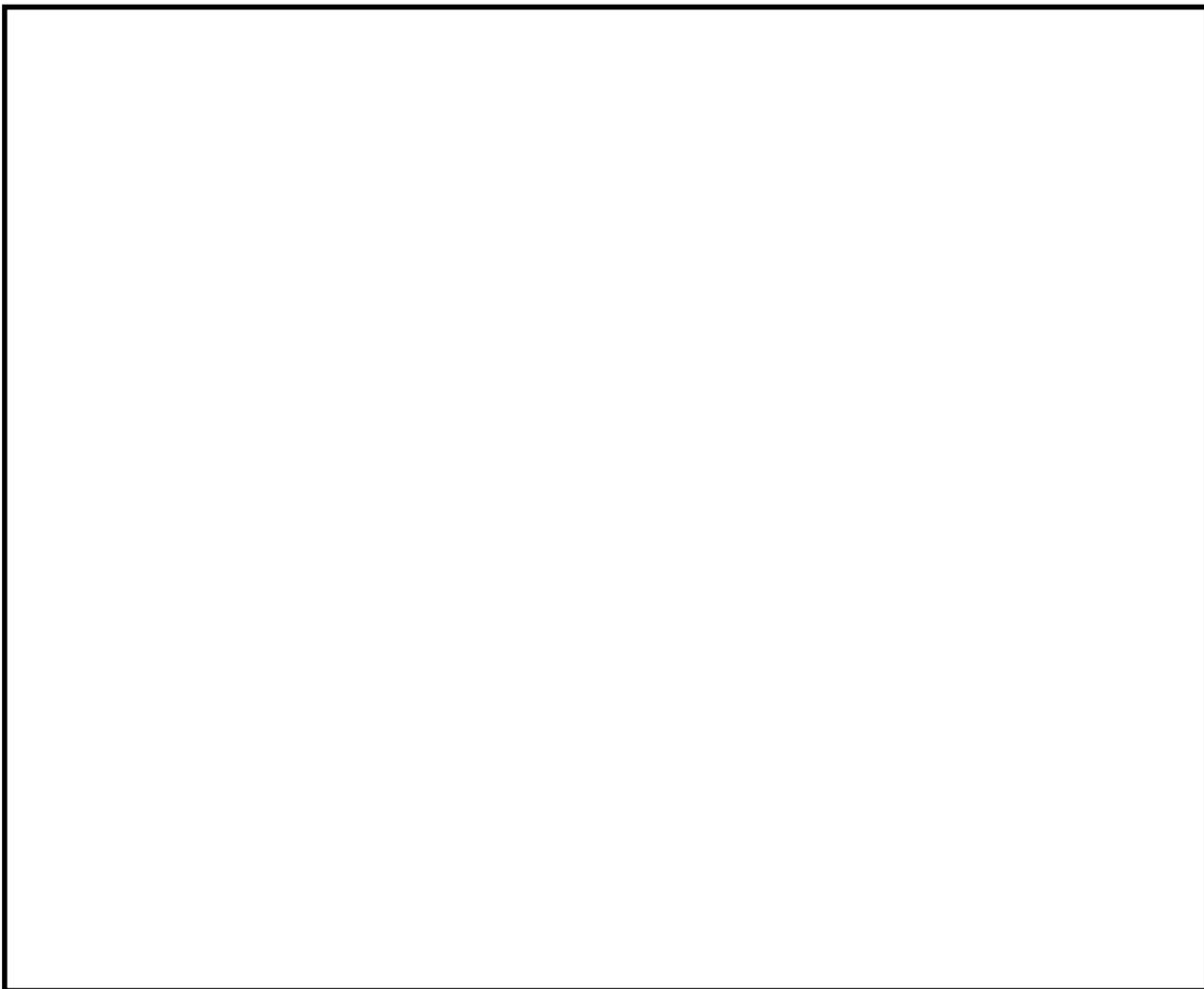
- ・ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
- ・ ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には、第 1 表に示すとおり、換気系フィルタ、貯蔵タンク等の線源となる設備があるが、設備からアクセスルート等が十分に離れていること、設備とアクセスルートの間壁に十分な遮蔽効果が得られること、移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから、被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。

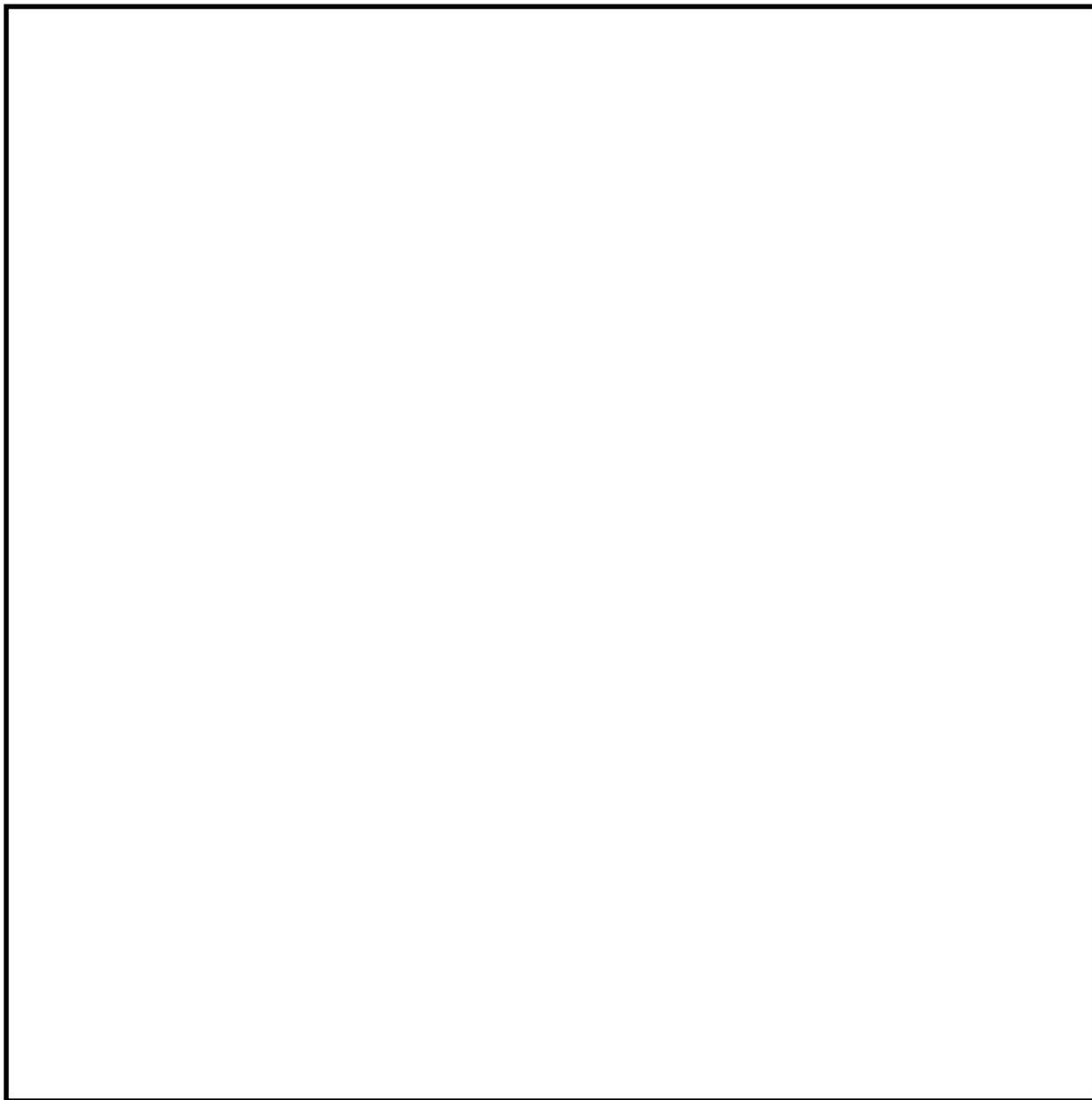
第 1 表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設 備※	考慮していない理由	離隔距離, 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ, 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり, アクセスルート等から十分離れており, 設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁, 床があり十分な遮蔽効果に期待でき, 被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 (床, 壁) : 約 100 cm 距 離: 10m 以上	10^{-1} mSv/h 以下	① (第 6 図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており, 移動時における影響は短時間であり被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: なし 距 離: 10m 以上	0.5mSv/h	② (第 4 図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 100 cm 距 離: 20m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	③ (第 3 図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 100 cm 距 離: 10m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	④ (第 3 図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており, アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 80 cm 距 離: 10m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑤ (第 4 図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり, 移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚: 約 80 cm 距 離: 1m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑥ (第 3 図)
フィルタ装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており, フィルタ装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚: 約 180 cm 距 離: 40m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑦ (第 1 図)

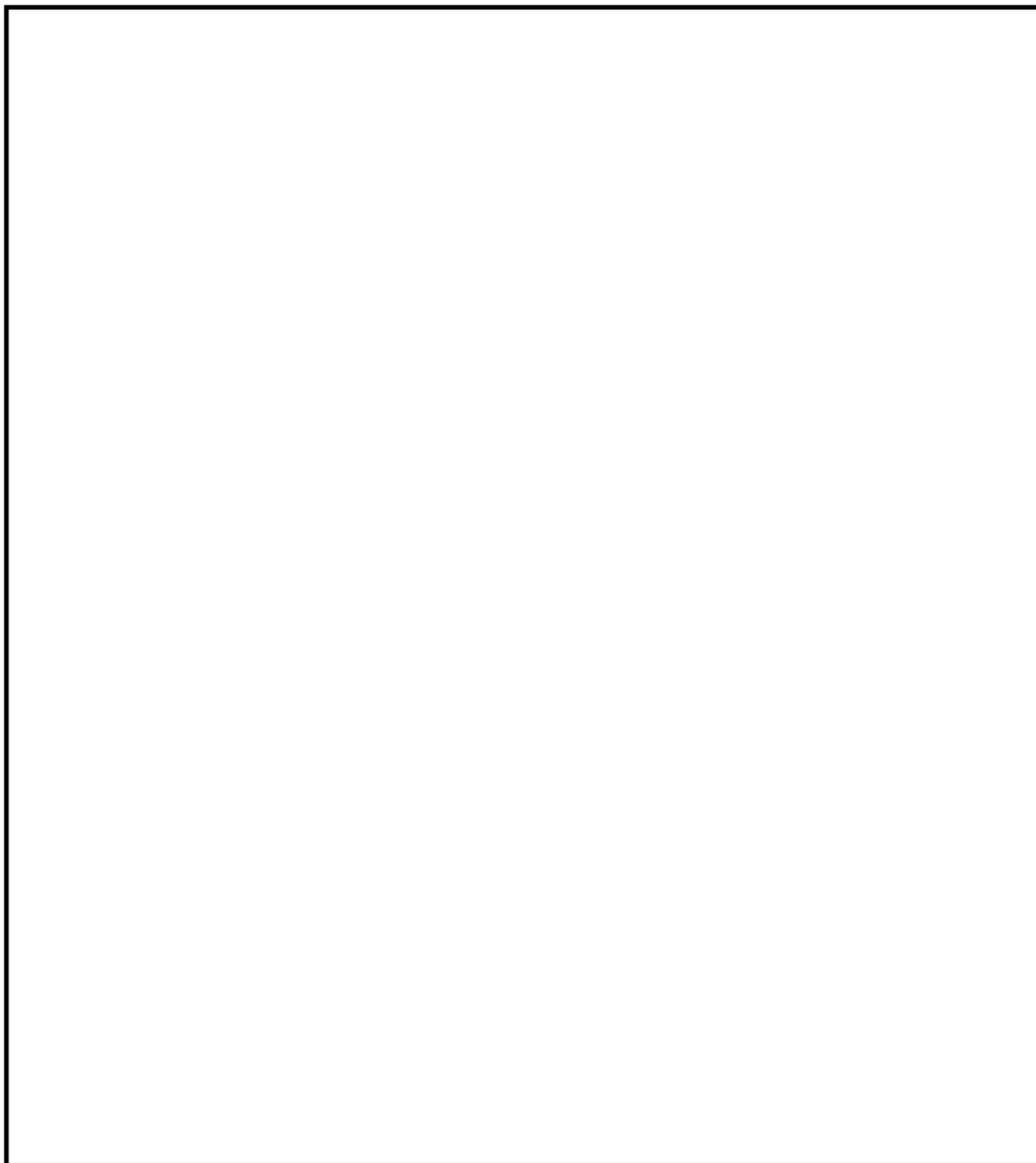
※ 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが, 管理区域の区域区分 I 又は II (0.1 mSv/h 未満) にある設備であり, 被ばく評価上影響は小さい。



第 1 図 屋外アクセスルート



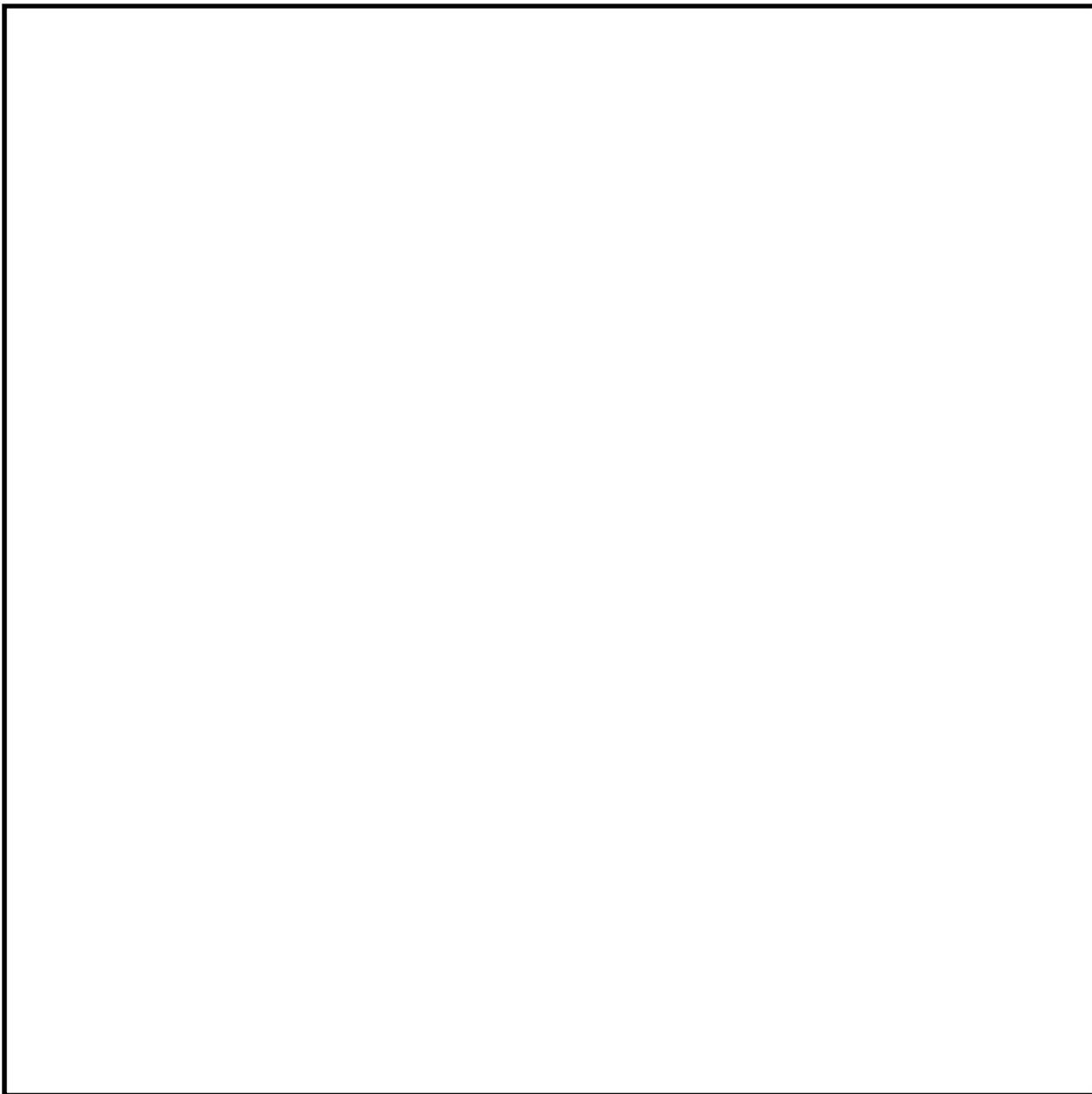
第 2 図 原子炉建屋 1 階の操作場所及びアクセスルート



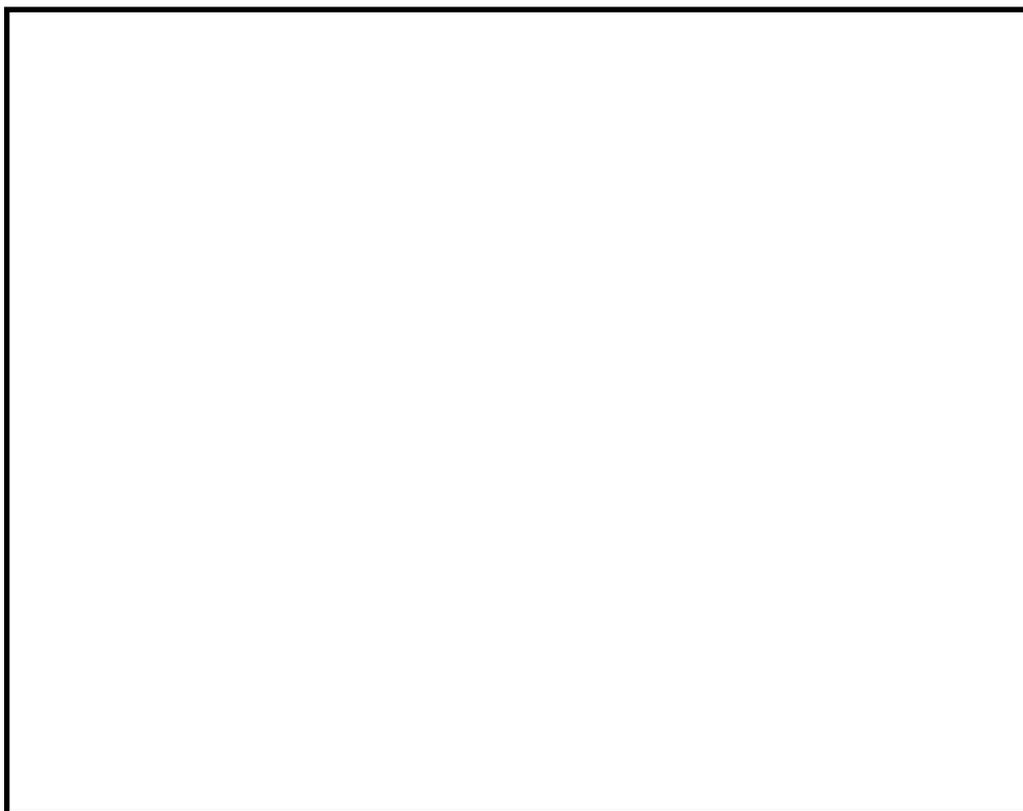
第 3 図 原子炉建屋 2 階の操作場所及びアクセスルート



第 4 図 原子炉建屋 3 階及び原子炉建屋附属棟 4 階の
操作場所及びアクセスルート



第 5 図 原子炉建屋 4 階の操作場所及びアクセスルート



第 6 図 原子炉建屋 5 階



第 7 図 原子炉建屋 6 階

補足 11 線量評価に用いた気象データについて

1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

設置変更許可申請における線量評価については、敷地の気象の代表性が確認された 2005 年度の気象データを用いた風洞実験結果※を用いている。

※：風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下について確認する。

- ・ 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・ 異常年検定

4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）との比較を行った。その結果、2005年度気象での相対濃度※は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1%の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30%以内）であり、2005年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

(2) 異常年検定

a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台、小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第 1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 ^{※1}	観測地点 ^{※2}
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m) <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※1：2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、
気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

c. 検定結果 (①～⑯ 棄却検定表参照)

検定結果は第 2 表のとおりであり、最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)を用いた場合でも、有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく、2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 2 表 検定結果

検定年	統計年 ^{※1}	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m ^{※2}	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、
気象の特異性を確認するため評価

5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は E N E, E, E S E, S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第 3 表

のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5~0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的強く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※ (s/m ³)	相対濃度※ (s/m ³)	比 (B/A)
	(2005年度) : A	(2015年度) : B	
E N E	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
E	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
E S E	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
S S W	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。

(2) 2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001 年 4 月～2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005 年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図及び第 7 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ χ /Q）から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋及びフィルタ装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及びフィルタ装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 8 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv/h、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv/h となり、ドライウエル (D/W) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv/h、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv/h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2~3 時間であり、作業が可能である。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq C s I 類 : 約 $2. 9 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 2 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 8 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 3 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 5 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 5 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉心内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」×「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器ベント : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	格納容器内 pH 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195 ^{*1} に 基づき設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

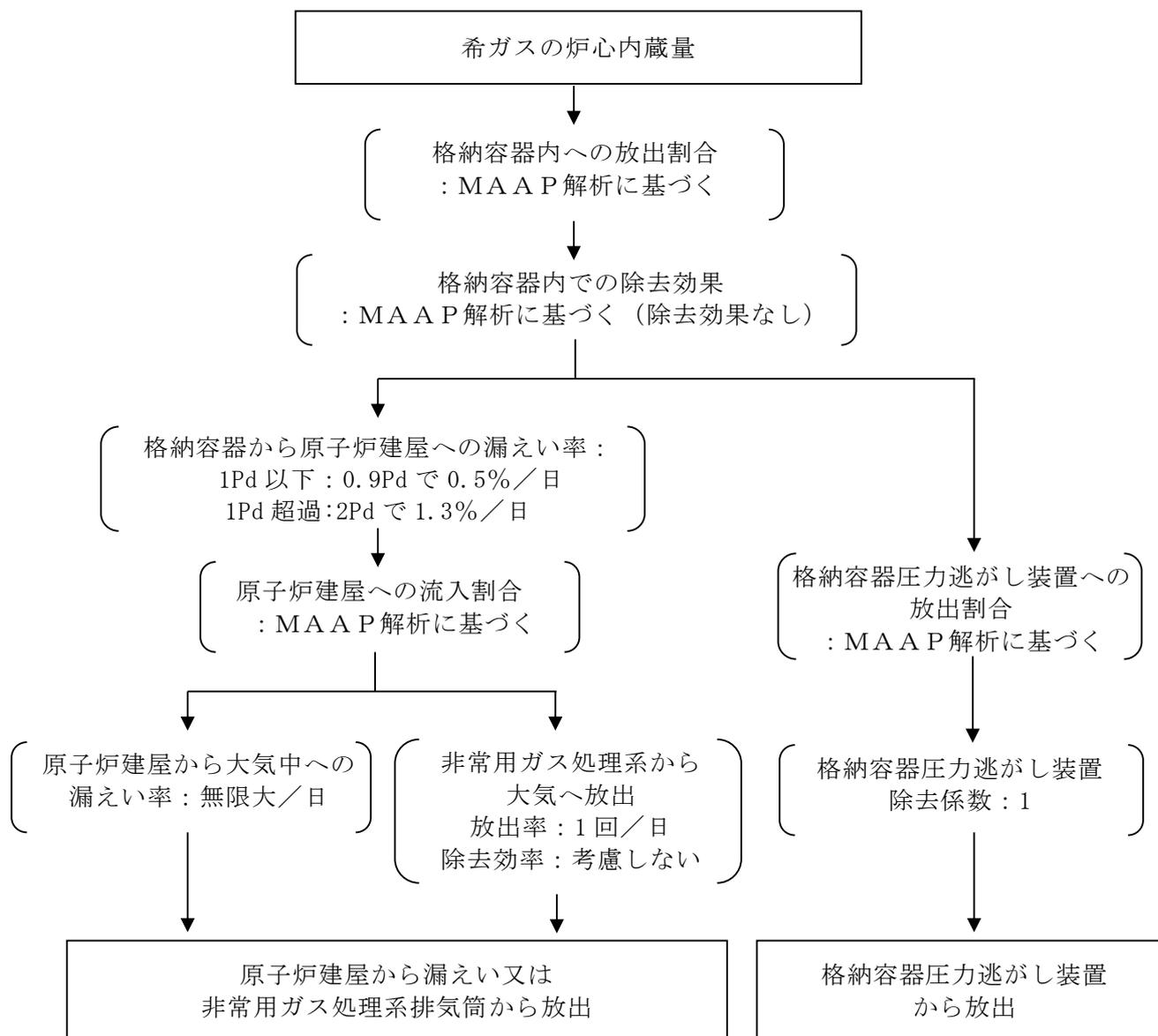
項目	評価条件			選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)			格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (補足1参照)
格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2* ² に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan6.5.5* ³ に基づき設定 (補足4参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3}	D/Wベント : 約 4.4×10^{-3}	MAAP解析結果及びNUREG-1465* ⁴ に基づき設定 (補足5参照)
	CsI類	: 約 6.3×10^{-5}	: 約 6.3×10^{-5}	
	CsOH類	: 約 3.2×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	
	Sb類	: 約 6.8×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	TeO ₂ 類	: 約 6.8×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.8×10^{-6}	
	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.8×10^{-6}	
	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	
	CeO ₂ 類	: 約 6.8×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.8×10^{-8}	

第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

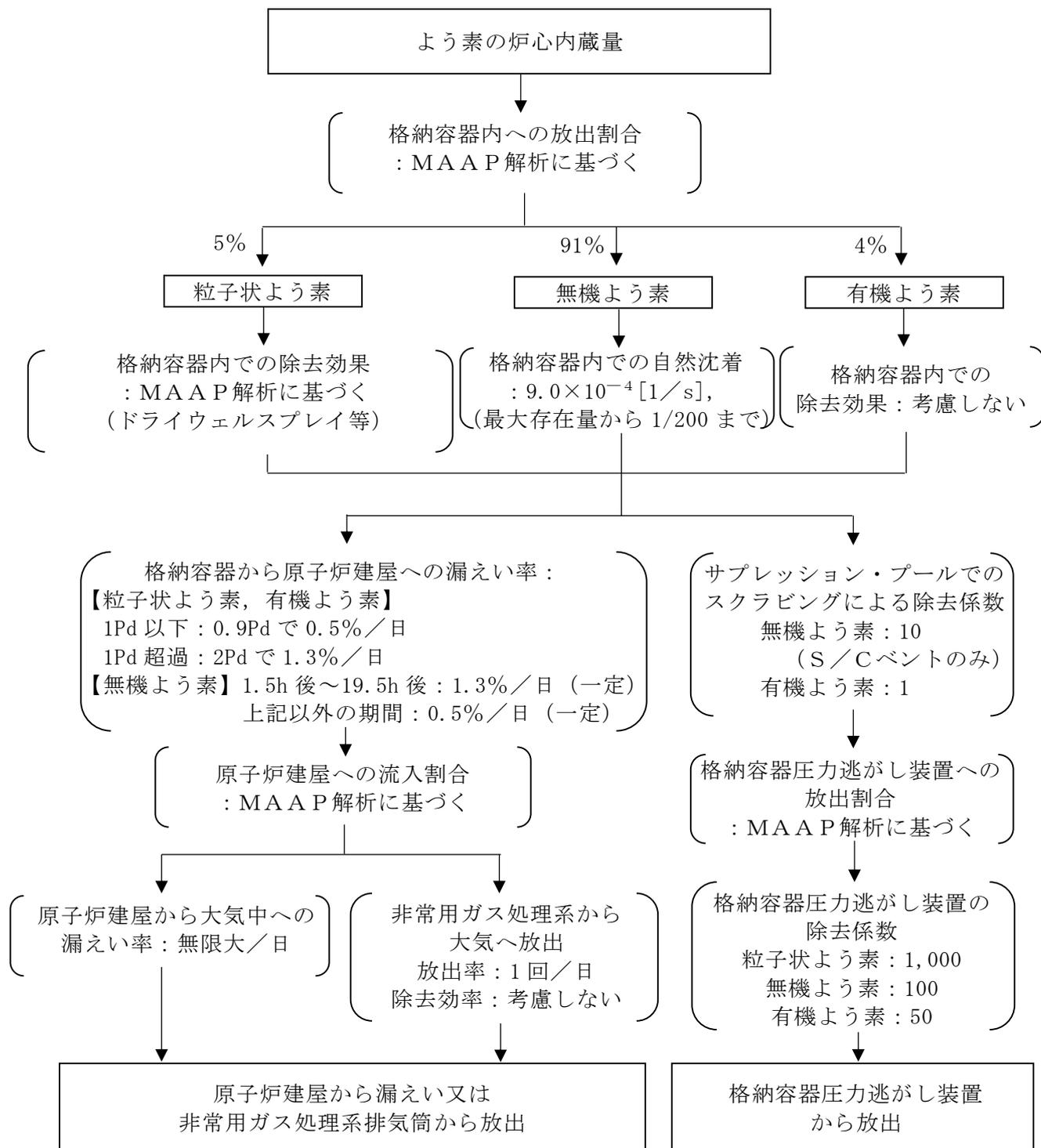
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2h後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類	S/Cベント ：約 9.5×10^{-1}	D/Wベント ：約 9.5×10^{-1}	MAAP解析結果及びNUR EG-1465に基づき設定（補足5参照）
	CsI類	：約 1.1×10^{-6}	：約 4.0×10^{-3}	
	CsOH類	：約 4.0×10^{-7}	：約 7.5×10^{-3}	
	Sb類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	TeO ₂ 類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	SrO類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	BaO類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	MoO ₂ 類	：約 4.5×10^{-9}	：約 7.2×10^{-5}	
	CeO ₂ 類	：約 9.0×10^{-10}	：約 1.5×10^{-5}	
	La ₂ O ₃ 類	：約 3.6×10^{-10}	：約 5.8×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1,000			設計値に基づき設定

※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

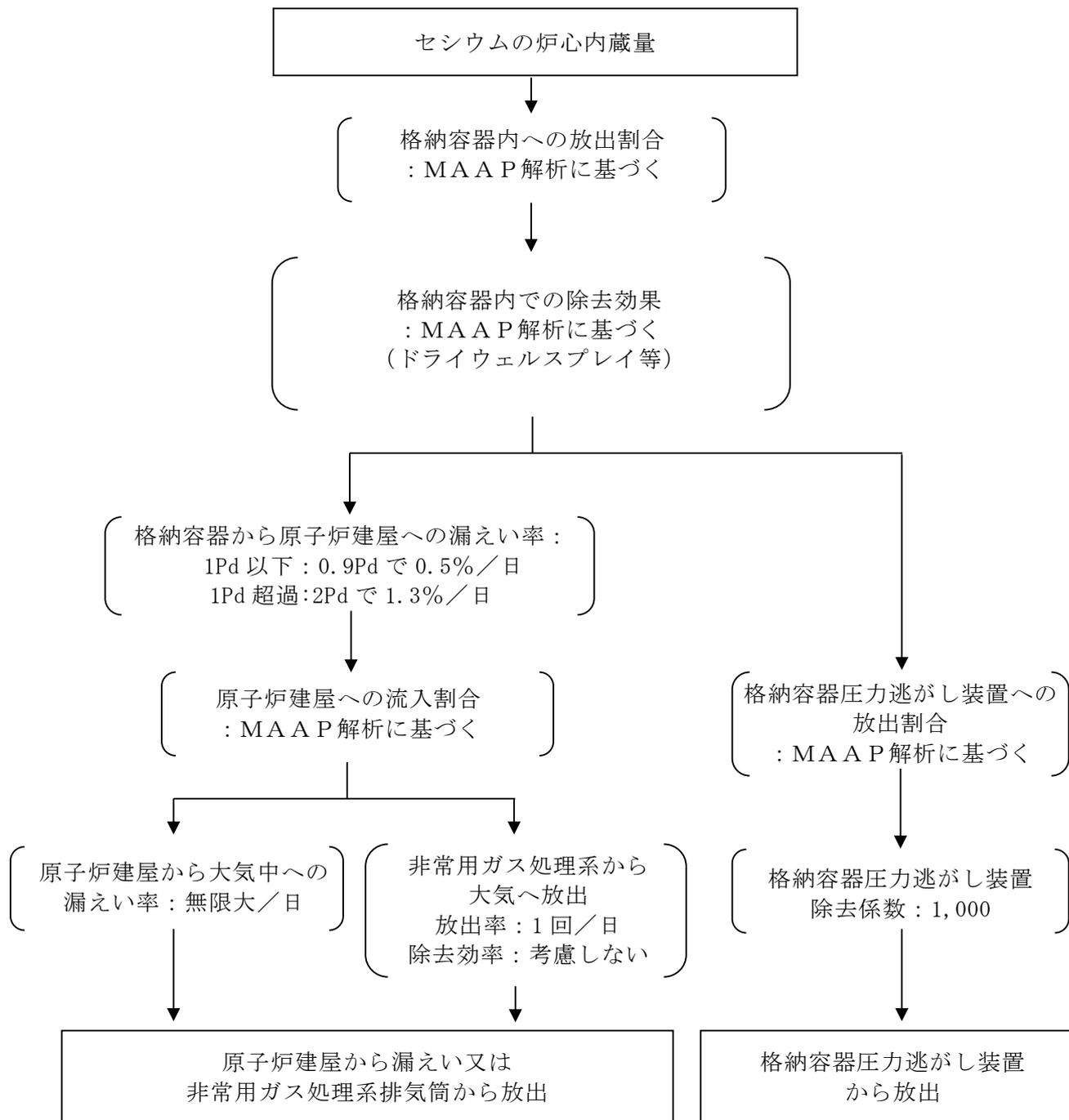
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995



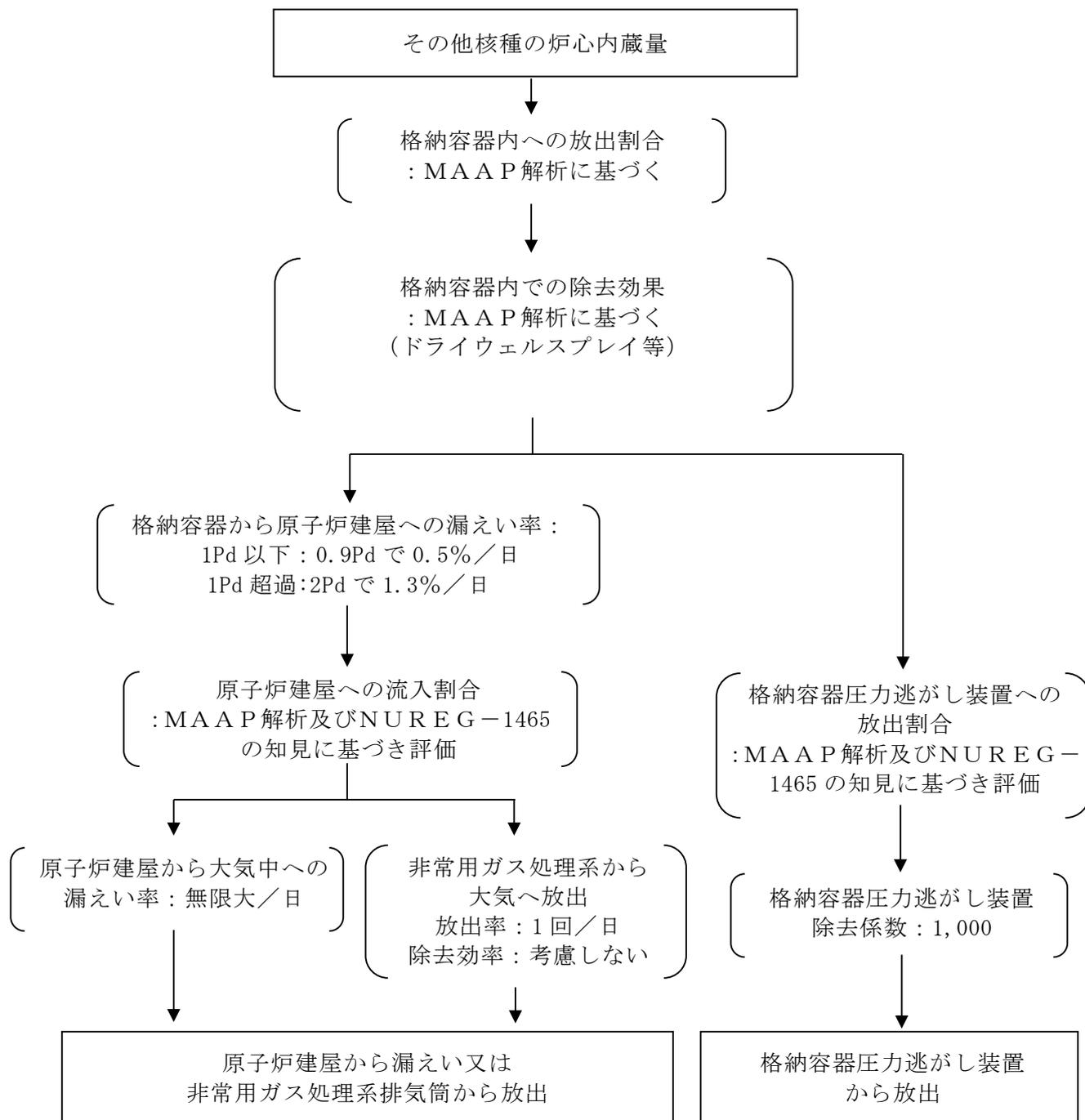
第 1 図 希ガスの大気放出過程



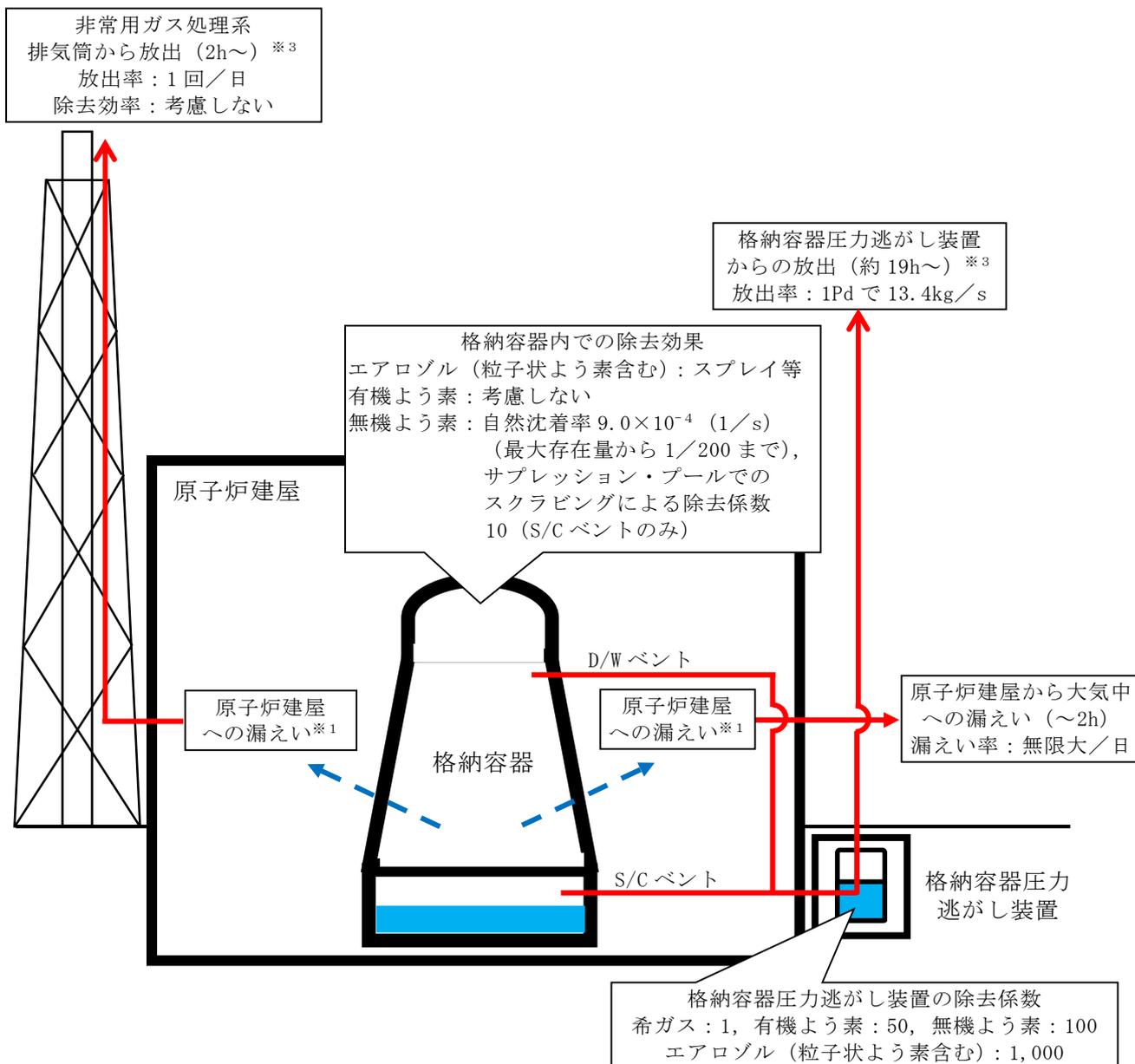
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程



- ※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日
【無機よう素】
1.5h後~19.5h後：1.3%/日 (一定), 上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

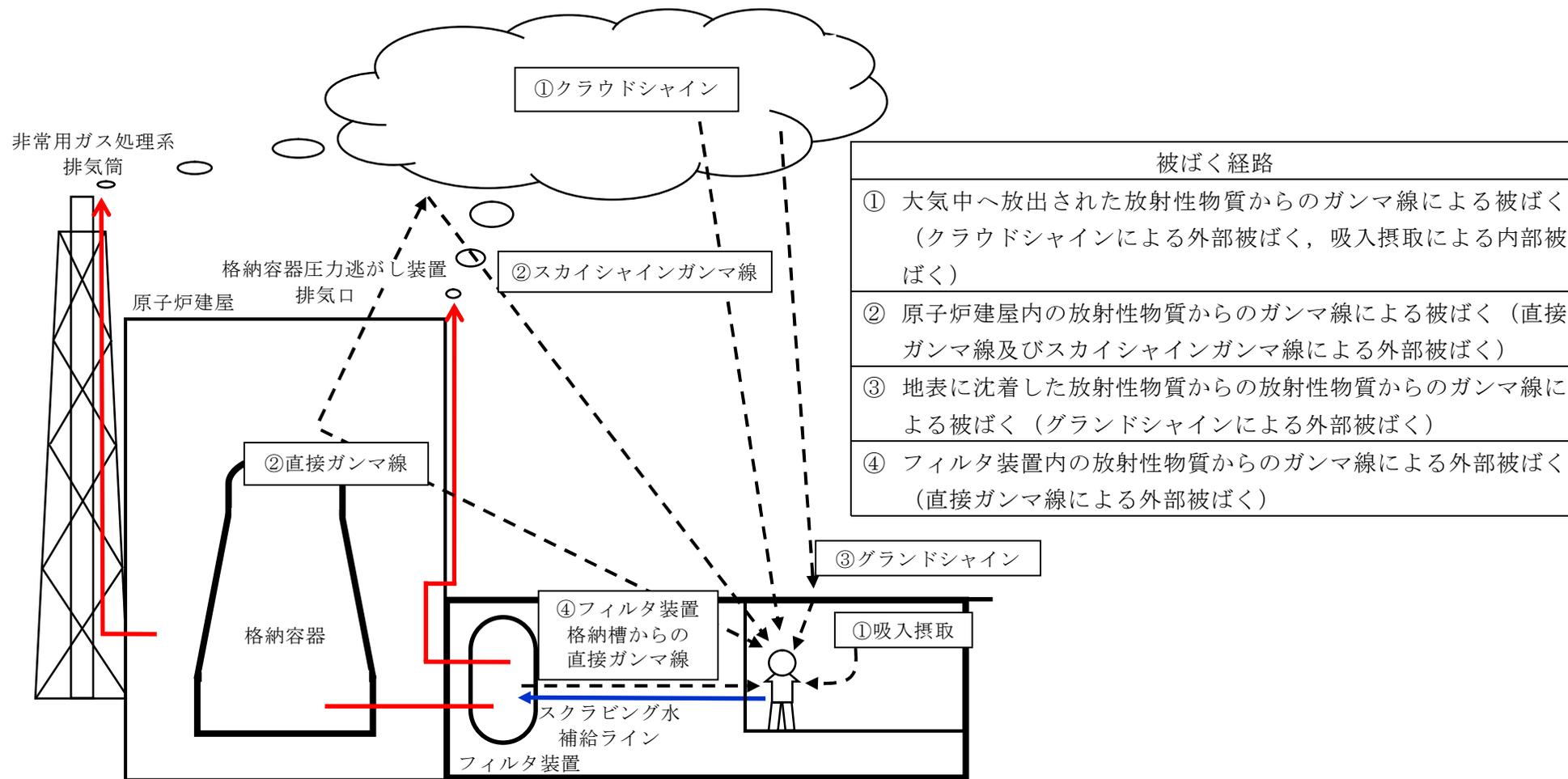
大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため、事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

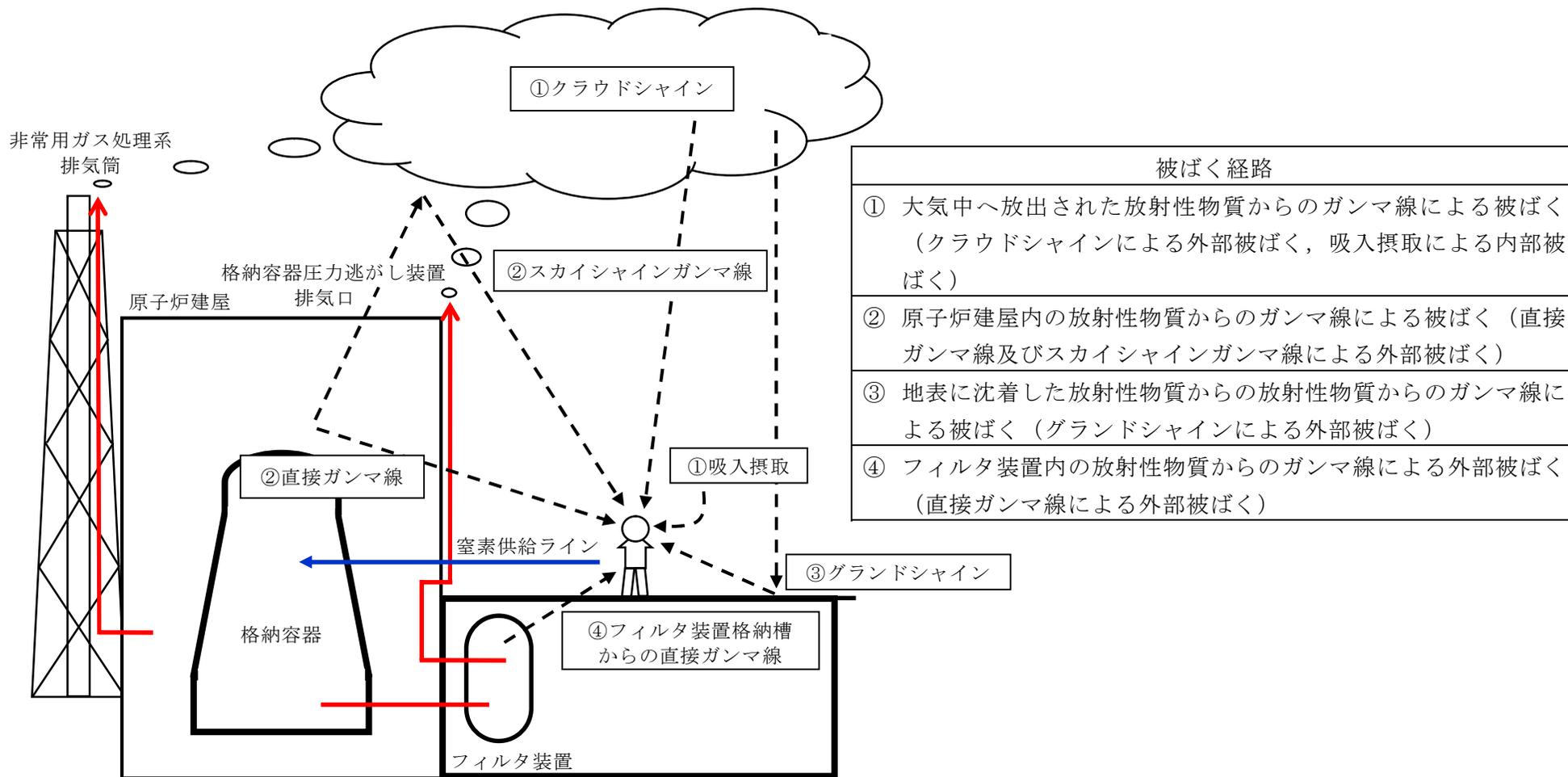
※3 事象発生後19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)

別紙 18-12



第 6 図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



第7図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上高 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上高 140m）の気象データを使用（別紙 17 補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（別紙 17 補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 8 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第 3 表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
スクラビング 水補給作業	屋外移動時 ／作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)			約 4.2×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)			約 8.7×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)			約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)			約 1.2×10^{-19}
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			χ/Q (s/m^3)
	格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)		χ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}

第 4 表 線量換算係数, 呼吸率等

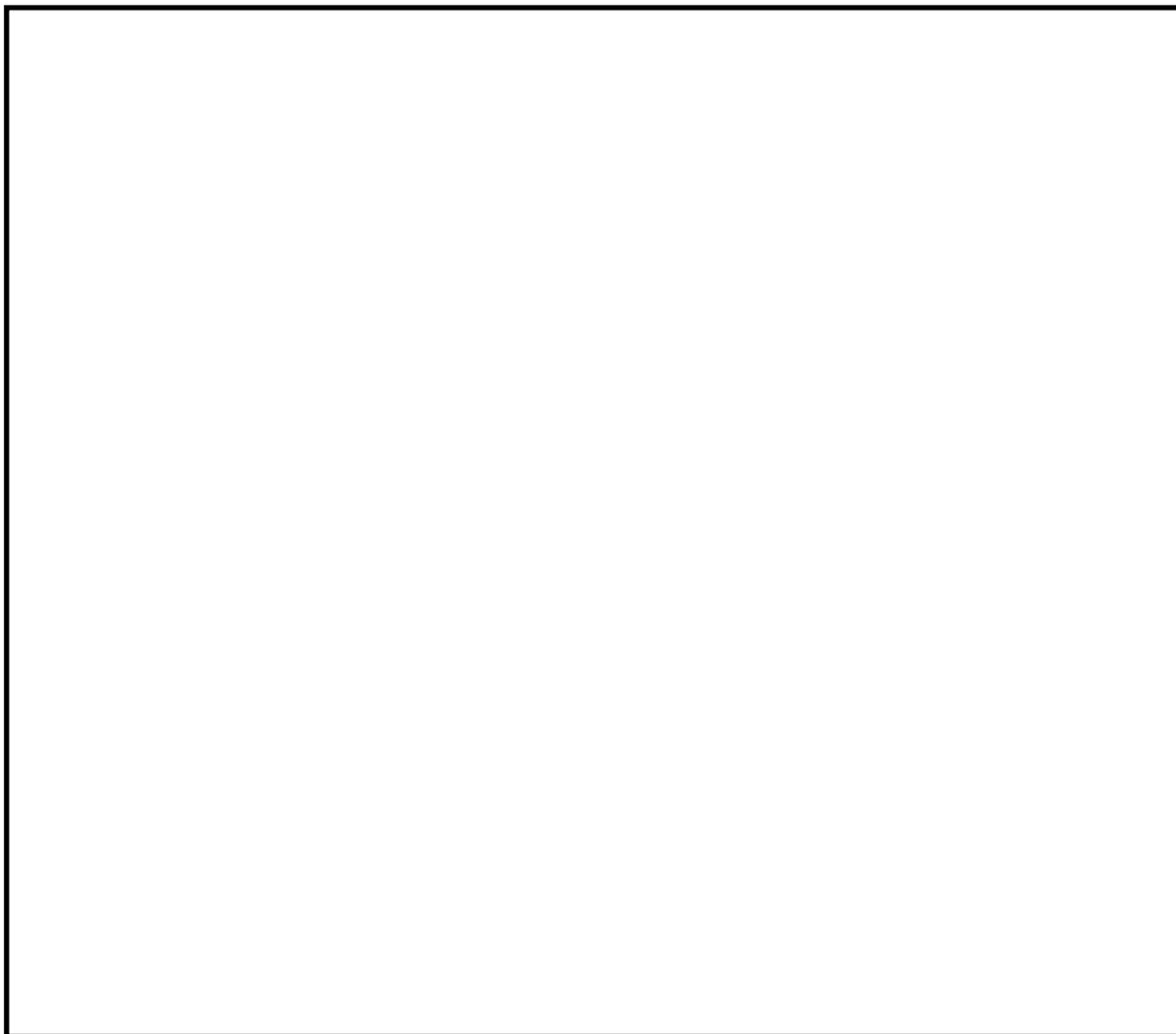
項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 (別紙 17 補足 6~補足 8 参照)

第 5 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ

第 6 表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚		フィルタ装置遮蔽設計値（10mSv/h 以下）に基づき設定
フィルタ装置格納槽外壁壁厚		フィルタ装置遮蔽設計値（0.62mSv/h 以下）に基づき設定



第 8 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第7表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（S/Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下			
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下			
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下			
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		3.3×10^0	3.3×10^0	2.9×10^0	3.3×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		1.0×10^1	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}
作業線量率		1.3×10^1	3.9×10^0	3.6×10^0	3.9×10^0

第8表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（D/Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下			
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下			
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下			
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		4.5×10^0	4.5×10^0	4.0×10^0	4.5×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		1.0×10^1	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}
作業線量率		1.5×10^1	5.1×10^0	4.6×10^0	5.1×10^0

格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第 1 表及び第 1 図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第 2 図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第 2 図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、ベントの実施を判断する。

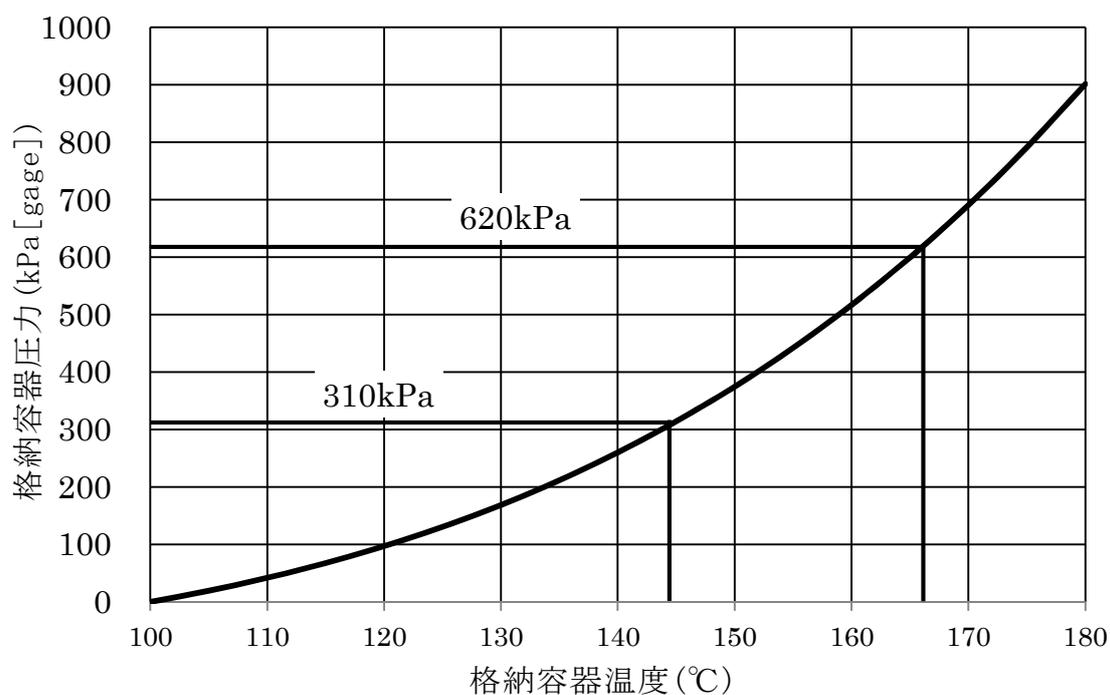
ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、ベントの実施を判断する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍（620kPa[gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。

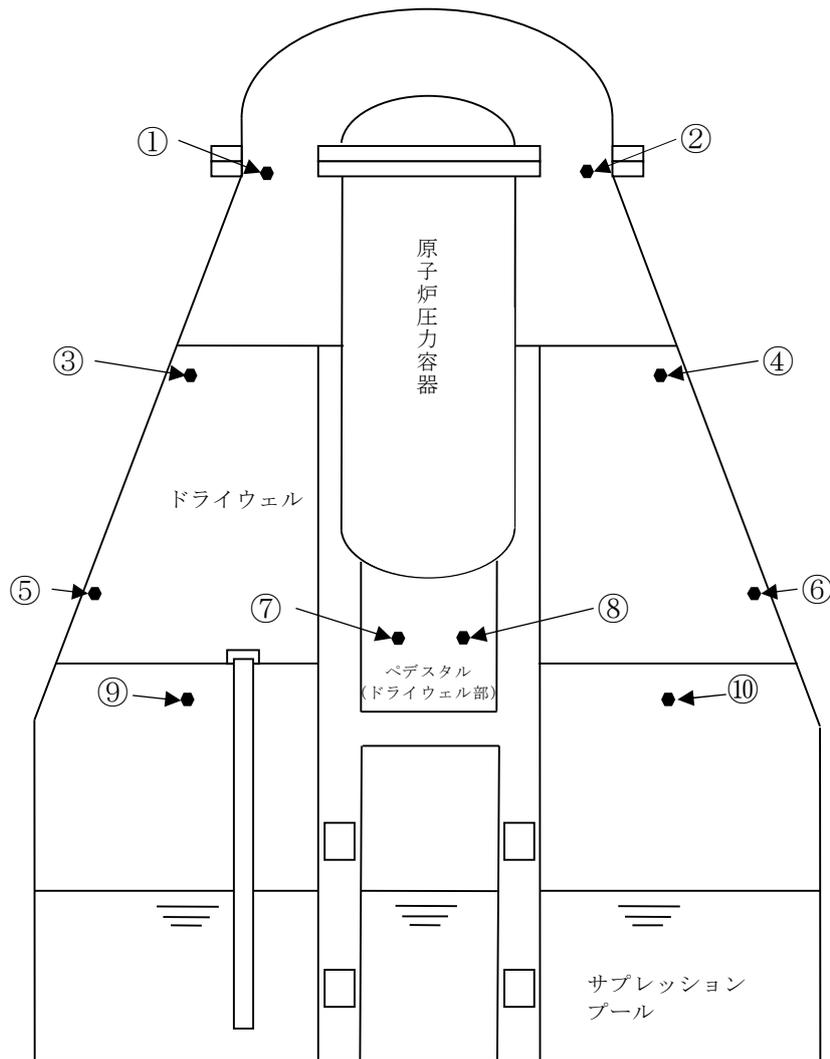
第 1 表 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度[°C]	飽和圧力[kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表[1999年]



第 1 図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル上部温度	フランジ高さ	0～300℃
③, ④	ドライウエル中部温度	燃料有効長頂部高さ	0～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル下部温度	機器ハッチ高さ	0～300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL (ドライウエル部) 温度	ドライウエル床面高さ	0～300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ温度	サプレッション・チェンバ上部	0～200℃

第 2 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

ベント停止手順について

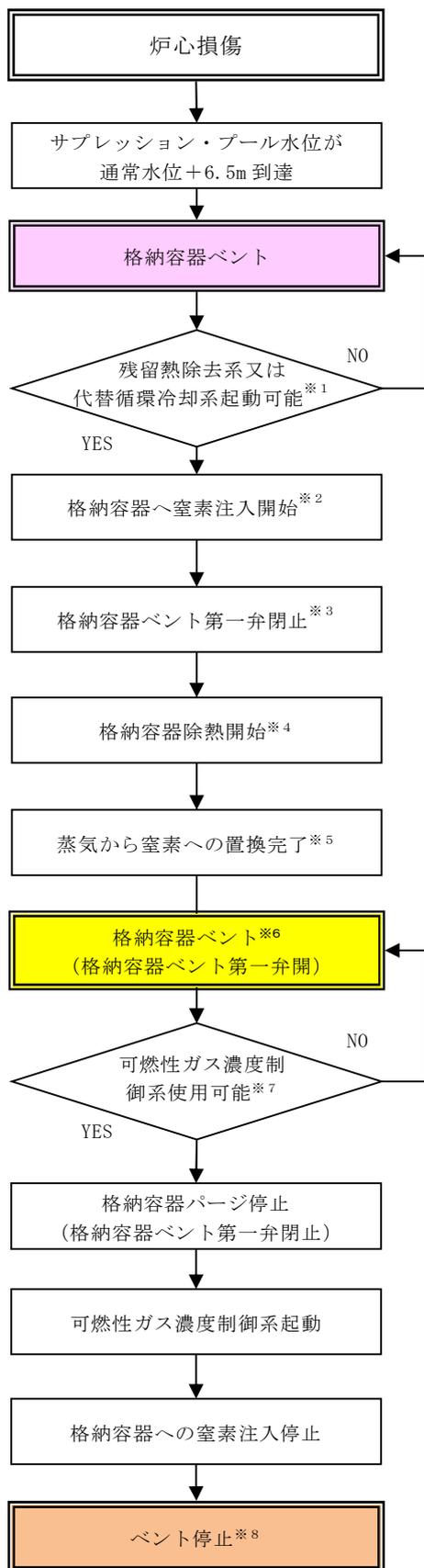
(1) 格納容器圧力逃がし装置によるベント停止の判断について

格納容器圧力逃がし装置によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となる。

- a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）
 - ・ 格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため
- b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）
 - ・ 残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため
 - ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため
- c. 格納容器内の可燃性ガスの濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）
 - ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

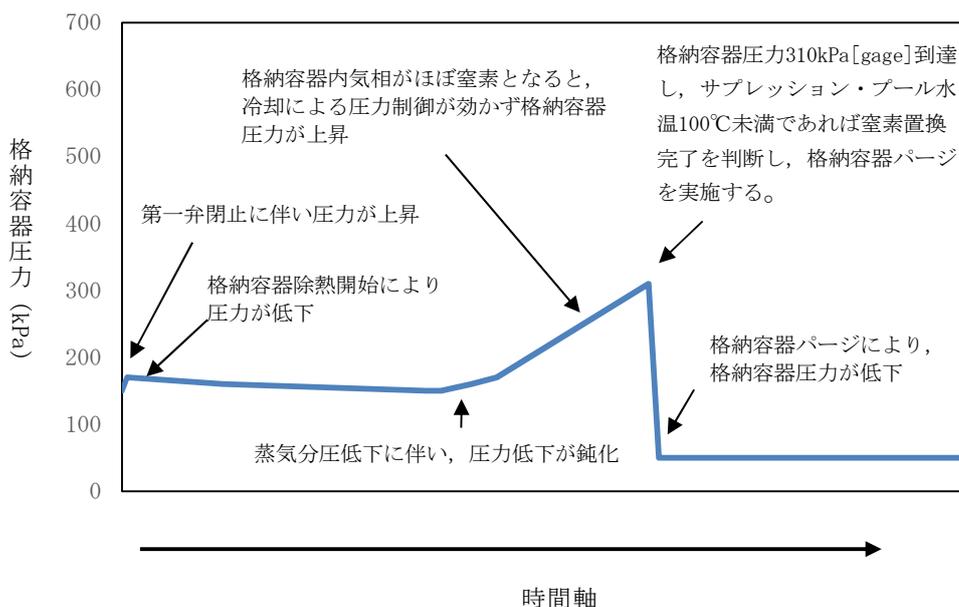
(2) ベント停止手順について

ベント停止フローを第1図に示す。また、第2図に格納容器圧力挙動のイメージ、第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。



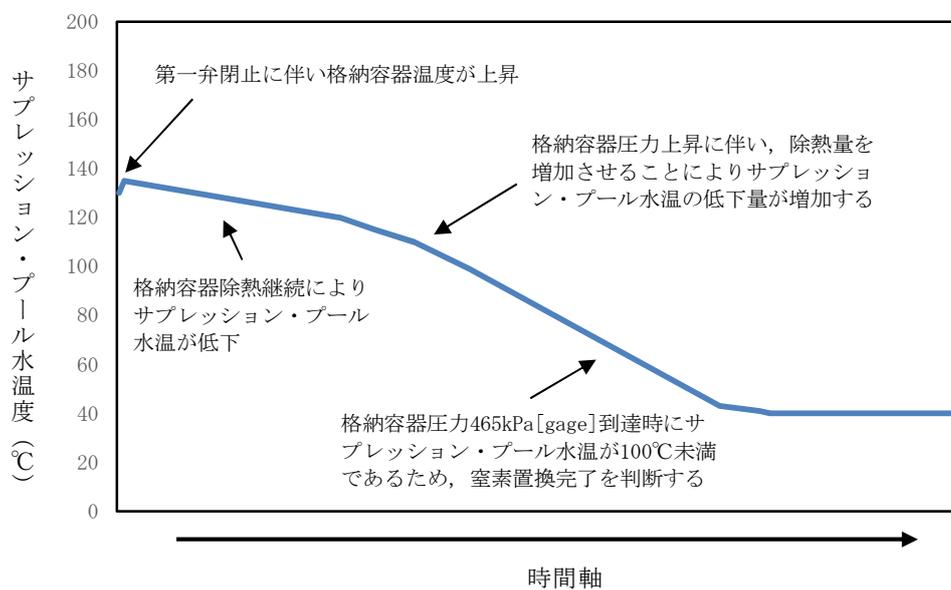
- ※ 1 : 残留熱除去系又は代替循環冷却系の機能が復旧し、格納容器の除熱が可能であることを確認する。
- ※ 2 : サブプレッション・チェンバ側からのベントを実施している場合には、ドライウエル内に水素・酸素が滞留する可能性があるため、ドライウエル側から窒素を供給し、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバ側から排出する。ドライウエル側からベントを実施している場合には、サブプレッション・チェンバ側から窒素を供給し、ドライウエル側から排出する。
- ※ 3 : 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給する。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ※ 4 : ベント弁を閉止後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し、外部水源による注水を停止する。また、格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧となる可能性があるため、格納容器圧力 13.7kPa[gage] - 310kPa[gage]の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が 13.7kPa[gage]まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。負圧防止圧力の設定に当たっては、格納容器の設計負圧である-13.7kPa[gage]に対する 2 倍の余裕を考慮して設定とした。
- ※ 5 : サブプレッション・プール水温が 100℃未満となり、除熱量を調整しても格納容器圧力が 310kPa[gage]に到達する場合には、蒸気分圧がほとんど失われ、窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。
- ※ 6 : 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第一弁を再度開として、格納容器内をパージする。格納容器スプレイを実施している場合には、格納容器スプレイを停止する。なお、可燃性ガス濃度制御系が起動できない場合、可燃性ガス濃度制御系が復旧するまで及び水の放射線分解によって継続して発生する水素及び酸素を排出することを目的として、格納容器パージを継続する。
- ※ 7 : 可燃性ガス濃度制御系が使用可能であることを確認し、格納容器パージ停止操作を実施する。
- ※ 8 : 格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が継続されている状態である。

第1図 格納容器ベント停止フロー



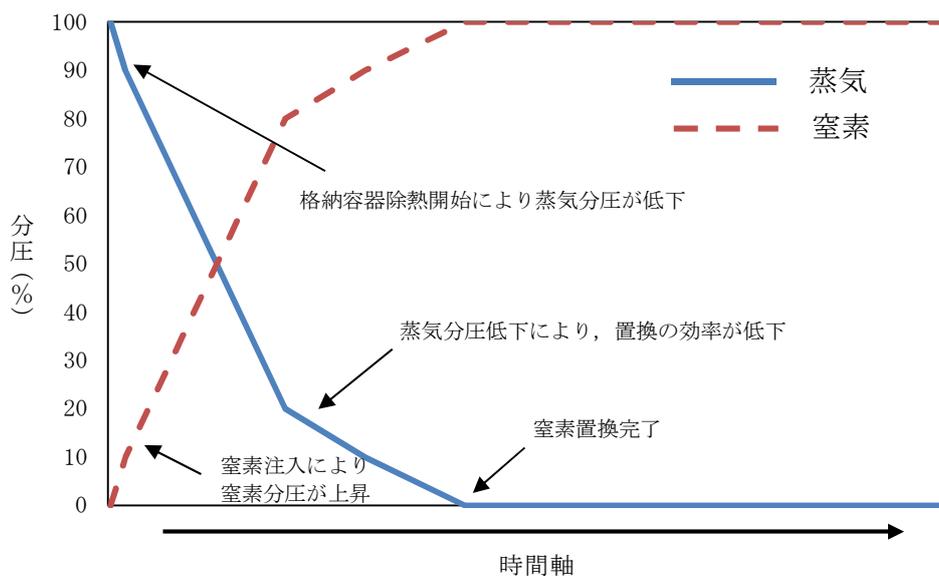
第 2 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における

格納容器圧力挙動イメージ



第 3 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における

格納容器温度挙動イメージ



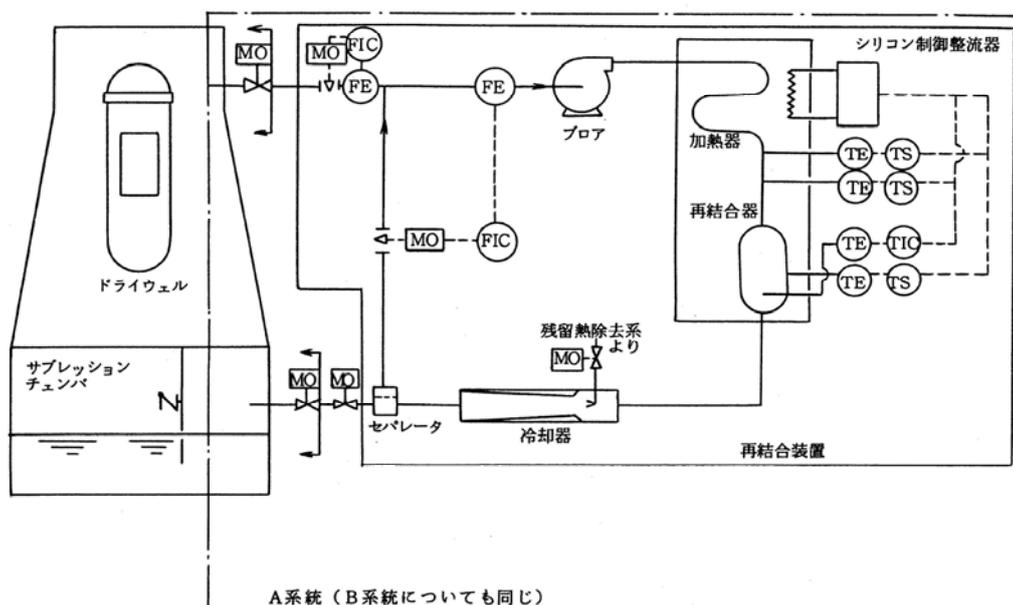
第 4 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における
格納容器内気相の挙動イメージ

(3) 可燃性ガス濃度制御系について

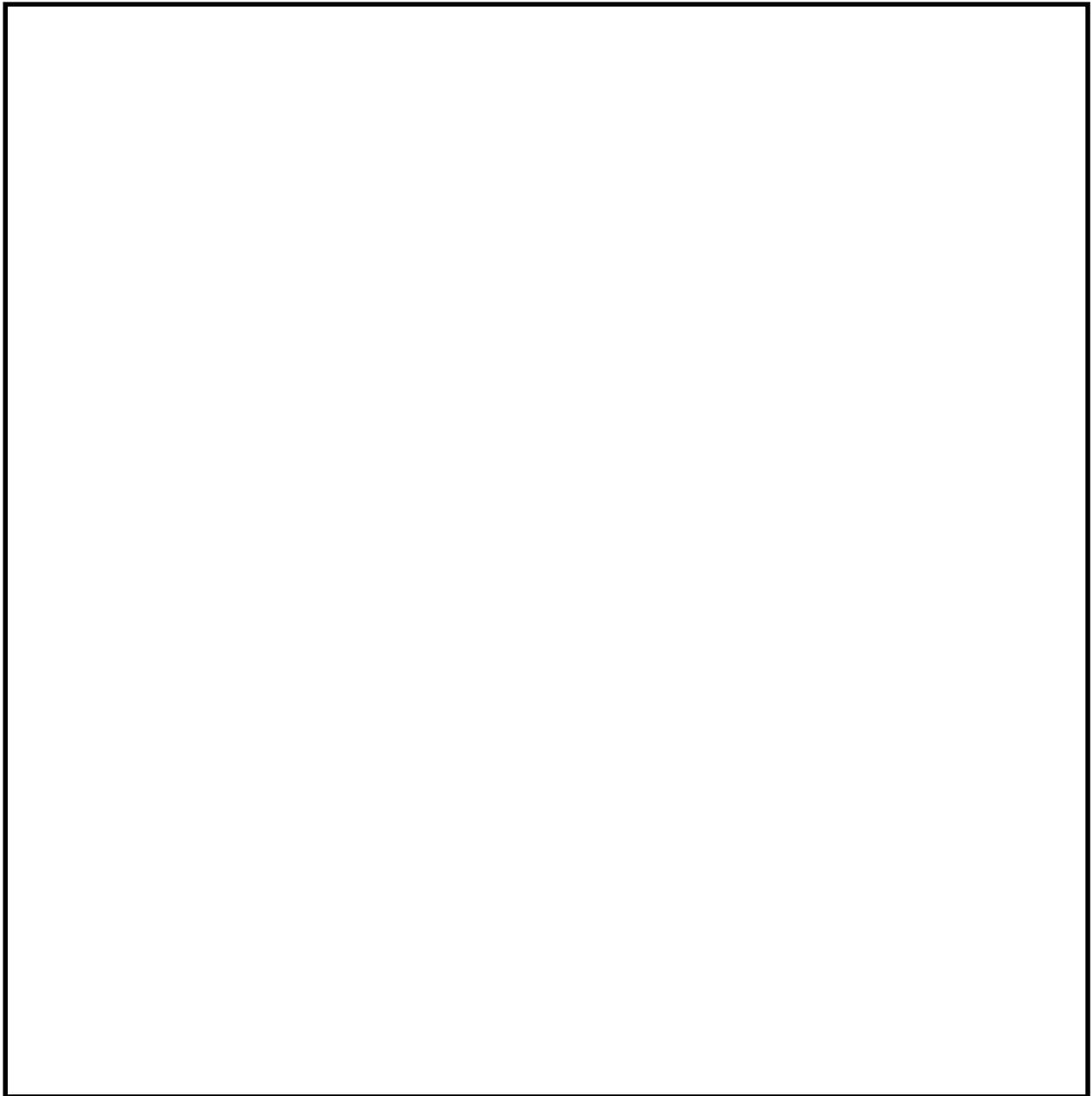
可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第 1 表に、系統概略図を第 5 図に、設置場所を第 6 図に示す。

第 1 表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考	
耐震クラス	Sクラス		
入口ガス条件	運転温度	$\leq 121^{\circ}\text{C}$	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	$\leq 145\text{kPa}$	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	$\leq 4.0\text{vol}\%$	
	酸素濃度	$\leq 5.0\text{vol}\%$	
再結合効率	95%	水素濃度 2vol%時	



第 5 図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図



第 6 図 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

- (4) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について
 - a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施すると、蒸気の凝縮に

より格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格納容器スプレイ系（常設）を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa[gage]－310kPa[gage]の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa[gage]まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。