57-8

電源車接続に関する説明書

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

1．電源車接続方法について

電源車は以下の 4 ルートにて接続可能な設計とする。

①　第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-1～図 57-8-3

・・・7 号炉　図 57-8-13～図 57-8-15

②　第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-4～図 57-8-6

・・・7 号炉　図 57-8-16～図 57-8-18

③　第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-7～図 57-8-9

・・・7 号炉　図 57-8-19～図 57-8-21

④　第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-10～図 57-8-12

・・・7 号炉　図 57-8-22～図 57-8-24

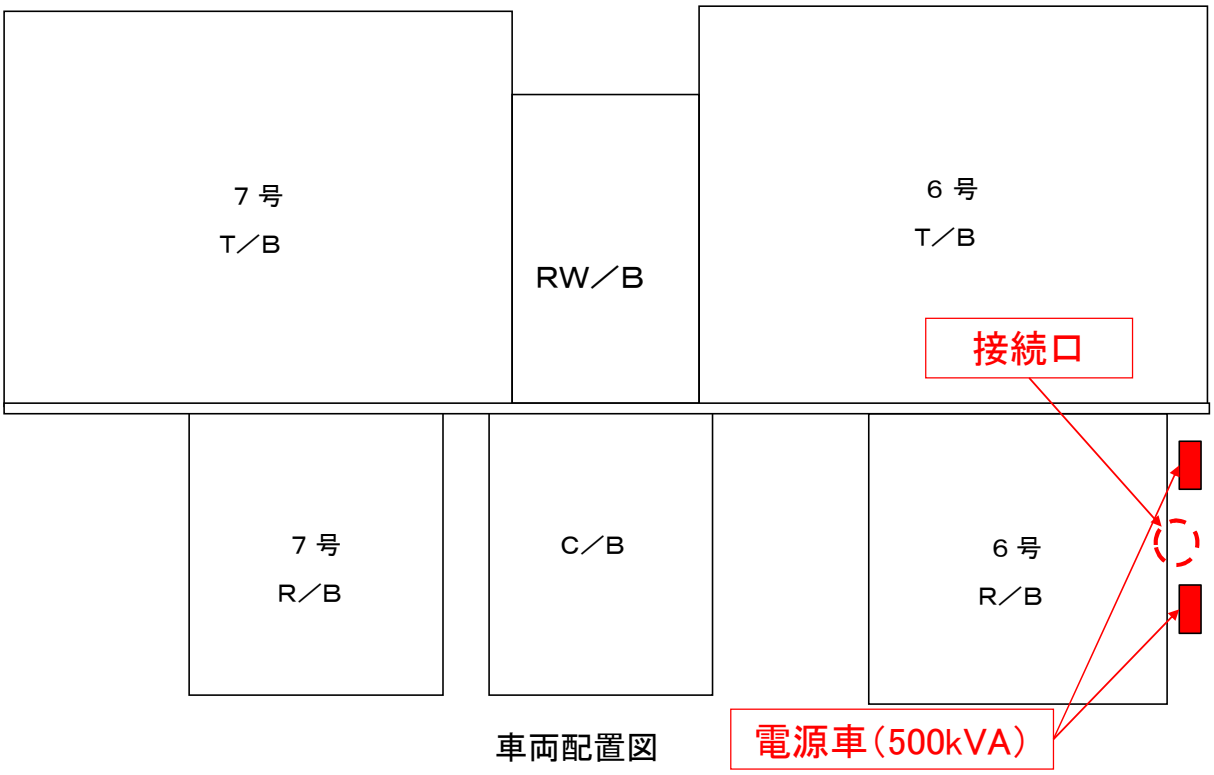


図 57-8-1　電源車配置場所_第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）_6 号炉

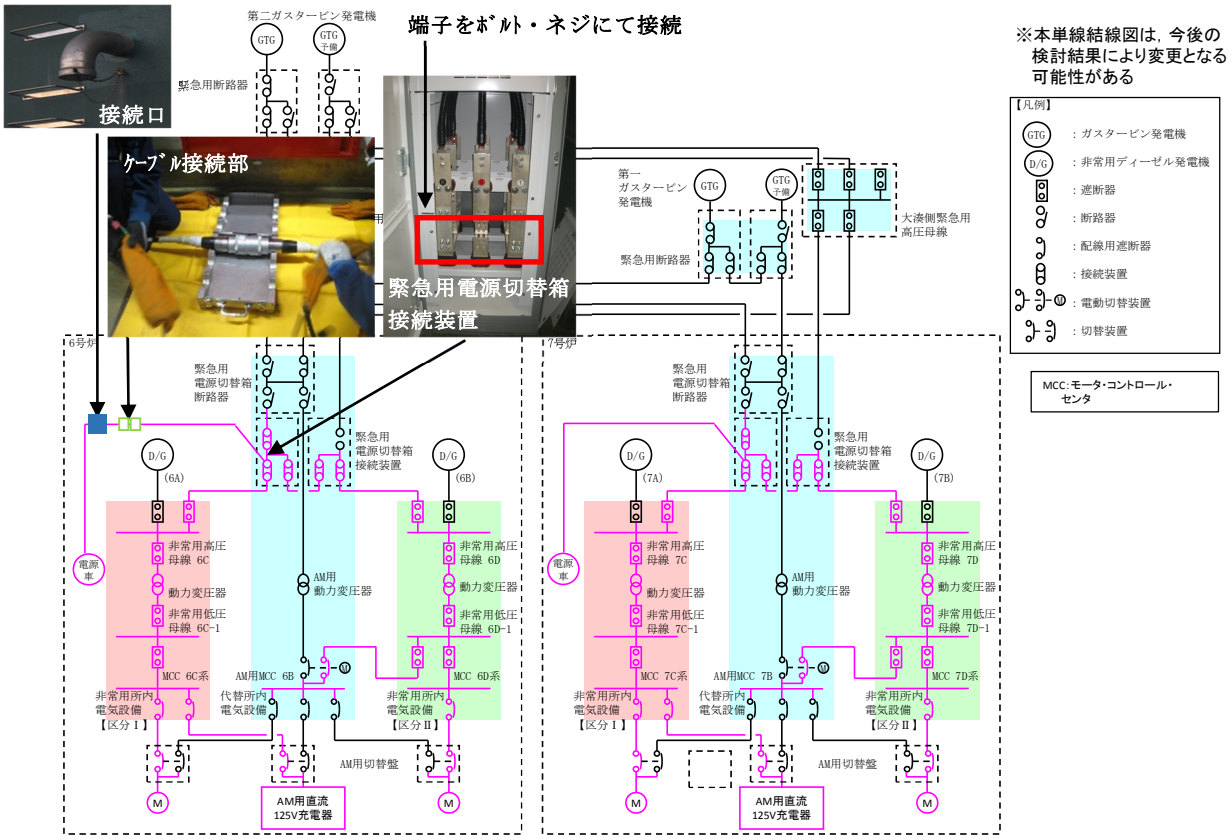


図 57-8-2　接続ルート（概略）_第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）_6 号炉

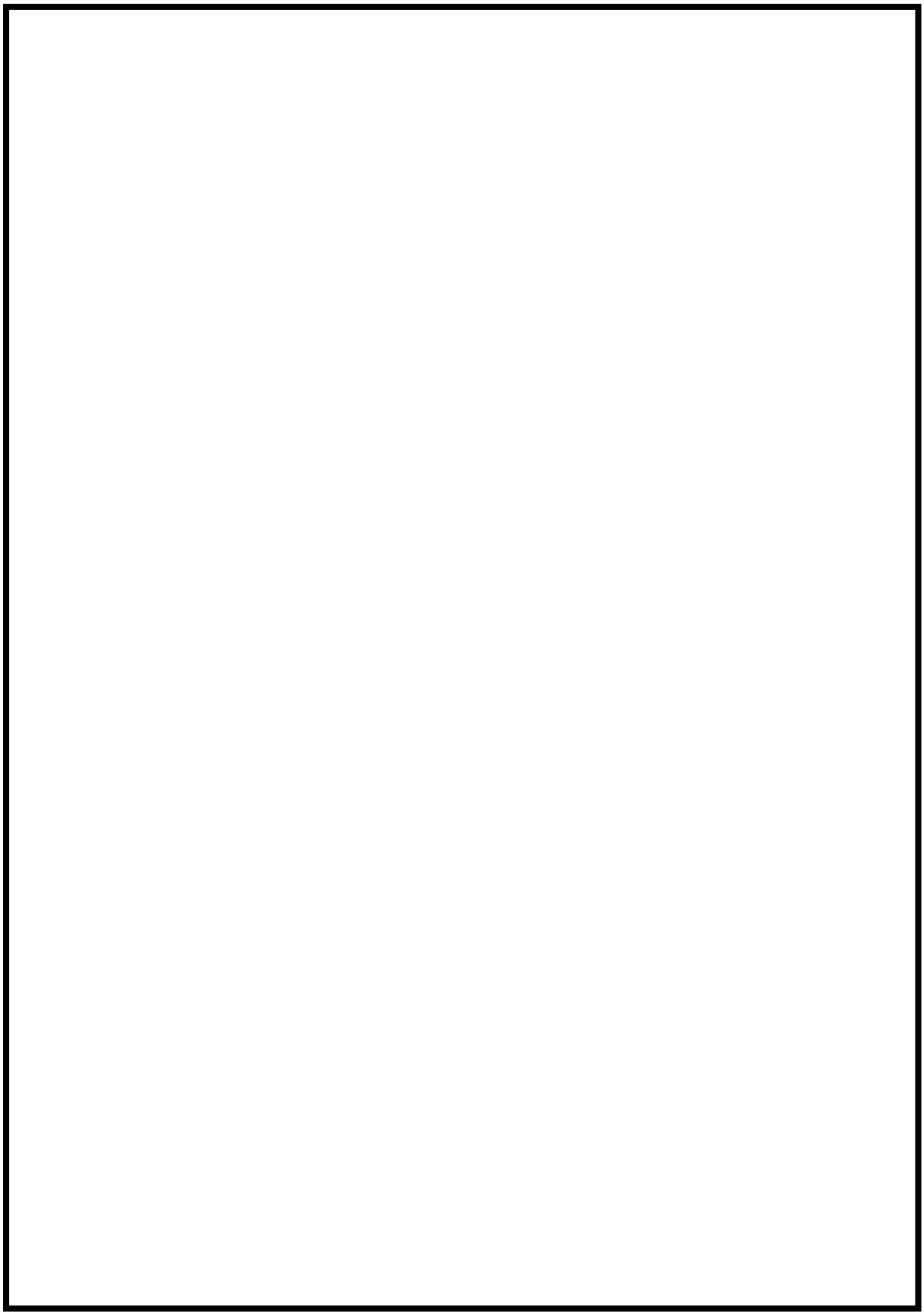
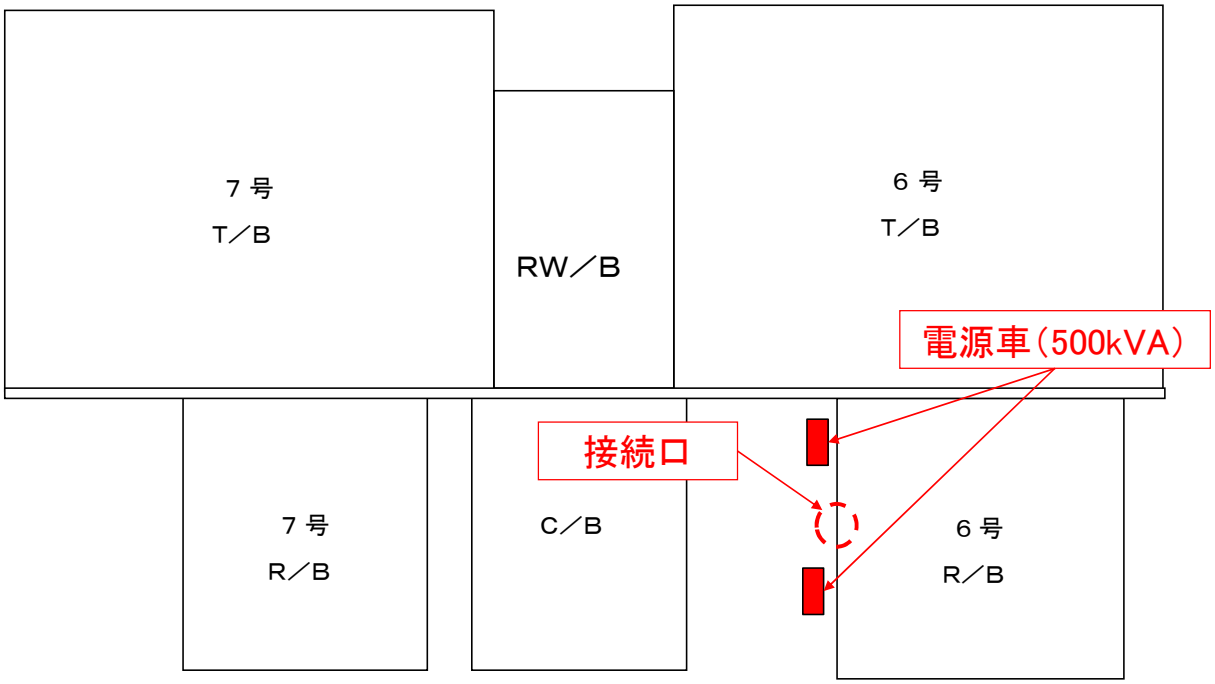


図 57-8-3　接続ルート(詳細)_第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）_6 号炉



車両配置図

図 57-8-4　電源車配置場所_第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）_6 号炉

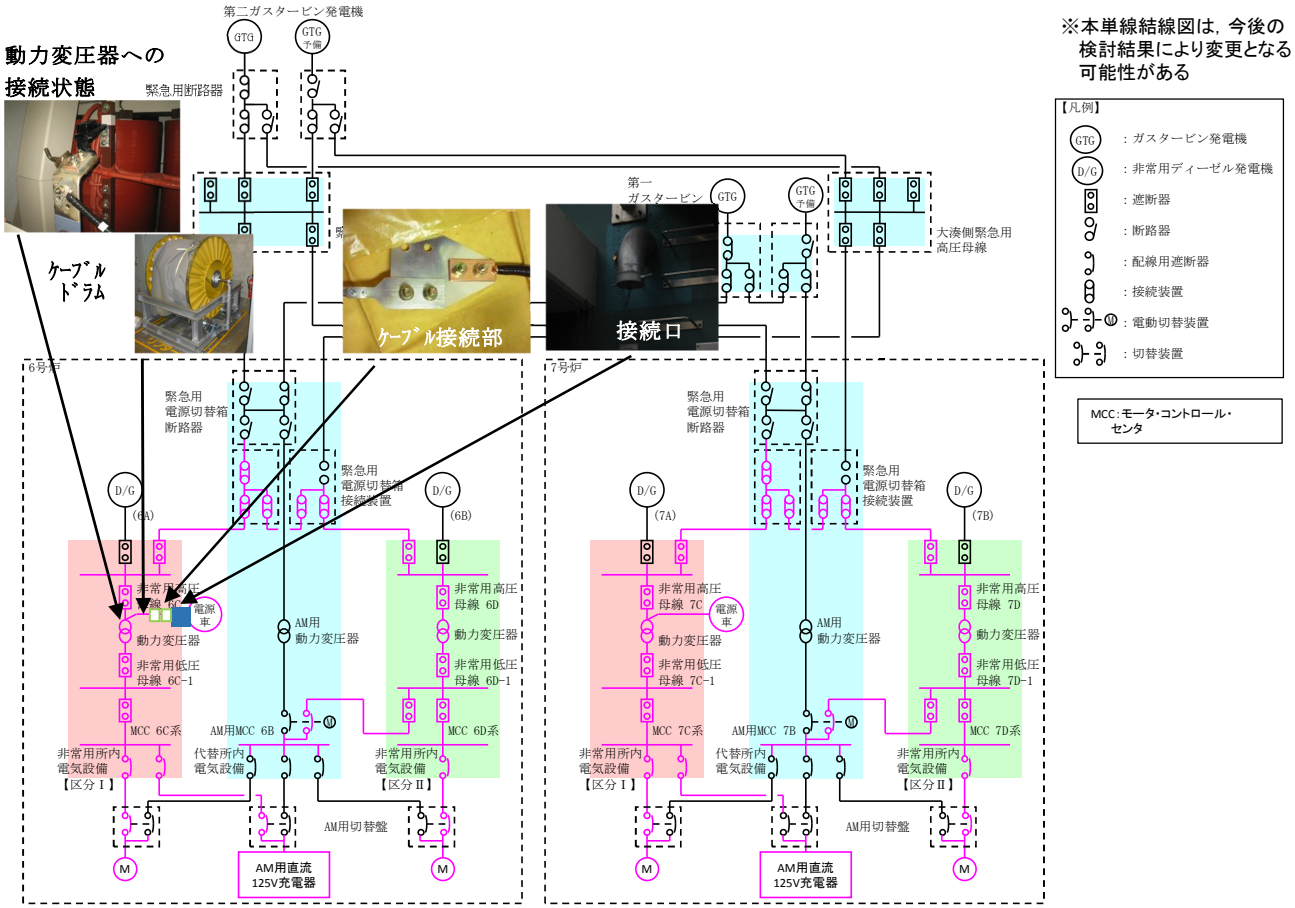


図 57-8-5　接続ルート（概略）_第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）_6 号炉

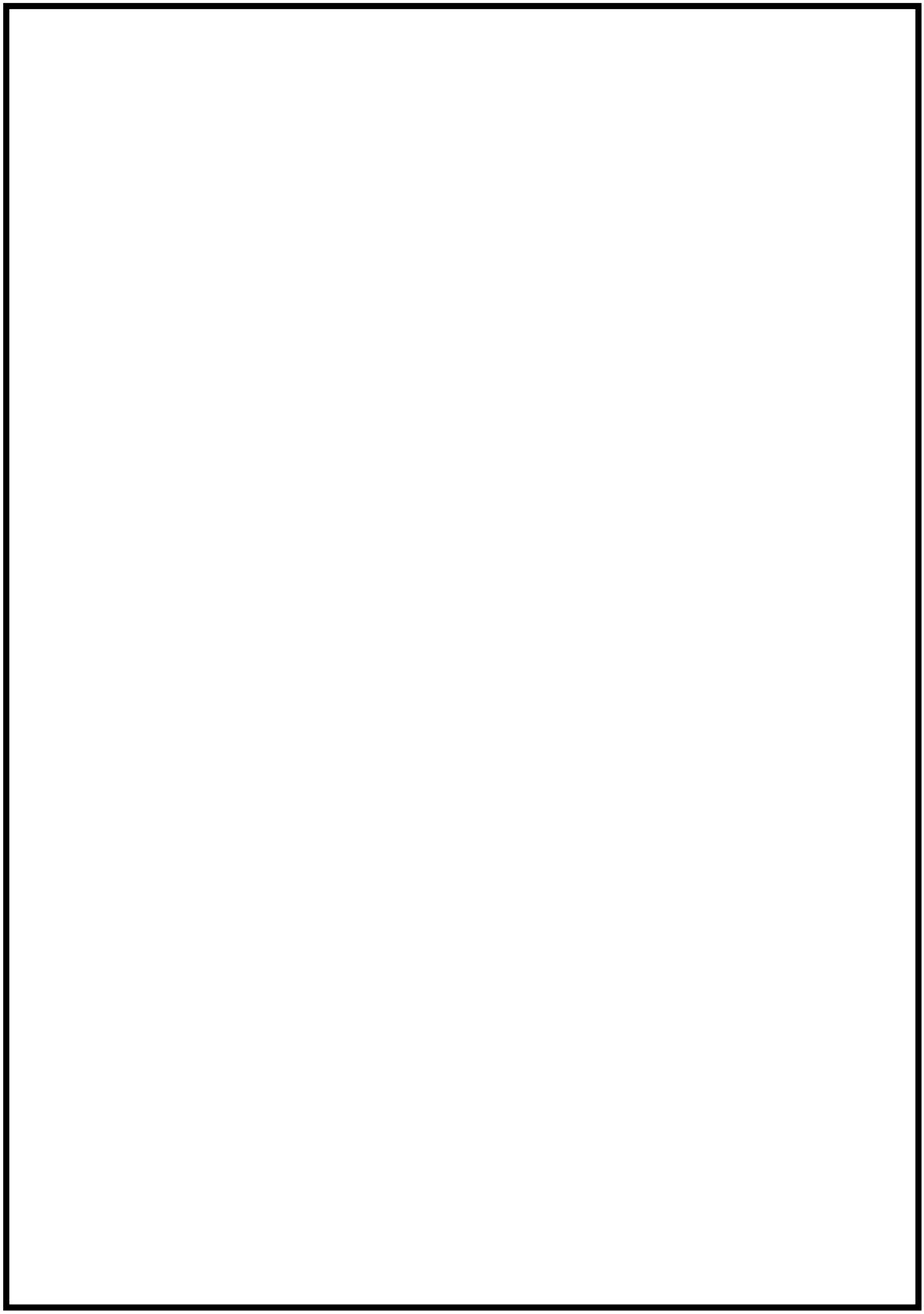


図 57-8-6　接続ルート(詳細)_第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）_6 号炉

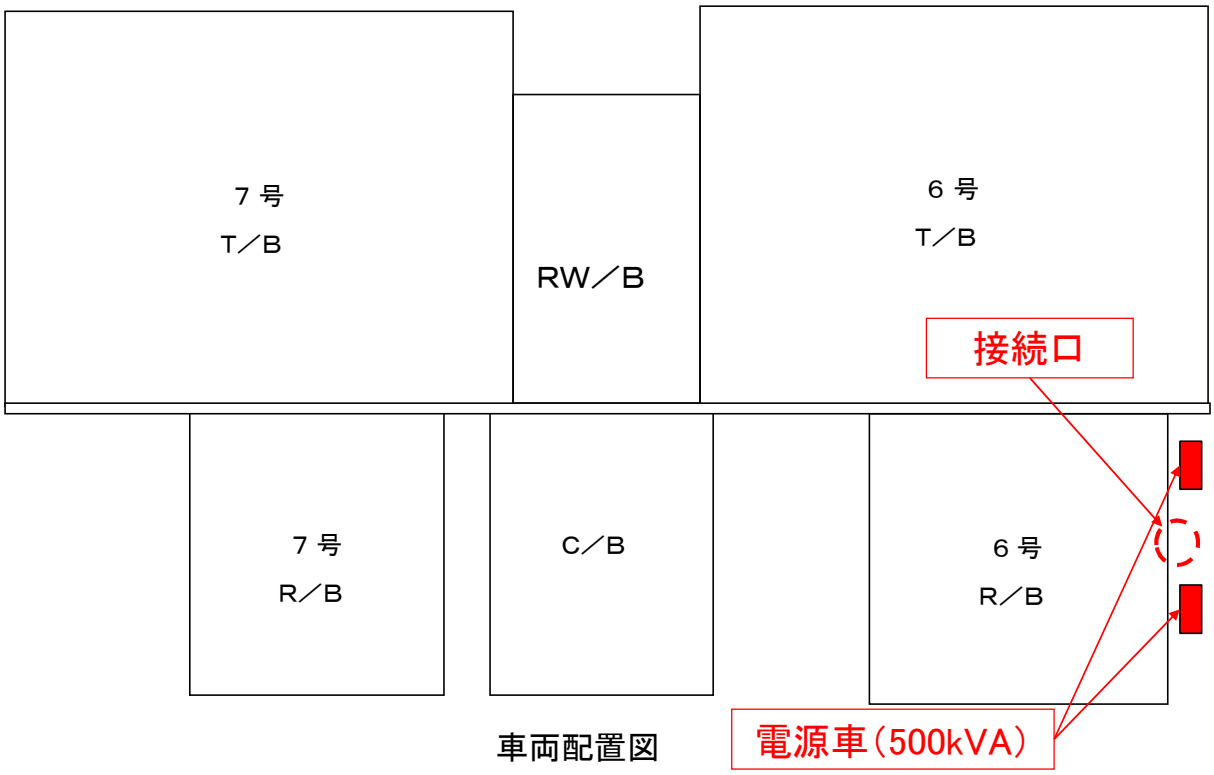


図 57-8-7　電源車配置場所_第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）_6 号炉

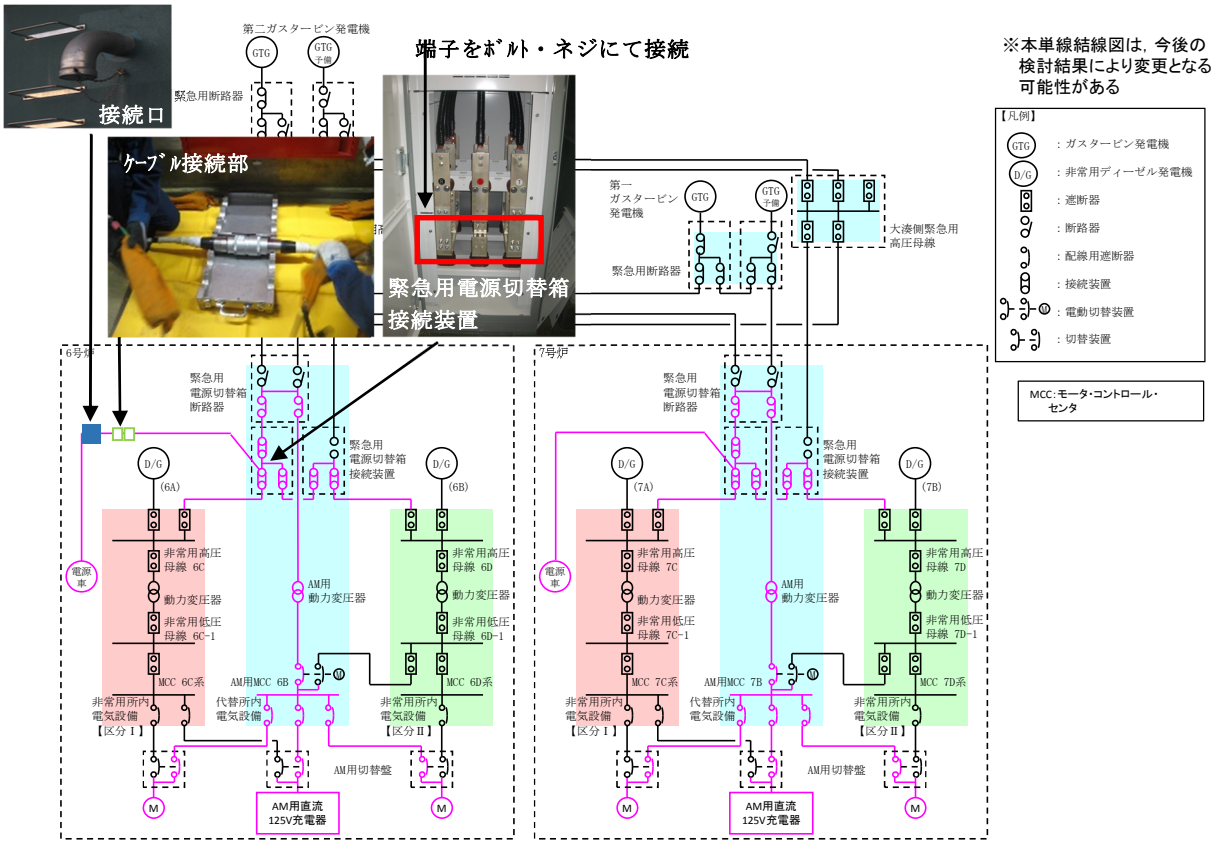


図 57-8-8　接続ルート(概略)_第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）_6 号炉

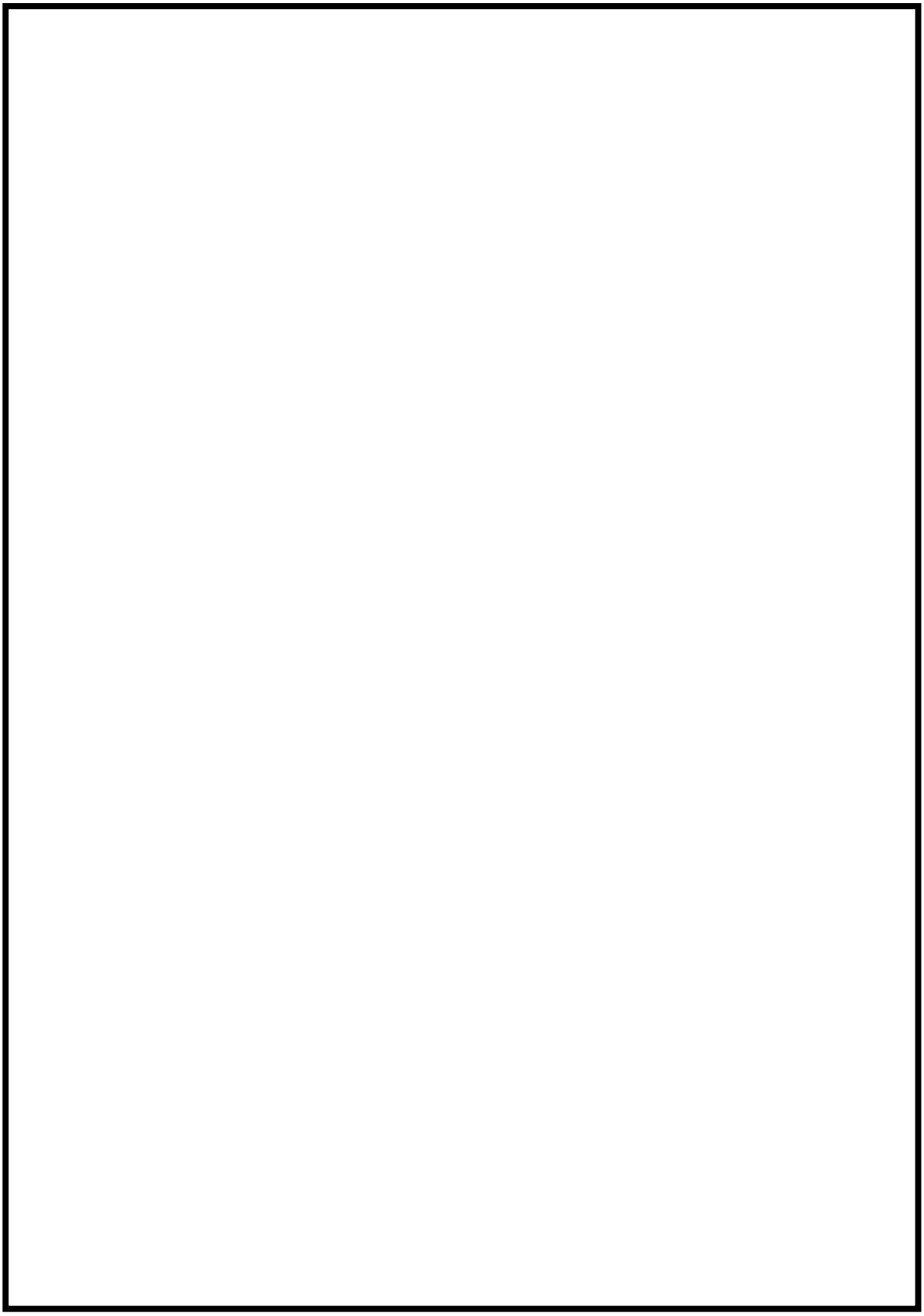
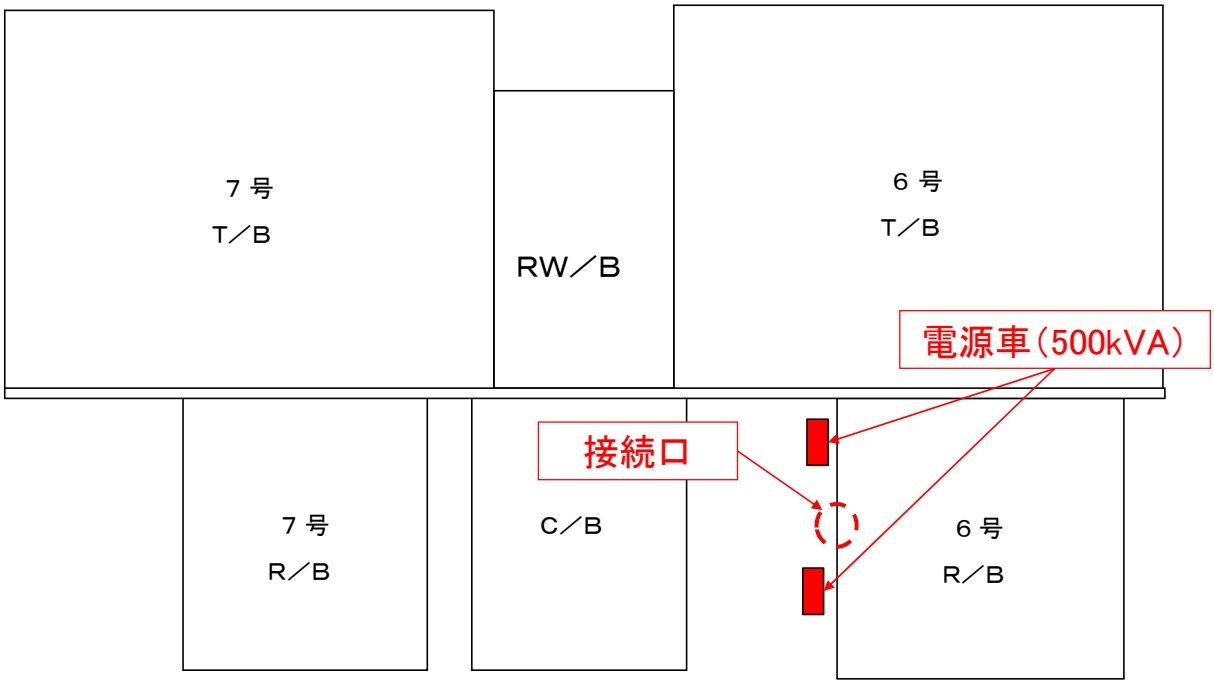


図 57-8-9　接続ルート(詳細)_第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）
_6 号炉（図 57-8-3 再掲）



車両配置図

図 57-8-10　電源車配置場所_第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）_6 号炉

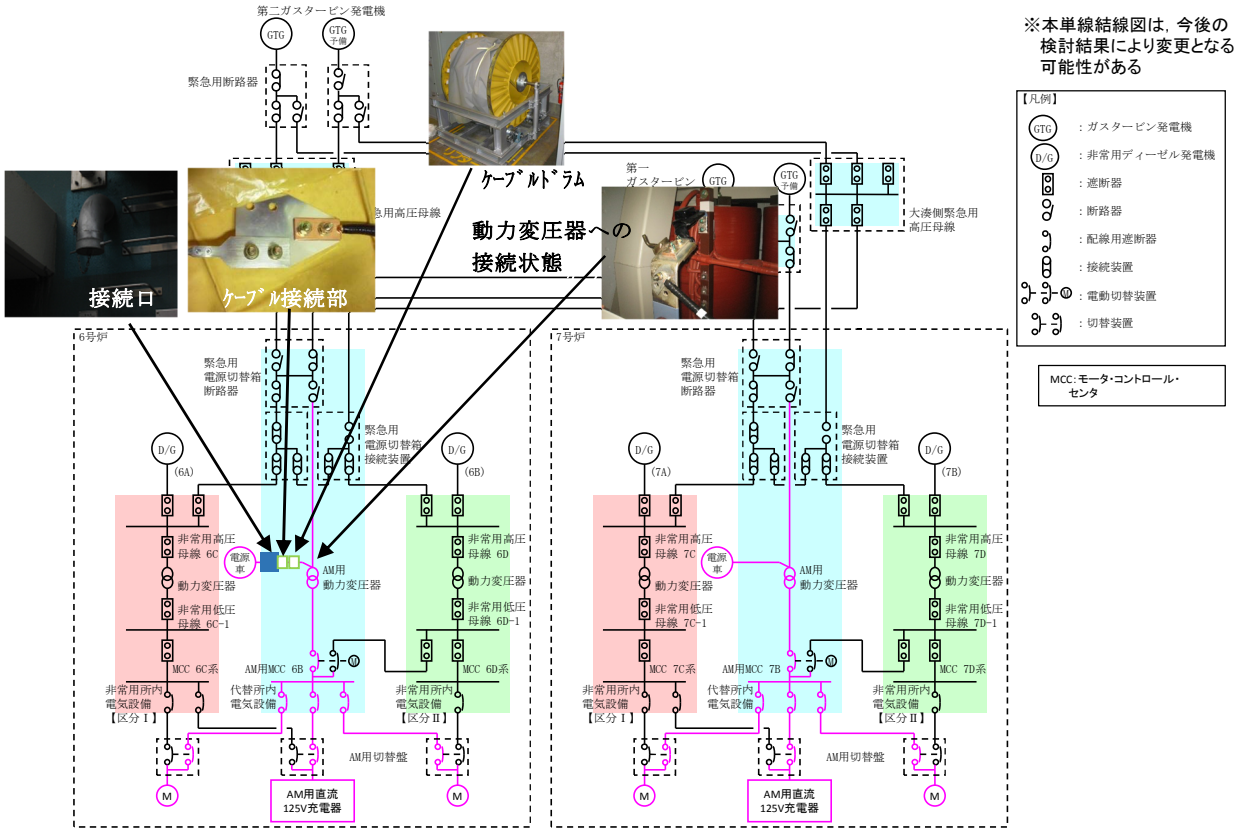


図 57-8-11　接続ルート（概略）_第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）_6 号炉

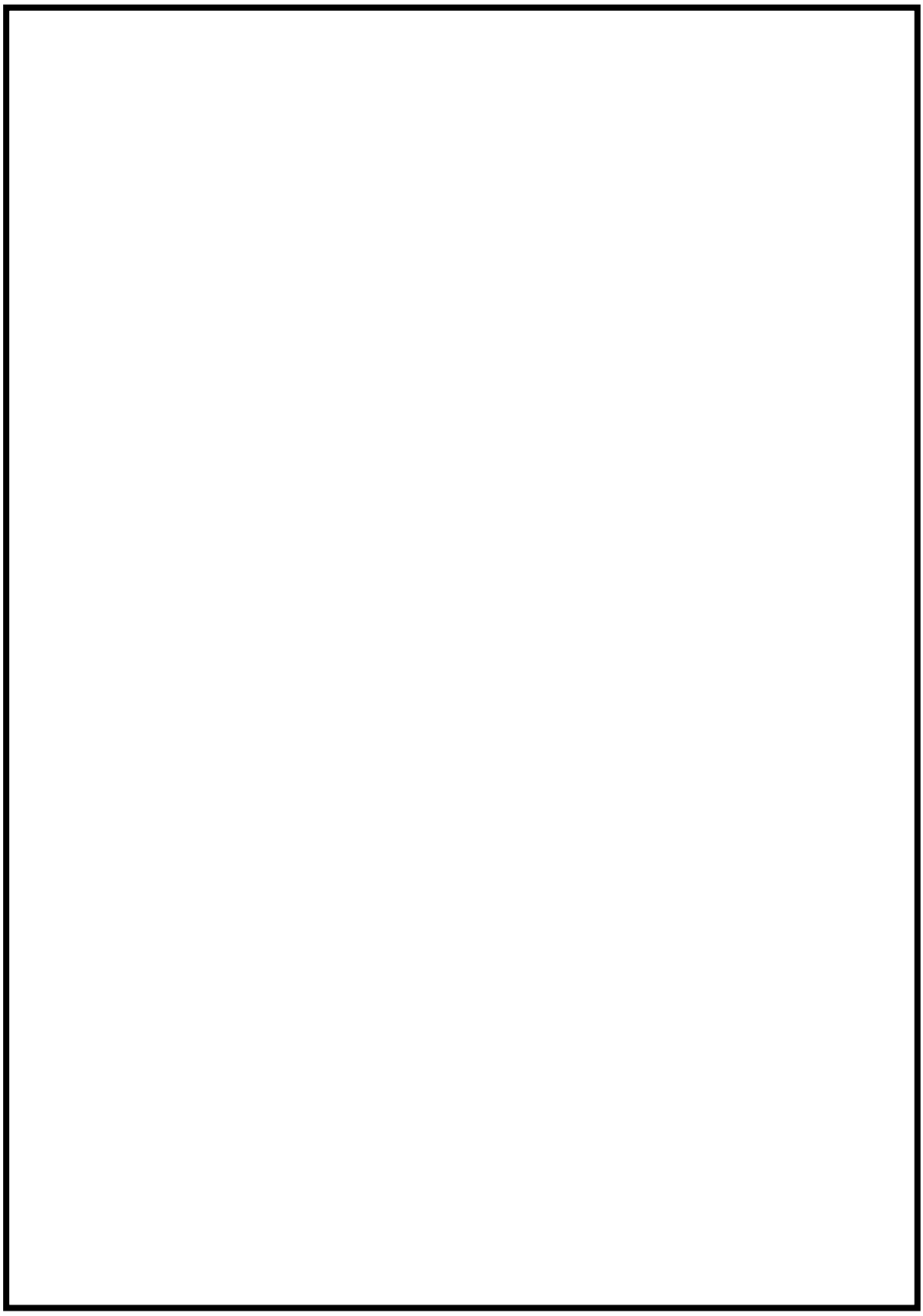


図 57-8-12　接続ルート(詳細)_第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）_6 号炉

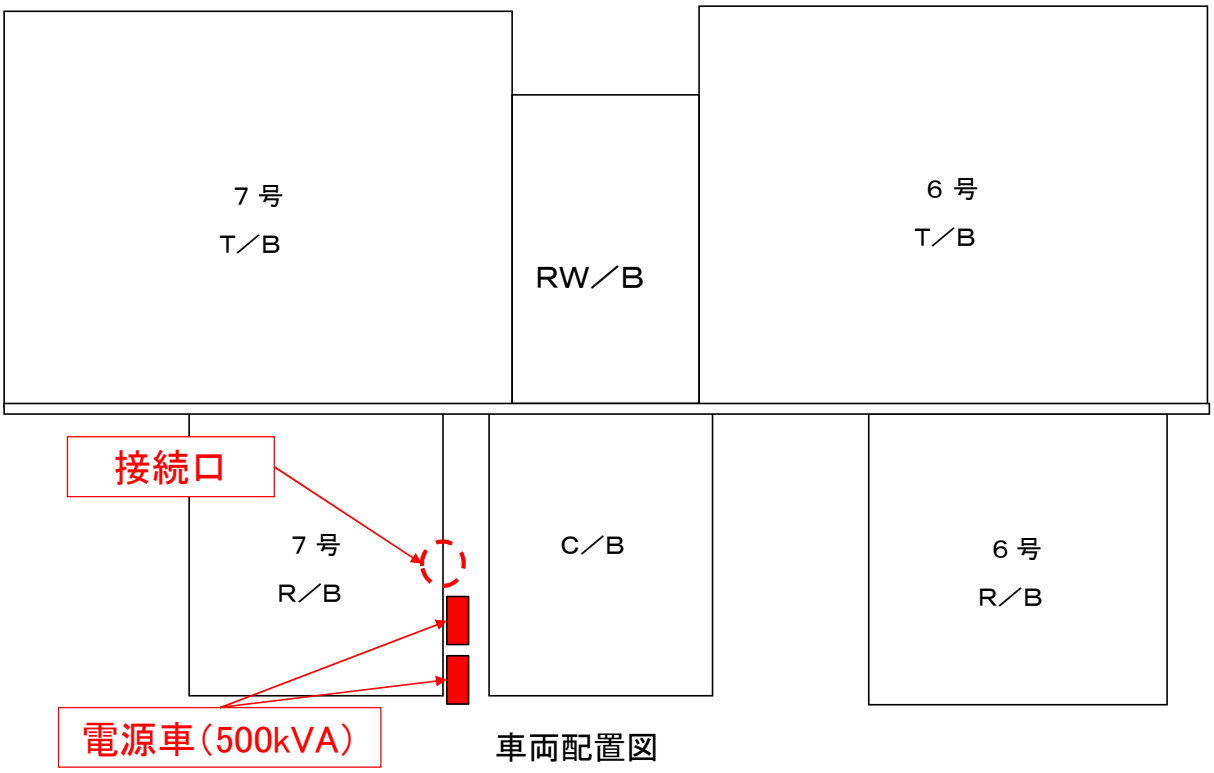


図 57-8-13　電源車配置場所_第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）_7 号炉

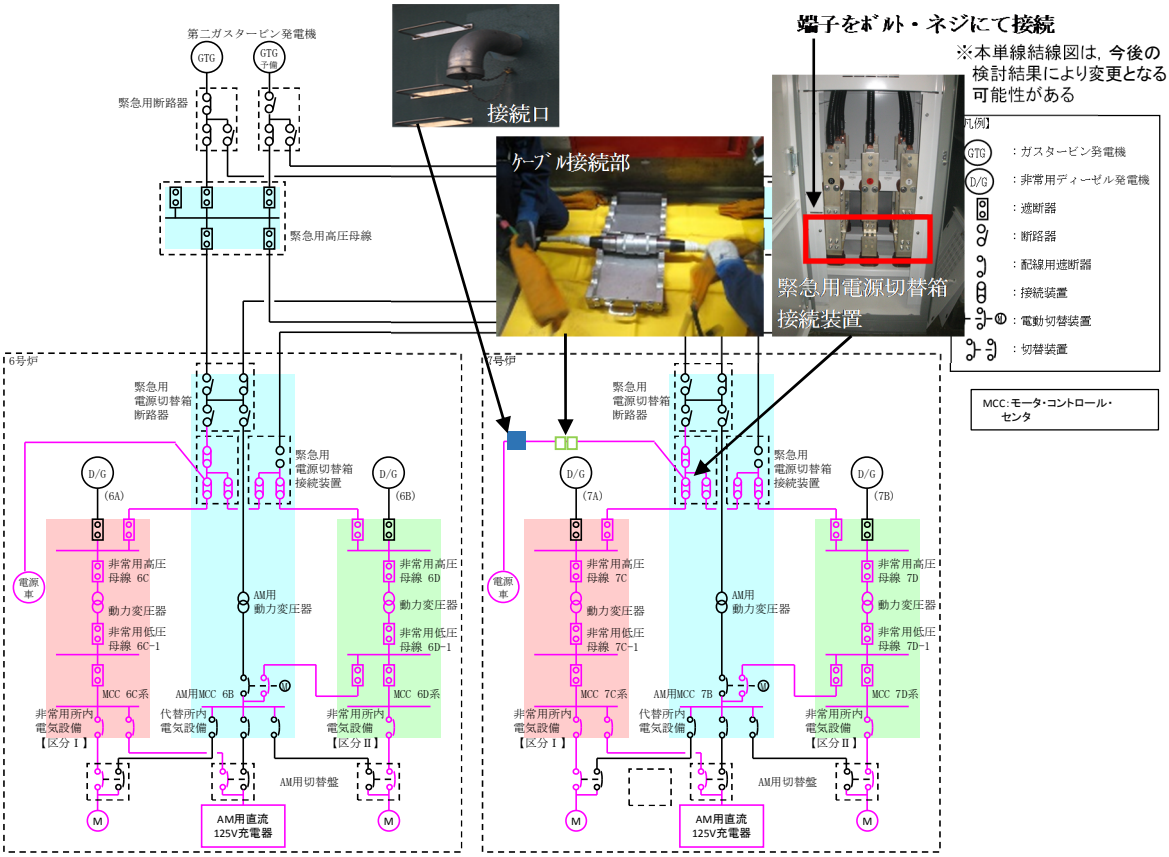


図 57-8-14　接続ルート（概略）_第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）_7 号炉

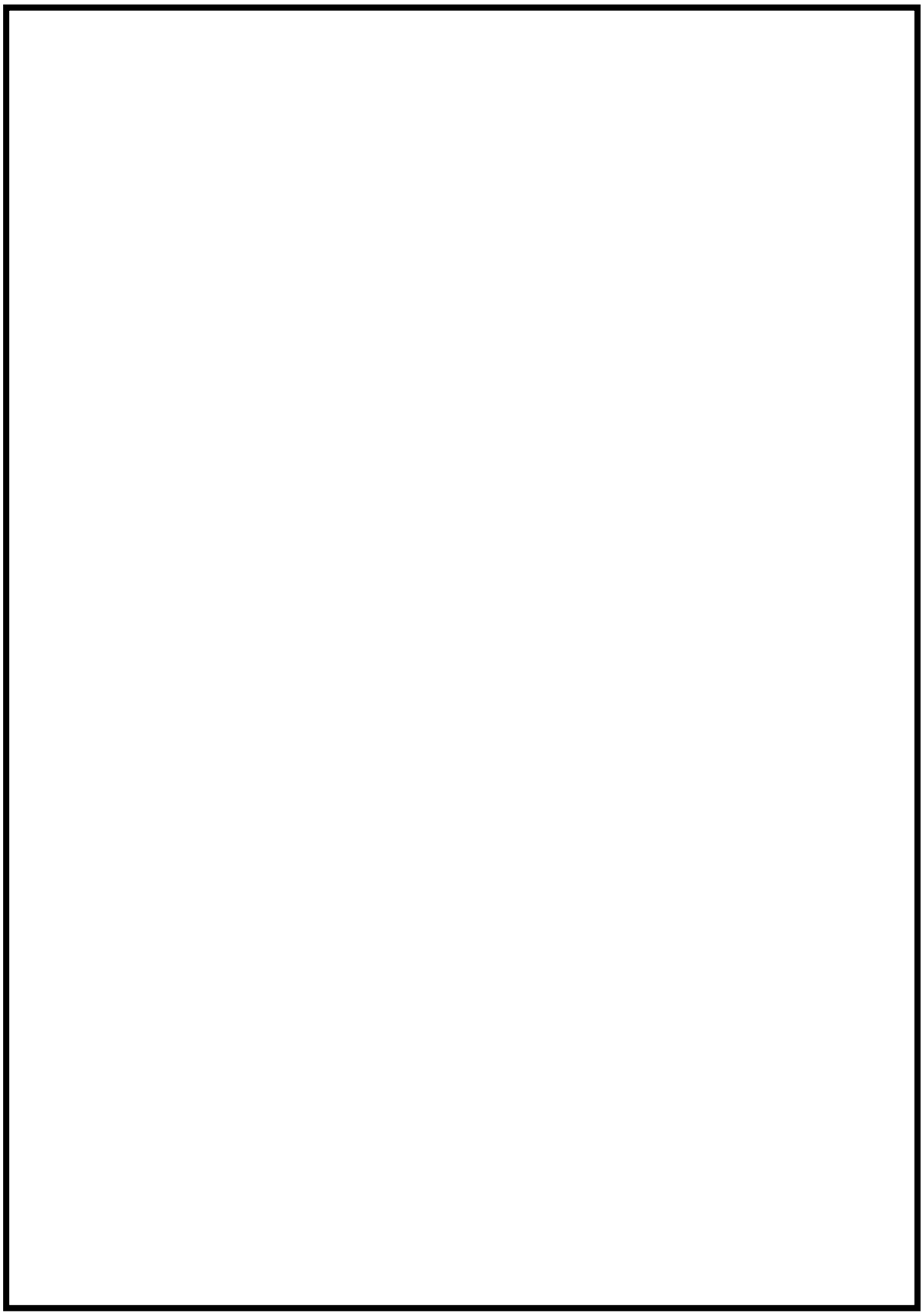


図 57-8-15　接続ルート(詳細)_第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）_7 号炉

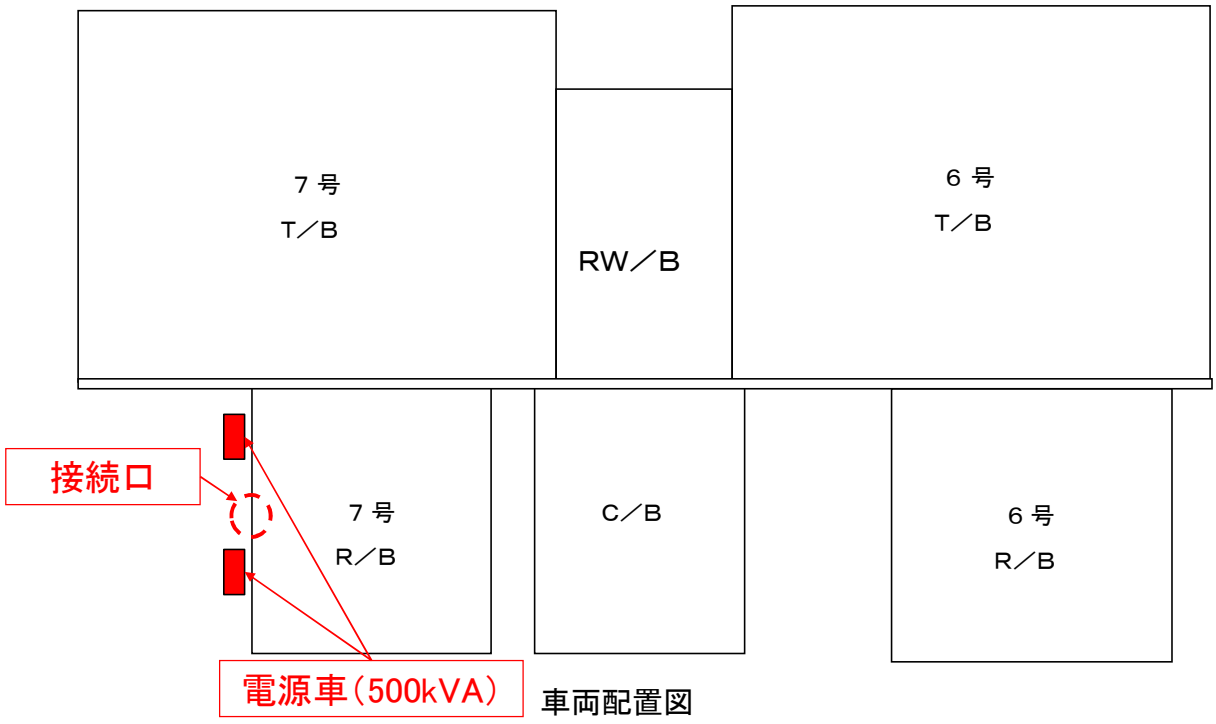


図 57-8-16　電源車配置場所_第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）_7 号炉

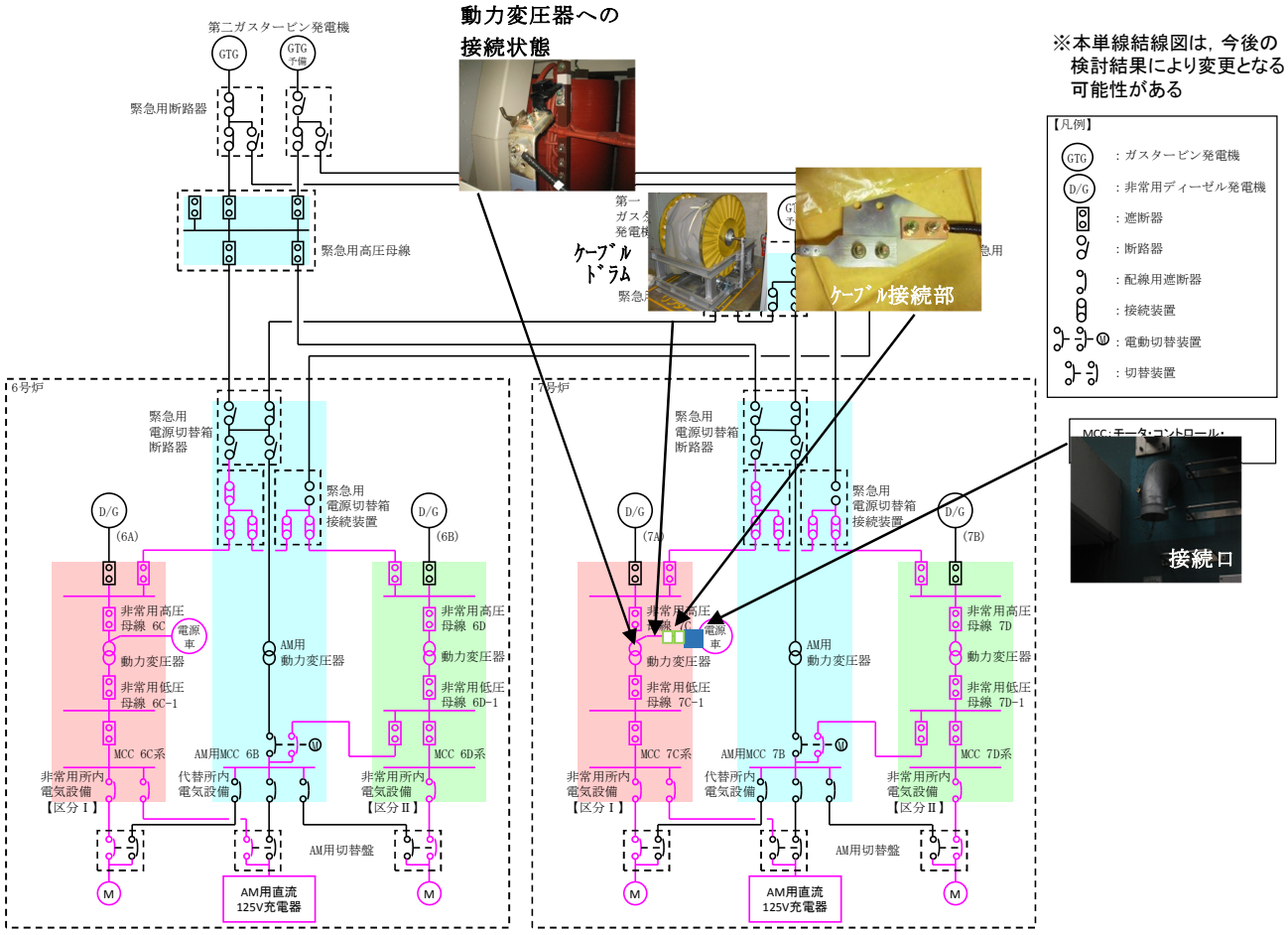


図 57-8-17　接続ルート（概略）_第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）_7 号炉

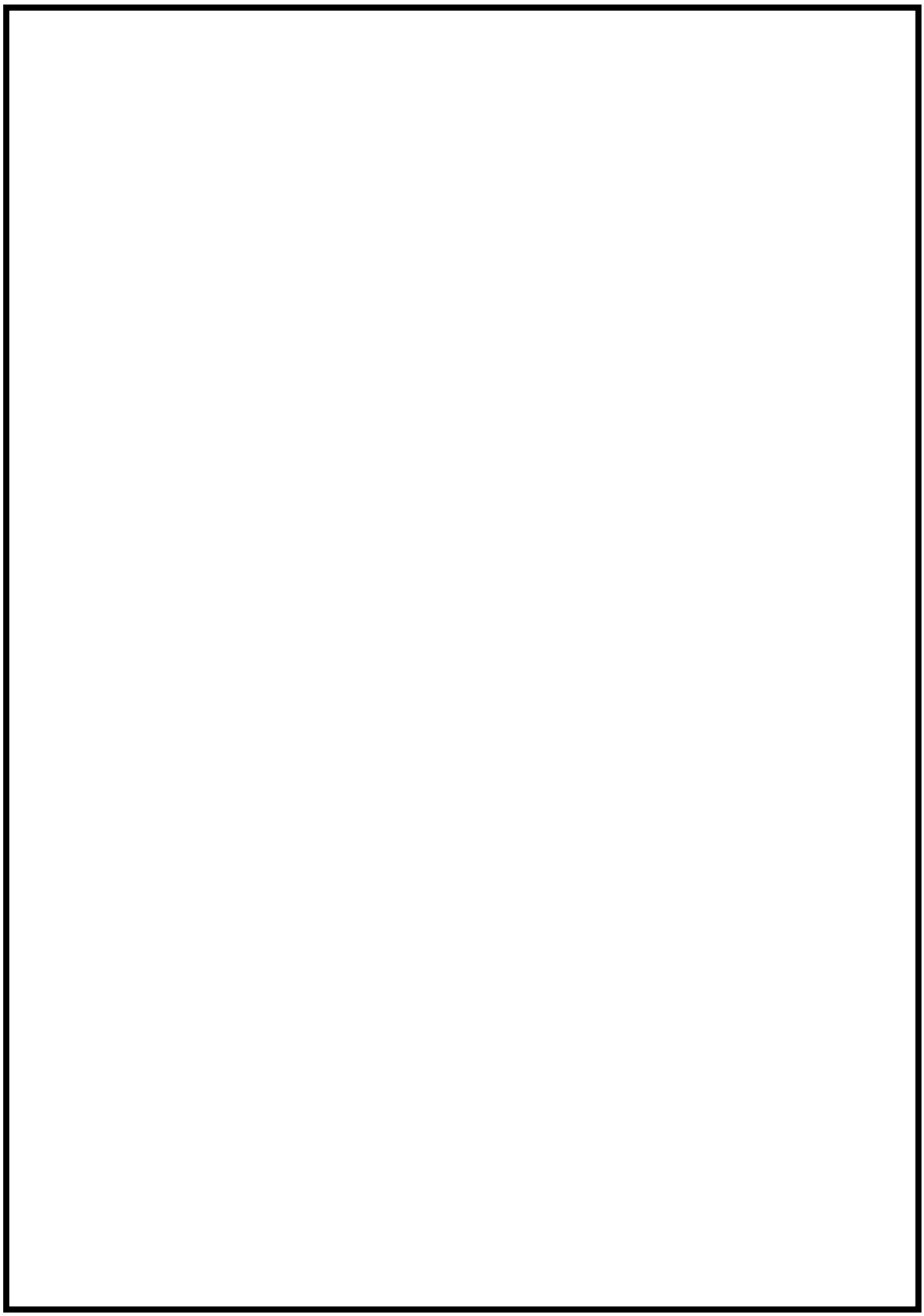


図 57-8-18　接続ルート(詳細)_第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）_7 号炉

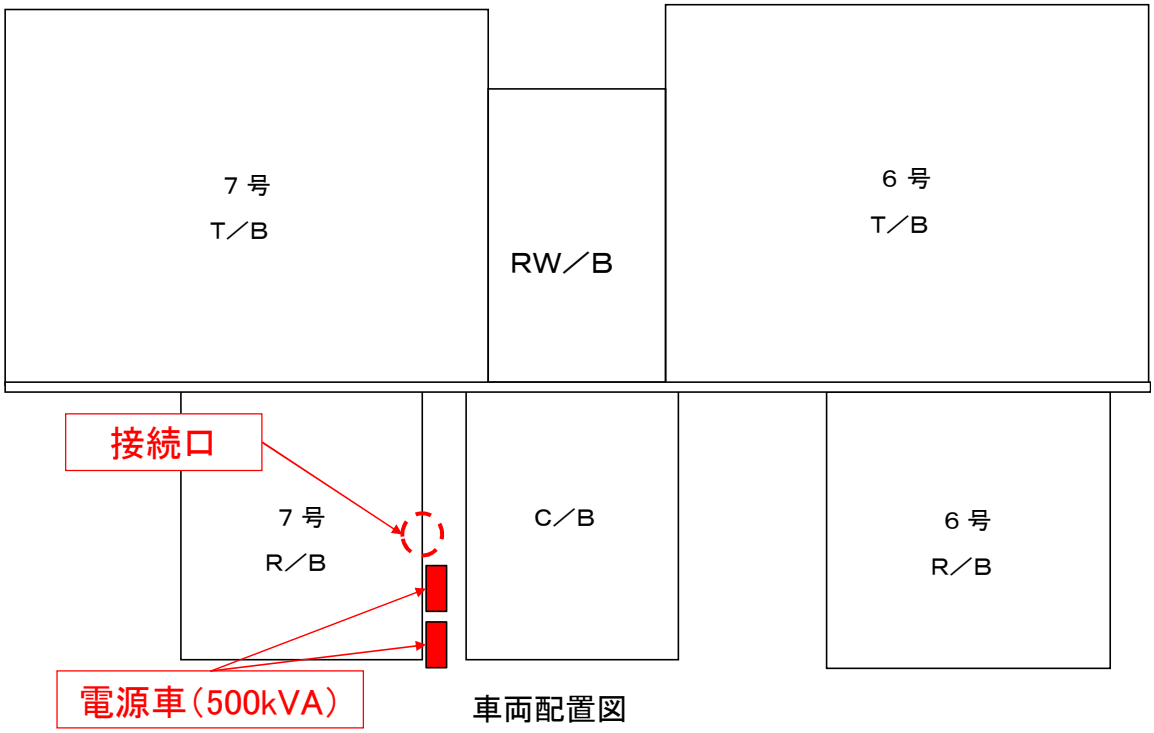


図 57-8-19　電源車配置場所_第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）_7 号炉

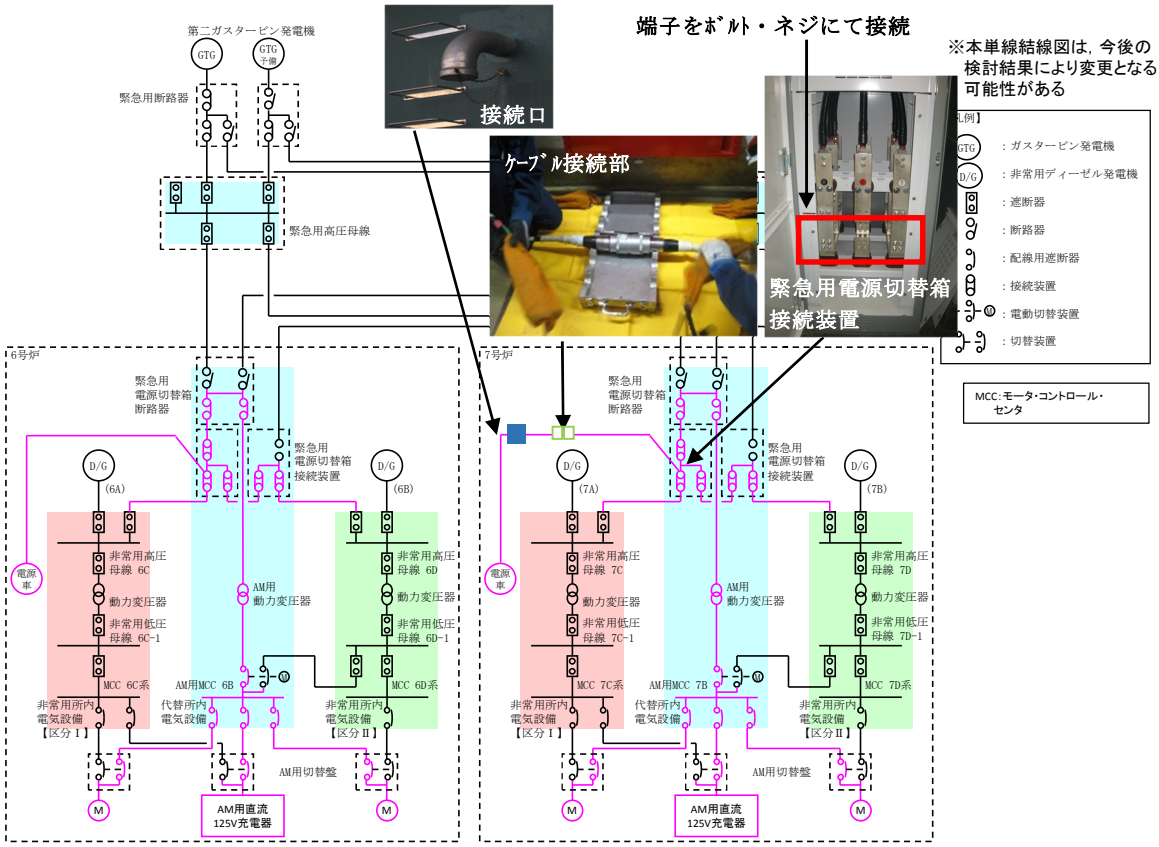


図 57-8-20　接続ルート（概略）_第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）_7 号炉

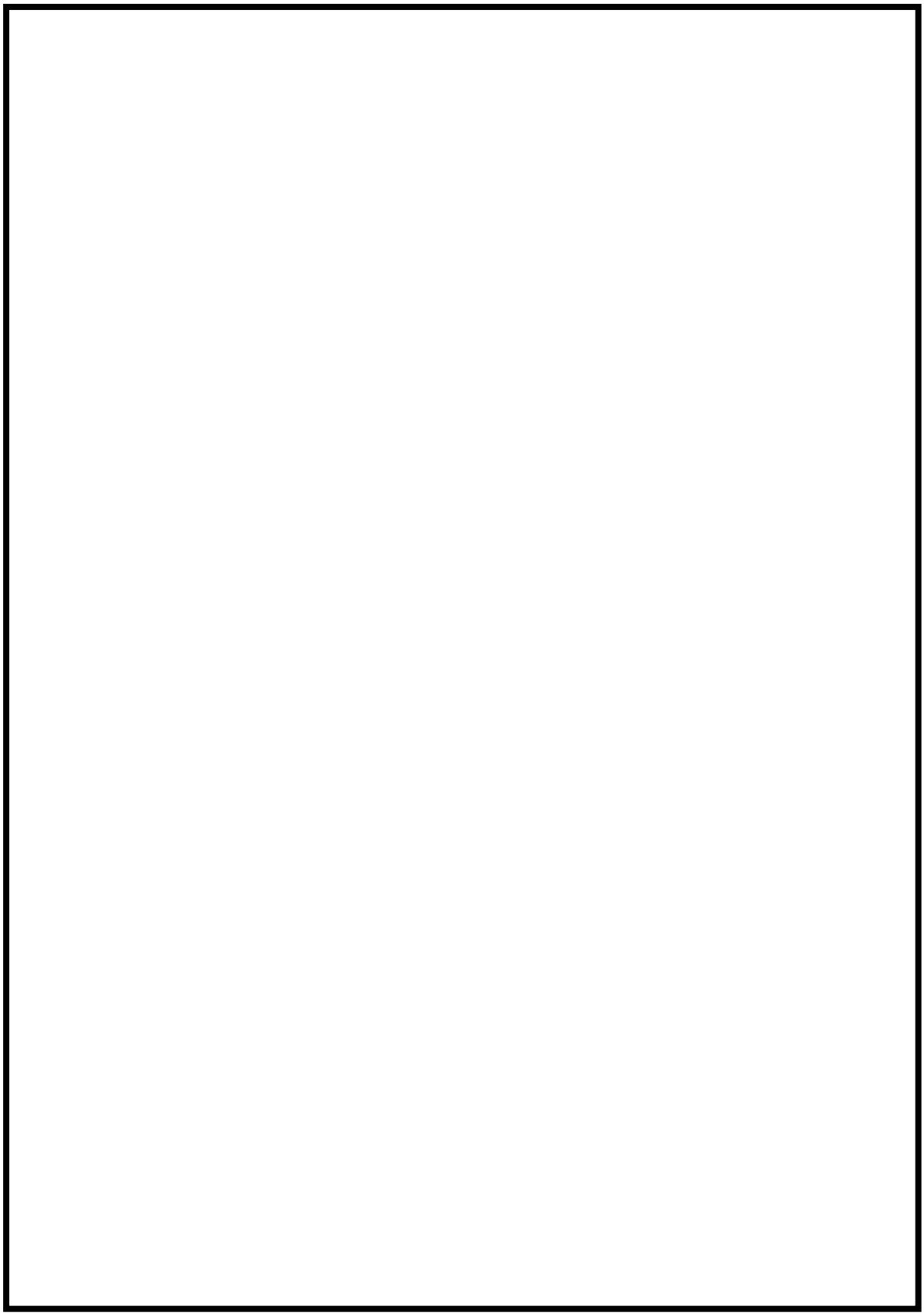


図 57-8-21　接続ルート(詳細)_第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）
_7 号炉（図 57-8-15 再掲）

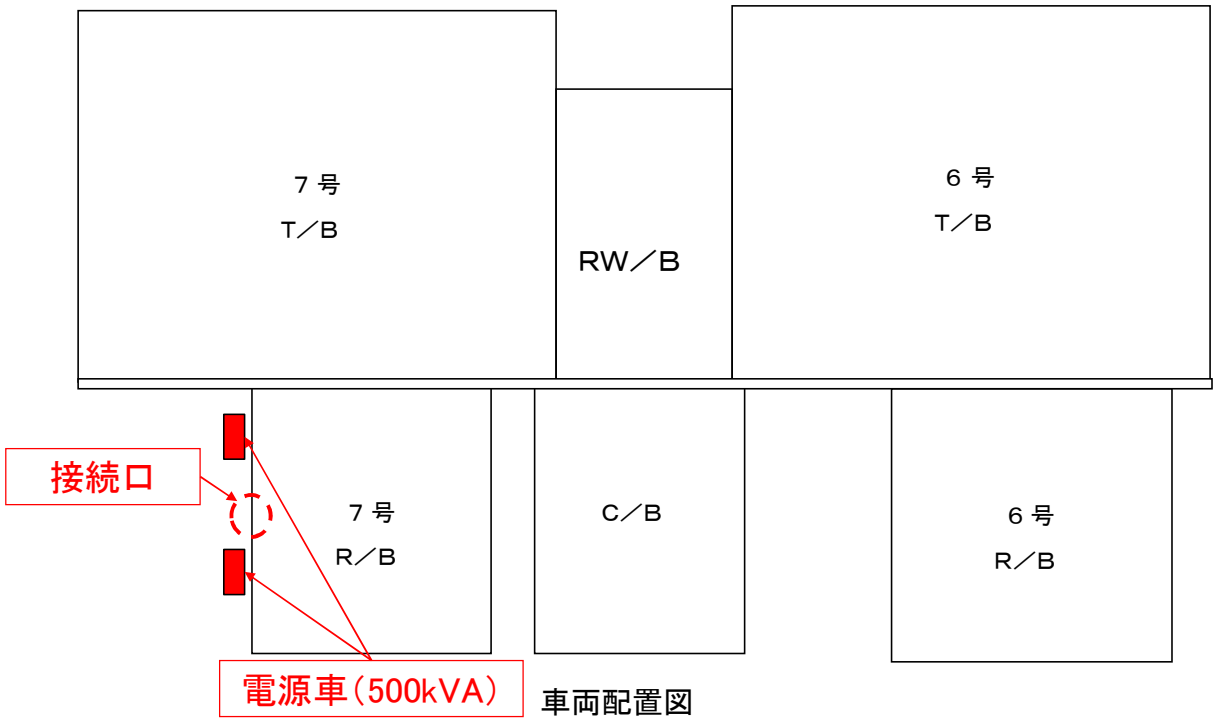


図 57-8-22　電源車配置場所_第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）_7 号炉

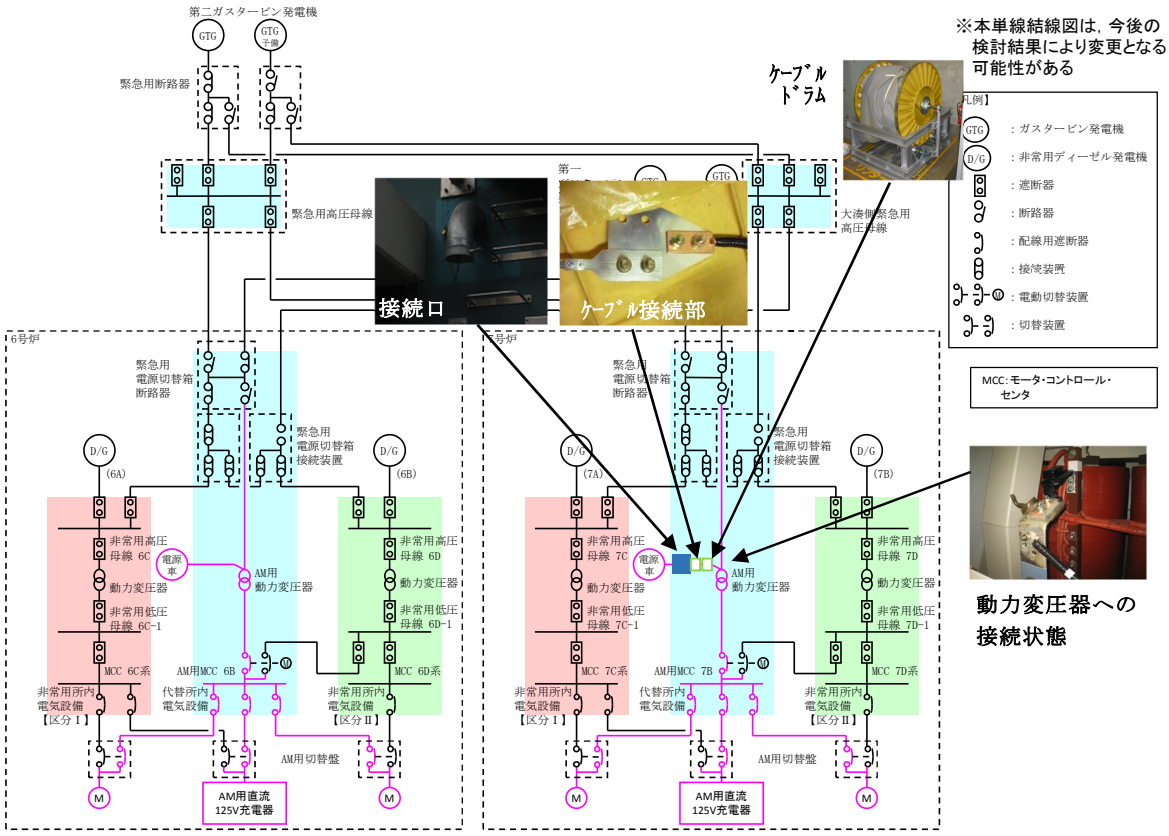


図 57-8-23　接続ルート（概略）_第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）

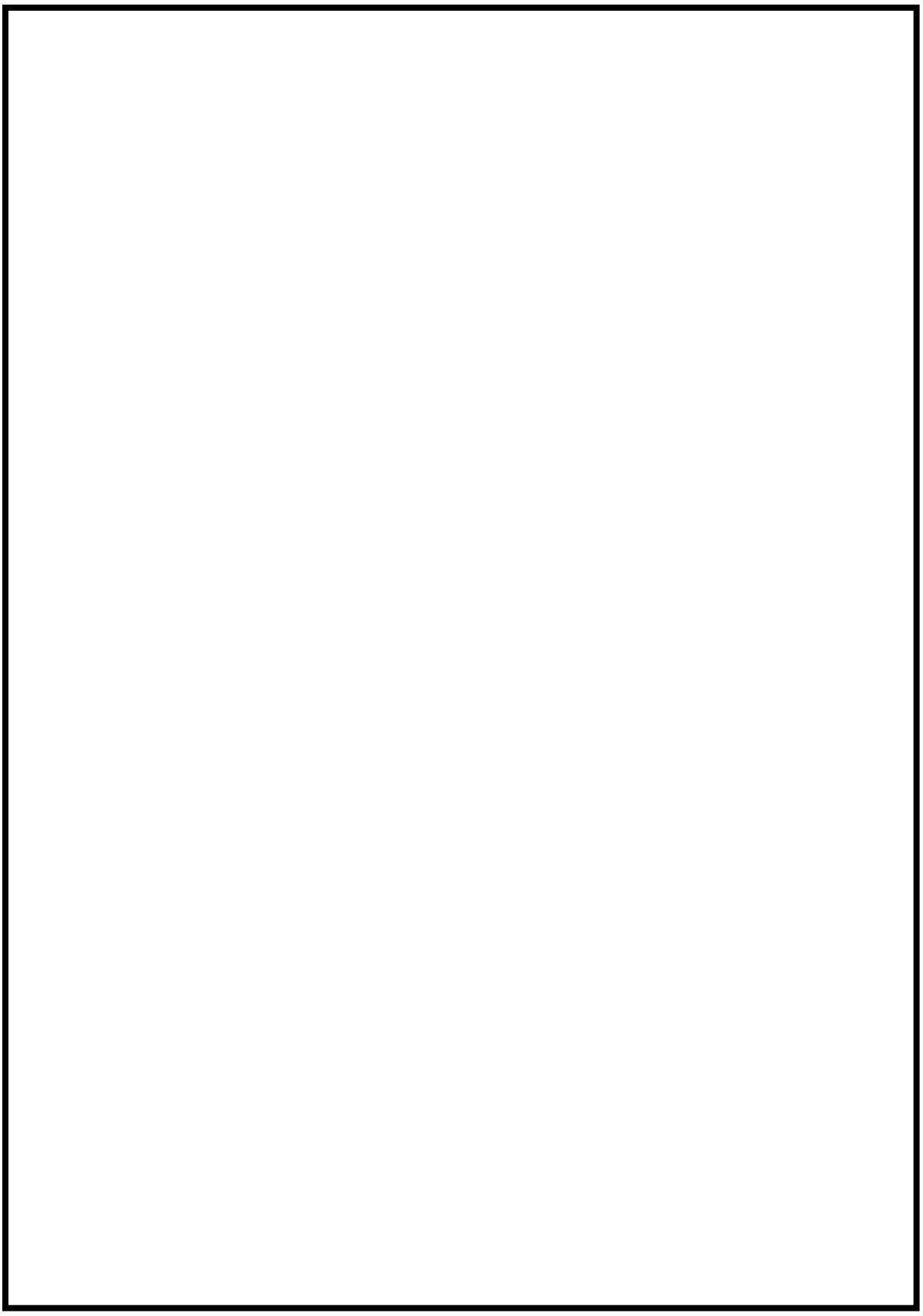


図 57-8-24　接続ルート(詳細)_第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）_7 号炉

57-9

代替電源設備について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

1. 代替電源設備について …57-9-3
1.1　重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給 …57-9-8
1.2　重大事故等対処設備による直流電源の供給 …57-9-16
1.3　代替所内電気設備による給電 …57-9-18
1.4　自主対策設備について …57-9-79

1．代替電源設備について

福島第一原子力発電所事故においては，津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機及びメタクラ等は浸水被害により，多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては，設計基準事故対処設備として非常用ディーゼル発電機，及び非常用高圧母線等の電気設備を設置している。6 号及び 7 号炉の敷地高さは T.M.S.L※12m であり，遡上域における最大遡上高さ(T.M.S.L 7.5m(大湊側))より高いため，敷地内に津波流入の恐れがない。また，隔壁によって区画化された電気室に設置し，多重化を図ることによりに互いに独立させており，共通要因により同時に機能喪失することなく，人の接近性を確保できる設計としている。(図 57-9-1～図 57-9-4)

※．T.M.S.L：東京湾平均海面

図 57-9-1　非常用ディーゼル発電機及び非常用 M/C の配置（6 号炉）

図 57-9-2　非常用蓄電池及び計装設備用電源設備の配置（6 号炉）

図 57-9-3　非常用ディーゼル発電機及び非常用 M/C の配置（7 号炉）

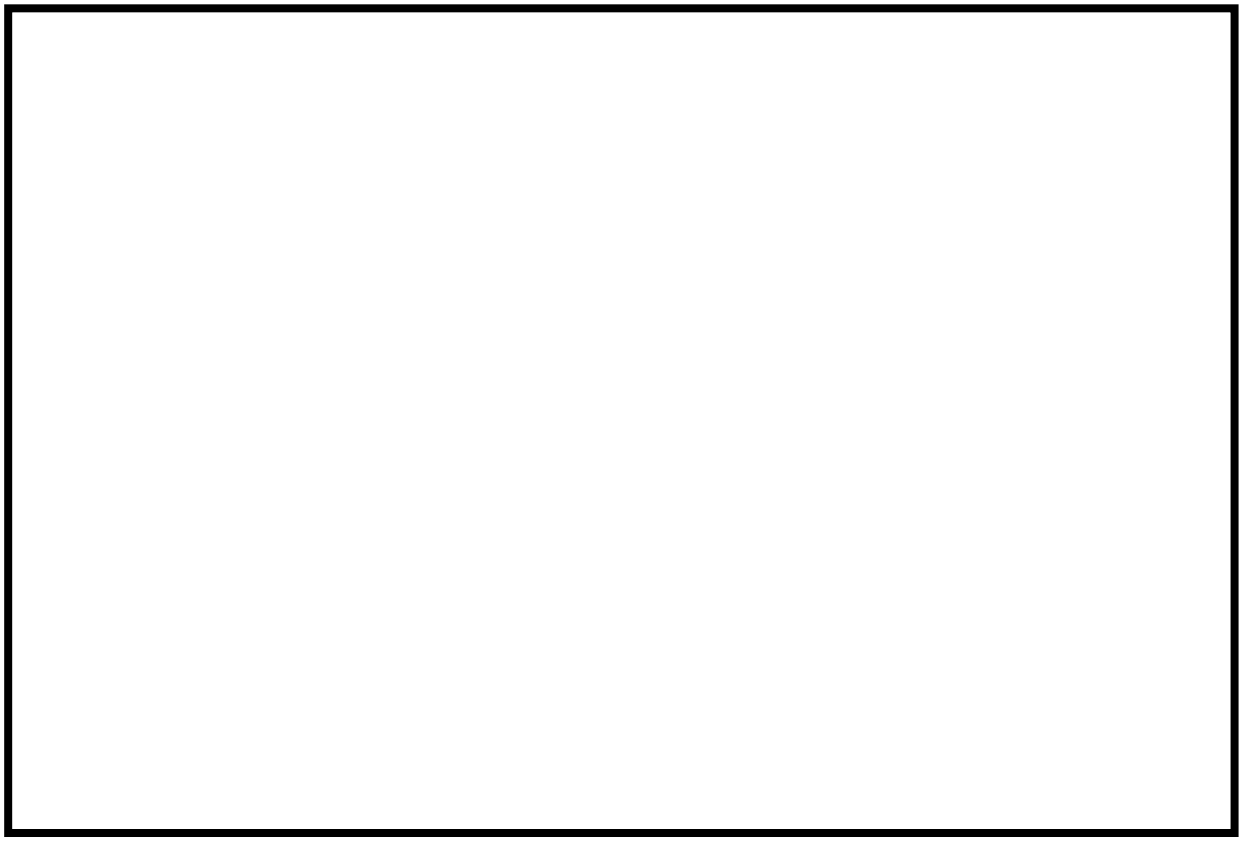


図 57-9-4　非常用蓄電池及び計装設備用電源設備の配置（7 号炉）

しかしながら，これら設計基準事故対処設備の電気設備が機能喪失した場合においても，重大事故等に対処できるよう常設又は可搬の代替電源等の設備を設置している。

これら常設又は可搬の代替電源等の設備は，設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条に要求事項が示されている。また，設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条以外で，代替電源からの給電が要求される条文を表 57-9-1 に示す。

また，代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記の通り添付している。

設置許可基準規則 46 条／技術基準規則第 61 条
：57-9-(46-1) ～57-9-(46-2)

設置許可基準規則 51 条／技術基準規則第 66 条
：57-9-(51-1) ～57-9-(51-2)

設置許可基準規則 52 条／技術基準規則第 67 条
：57-9-(52-1) ～57-9-(52-2)

設置許可基準規則 53 条／技術基準規則第 68 条
：57-9-(53-1) ～57-9-(53-2)

設置許可基準規則 54 条／技術基準規則第 69 条
：57-9-(54-1) ～57-9-(54-2)

設置許可基準規則 59 条／技術基準規則第 74 条
：57-9-(59-1) ～57-9-(59-2)

設置許可基準規則 62 条／技術基準規則第 77 条
57-9-(62-1) ～57-9-(62-2)

表 57-9-1　代替電源からの給電が要求される条文

設置許可基準規則／技術基準条文番号			記載内容	備考
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 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	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は，代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため，3.17　監視測定設備で示す。。
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため，3.18　緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18　緊急時対策所で示す。

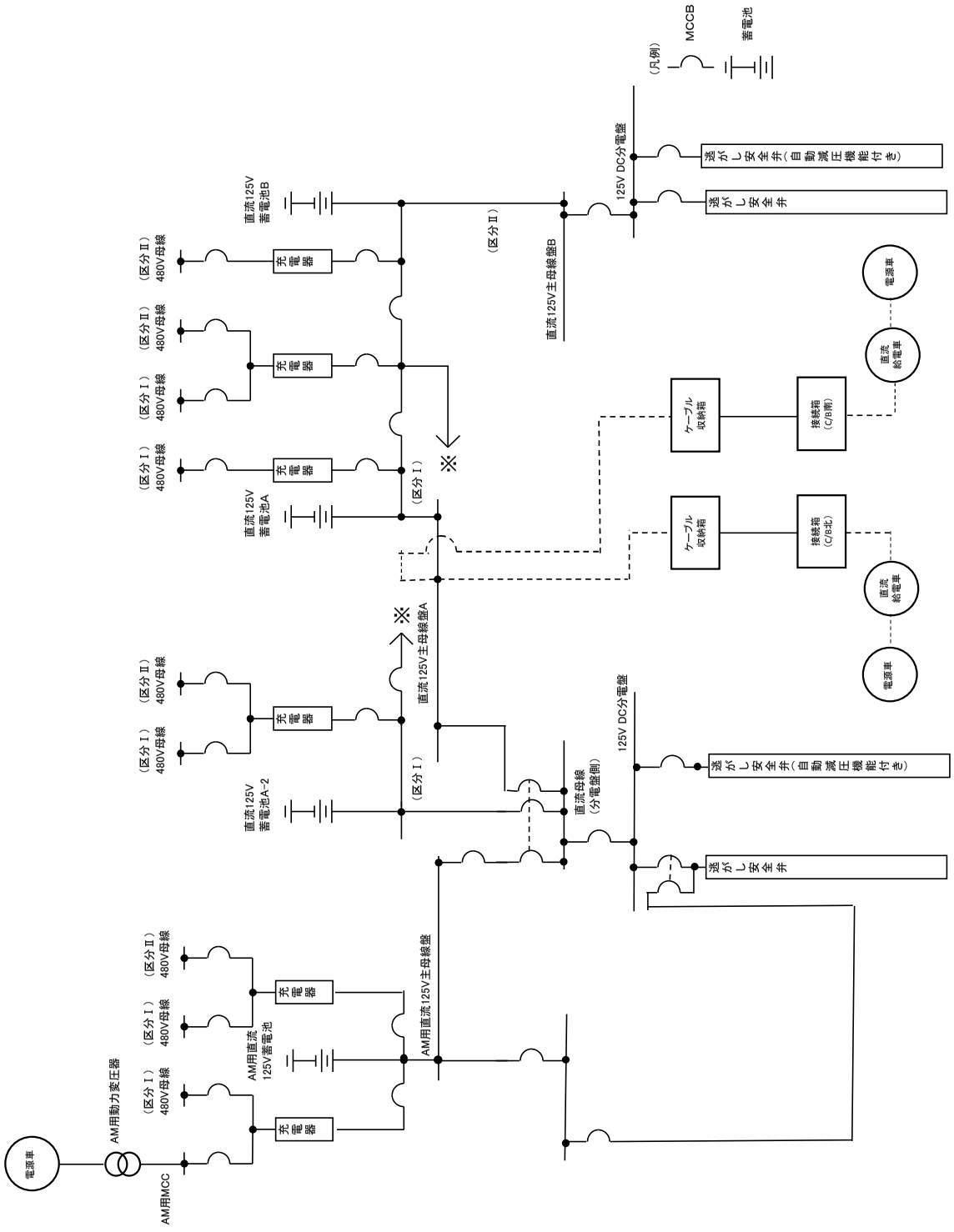


図 57-9-(46-1)　6 号炉単線結線図（第 46 条）

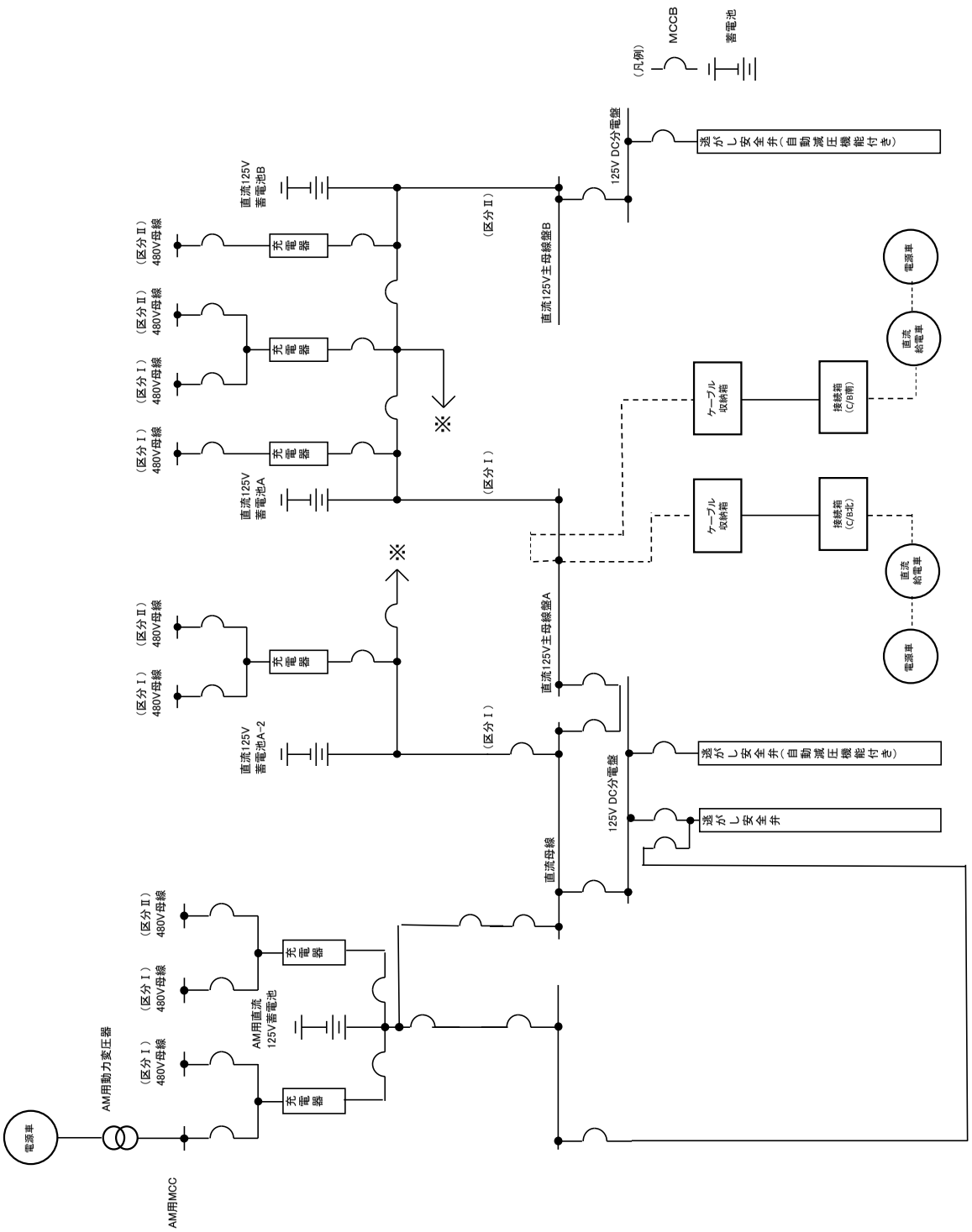


図 57-9-(46-2)　7 号炉単線結線図（第 46 条）

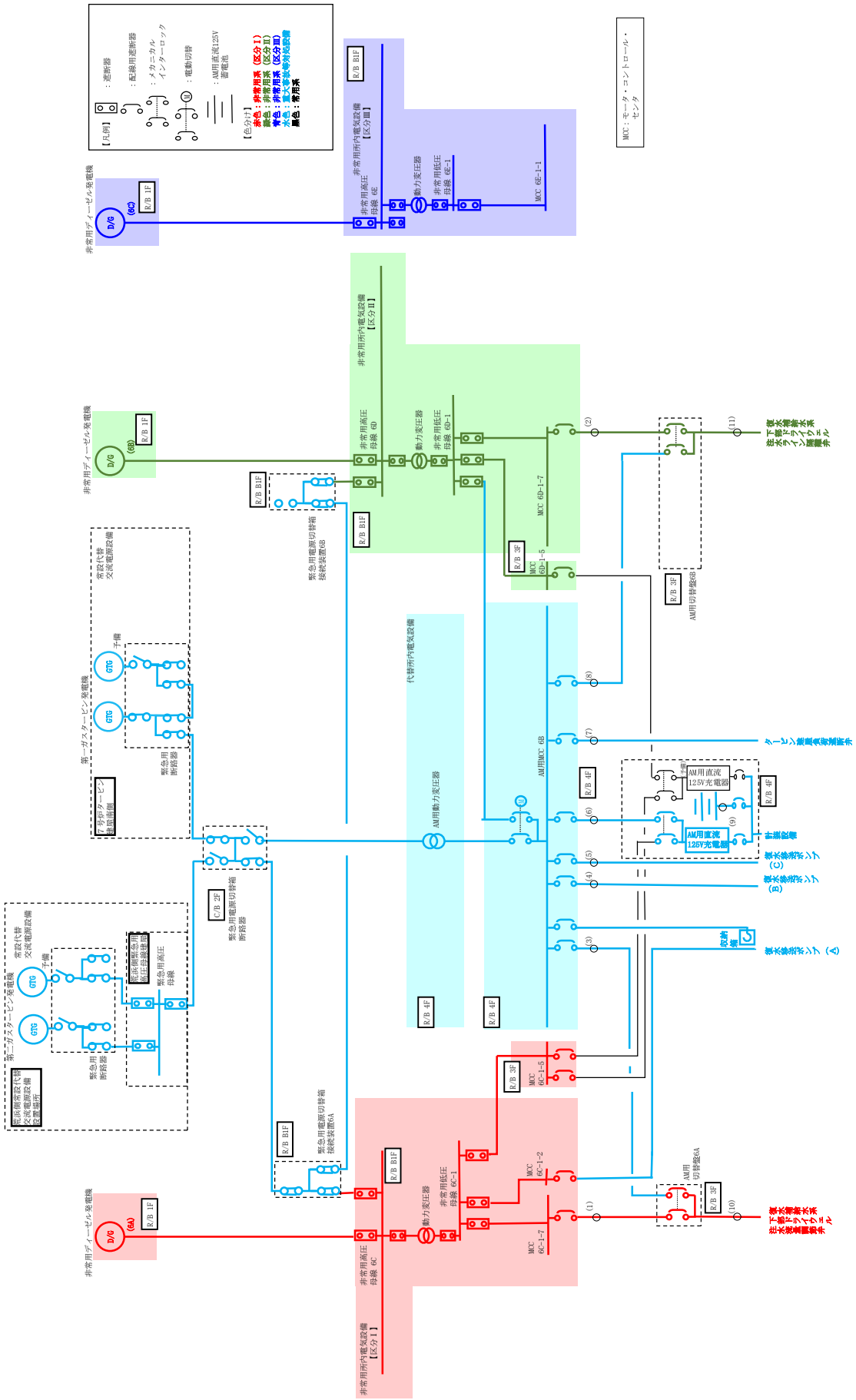


図 57-9-(51-1)　6 号炉単線結線図（第 51 条）

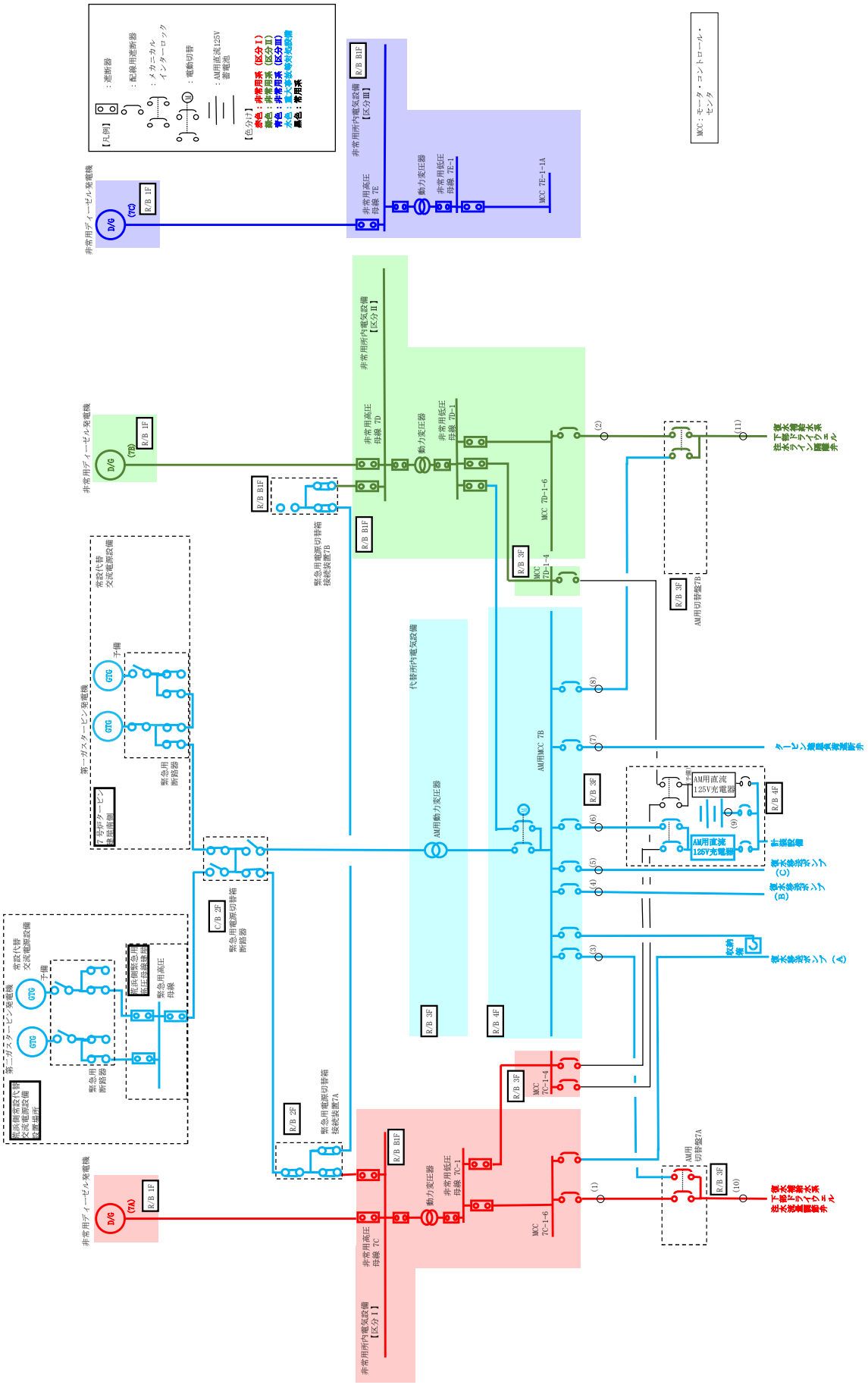


図 57-9-(51-2)　7 号炉単線結線図（第 51 条）

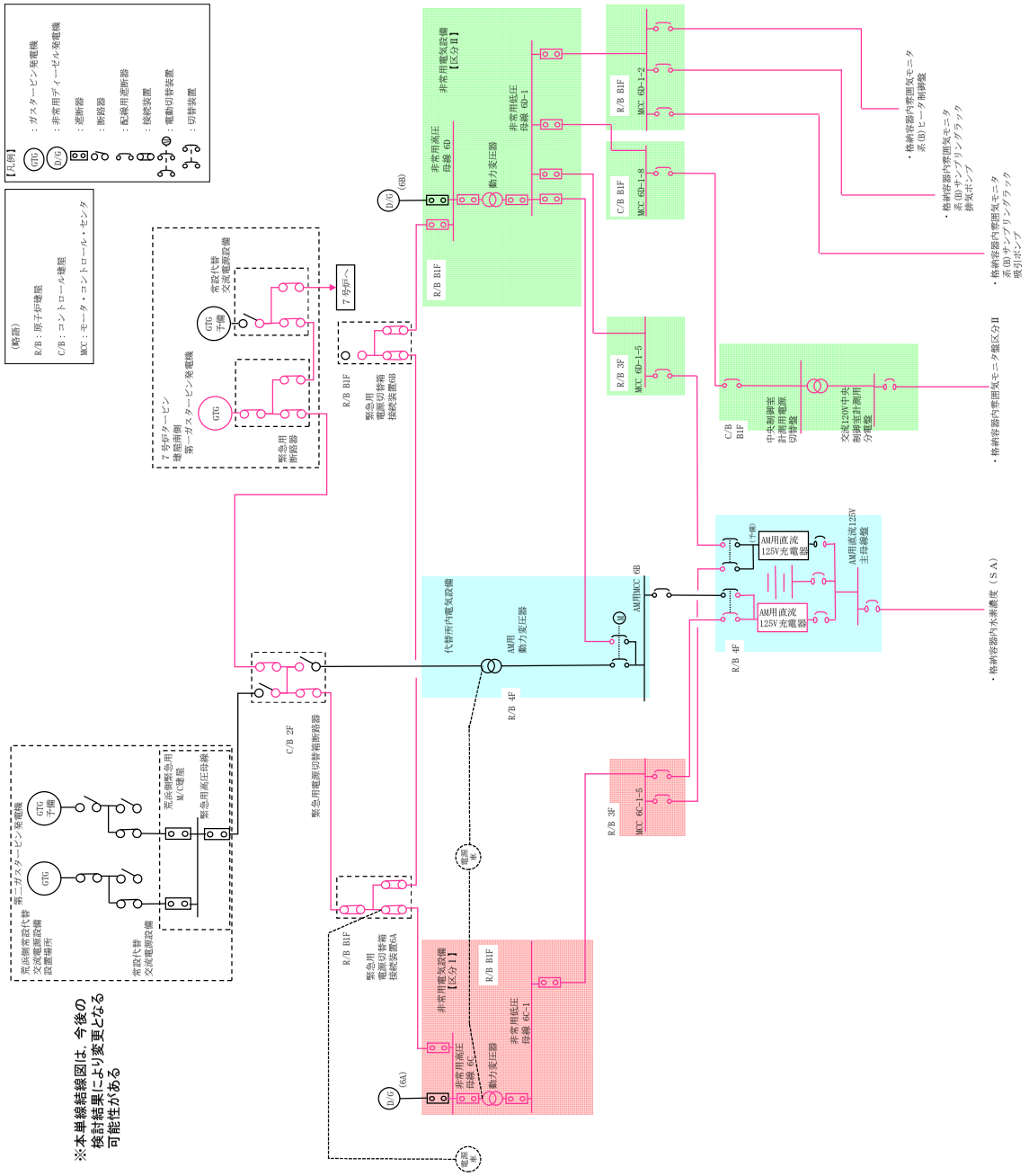


図 57-9-(52-1)　6 号炉単線結線図（第 52 条）

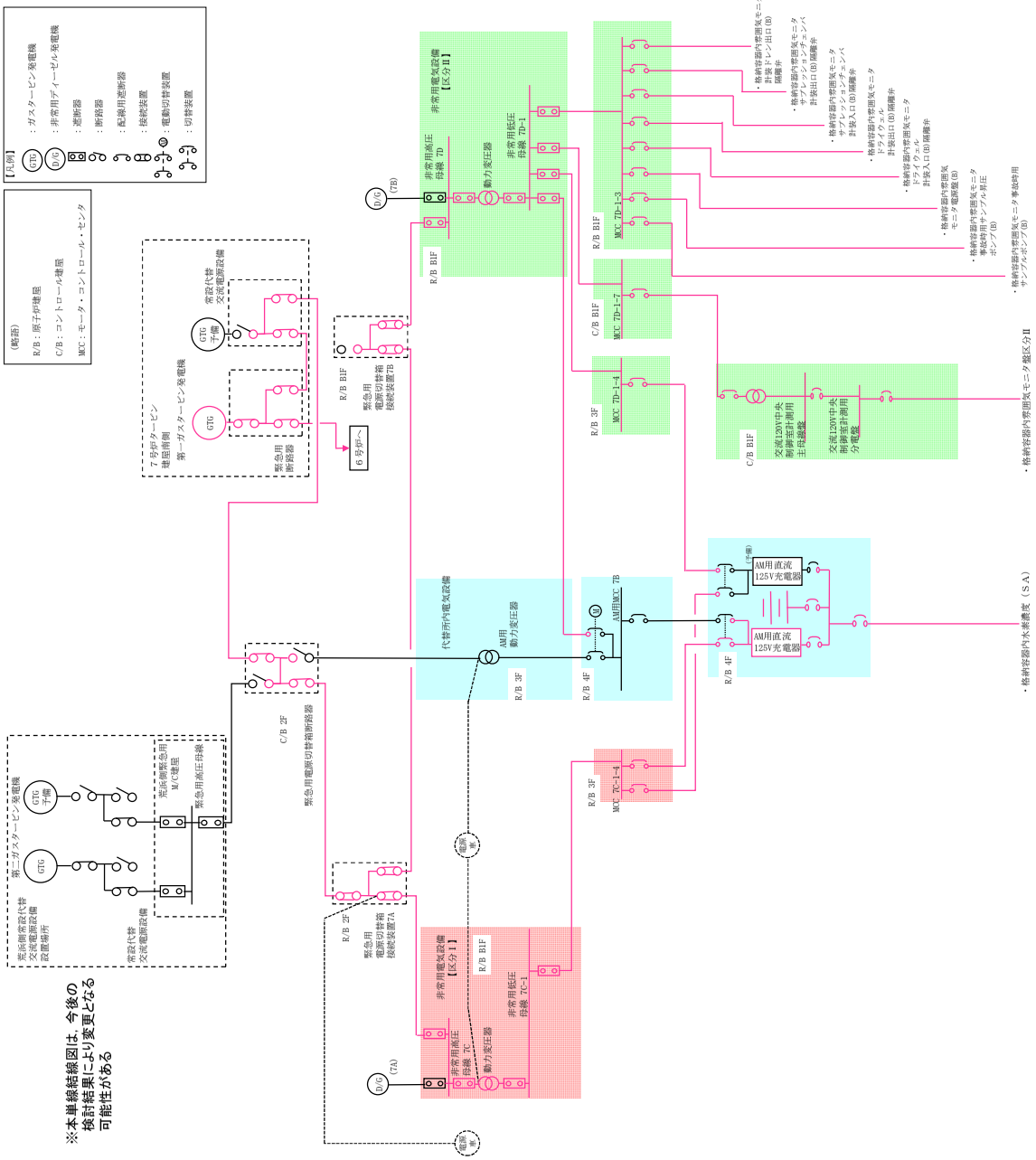


図 57-9-(52-2)　7 号炉単線結線図（第 52 条）

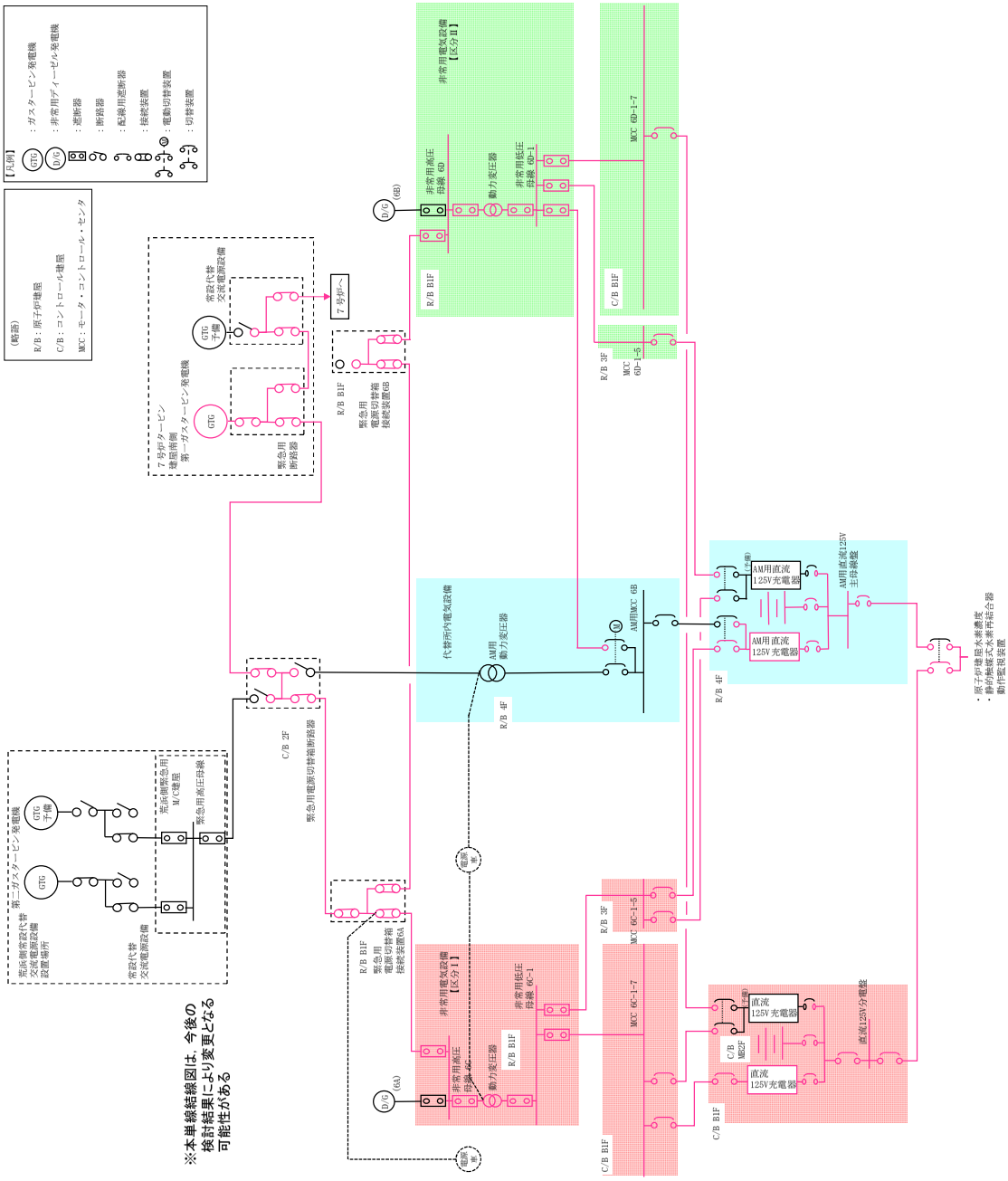


図 57-9-(53-1)　6 号炉単線結線図（第 53 条）

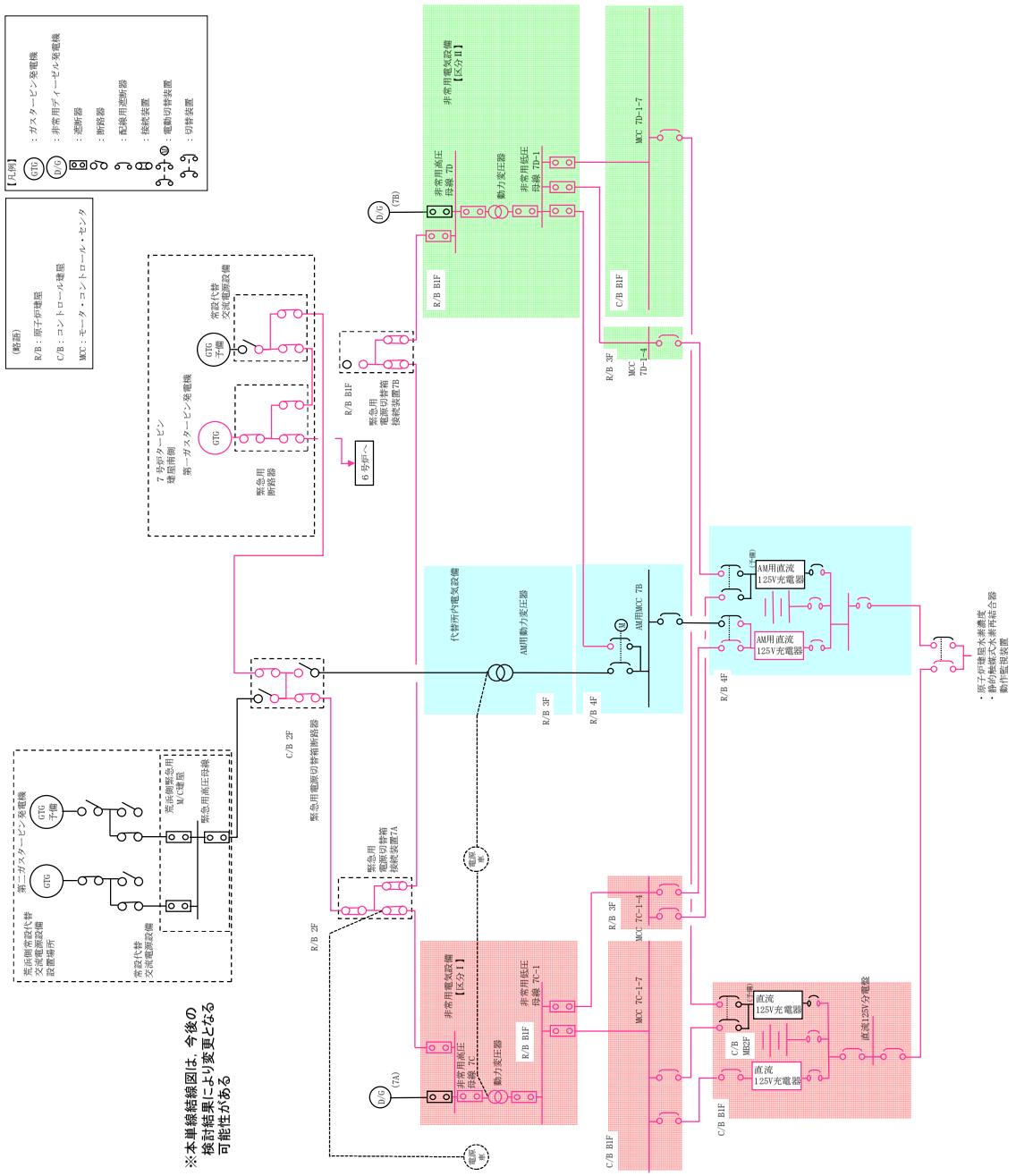


図 57-9-(53-2)　7 号炉単線結線図（第 53 条）

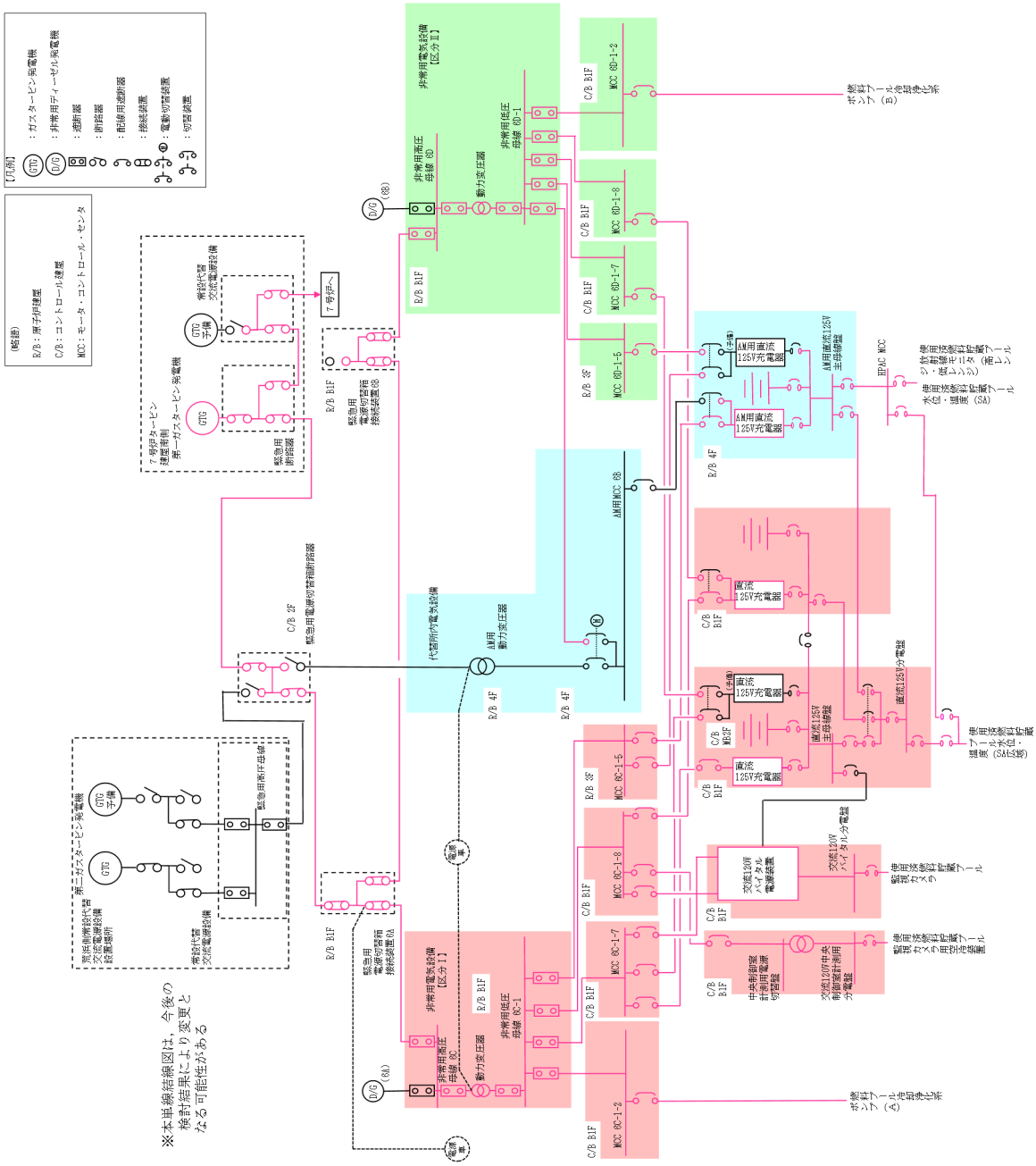


図 57-9-(54-1)　6 号炉単線結線図（第 54 条）

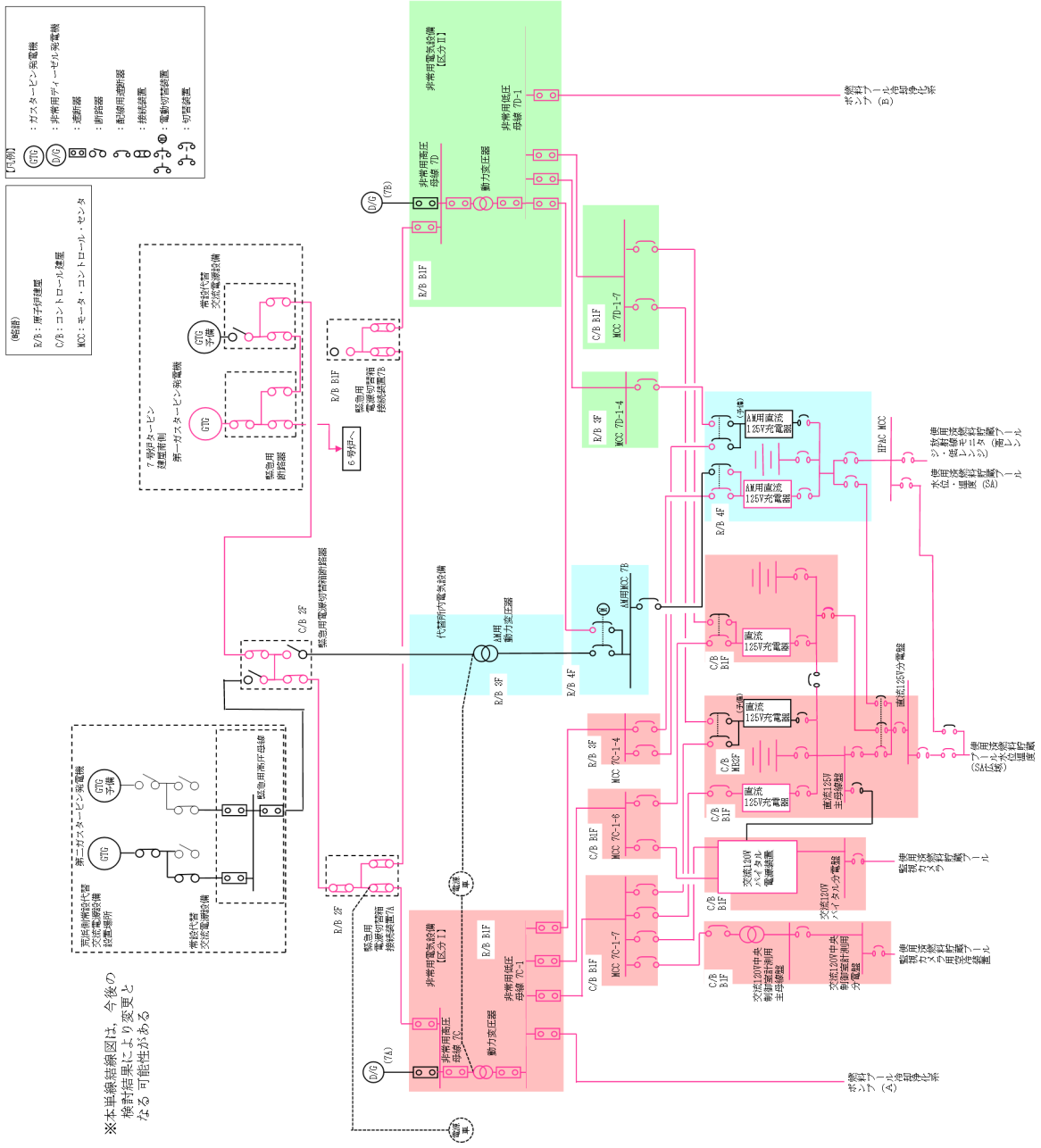


図 57-9-(54-2)　7 号炉単線結線図（第 54 条）

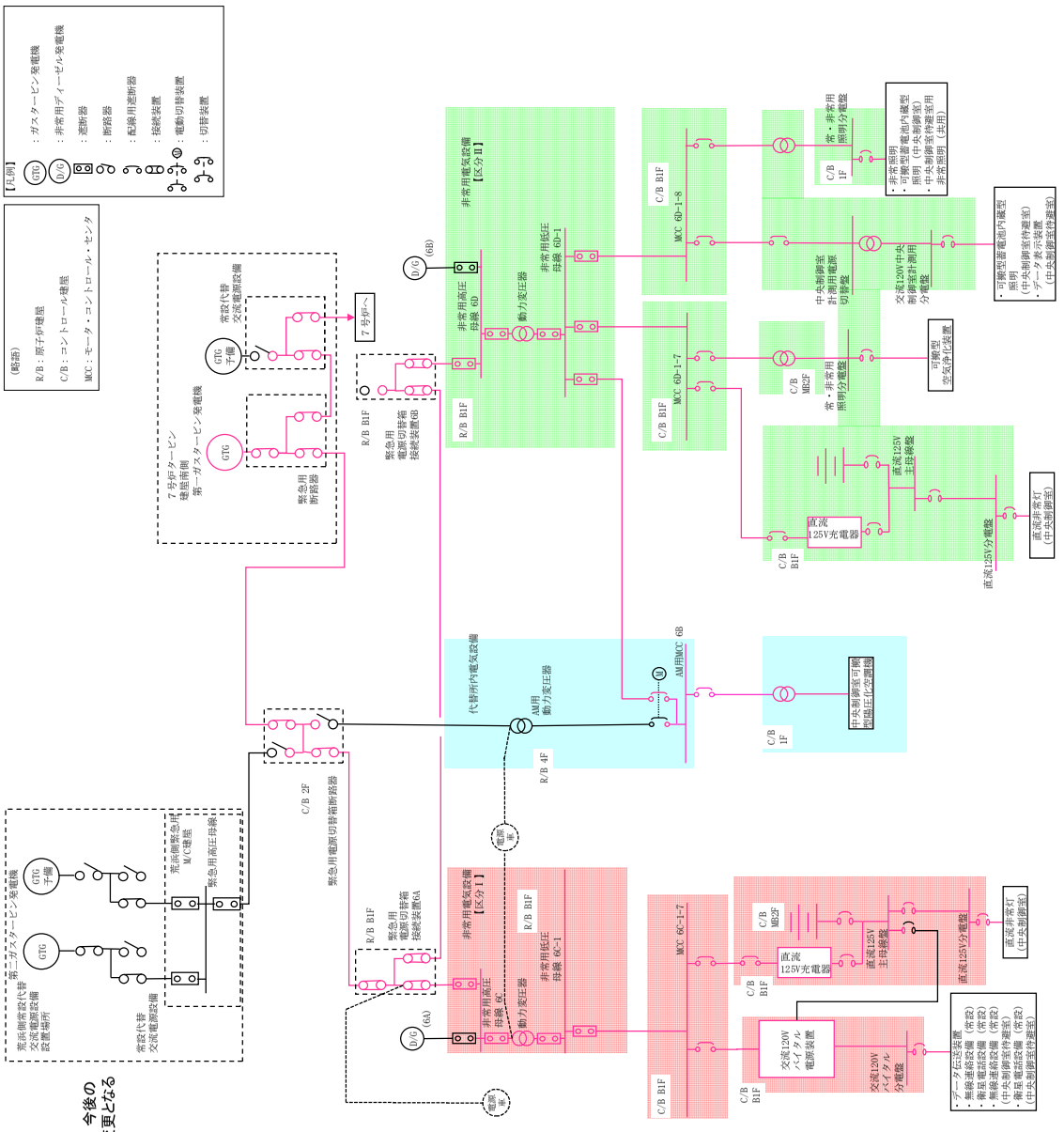


図 57-9-(59-1)　6 号炉単線結線図（第 59 条）

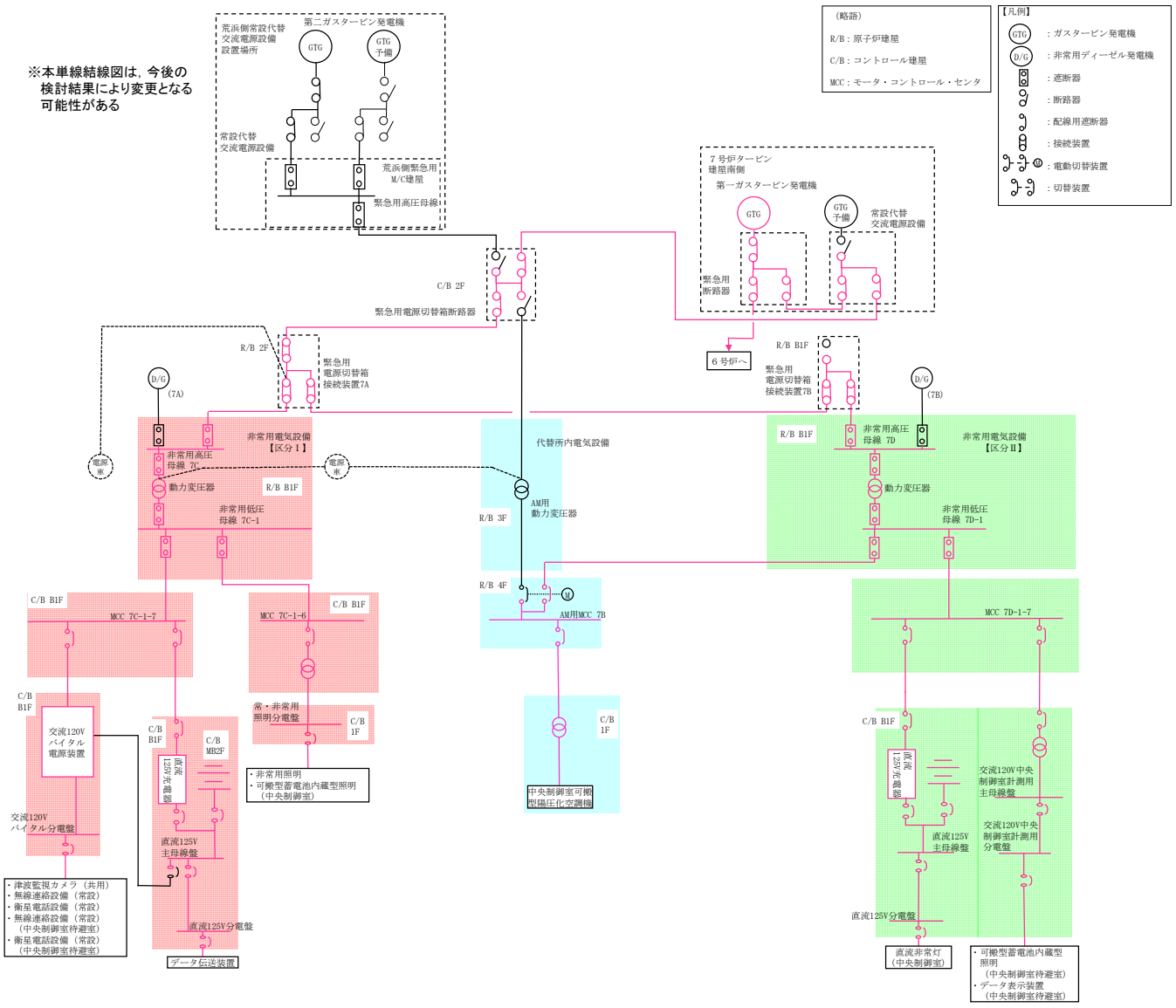


図 57-9-(59-2)　7 号炉単線結線図（第 59 条）

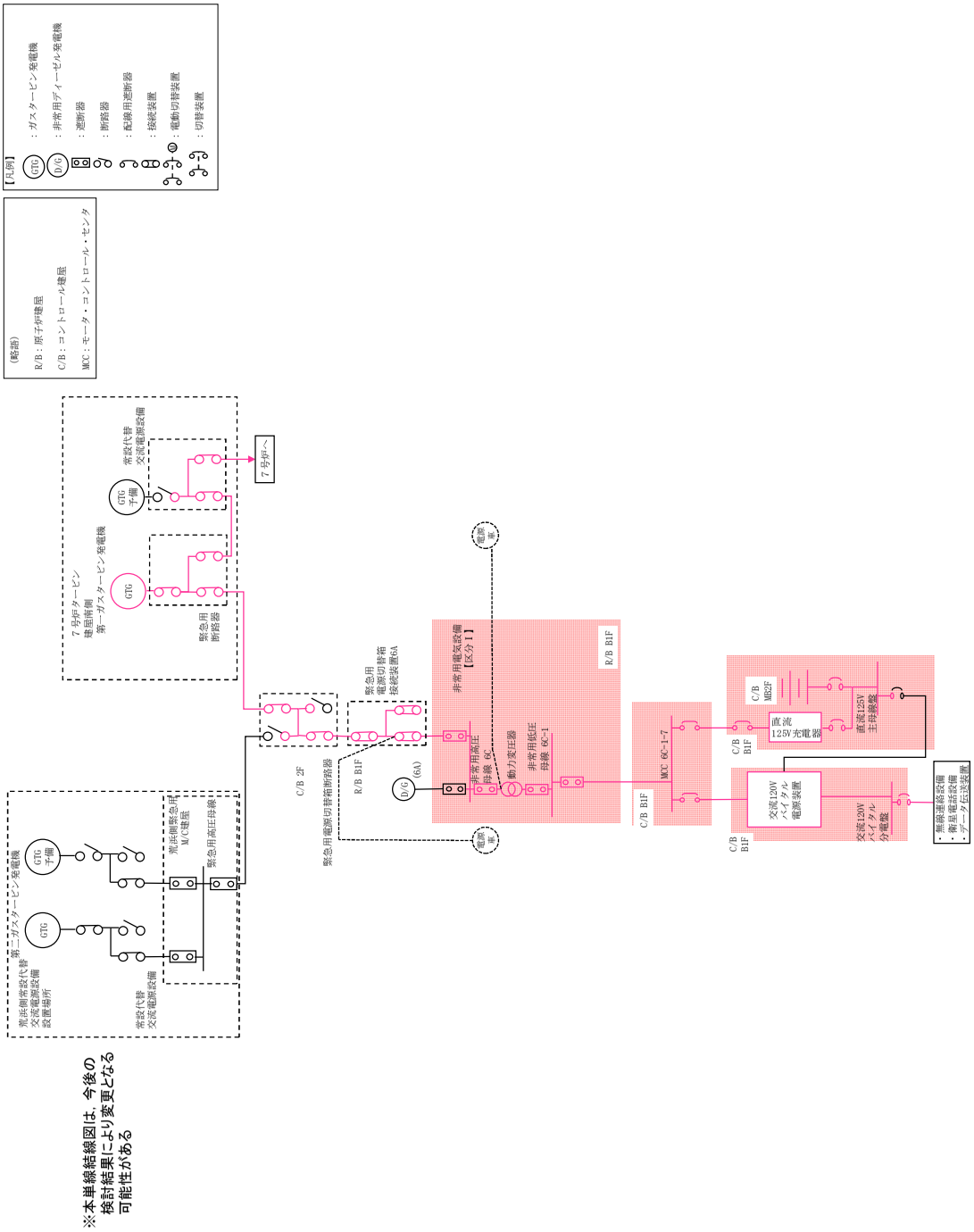


図 57-9-(62-1)　6 号炉単線結線図（第 62 条）

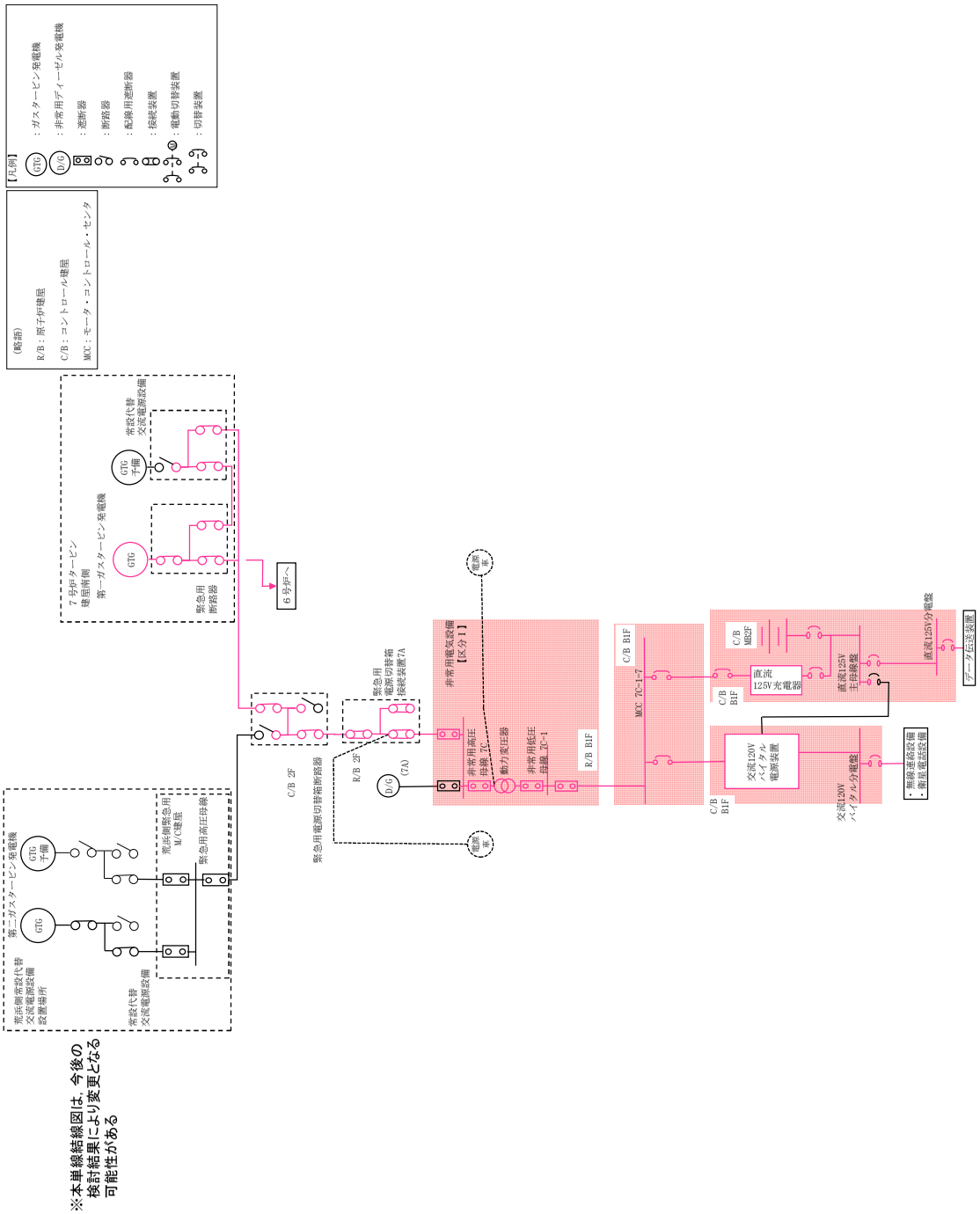


図 57-9-(62-2)　7 号炉単線結線図（第 62 条）

1.1　重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1　ガスタービン発電機

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として，非常用ディーゼル発電機を設置しており，非常用ディーゼル発電機が故障した場合の常設代替交流電源設備として，第一ガスタービン発電機と第二ガスタービン発電機を設置している。

第一ガスタービン発電機と第二ガスタービン発電機は，非常用ディーゼル発電機と異なり，冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できるとともに，燃料系統は軽油タンクとは独立した地下軽油タンクから補給することができることから,非常用ディーゼル発電機と多様性を有した設計としている。

また，第二ガスタービン発電機は，非常用ディーゼル発電機から 100m 以上離れた位置に設置しており，位置的分散を図った設計としている。(57-2-2)

第一ガスタービン発電機と第二ガスタービン発電機の２種のガスタービン発電機を一式のガスタービン発電機と扱うことで，設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機から独立性を有するとともに，他号機や外部電源の状況に依存せず受電が可能であることから，全交流電源喪失時にはガスタービン発電機を第 1 優先で使用する。

なお，ガスタービン発電機は，第一ガスタービン発電機を優先し，第一ガスタービン発電機が使用できない場合，第二ガスタービン発電機を使用する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機は 1 台あたり 3,600kW（連続運転定格：2,950kW） の発電装置を 1 台設置しており，表 59-9-2 のとおり有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）※1 を想定するシナリオにおいて 6 号炉及び 7 号炉に必要とされる電源容量（最大負荷 2,636kW,連続最大負荷 2,342kW）に対し，十分な容量を確保している。

表 57-9-2　ガスタービン発電機の負荷（添付資料 57-9-1 参照）

	6 号炉	7 号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A,B	約 29kW	約 23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
残留熱除去系ポンプ （ ）内は起動時	540kW (973kW)	540kW (1,034kW)
非常用照明	約 24kW	約 27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
その他	約 74kW	約 81kW
小計	約 1,159kW	約 1,183kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 2,342kW （約 2,636 kW：第 59-9-5 図参照）	

また，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク，軽油タンクにより，重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し，タンクローリ(16kL)を用いて燃料の補給ができる手順を整備する。(57-6)

代替交流電源（常設及び可搬型），非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

※1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の負荷は，全交流電源喪失の負荷は同じである。一方，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）時の最大負荷（図 57-9-5 参照）は代替低圧注水起動後，残留熱除去系ポンプの起動するため，残留熱除去系ポンプ起動後，代替低圧注水を起動する全交流電源喪失時の最大負荷（図 57-9-6 参照）より大きくなる。

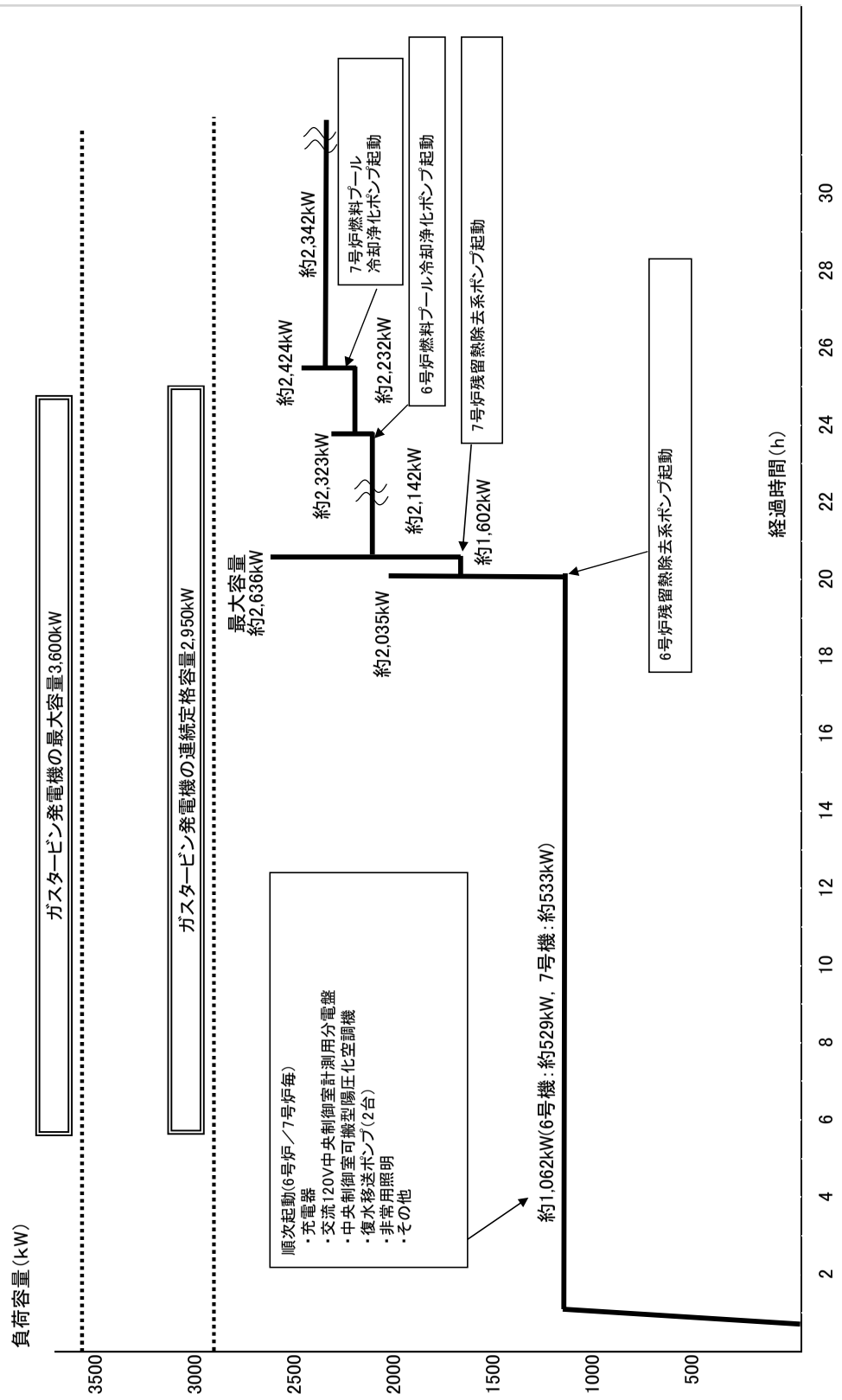


図 57-9-5　ガスタービン発電機負荷積上_崩壊熱除去機能喪失
（取水機能が喪失した場合）

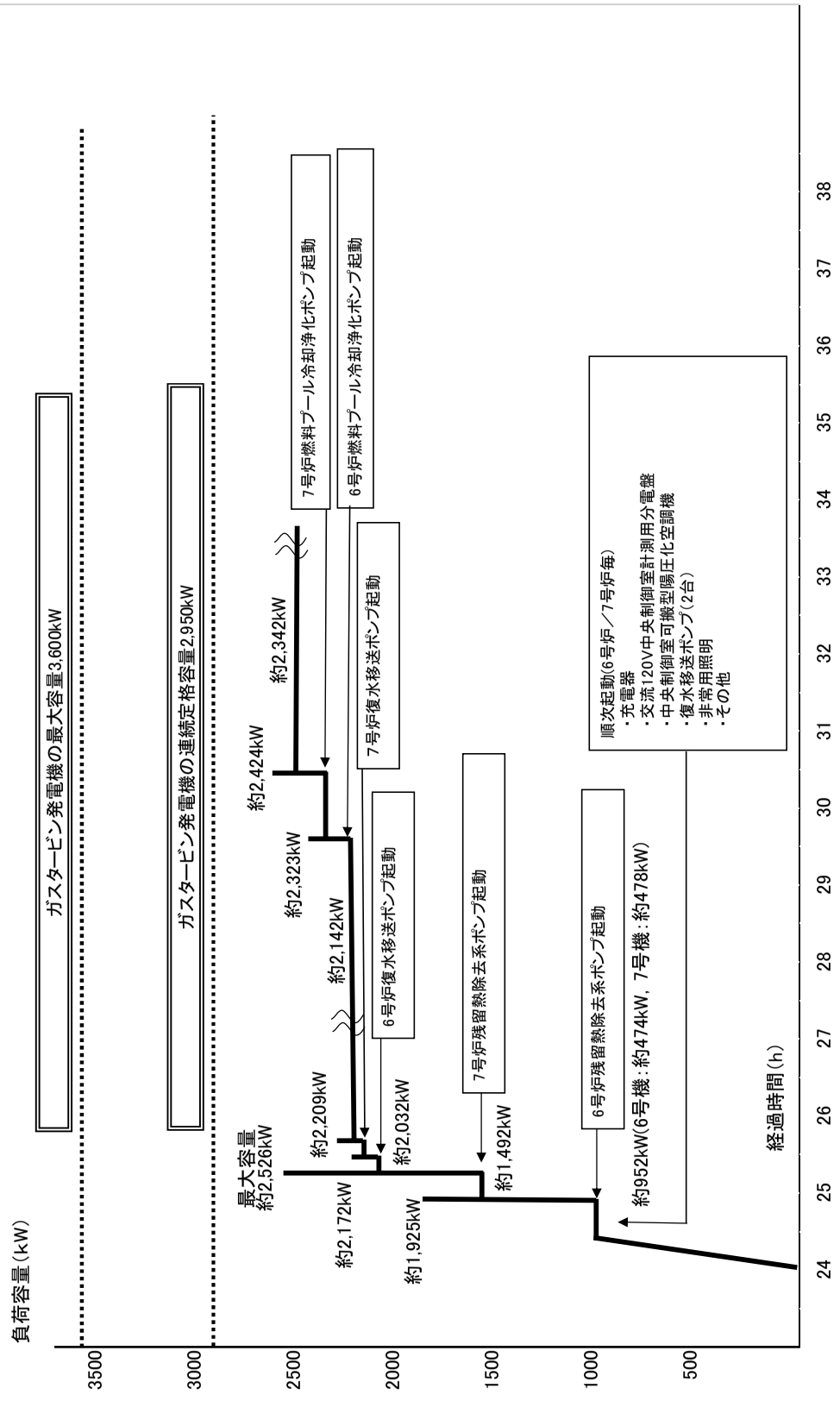


図 57-9-6　ガスタービン発電機負荷積上_全交流電源喪失

1.1.2　電源車

重大事故等対処設備として設置している第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機との多様化を図り，機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として電源車を配備している。電源車は，以下の 3 つのケースについて必要な負荷へ給電できる電源としている。

①代替原子炉補機冷却系への給電

②第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ給電

③代替所内電気設備から AM 用直流 125V 充電器を経由し，直流負荷への給電

具体的な負荷は，以下のとおりである。

① 代替原子炉補機冷却系に必要となる負荷は表 57-9-3 のとおり，最大負荷 477.7kW(6 号炉)，472.4kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 371kW(6 号炉)，301kW(7 号炉)である。したがって，電源車 2 台分を必要容量(800kW＝500kVAX力率 0.8X2 台)とする。

表 57-9-3　電源車の負荷（ケース①）

	6 号炉	7 号炉
代替原子炉補機冷却水ポンプ 2 台	220kW (326.7kW)	150kW (321.4kW)
代替原子炉補機冷却海水ポンプ 2 台	150kW	150kW
制御電源	1kW	1kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 371kW (477.7kW)	約 301kW (472.4kW)

② 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機が使用不能の場合代替低圧注水系にて炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は表 57-9-4 のとおり，最大負荷 710kW(6 号炉)，725kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 619kW(6 号炉)，643kW(7 号炉)である。したがって，電源車 2 台分を必要容量(800kW＝500kVAX力率 0.8X2 台)とする。

なお，ガスタービン発電機が使用不能の場合，ガスタービン発電機の代替として電源車を使用した場合，有効性評価のシナリオにおいて短時間に電源車を使用開始しなければならないため，可搬型機器での対応が困難なケースもある。（添付資料 57-9-2 参照）

表 57-9-4　電源車の負荷（ケース②）

	6 号炉	7 号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A,B	約 29kW	約 23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
非常用照明	約 24kW	約 27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他	約 74kW	約 81kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 619kW (約 710kW) (第 57-9-7 図参照)	約 643kW (約 725kW) (第 57-9-8 図参照)

③　②項において AM 用直流 125V 充電器へ給電するため,②項に包含される。

ケース①～③において，常設代替電源が使用できない場合には，接続に時間を要するものの，保管場所を分散しており，2 箇所以上の接続口から機動的に給電できる電源車による受電を行う。(57-8)

電源車の燃料（軽油）は，軽油タンクにより，重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し，タンクローリ(4kL)を用いて燃料の補給ができる手順を整備する。(57-6)

代替交流電源（常設及び可搬型），所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

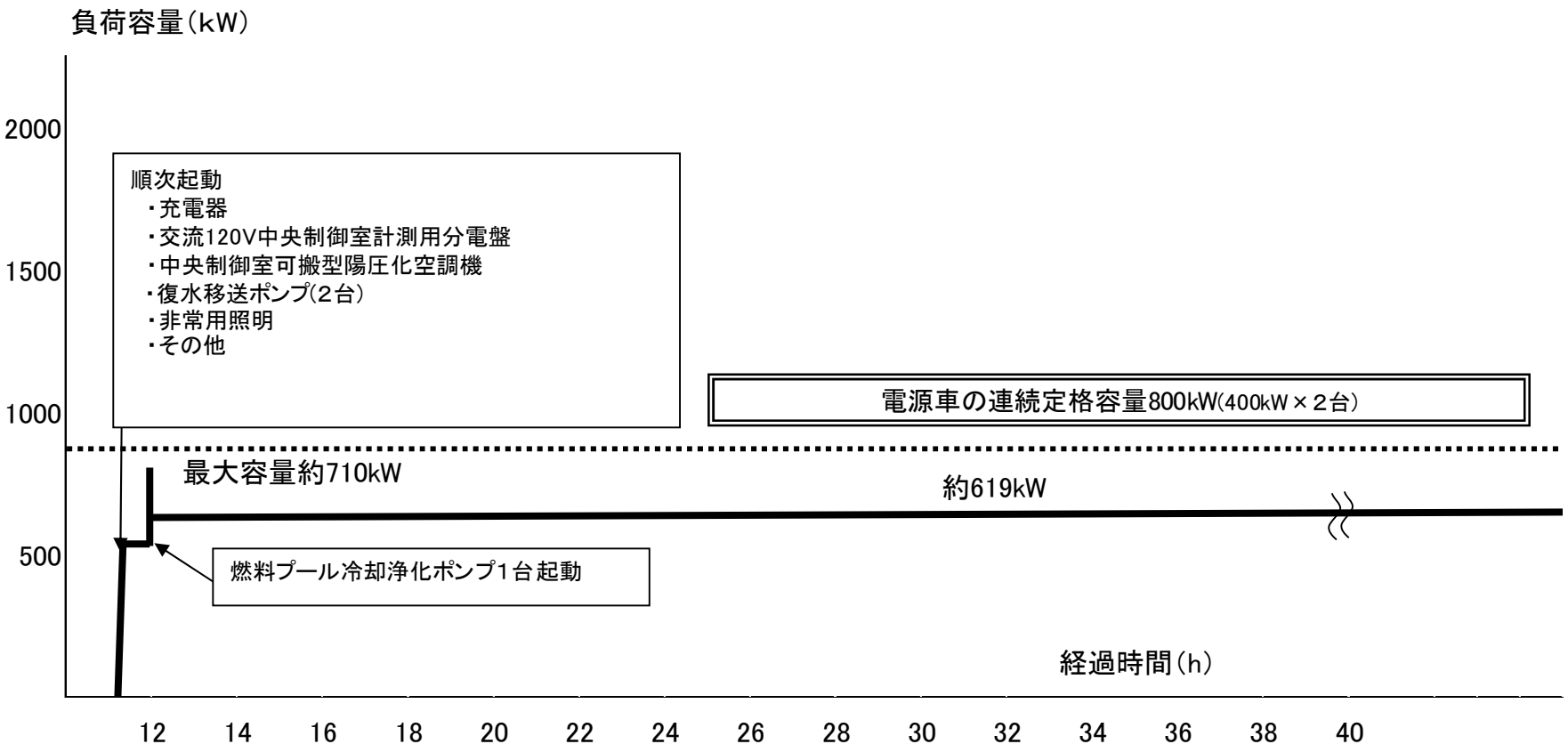


図 57-9-7　電源車負荷積上（6 号炉）

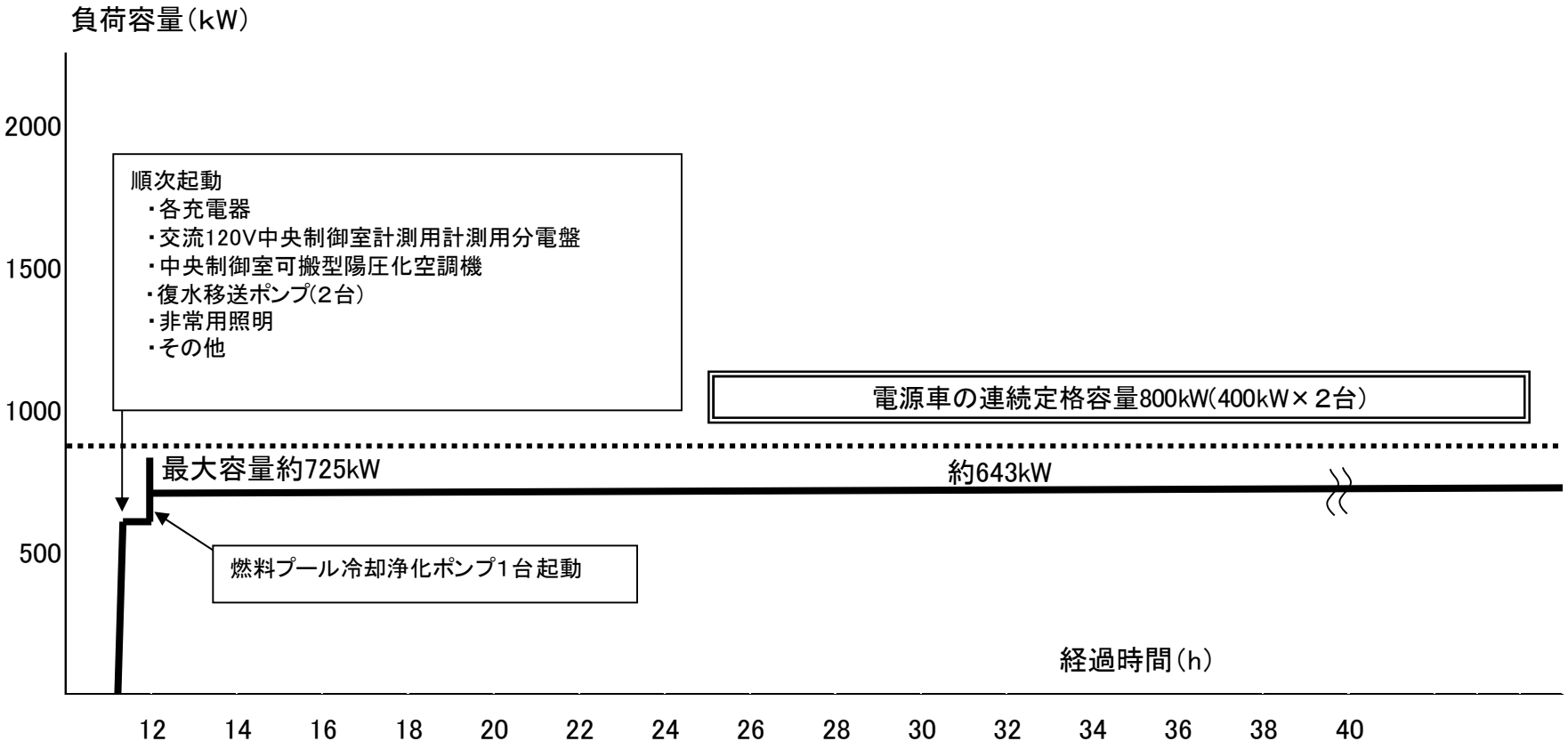


図 57-9-8　電源車負荷積上（7 号炉）

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.2.1 所内蓄電式直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を供給する設計基準事故対処設備として，非常用の常設蓄電池を設置している。非常用の常設蓄電池は，4 系統 4 組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。非常用の常設蓄電池は全交流動力電源喪失から約 8 時間を経過した時点（区分Ⅰ）または約 1 時間を経過した時点（区分Ⅱ，Ⅲ，Ⅳ）で不要な負荷の切り離しを行うことで，電源が必要な設備に約 12 時間供給できる容量とするが，これ以降は非常用の常設蓄電池が枯渇することから，重大事故等対処設備として AM 用直流 125V 蓄電池を設置しており，所内蓄電式直流電源設備として，全交流動力電源喪失時に非常用の常設蓄電池（区分Ⅰ）である直流 125V 蓄電池 6A，6A-2，7A，7A-2 と組み合わせて使用する。

全交流動力電源喪失後 8 時間を経過した時点以降にコントロール建屋地下 1 階の非常用電気品室の直流分電盤で直流 125V 蓄電池 6A，7A の不要負荷の切り離し，並びに必要負荷の電源供給元を直流 125V 蓄電池 6A，7A から直流 125V 蓄電池 6A-2，7A-2 に切り替え，さらに全交流動力電源喪失発生後 19 時間を経過した時点以降に必要負荷の電源供給元を重大事故対処等設備である AM 用直流 125V 蓄電池（6 号炉，7 号炉）に切り替えることで，合計 24 時間以上にわたって直流電源を供給することが可能な設計としている。これは，有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失)」及び「全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」における評価条件（24 時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するするものである。

各蓄電池の容量評価については，57-6 容量設定根拠参照のこと。

所内蓄電式直流電源設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

1.2.2 可搬型直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（非常用の常設蓄電池及び AM 用直流 125V 蓄電池）との多様化を図り，機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として,電源車と代替所内電気設備と AM 用直流 125V 充電器を組み合わせた可搬型直流電源設備を配備している。

可搬型直流電源設備は，全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇した場合に，常設蓄電池に代わり，直流電源を必要な機器に供給する。

AM 用直流 125V 充電器の容量は，24 時間にわたり高圧代替注水系等重大事故等の対処に必要な直流設備の容量（6 号炉：44A，7 号炉：37A）に対し，十分な容量（300A）を確保しており，また電源車へは継続的に燃料供給を行うことで，24 時間以上にわたって直流電源を供給できる。

電源車の燃料（軽油）は，構内に設けた軽油タンク，地下軽油タンク及びタンクローリにより重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保している。

AM用直流125V充電器の容量評価については,57-6容量設定根拠参照のこと。

可搬型直流電源設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

1.3 代替所内電気設備による給電

設置許可基準規則の第 47 条，48 条及び 49 条の重大事故防止設備は，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。

このため，第 47 条の低圧代替注水系，第 48 条の代替原子炉補機冷却系，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置，第 49 条の代替格納容器スプレイ冷却系への電源供給については，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備 3 系統が機能喪失した場合にも，必要な重大事故防止設備へ電力を供給するため，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお，設置許可基準規則第 51 条の格納容器下部注水系における，復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁については，多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備もしくは代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から給電可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋地下 1 階に設置する非常用電気品室の 3 系統の非常用所内電気設備

・非常用高圧母線 C,D,E(交流 6.9kV)
・非常用低圧母線 C-1,D-1,E-1(交流 480V)
・非常用コントロールセンタ(MCC)
C-1-1～4,D-1-1～4,E-1-1(6 号炉),
C-1-1～3,D-1-1～3,E-1-1(7 号炉)（交流 480V）

この場合，非常用所内電気設備の 3 系統（非常用高圧母線，非常用低圧母線，非常用コントロールセンタ）が機能を喪失しても，代替所内電気設備を使用することにより，原子炉又は原子炉格納容器を安定状態に収束させることが可能である。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおりである。
(図 57-9-9，図 57-9-10)

・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機
・緊急用断路器
・緊急用高圧母線
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・AM 用動力変圧器
・AM 用 MCC
・AM 用切替盤

・AM 用操作盤
・第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク
・軽油タンク
・第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
・タンクローリ(16kL)

（１）多重性又は多様性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように，表 57-9-5，表 57-9-6 で示す通り多重性又は多様性を図った設計とする。

表 57-9-5　常設代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）
駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
冷却方式	水冷	空冷

表 57-9-6　代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	非常用高圧母線～動力変圧器～非常用低圧母線～非常用 MCC～AM 用切替盤	緊急用断路器～緊急用高圧母線～緊急用電源切替箱断路器～緊急用電源切替接続箱～ AM 用動力変圧器～AM 用 MCC～AM 用切替盤

（２）独立性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と表 57-9-7 で示す共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。

表 57-9-7　常設代替交流電源設備，代替所内電気設備の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用ディーゼル発電機 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機） 代替所内電気設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機，代替所内電気設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機を設置する 7 号炉タービン建屋南側，荒浜側常設代替交流電源設備設置場所，6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，基準津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は位置的分散を図る（3 項参照）とともに，以下の火災の発生防止対策により，火災が共通要因となり故障することのない設計とする。 【発生防止】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。 【感知・消火】 （屋内の電路）感知・消火対策して異なる 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消火設備を設置する。洞道内の感知・消火は 57-12 参照。 （屋外の電路）火災の発生するおそれがないよう電路を埋設し，その電路にケーブルを布設する。（第一ガスタービン発電機の緊急用断路器から緊急用電源切替箱断路器までの電路の一部） 【第 43 条第 2 項三への適合】設計基準事故対処設備の電路と重大事故防止設備の電路の分離については，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。 （詳細：「2.2　火災による損傷の防止」参照）	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機，代替所内電気設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針」で記載する。	

（３）位置的分散

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と表 57-9-8，表 57-9-9 で示すとおり，位置的分散を図っている。具体的な電源設備の単線結線図を図 57-9-9（6 号炉），及び図 57-9-10（7 号炉），ケーブルルート図を 57-9-(57-1)～57-9-(57-13)（6 号炉），及び 57-9-(57-14)～57-9-(57-23)（7 号炉）に示す。(なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。)

表 57-9-8　代替交流電源の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）
設置場所	原子炉建屋１階	・７号炉タービン建屋南側 ・荒浜側常設代替交流電源設置場所

表 57-9-9　代替所内電気設備の位置的分散

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備	
			６号炉	7 号炉
設置場所	・非常用高圧母線 ・緊急用電源切替箱断路器	・原子炉建屋地下１階 ・―	・― ・コントロール建屋 2 階	・― ・コントロール建屋 2 階
	動力変圧器	原子炉建屋地下１階	原子炉建屋 4 階	原子炉建屋 3 階
	MCC	原子炉建屋地下１階	原子炉建屋 4 階	原子炉建屋 4 階

（４）接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，代替交流電源からの電力を確保するために，以下のとおり，原子炉建屋（非管理区域）地下 1 階に設置している非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とすることにより，接近性を確保している。

屋内のアクセスルートに影響を与える恐れがある以下の事象について評価した結果問題なし。

ａ．地震時の影響・・・プラントウォークダウンにて確認した結果問題なし。

ｂ．地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されてないことから問題なし。

ｃ．地震随伴溢水の影響・・・原子炉建屋（非管理区域）に溢水源となる耐震 B，C クラスの機器のち，基準地震力に対して耐震性が確保されていることから問題なし。

詳細は「1.0　重大事故等対処における共通事項　1.0.2　共通事項　（1）重大事故等対処設備　②アクセスルートの確保」参照

なお，万が一，原子炉建屋（非管理区域）地下 1 階への接近性が失われることを考慮して，同地下 1 階を経由せず，地上 1 階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建屋（非管理区域）地上 3 階もしくは 4 階に設置することにより，接近性の向上を図る設計とする。

（５）電磁弁，電動弁への電源供給

代替低圧注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系の電動弁は代替所内電気設備から電源供給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及び代替格納容器圧力逃がし装置の電磁弁及び電動弁は，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から非常用所内電気設備を経由し受電する。一方，非常用所内電気設備が使用不能を想定し，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。

（６）計装装置への電源供給

計装装置への電源供給は，AM 用 MCC(AM 用直流 125V 充電器含む)から電源供給が可能な設計とする。

（７）自主対策設備

第 47 条，48 条及び 49 条に対応する設備に加え，信頼性向上の観点から，第 50 条に対応する代替循環冷却系及び第 61 条に対応する中央制御室可搬型陽圧化空調機についても，代替所内電気設備から電力供給が可能な設計とする。

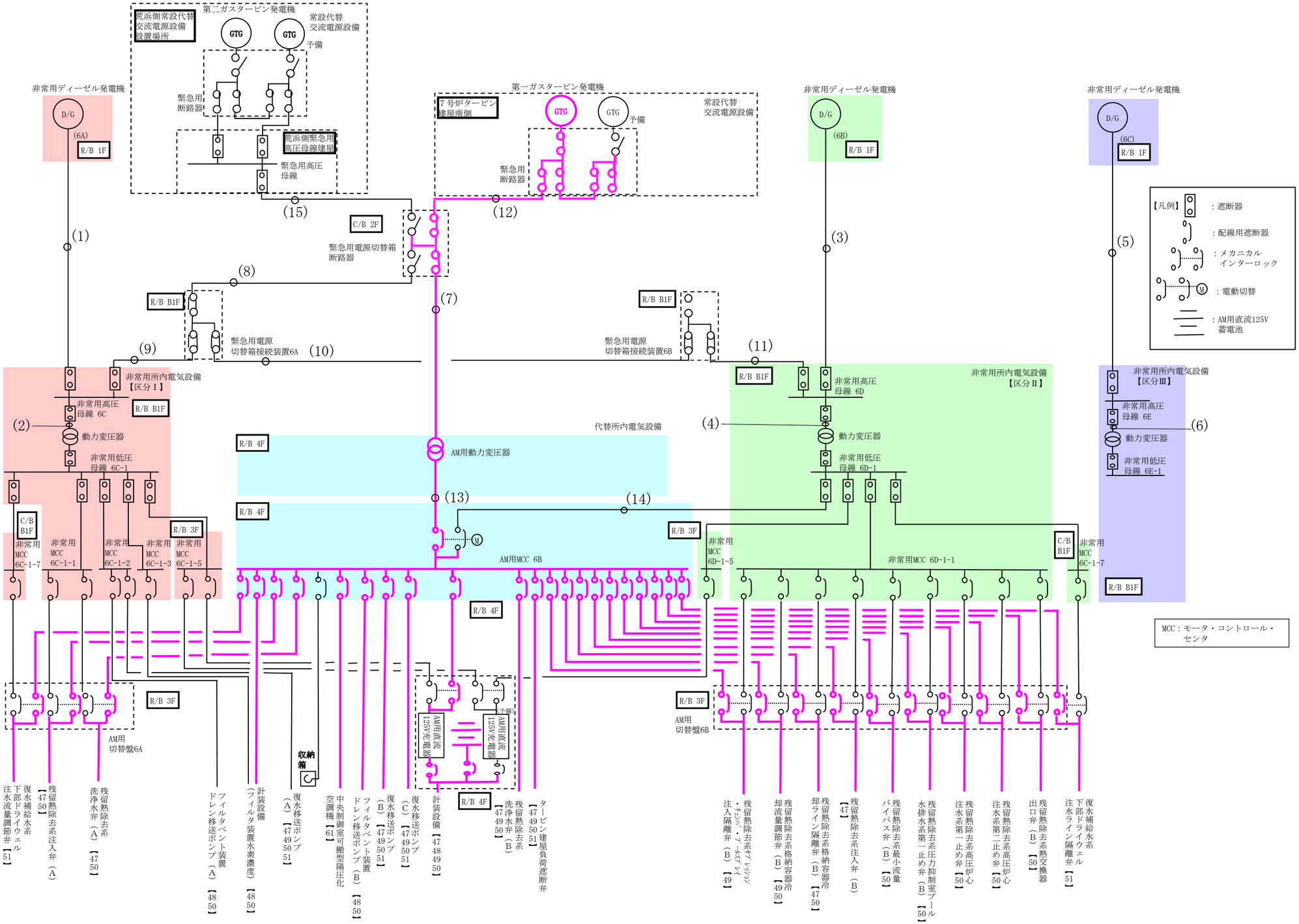


図 57-9-9　代替所内電気設備の単線結線図（6 号炉）

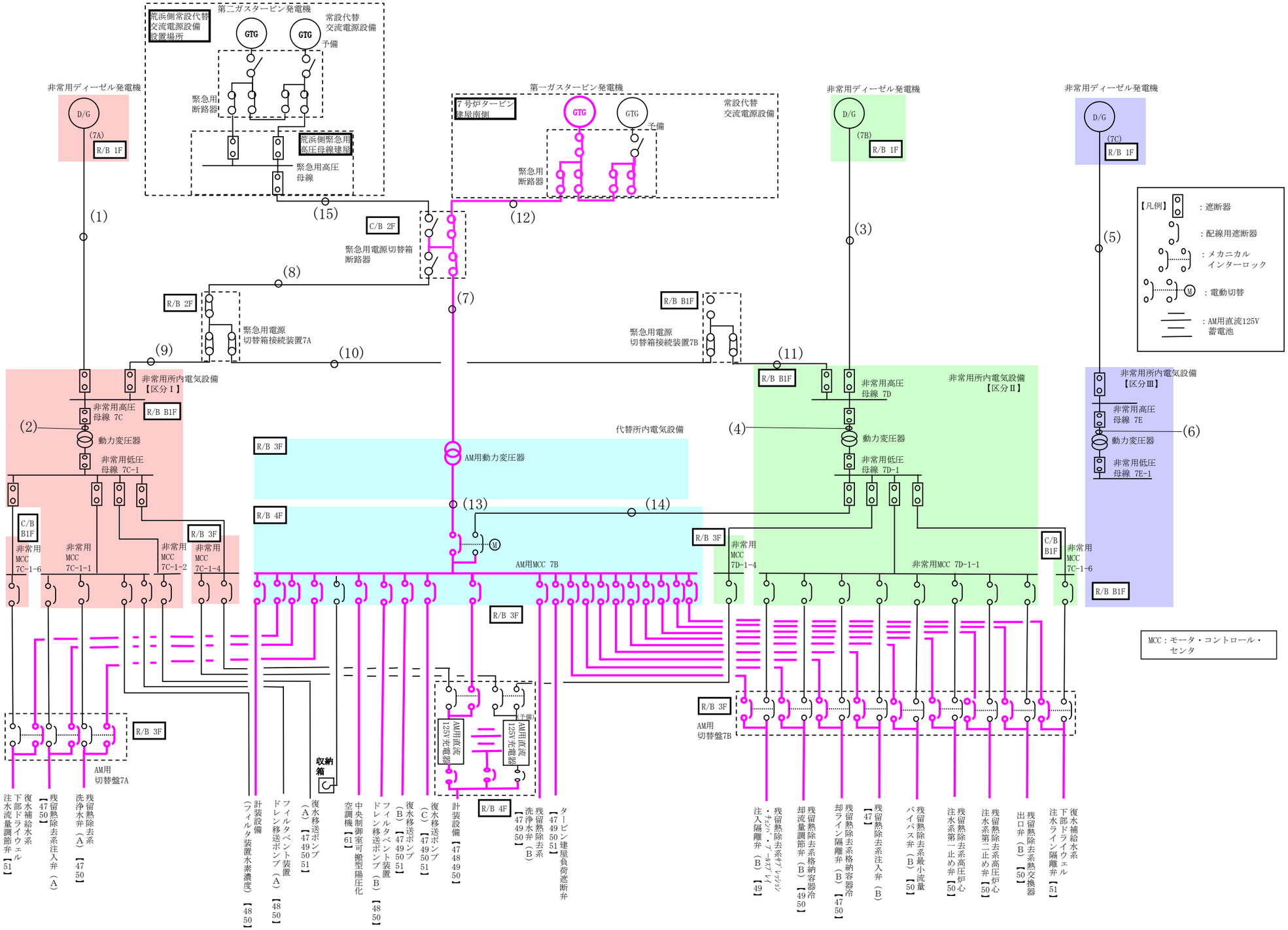


図 57-9-10　代替所内電気設備の単線結線図（7 号炉）

1.3.1 低圧代替注水系［47 条］

低圧代替注水系は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード)」である。(図 57-9-11)

低圧代替注水系の主要設備を表 57-9-10 に示す。

表 57-9-10　低圧代替注水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
－	・低圧代替注水系	・残留熱除去系（低圧注水モード)
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 （状態表示を含む）	・残留熱除去系注入弁 （例：E11-MO-F005B) ・タービン建屋負荷遮断弁 （例：P13-MO-F029 ） ・残留熱除去系(B) 洗浄水弁 （例：E11-MO-F032B)	・残留熱除去系注入弁 （例：E11-MO-F005A ）
計装設備	・復水補給水系流量 （原子炉圧力容器) ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・原子炉水位（ＳＡ）	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

低圧代替注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系のポンプ（残留熱除去系ポンプ）は原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。(図 57-9-12)

低圧代替注水系（常設）は，図 57-9-13，図 57-9-14 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（低圧注水モード）は，図 57-9-13，図 57-9-14 のとおり原子炉建屋 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しており，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機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っている。

また，低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）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。

具体的な電路については，表 57-9-11 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-9-11　電路ルート図__低圧代替注水系〔47 条〕

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用(図 57-9-13)	図 47- 1～10	57-9-(47- 1～10)
7 号炉動力用(図 57-9-14)	図 47-11～22	57-9-(47-11～22)
6 号炉計装設備用（表 57-9-11-1）	図 47-23～29	57-9-(47-23～29)
7 号炉計装設備用（表 57-9-11-2）	図 47-30～38	57-9-(47-30～38)
6 号炉制御用（表 57-9-11-3）	図 47-39～48	57-9-(47-39～48)
7 号炉制御用（表 57-9-11-4）	図 47-49～60	57-9-(47-49～60)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

電動弁の制御回路は，非常用所内電気設備から受電時と代替所内電気設備からの受電時とで，別々に設置する。(図 57-9-15，図 57-9-16)

表 57-9-11-1　計装設備用電路＿低圧代替注水〔47 条〕（６号炉）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下１階	D1	残留熱除去系系統流量(A)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下３階
S2	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下１階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(A)	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下３階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	原子炉建屋地下１階
S4	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下３階	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室 (H11-P662-1)	原子炉建屋地下１階
S5	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下１階	D5	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下３階
S6	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下３階	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
				D7	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下１階
				D8	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下１階
				D9	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
				D10	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
				D11	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下１階

表 57-9-11-2　計装設備用電路＿低圧代替注水〔47 条〕(7 号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D1	残留熱除去系系統流量(A)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(A)	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室 (H11-P662-1)	原子炉建屋地下 1 階
S5	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D5	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 2 階	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D7	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
				D8	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
				D9	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D10	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D11	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階

表 57-9-11-3　制御用電路＿低圧代替注水〔47 条〕（６号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流 125V 主母線盤 6A	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC 6B	D2	直流 125V 主母線盤 6A	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S3	AM 用操作盤 6A※2	AM 用 MCC 6B	D3	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S4	AM 用操作盤 6B※3	AM 用 MCC 6B	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系洗浄水弁(A)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線 6C
S6	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系注入弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 6C-1-1
S7	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC 6C-1-1	残留熱除去系注入弁(A)
S8	AM 用 MCC 6B	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	D8	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
S9	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系注入弁(A)	D9	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D10	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D11	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D12	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線 6D
			D13	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 6D-1-1
			D14	MCC 6D-1-1	残留熱除去系注入弁(B)
			D15	直流 125V 主母線盤 6C	中央制御室制御盤
			D16	直流 125V 主母線盤 6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D17	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D18	多重伝送盤(区分Ⅲ)	非常用高圧母線 6E
			D19	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 6E-1-1
			D20	MCC 6E-1-1	残留熱除去系注入弁(C)

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．残留熱除去系注入弁(A)，残留熱除去系洗浄水弁(A)開閉操作

※3．残留熱除去系注入弁(B)，残留熱除去系洗浄水弁(B)開閉操作

表 57-9-11-4　制御用電路＿低圧代替注水〔47 条〕（7 号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流 125V 主母線盤 7A	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC 7B	D2	直流 125V 主母線盤 7A	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S3	AM 用操作盤 7A※2	AM 用 MCC 7B	D3	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S4	AM 用操作盤 7B※3	AM 用 MCC 7B	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系洗浄水弁(A)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線 7C
S6	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系注入弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 7C-1-1
S7	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC 7C-1-1	残留熱除去系注入弁(A)
S8	AM 用 MCC 7B	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	D8	直流 125V 主母線盤 7B	中央制御室制御盤
S9	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系注入弁(A)	D9	直流 125V 主母線盤 7B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D10	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D11	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D12	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線 7D
			D13	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 7D-1-1
			D14	MCC 7D-1-1	残留熱除去系注入弁(B)
			D15	直流 125V 主母線盤 7C	中央制御室制御盤
			D16	直流 125V 主母線盤 7C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D17	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D18	多重伝送盤(区分Ⅲ)	非常用高圧母線 7E
			D19	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 7E-1-1A
			D20	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系注入弁(C)

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．残留熱除去系注入弁(A)，残留熱除去系洗浄水弁(A)開閉操作

※3．残留熱除去系注入弁(B)，残留熱除去系洗浄水弁(B)開閉操作

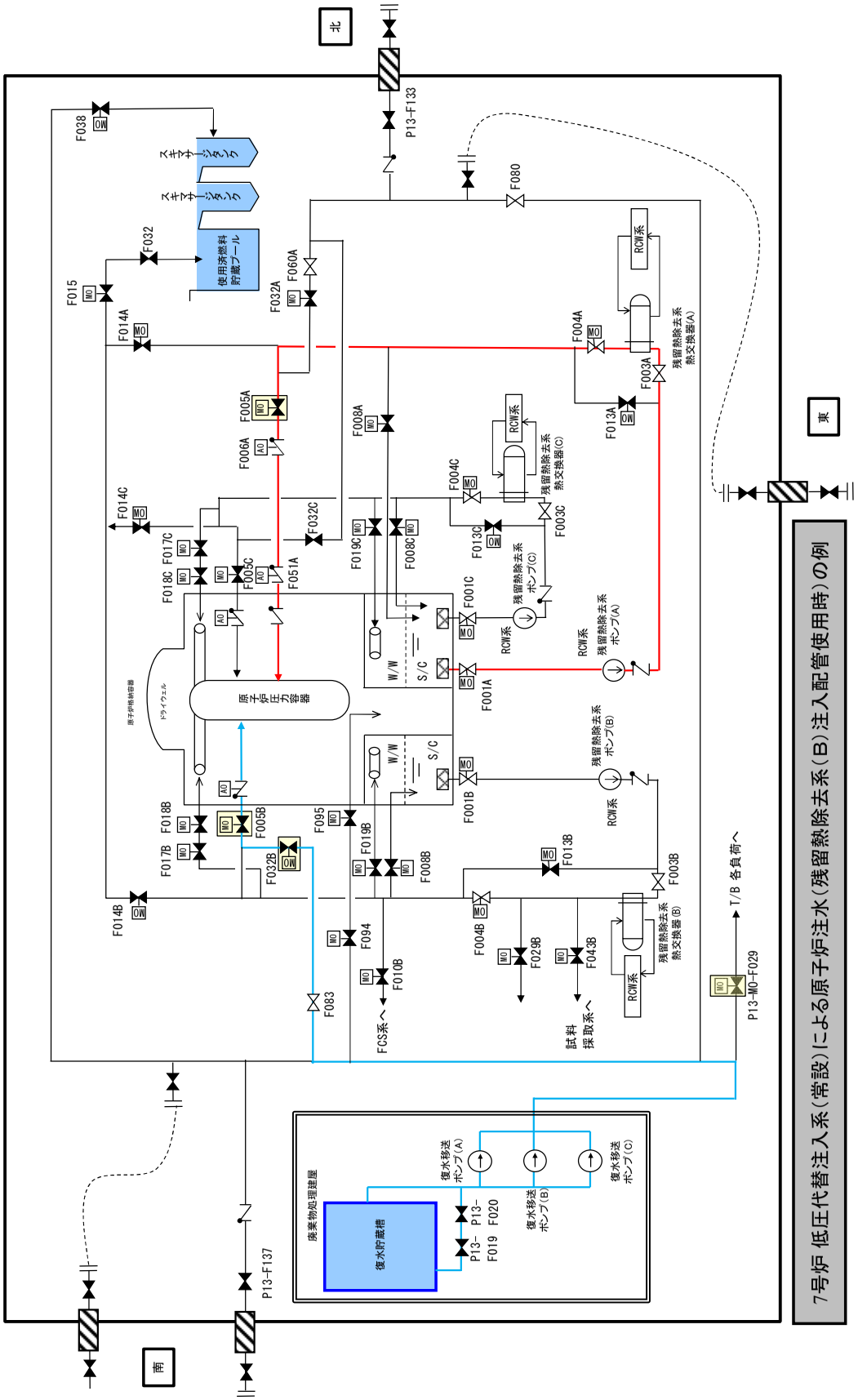


図 57-9-11　低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概略図

6 号炉の配置

7 号炉の配置

図 57-9-12　低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の配置図

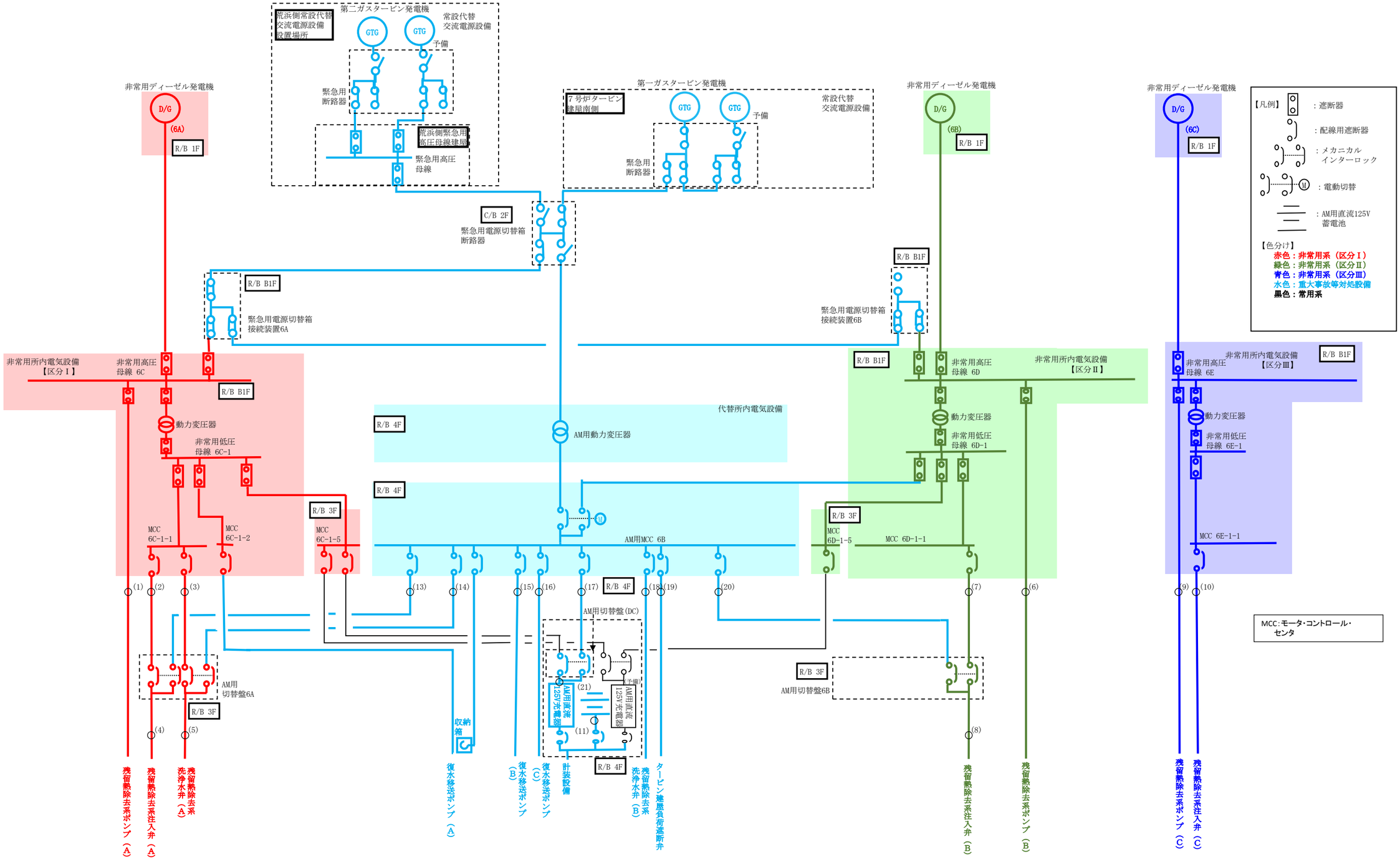


図 57-9-13　単線結線図＿低圧代替注水〔47 条〕（6 号炉）

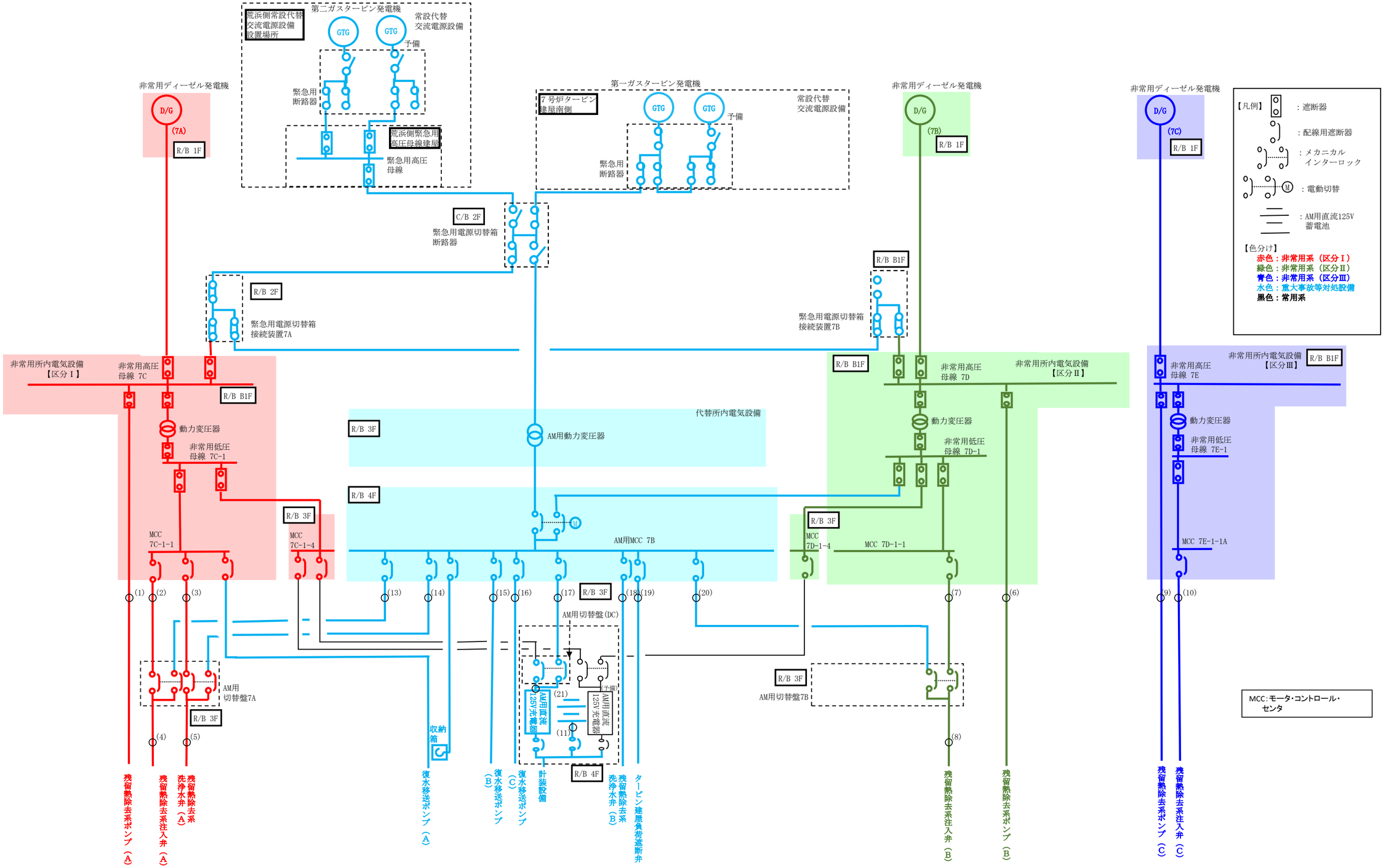


図 57-9-14　単線結線図＿低圧代替注水〔47 条〕（７号炉）

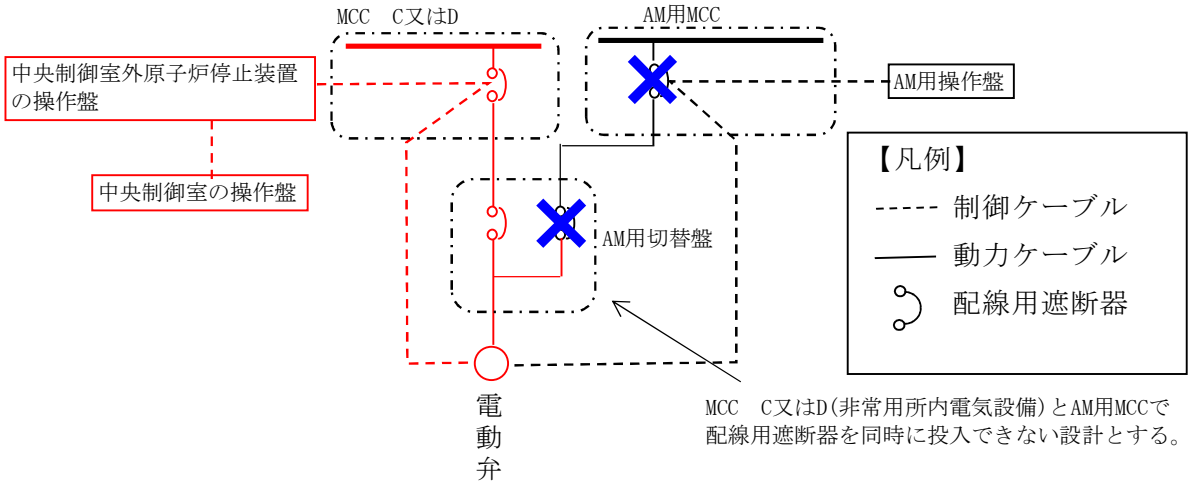


図 57-9-15　AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（MCC C 又は D から電源供給時）

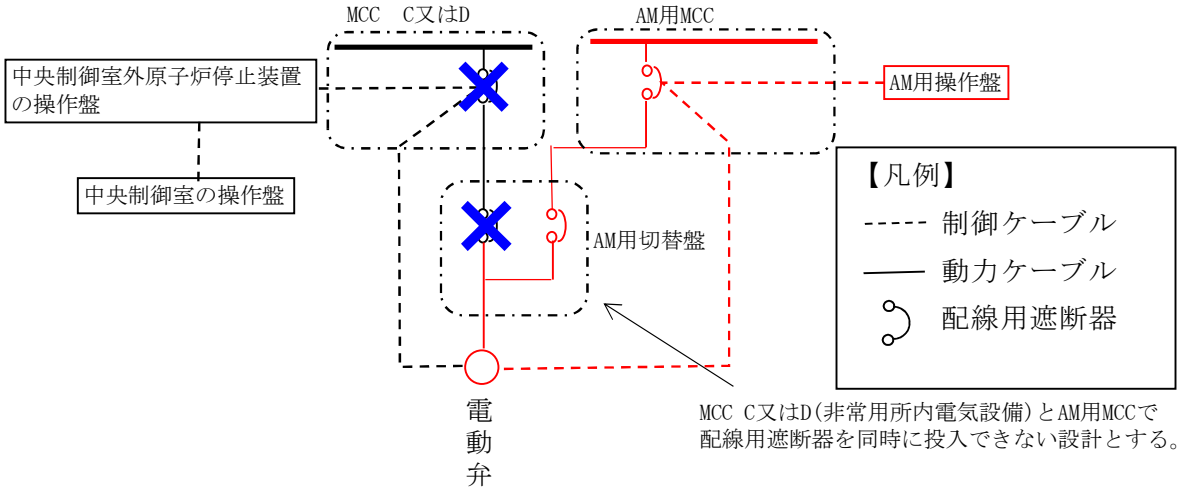


図 57-9-16　AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（AM 用 MCC から電源供給時）

1.3.2 代替原子炉補機冷却系［48 条］

代替原子炉補機冷却系は重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送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「原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系」である。（図 57-9-17）

代替原子炉補機冷却系の主要設備を表 57-9-12 に示す。

表 57-9-12　代替原子炉補機冷却系の主要設備

機能	重大事故防止設備	対応する設計基準対象施設
－	・代替原子炉補機冷却系	・原子炉補機冷却系， 原子炉補機冷却海水系
ポンプ	・代替原子炉補機冷却 海水ポンプ	・原子炉補機冷却系ポンプ
熱交換器	・熱交換器ユニット	・原子炉補機冷却系熱交換器

代替原子炉補機冷却系は，可搬型の熱交換器ユニット，代替原子炉補機冷却海水ポンプで構成しており，車輌で原子炉施設の近傍に運搬し，図 57-9-18 のとおり同時に運搬する電源車から移動用変圧器を経由し電源を供給する単独の系統とすることにより，設計基準事故対処施設である原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の機器（電路を含む）と位置的分散を図っている。（図 57-9-19，図 57-9-20）

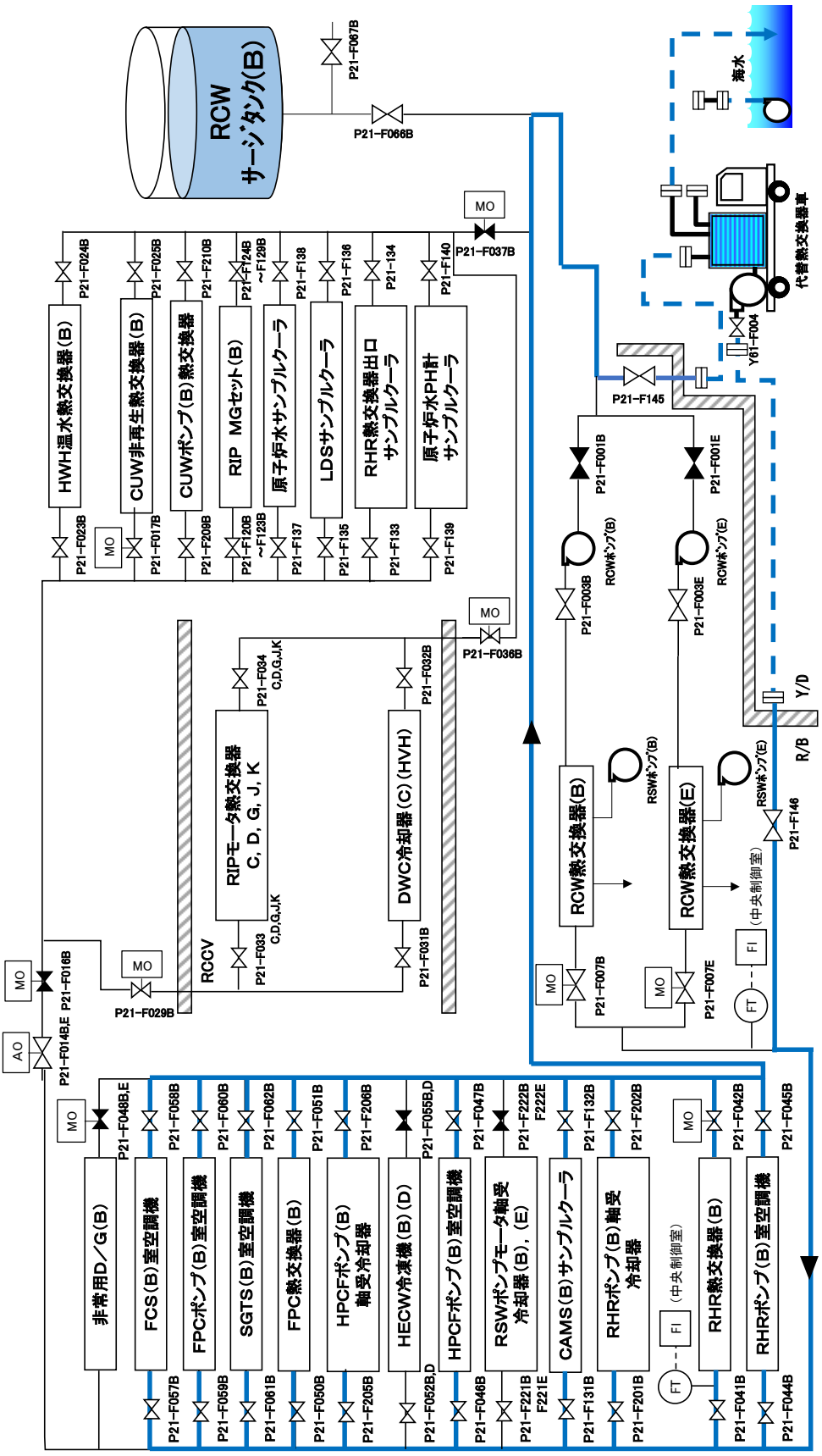


図 57-9-17　代替原子炉補機冷却系　系統概要図

6 号炉（7 号炉も同じ）

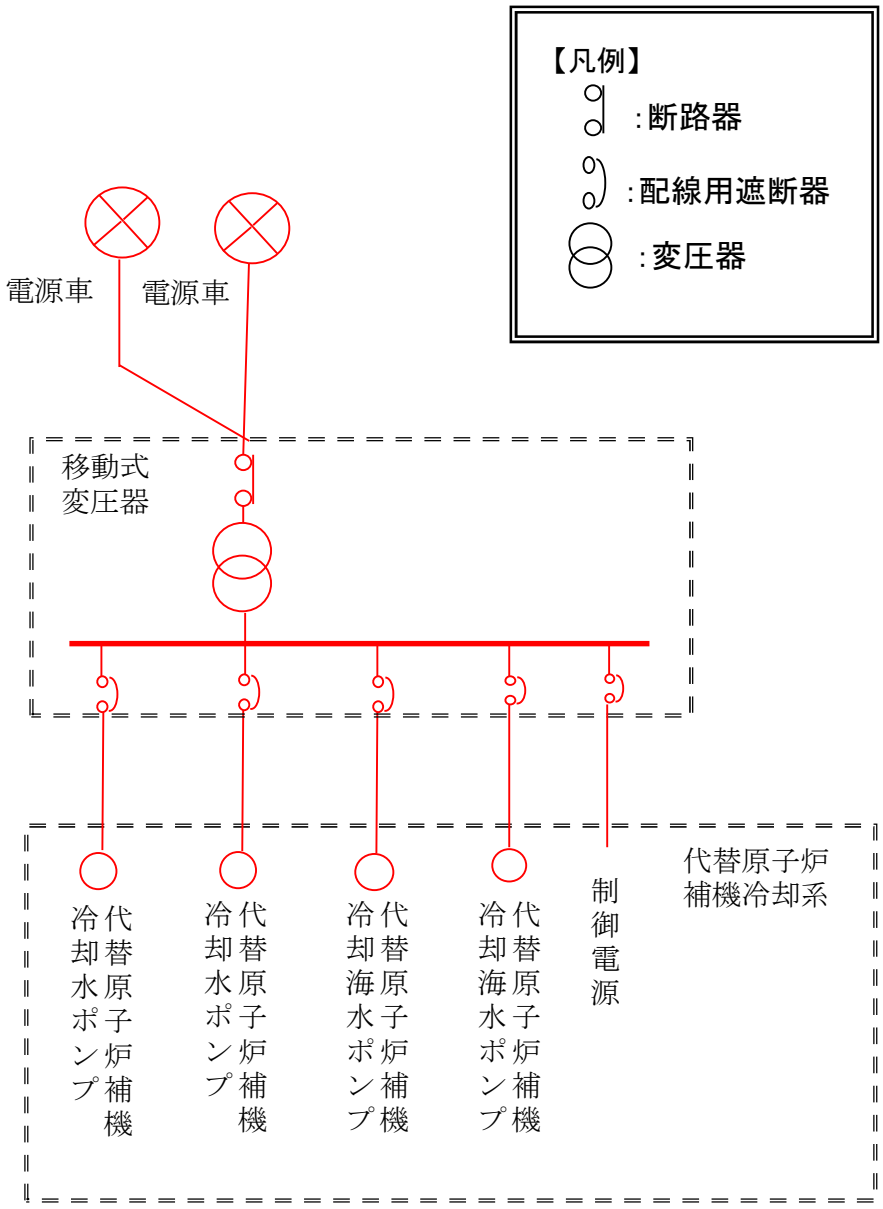


図 57-9-18　単線結線図＿代替原子炉補機冷却系〔48 条〕

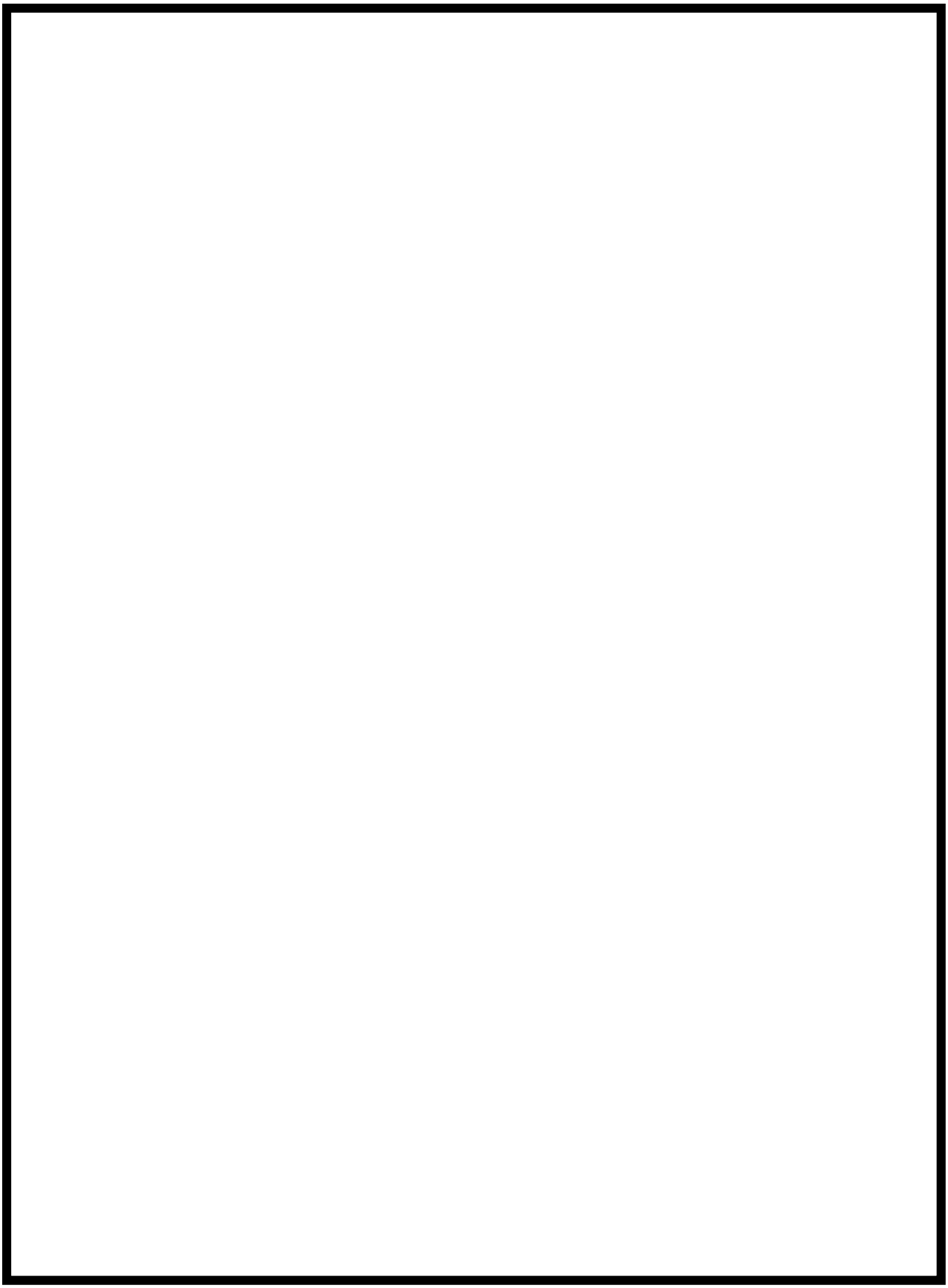


図 57-9-19　原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の配置（６号炉）

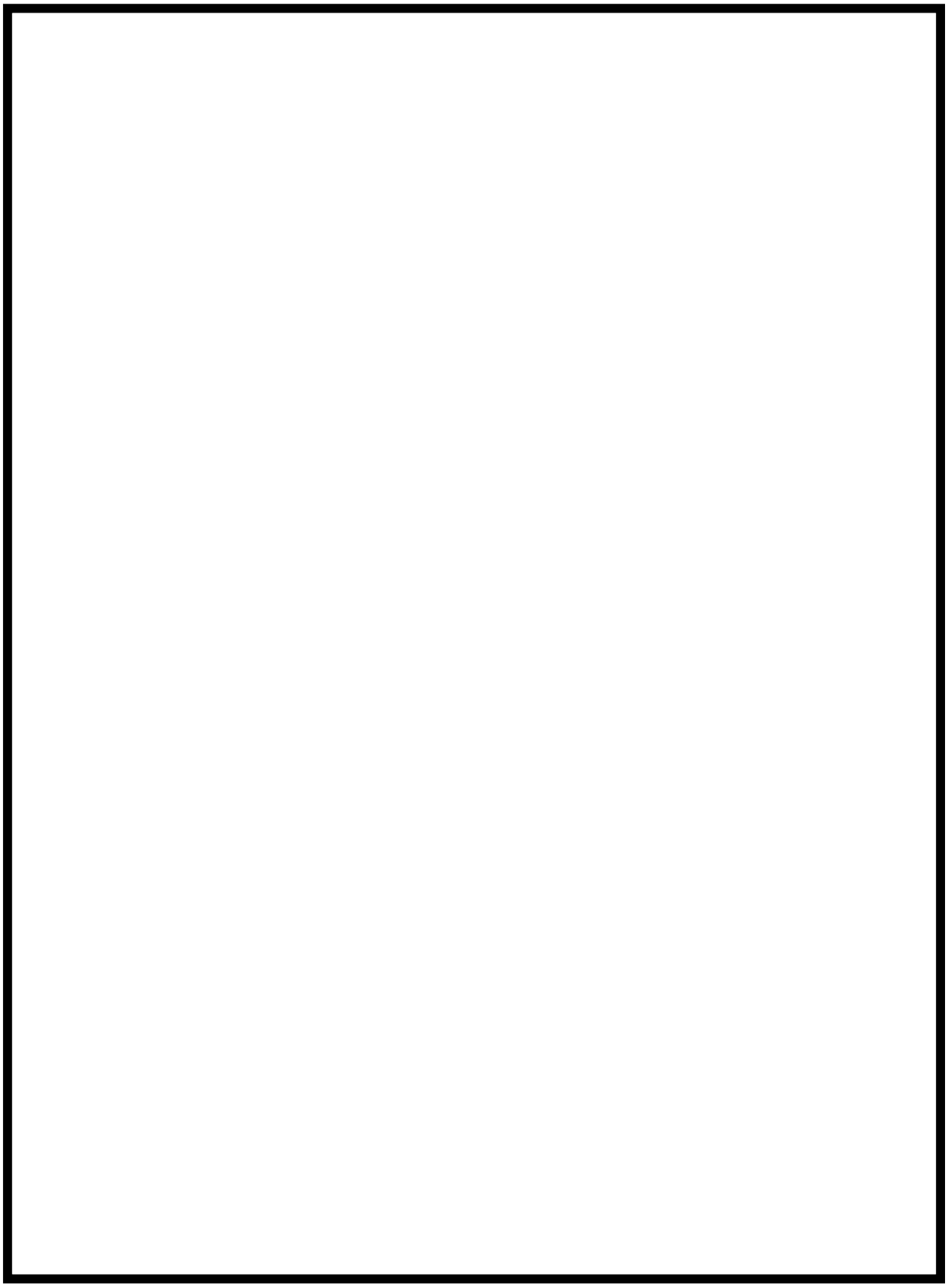


図 57-9-20　原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の配置（７号炉）

1.3.3 強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置［48 条］

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置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，当該設備に対応する設計基準対象施設は「原子炉格納容器スプレイ冷却系」（残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード））である。（図 57-9-21，図 57-9-22，図 57-9-23）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備を表 57-9-13 に示す。

表 57-9-13　耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，
代替格納容器圧力逃がし装置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
・耐圧強化ベント系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・代替格納容器圧力逃がし装置	・耐圧強化ベント系 ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ	・原子炉格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード））
電動弁 （状態表示を含む）	－	・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 （例：E11-MO-F017C） ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 （例：E11-MO-F018C） ・残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁 （例：E11-MO-F019C）
計装設備	・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置金属フィルタ差圧 ・フィルタ装置スクラバ水ｐＨ ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ気体温度 ・格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） ・格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）は原子炉建屋に設置，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置は屋外に設置されており，位置的分散を図る設計としている。（図 57-9-24，図 57-9-25，図 57-9-26，図 57-9-27，図 57-9-28）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の電動弁及び電磁弁は，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由し電源を受電している。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，代替格納容器圧力逃がし装置のドレンポンプ及び計装設備は，図 57-9-29，図 57-9-30 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）は，図 57-9-29，図 57-9-30 のとおり原子炉建屋 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しており，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機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っている。また，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置使用時の機器への電路と原子炉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。（表 57-9-14）

具体的な電路については，表 57-9-14 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-9-14　電路ルート図＿強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置［48 条］

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用(図 57-9-29)	図 48- 1～8	57-9-(48- 1～8)
7 号炉動力用(図 57-9-30)	図 48- 9～16	57-9-(48- 9～16)
6 号炉計装設備用(表 57-9-14-1)	図 48-17～27	57-9-(48-17～27)
7 号炉計装設備用(表 57-9-14-2)	図 48-28～38	57-9-(48-28～38)
6 号炉制御用(表 57-9-14-3)	図 48-39～47	57-9-(48-39～47)
7 号炉制御用(表 57-9-14-4)	図 48-48～56	57-9-(48-48～56)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

（代替格納容器圧力逃がし装置の電路ルートについては，別途記載予定）

表 57-9-14-1　計装設備用電路＿強化ベント系,格納容器圧力逃がし装置,代替格納容器圧力逃がし装置〔48 条〕(6 号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D1	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	格納容器内圧力(D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上中 3 階	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
S5	格納容器内圧力(S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D5	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	ﾌｨﾙﾀ装置入口圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S7	ﾌｨﾙﾀ装置水位	中央制御室	現場計器 屋外(ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ遮蔽壁内)	D7	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階
S8	ﾌｨﾙﾀ装置金属ﾌｨﾙﾀ差圧	中央制御室	現場計器 屋外(ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ遮蔽壁内)				
S9	ﾌｨﾙﾀ装置ｽｸﾗﾊﾞ水 pH	中央制御室	現場計器 屋外(ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ遮蔽壁内)				
S10	ﾌｨﾙﾀ装置水素濃度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階				
S11	ﾌｨﾙﾀ装置出口放射線ﾓﾆﾀ	中央制御室	現場計器 屋外(原子炉建屋屋上)				
S12	耐圧強化ﾍﾞﾝﾄ系放射線ﾓﾆﾀ	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 4 階				

表 57-9-14-2　計装設備用電路＿強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置〔48 条〕（7 号炉）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D1	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 （区分Ⅱ）	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 （区分Ⅱ）	原子炉建屋地下 1 階
S4	格納容器内圧力(D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
S5	格納容器内圧力(S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D5	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 （区分Ⅲ）	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	ﾌｨﾙﾀ装置入口圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上中 3 階	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 （区分Ⅲ）	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S7	ﾌｨﾙﾀ装置水位	中央制御室	現場計器 屋外(ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ遮蔽壁内)	D7	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階
S8	ﾌｨﾙﾀ装置金属ﾌｨﾙﾀ差圧	中央制御室	現場計器 屋外(ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ遮蔽壁内)				
S9	ﾌｨﾙﾀ装置ｽｸﾗﾊﾞ水 pH	中央制御室	現場計器 屋外(ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ遮蔽壁内)				
S10	ﾌｨﾙﾀ装置水素濃度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階				
S11	ﾌｨﾙﾀ装置出口放射線ﾓﾆﾀ	中央制御室	現場計器 屋外(原子炉建屋屋上)				
S12	耐圧強化ﾍﾞﾝﾄ系放射線ﾓﾆﾀ	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 4 階				

表 57-9-14-3　制御用電路＿強化ベント系,格納容器圧力逃がし装置,代替格納容器圧力逃がし装置　〔48 条〕(6 号炉)

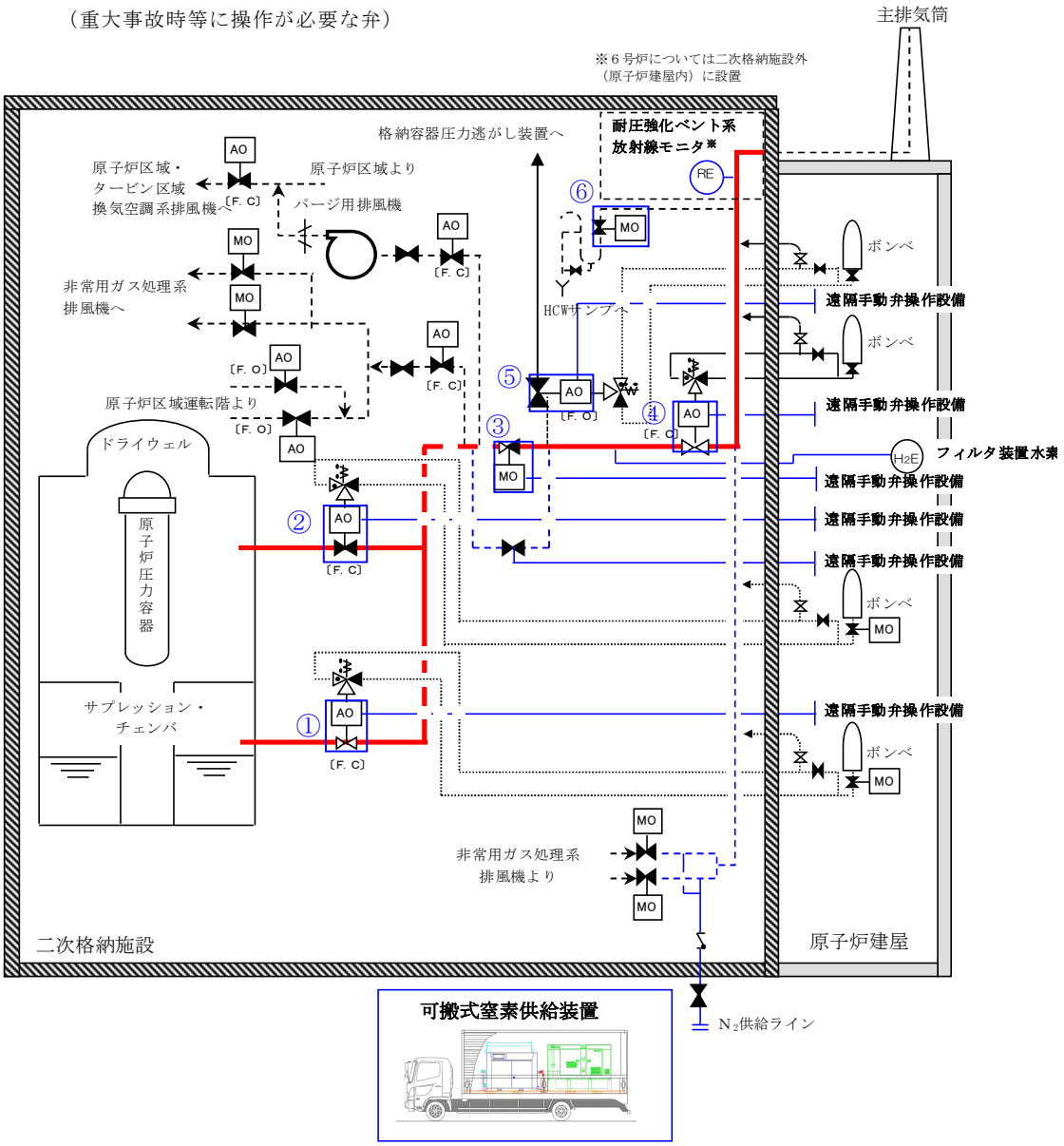
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D1	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
			D2	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D5	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線　6D
			D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC　6D-1-1
			D7	MCC　6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
			D8	MCC　6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)
			D9	MCC　6D-1-1	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 6C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125V 主母線盤 6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	区分Ⅲ　RMU	非常用高圧母線　6E
			D14	区分Ⅲ　RMU	MCC　6E-1-1
			D15	MCC　6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC　6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(C)
			D17	MCC　6E-1-1	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

表 57-9-14-4　制御用電路＿強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置［48 条］（7 号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D1	直流 125V 主母線盤 7B	中央制御室制御盤
			D2	直流 125V 主母線盤 7B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D5	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線　7D
			D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC　7D-1-1
			D7	MCC　7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
			D8	MCC　7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)
			D9	MCC　7D-1-1	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 7C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125 主母線盤 7C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	多重伝送盤(区分Ⅲ)	非常用高圧母線　7E
			D14	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC　7E-1-1A
			D15	MCC　7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC　7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(C)
			D17	MCC　7E-1-1A	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

：操作対象弁

（重大事故時等に操作が必要な弁）

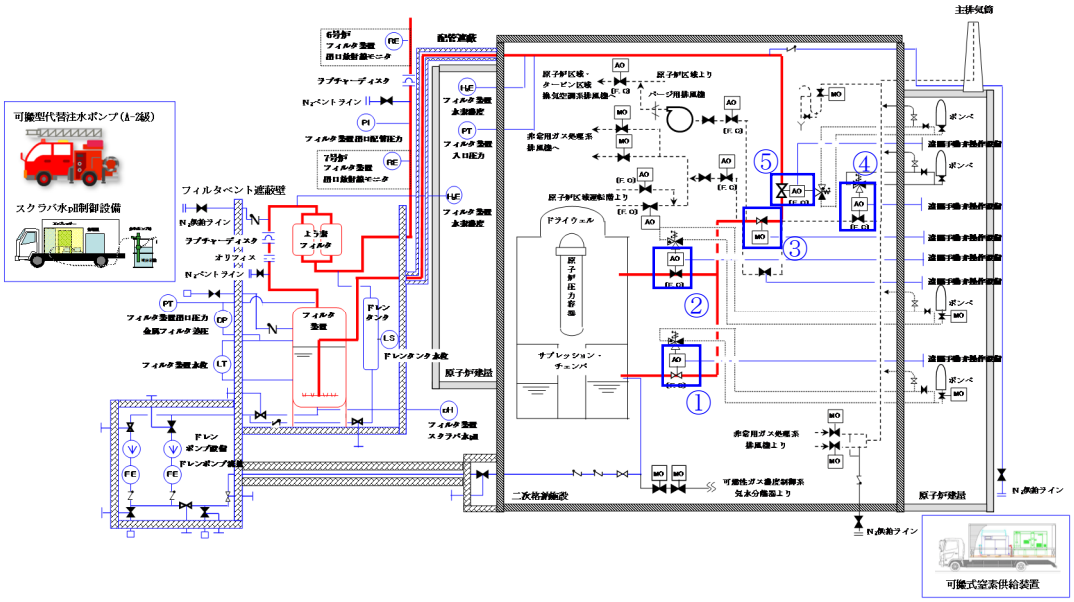


①一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
②一次隔離弁（ドライウェル側）
③二次隔離弁
④耐圧強化ベント弁
⑤フィルタ装置入口弁
⑥非常用ガス処理系 U シール隔離弁

図 57-9-21　耐圧強化ベント系　系統概要図

：操作対象弁

（重大事故時等に操作が必要な弁）

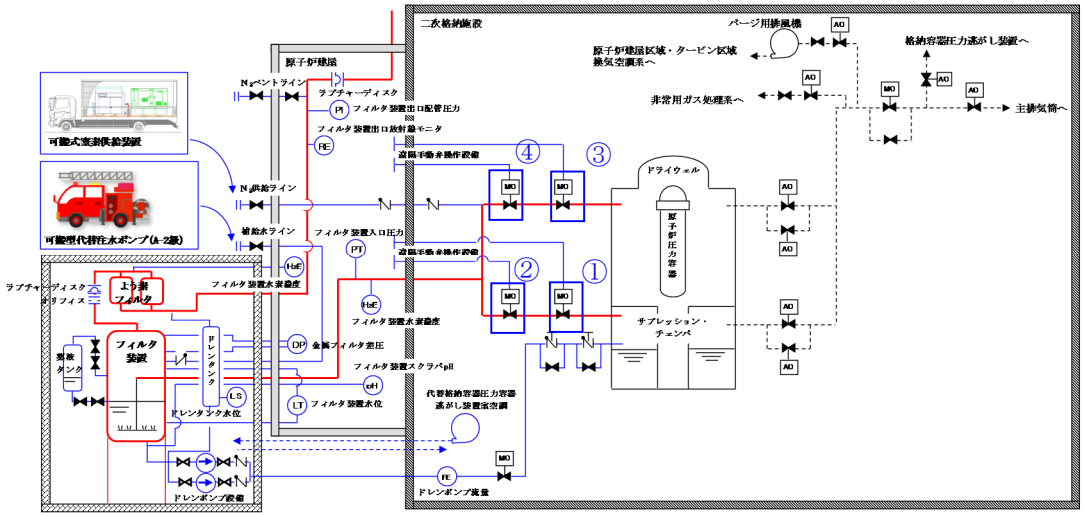


①一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
②一次隔離弁（ドライウェル側）
③二次隔離弁
④耐圧強化ベント弁
⑤フィルタ装置入口弁

図 57-9-22　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

：操作対象弁

（重大事故時等に操作が必要な弁）



①一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
②二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
③一次隔離弁（ドライウェル側）
④二次隔離弁（ドライウェル側）

図 57-9-23　代替格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

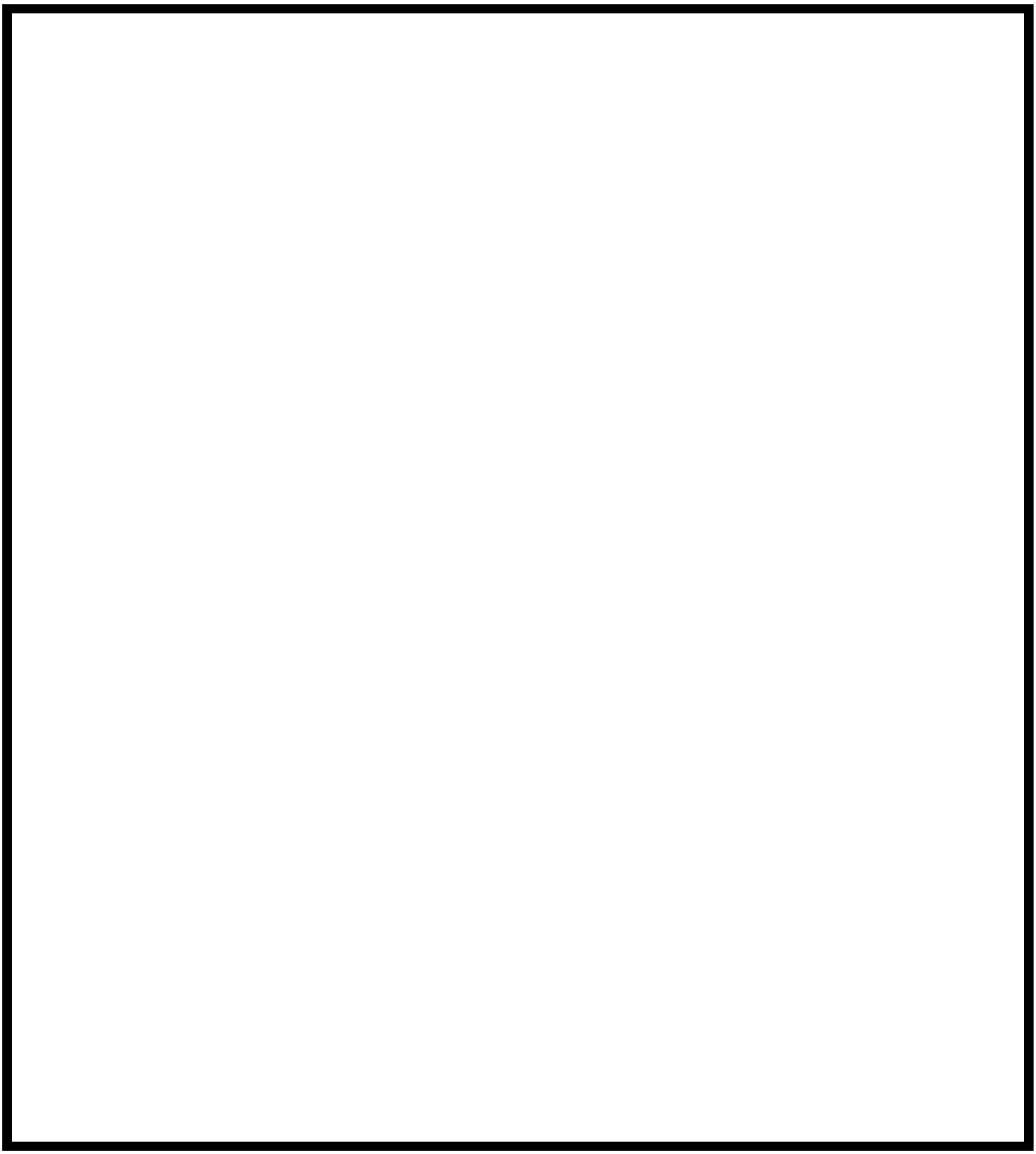


図 57-9-24　残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），
耐圧強化ベント系の配置（６号炉）（１／２）

図 57-9-25　残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），
耐圧強化ベント系の配置（６号炉）（２／２）

図 57-9-26　残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），
耐圧強化ベント系の配置（７号炉）（１／２）

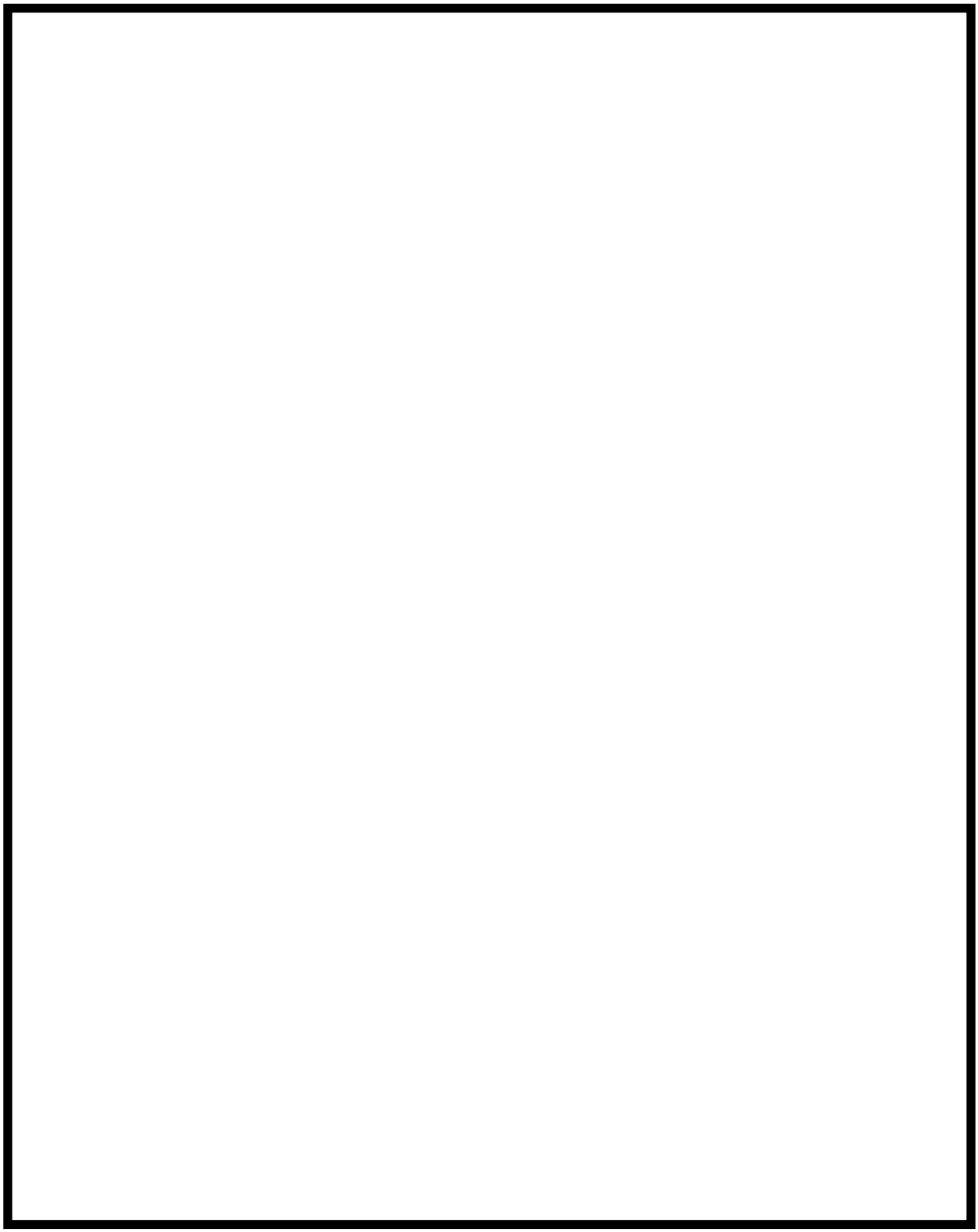


図 57-9-27　残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），
耐圧強化ベント系の配置（７号炉）（２／２）

図 57-9-28　格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力の配置

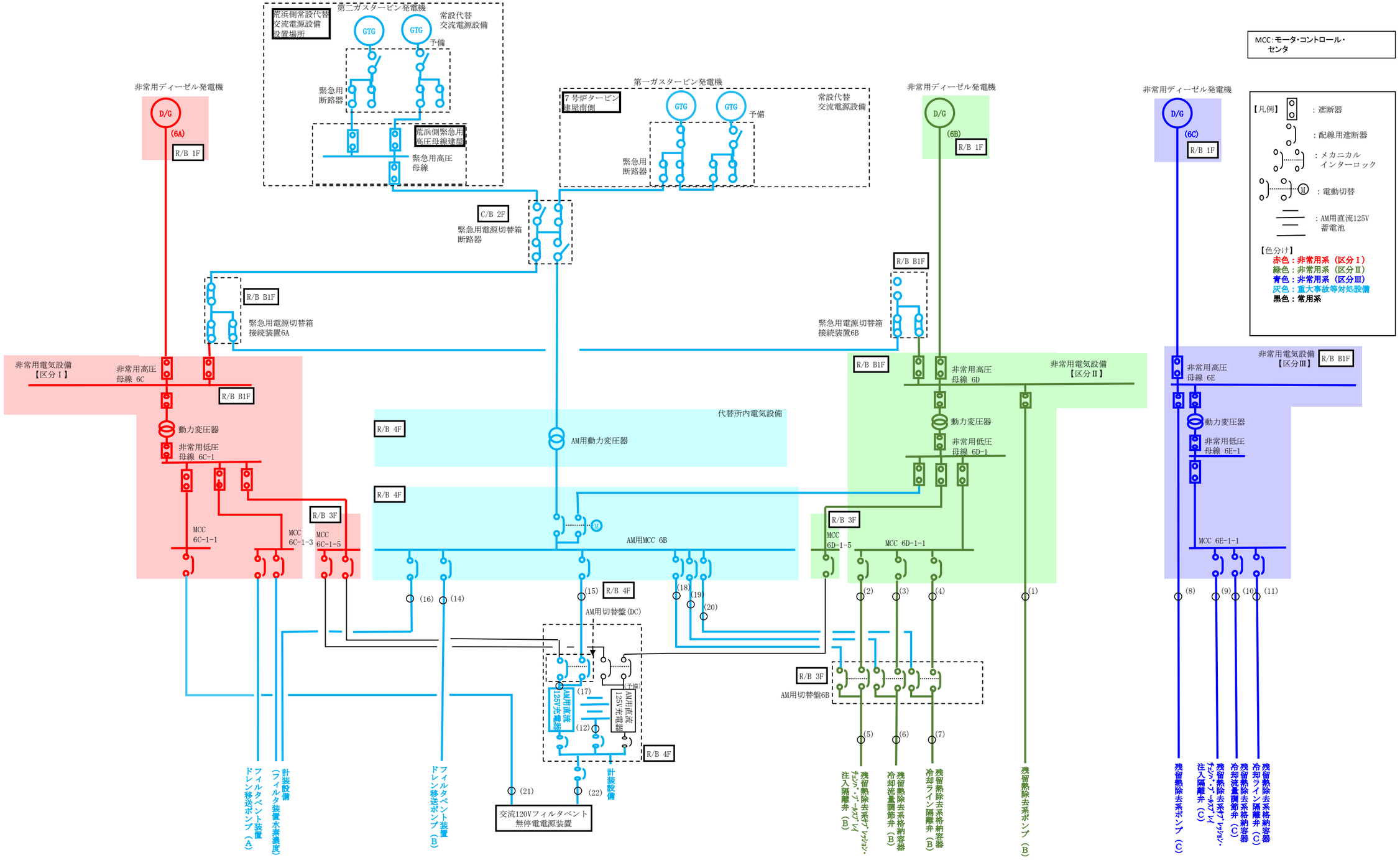


図 57-9-29　単線結線図__強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置 〔48 条〕（６号炉）

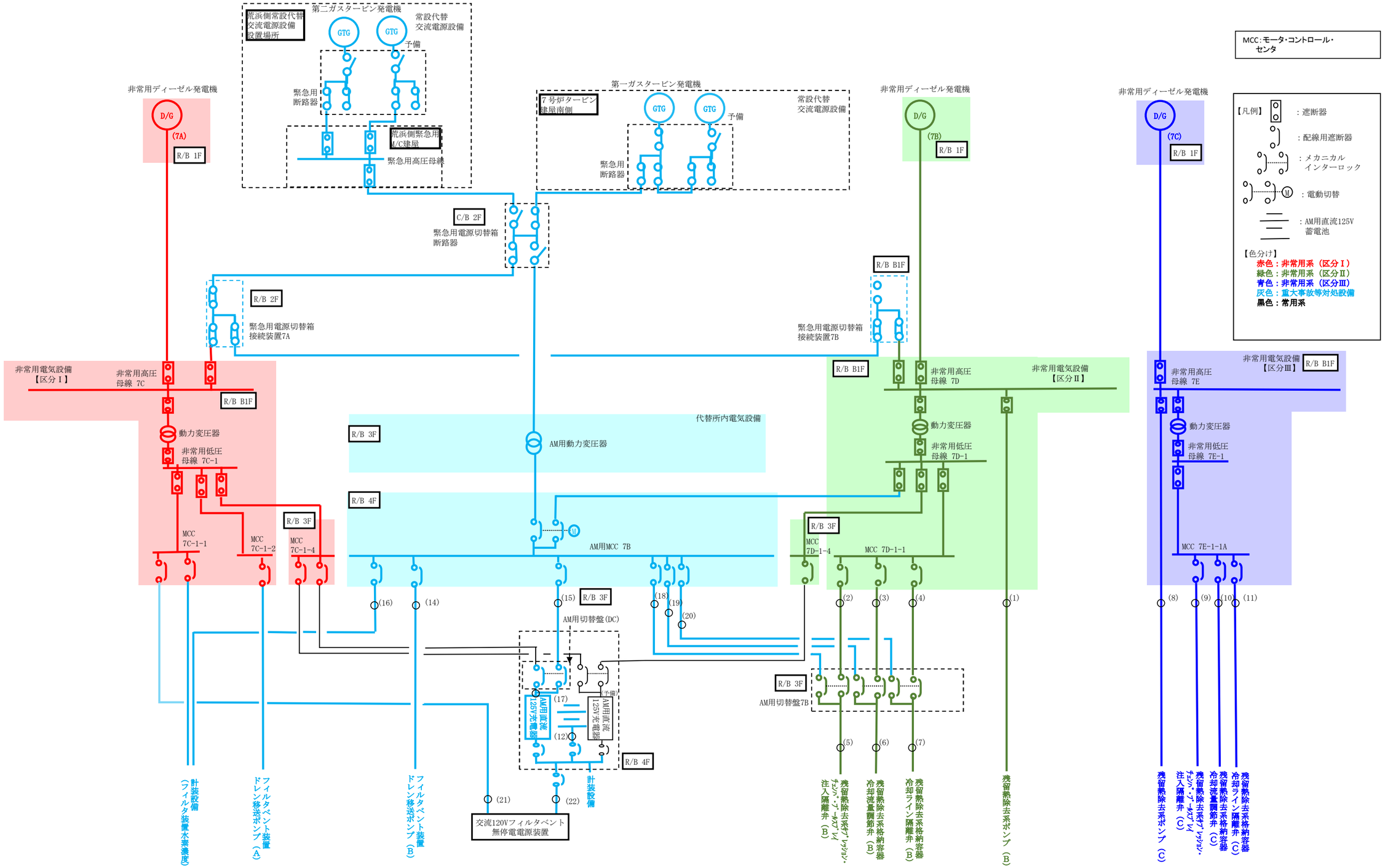


図 57-9-30　単線結線図＿強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置　〔48 条〕（７号炉）

1.3.4 代替格納容器スプレイ冷却系［49 条］

代替格納容器スプレイ冷却系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，当該設備が対応する設計基準対象施設は「原子炉格納容器スプレイ冷却系」(残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード)) である。（図 57-9-31）

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を表 57-9-15 に示す。

表 57-9-15　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	・原子炉格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード))
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁（状態表示を含む）	・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（例：E11-MO-F017B） ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（例：E11-MO-F018B） ・残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁（例：E11-MO-F019B） ・タービン建屋負荷遮断弁（例：P13-MO-F029 ） ・残留熱除去系洗浄水弁（例：E11-MO-F032B）	・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（例：E11-MO-F017C） ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（例：E11-MO-F018C） ・残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁（例：E11-MO-F019C）
計装設備	・復水補給水系流量（原子炉格納容器） ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ気体温度 ・格納容器内圧力（D／W） ・格納容器内圧力（S／C） ・サプレッション・チェンバ・プール水位	・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のポンプは廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）のポンプは原子炉建屋に設置しており，位置的分散を図る。（図 57-9-32，図 57-9-33）

代替格納容器スプレイ冷却系は，図 57-9-34，図 57-9-35 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）は，図 57-9-34，図 57-9-35 のとおり原子炉建屋 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しており，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機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っている。また，低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）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。（表 57-9-16）

具体的な電路については，表 57-9-16 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-9-16　電路ルート図＿代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用（図 57-9-34）	図 49- 1～10	57-9-（49- 1～10）
7 号炉動力用（図 57-9-35）	図 49-11～22	57-9-（49-11～22）
6 号炉計装設備用（表 57-9-16-1）	図 49-23～33	57-9-（49-23～33）
7 号炉計装設備用（表 57-9-16-2）	図 49-34～44	57-9-（49-34～44）
6 号炉制御用（表 57-9-16-3）	図 49-45～54	57-9-（49-45～54）
7 号炉制御用（表 57-9-16-4）	図 49-55～66	57-9-（49-55～66）

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

表 57-9-16-1　計装設備用電路__代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（6 号炉）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D1	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
S5	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S7	格納容器内圧力(D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上中 3 階	D7	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階
S8	格納容器内圧力(S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階				
S9	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ･ﾌﾟｰﾙ水位	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 3 階				

表 57-9-16-2　計装設備用電路__代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕(7 号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D1	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
S5	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S7	格納容器内圧力(D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階	D7	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階
S8	格納容器内圧力(S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階				
S9	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ･ﾌﾟｰﾙ水位	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 3 階				

表 57-9-16-3　制御用電路＿代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕(6 号炉)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC(B)	D2	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S3	AM 用操作盤(B)※2	AM 用 MCC(B)	D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S4	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線　6D
S6	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC　6D-1-1
S7	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC　6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
S8	AM 用 MCC(B)	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	D8	MCC　6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)
			D9	MCC　6D-1-1	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 6C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125V 主母線盤 6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	多重伝送盤(区分Ⅲ)	非常用高圧母線　6E
			D14	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC　6E-1-1
			D15	MCC　6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC　6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(C)
			D17	MCC　6E-1-1	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，残留熱除去系洗浄水弁(B)，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)，残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｽﾌﾟﾚｲ注入弁(B)開閉操作

表 57-9-16-4　制御用電路＿代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（７号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC(B)	D2	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S3	AM 用操作盤(B)※2	AM 用 MCC(B)	D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S4	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	非常用高圧母線　7D
S6	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC　7D-1-1
S7	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC　7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
S8	AM 用 MCC(B)	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	D8	MCC　7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)
			D9	MCC　7D-1-1	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 6C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125V 主母線盤 6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	多重伝送盤(区分Ⅲ)	非常用高圧母線　7E
			D14	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC　7E-1-1A
			D15	MCC　7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC　7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(C)
			D17	MCC　7E-1-1A	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，残留熱除去系洗浄水弁(B)，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却ﾗｲﾝ隔離弁(B)，残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｽﾌﾟﾚｲ注入弁(B)開閉操作

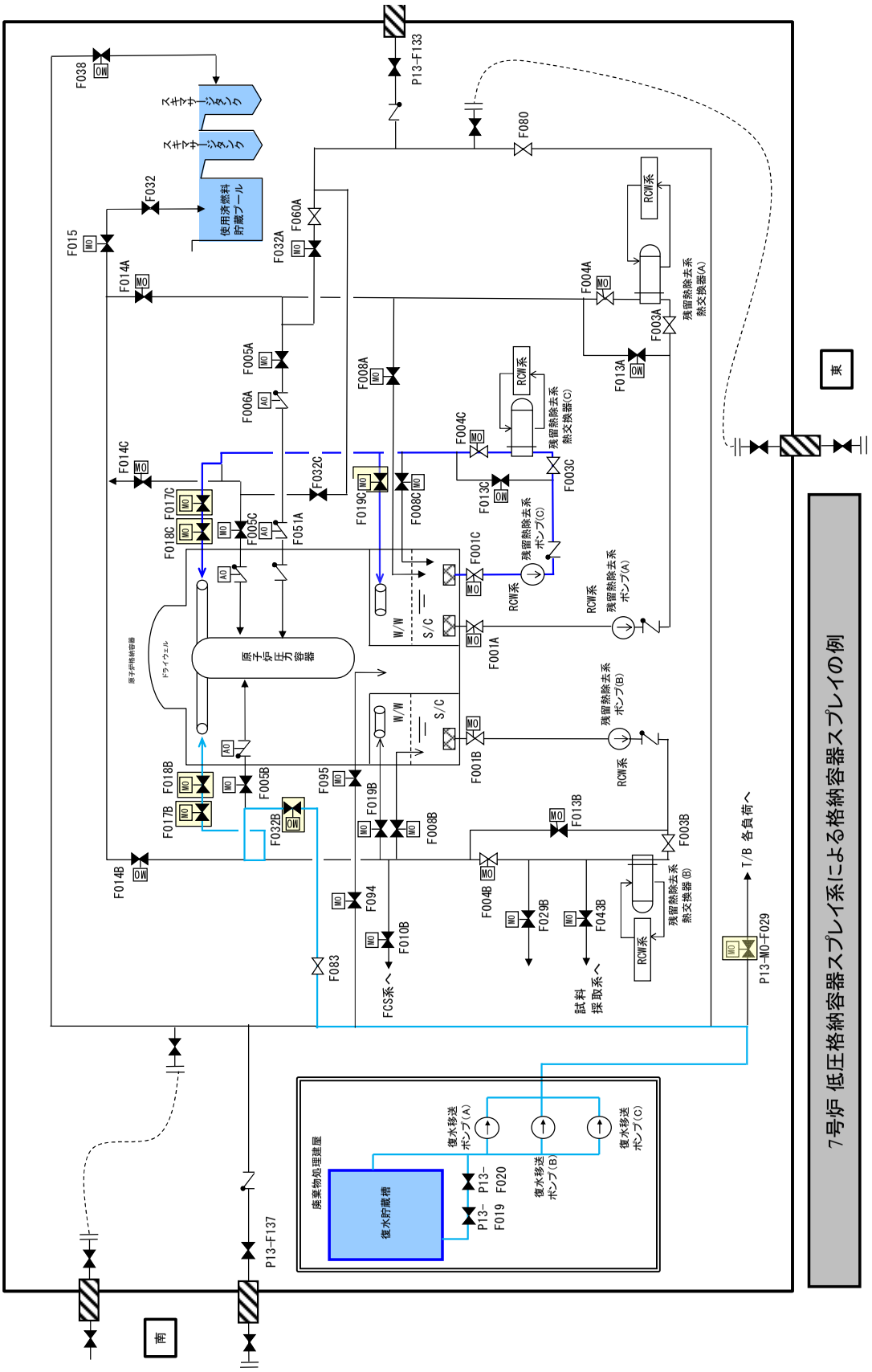


図 57-9-31　代替格納容器スプレイ冷却系と残留熱除去系
（原子炉格納容器スプレイモード）の系統概略図

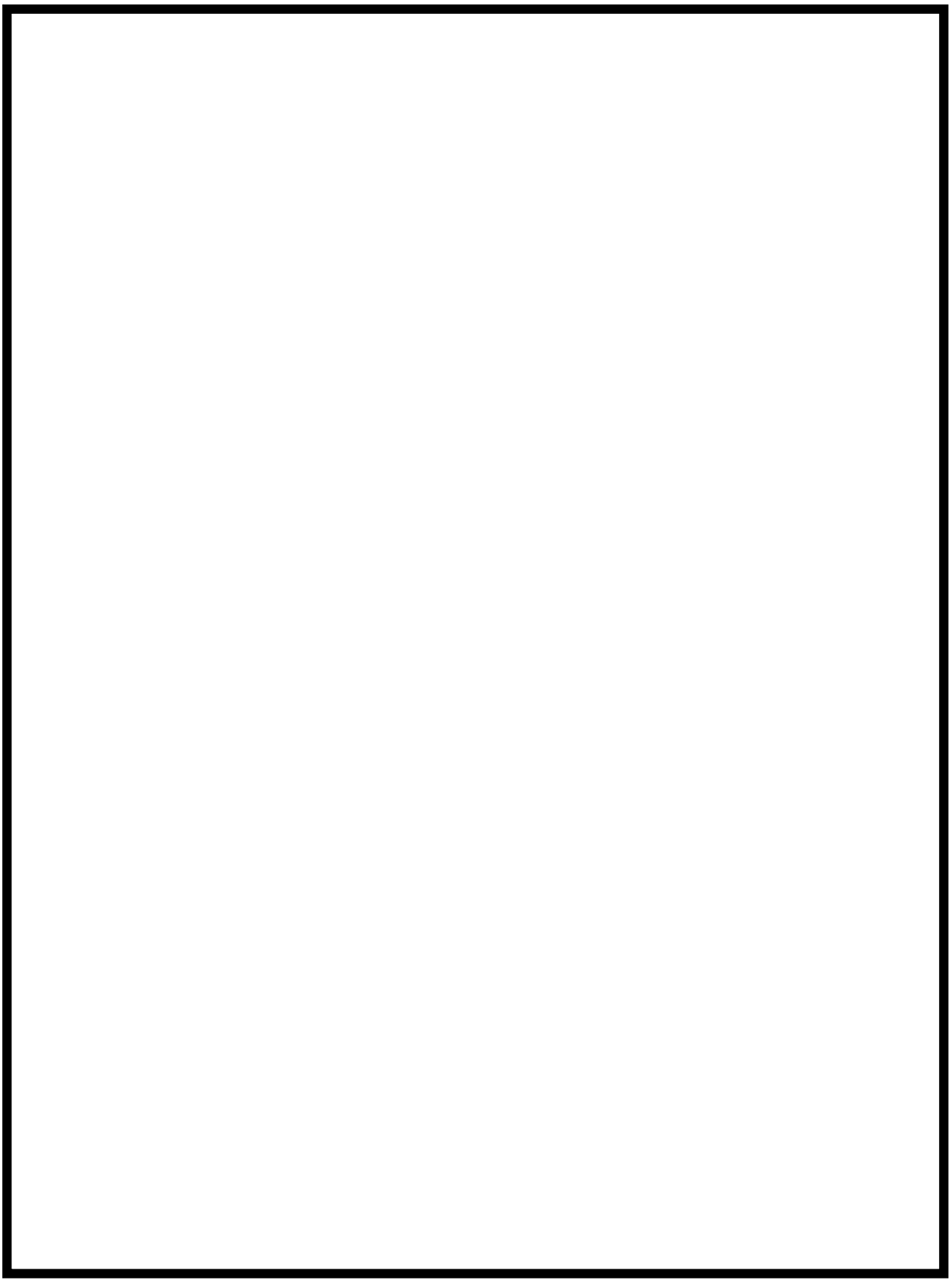


図 57-9-32　代替格納容器スプレイ冷却系，　残留熱除去系
（原子炉格納容器スプレイモード）の配置（６号炉）

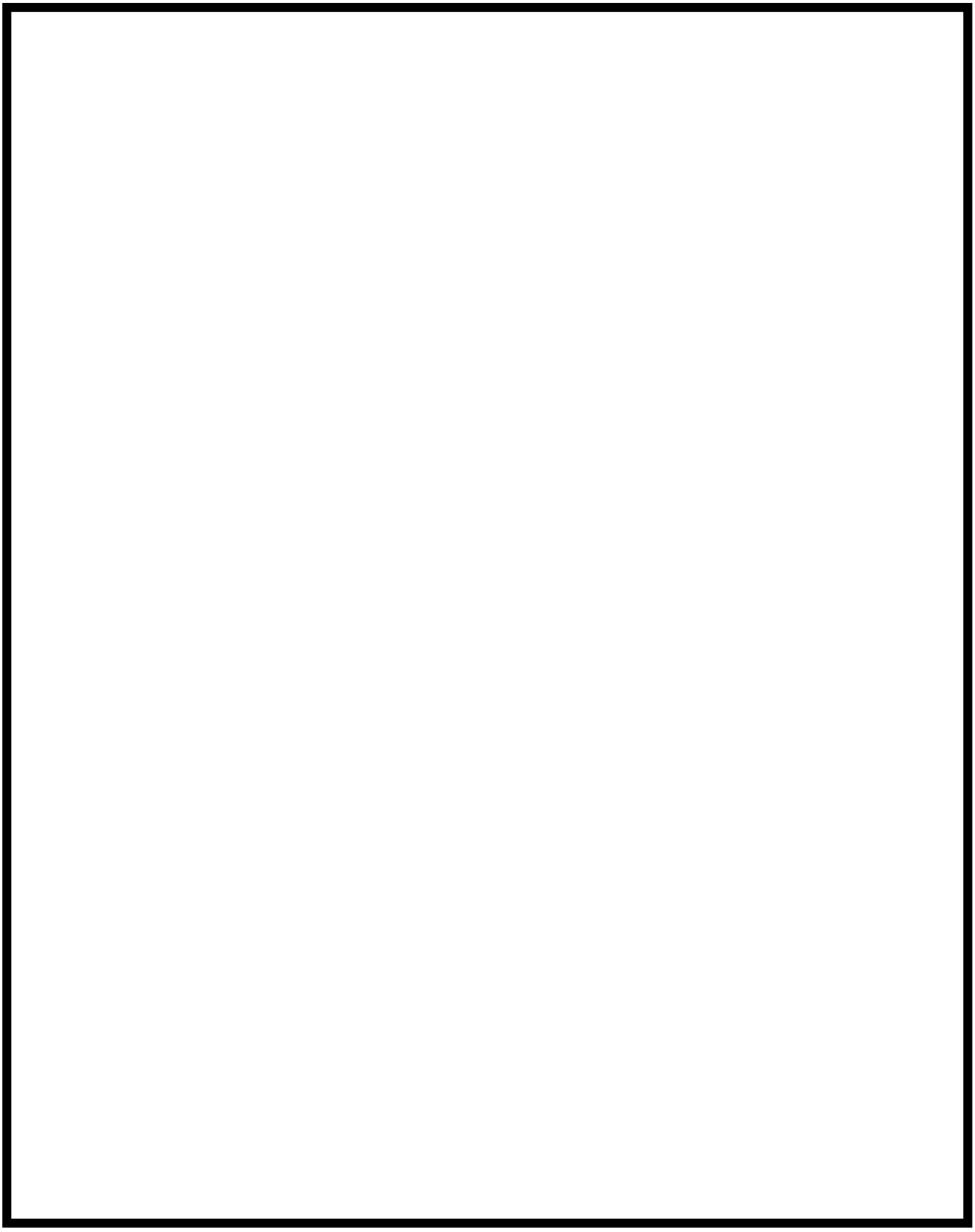


図 57-9-33　代替格納容器スプレイ冷却系，　残留熱除去系
（原子炉格納容器スプレイモード）の配置（７号炉）

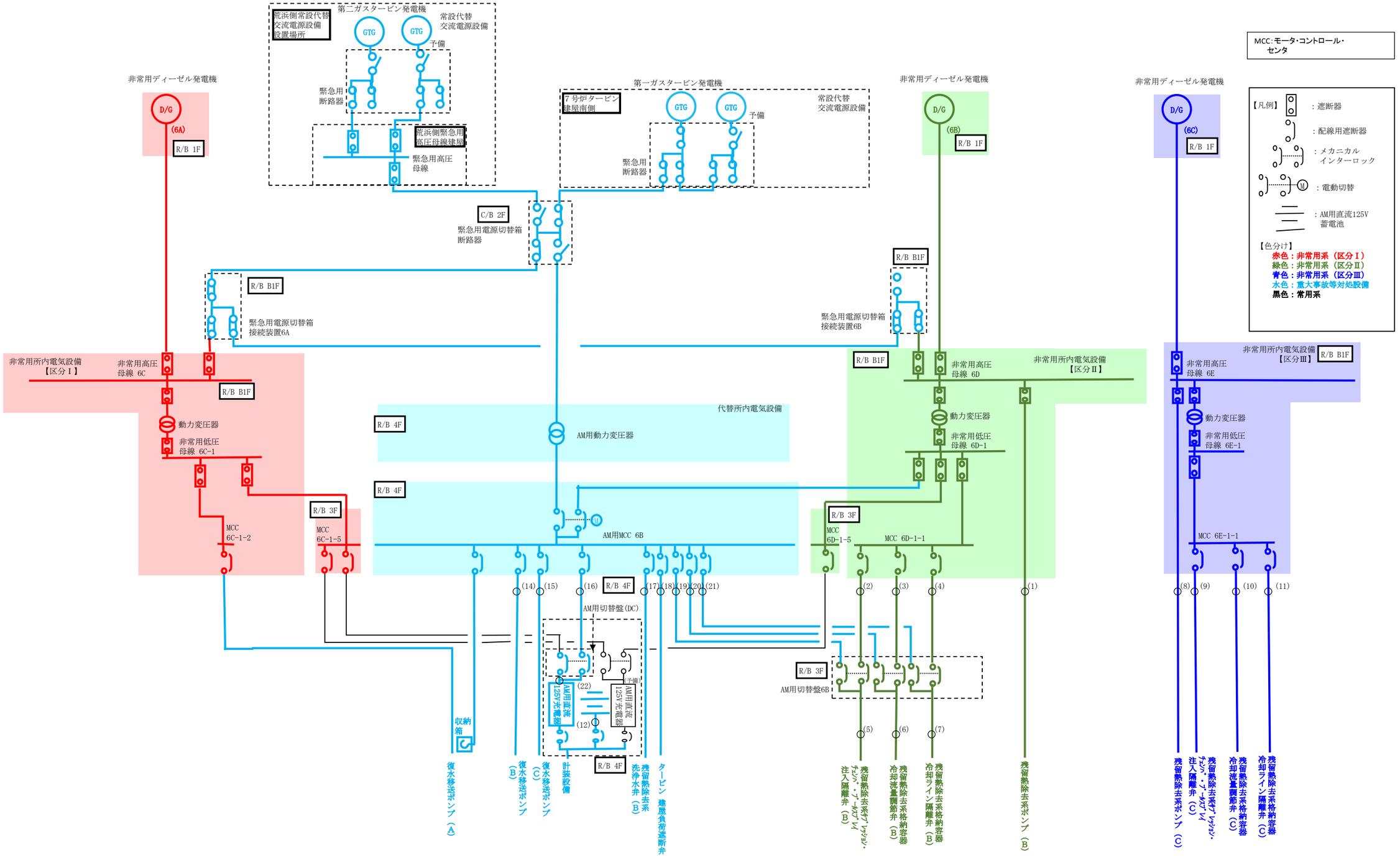


図 57-9-34　単線結線図＿代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（６号炉）

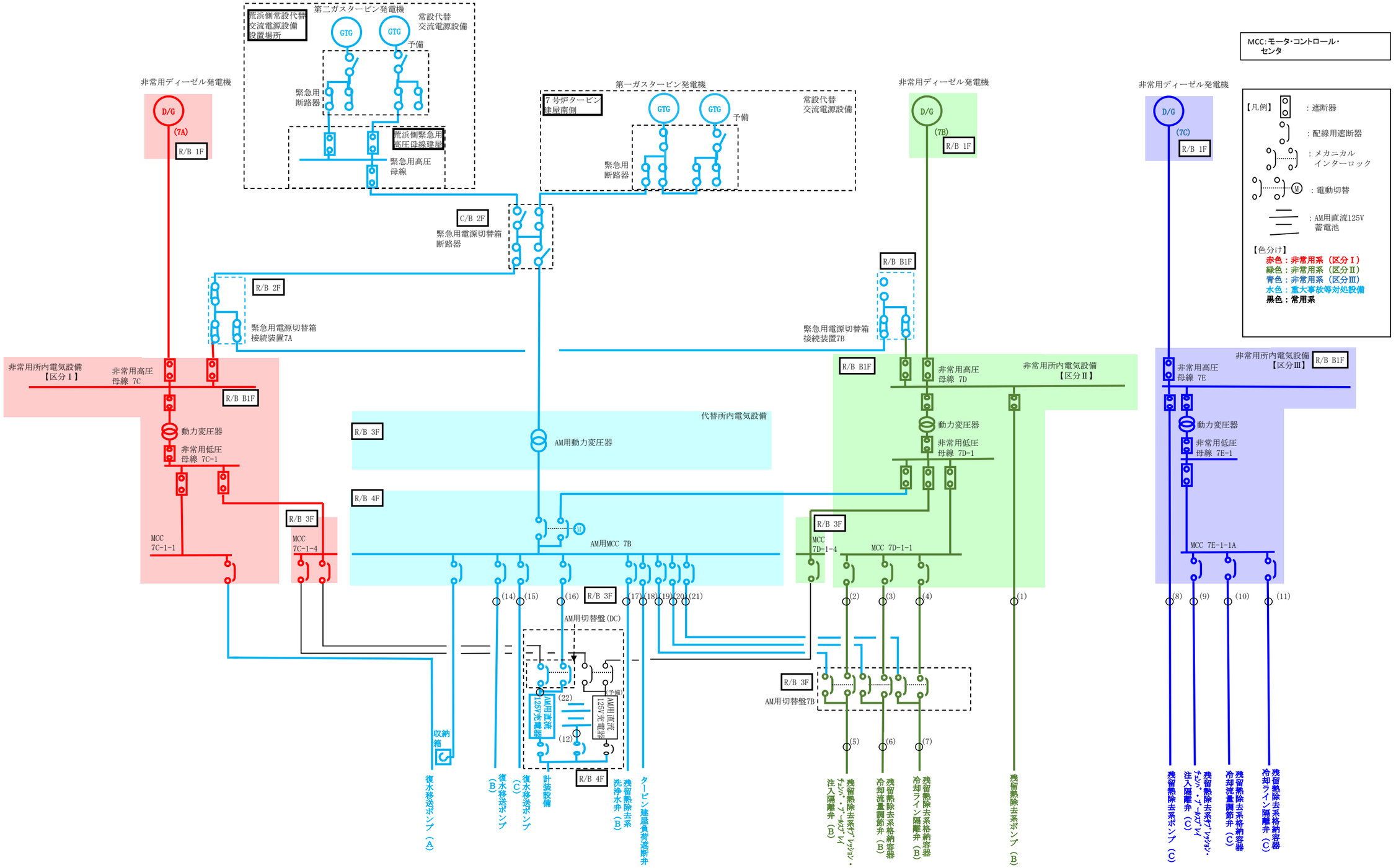


図 57-9-35　単線結線図__代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（7 号炉）

1.3.4 格納容器下部注水系［51 条］

格納容器下部注水系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，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための常設設備である。（図 57-9-36～39）

格納容器下部注水系の主要設備を表 57-9-16 に示す。

表 57-9-16　格納容器下部注水系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	代替する設計基準対象施設
－	・格納容器下部注水系（常設） ・格納容器下部注水系（可搬型）	－
ポンプ	・復水移送ポンプ ・可搬型代替注水ポンプ	－
電動弁 （状態表示を含む）	・復水補給水系 下部ドライウェル注水流量調整弁 （例：P13-MO-F094） ・復水補給水系 下部ドライウェル注水ライン隔離弁 （例：P13-MO-F095） ・タービン建屋負荷遮断弁 （例：P13-MO-F029 ）	－
計装設備	・復水補給水系流量（原子炉格納容器） ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・格納容器下部水位	－

なお，原子炉格納容器下部注水系の各設備は以下の通り多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計としている。

①ポンプ

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置されており，格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（可搬型代替注水ポンプ）は屋外に設置されており，位置的分散を図っている。（図 57-9-40）

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は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代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（可搬型代替注水ポンプ）は，専用のエンジンにて運転する設計としており，それぞれ多様性を有している。

②電動弁

復水補給水系下部ドライウェル注水流量調整弁と復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁は，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代替所内電気設備又は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しており，それぞれ多重性を有している。

タービン建屋負荷遮断弁は，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代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，また手動での操作が可能な設計としており，多様性を有している。

③計装設備

計装設備は，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代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，また可搬型計器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。

なお，計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，復水補給水系流量（原子炉格納容器）及び格納容器下部水位に対して，復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計とする。

①～③の多重性又は多様性を有する設備の電路は，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。（表 57-9-17）

具体的な電路については，表 57-9-17 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-9-17　電路ルート図＿格納容器下部注水系〔51 条〕

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用(図 57-9-41)	図 51- 1～ 9	57-9-(51- 1～ 9)
7 号炉動力用(図 57-9-42)	図 51-10～20	57-9-(51-10～20)
6 号炉計装設備用 （表 57-9-17-1）	図 51-21～29	57-9-(51-21～29)
7 号炉計装設備用 （表 57-9-17-2）	図 51-30～38	57-9-(51-30～38)
6 号炉制御用 （表 57-9-17-3）	図 51-39～48	57-9-(51-39～48)
7 号炉制御用 （表 57-9-17-4）	図 51-49～60	57-9-(51-49～60)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

表 57-9-17-1　計装設備用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（６号炉）

重大事故緩和設備※			
S1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 2 階
S2	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S5	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S6	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S7	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内

※重大事故緩和設備のうち，S1, S5, S6, S7 に対して，S2, S3, S4 は独立した設計とする。

表 57-9-17-2　計装設備用電路__格納容器下部注水系〔51 条〕（7 号炉）

重大事故緩和設備※			
S1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 2 階
S2	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S5	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S6	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S7	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内

※重大事故緩和設備のうち，S1, S5, S6, S7 に対して，S2, S3, S4 は独立した設計とする。

表 57-9-17-3　制御用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（６号炉）

重大事故等緩和設備（代替所内電気設備から給電）			重大事故等緩和設備（非常用所内電気設備から給電）		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　6C-1-7
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC 6B	D2	MCC　6C-1-7	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁
S3	AM 用操作盤 6A※2	AM 用 MCC 6B	D3	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　6D-1-7
S4	AM 用操作盤 6B※3	AM 用 MCC 6B	D4	MCC　6D-1-7	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁
S5	AM 用 MCC 6B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁			
S6	AM 用 MCC 6B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁			
S7	AM 用 MCC 6B	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁			

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁開閉操作

※3．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

※4．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁開閉操作，復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

表 57-9-17-4　制御用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（7 号炉）

重大事故等緩和設備（代替所内電気設備から給電）			重大事故等緩和設備（非常用所内電気設備から給電）		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　7C-1-6
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC 7B	D2	MCC　7C-1-6	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁
S3	AM 用操作盤 7A※2	AM 用 MCC 7B	D3	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　7D-1-6
S4	AM 用操作盤 7B※3	AM 用 MCC 7B	D4	MCC　7D-1-6	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁
S5	AM 用 MCC 7B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁			
S6	AM 用 MCC 7B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁			
S7	AM 用 MCC 7B	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁			

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁開閉操作

※3．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

※4．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調整弁開閉操作，復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ（A）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ（C）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常／非常用連絡１次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常／非常用連絡２次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンションジョイント操作弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

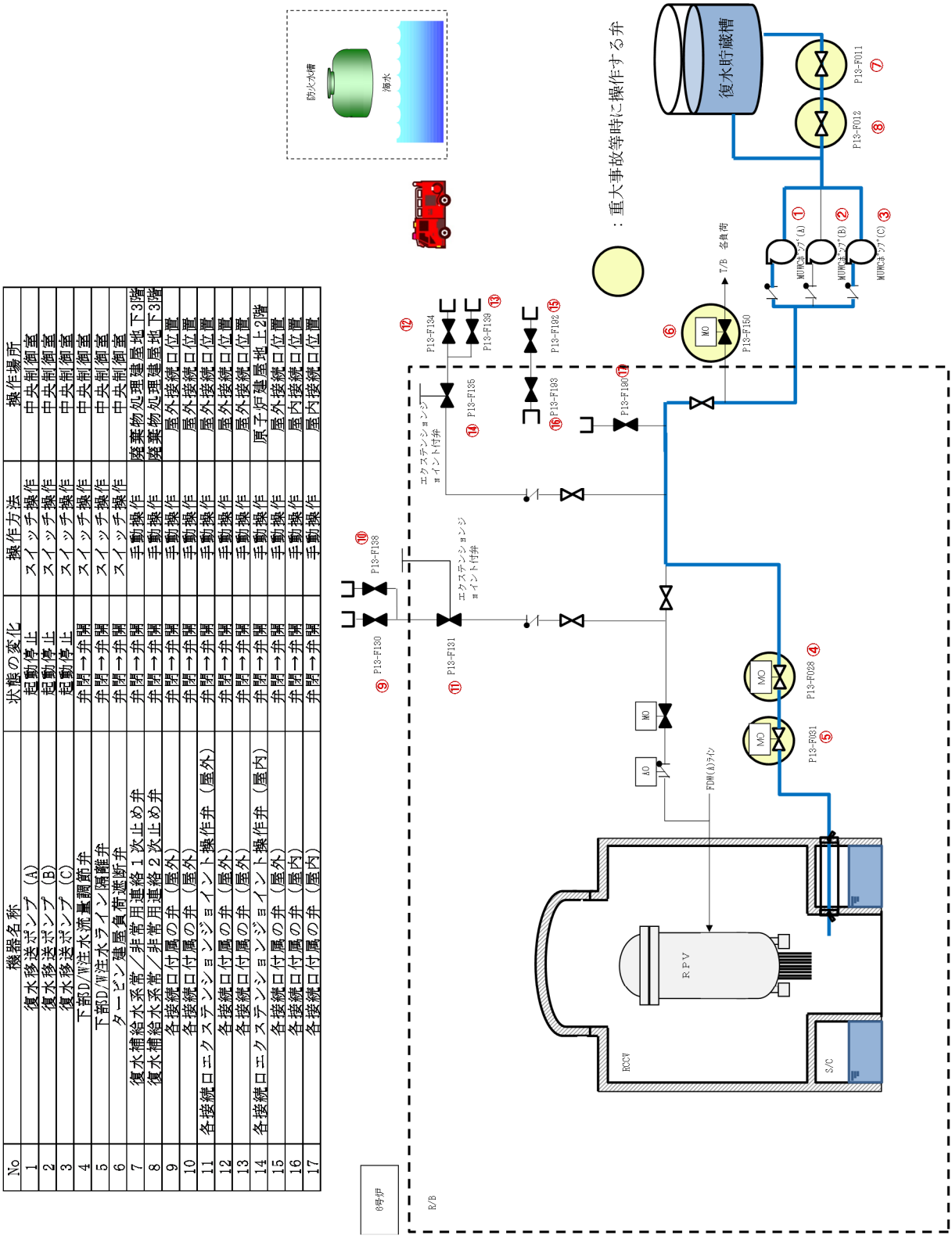


図 57-9-36　格納容器下部注水系（常設）系統概要図（6 号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ（A）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ（C）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常／非常用連絡１次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常／非常用連絡２次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンションジョイント操作弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

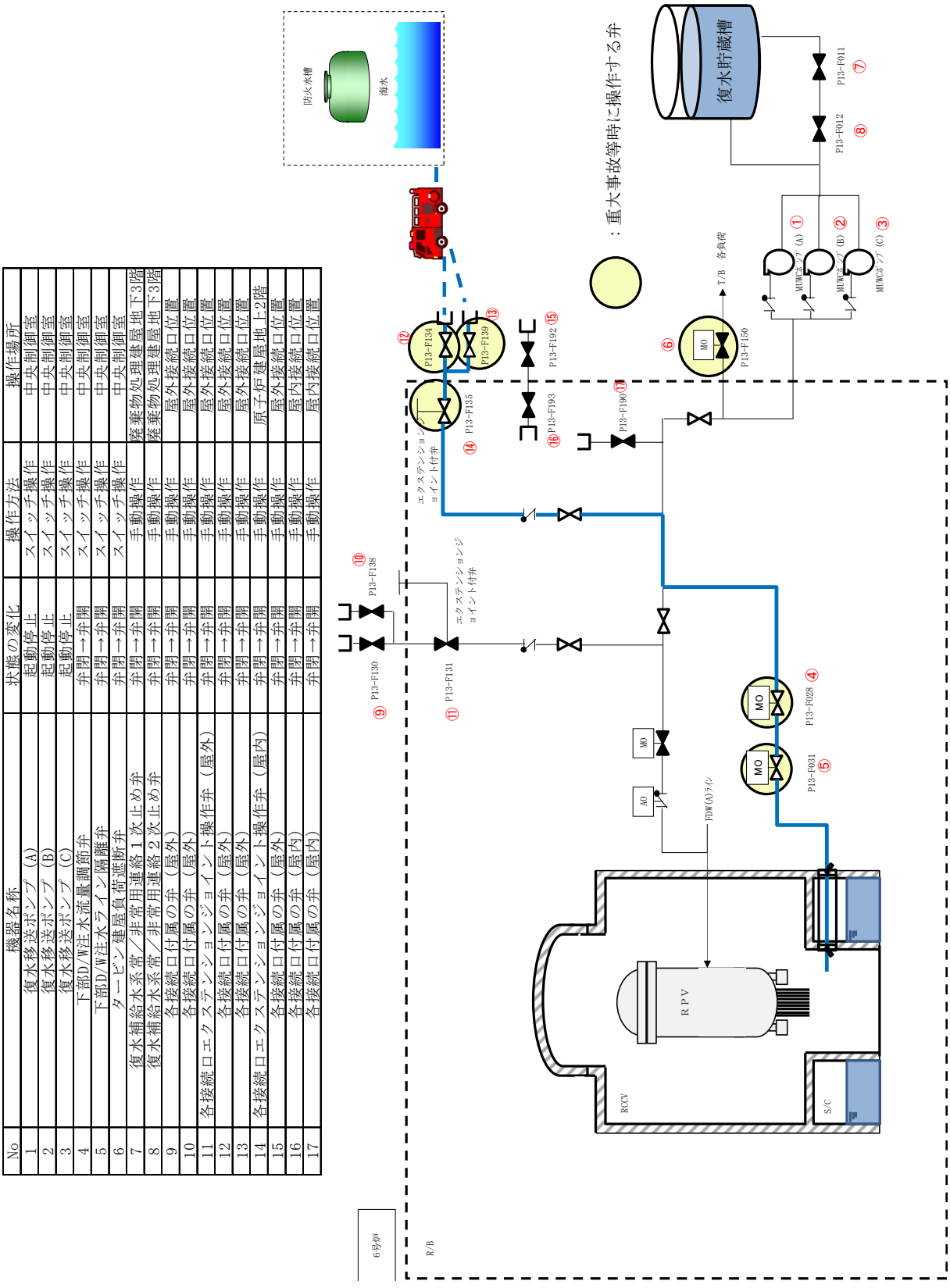


図 57-9-37　格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図（6 号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ（A）	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ（B）	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ（C）	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常／非常用連絡１次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常／非常用連絡２次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンションジョイント操作弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

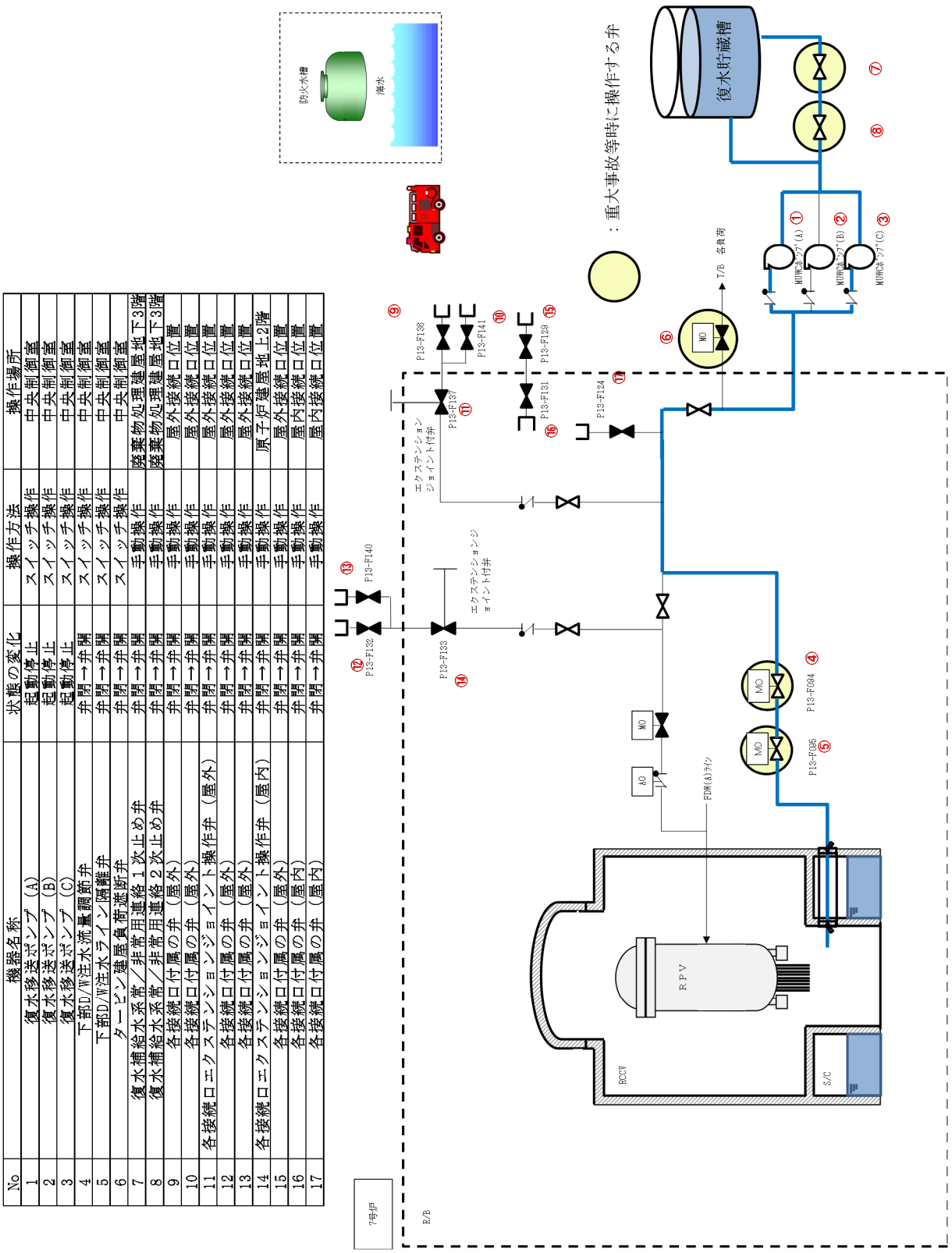


図 57-9-38　格納容器下部注水系（常設）系統概要図（7 号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ（A）	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ（B）	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ（C）	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常／非常用連絡１次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常／非常用連絡２次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口ユニクスデンションジョイント操作弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口ユニクスデンションジョイント操作弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁（屋外）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	各接続口付属の弁（屋内）	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

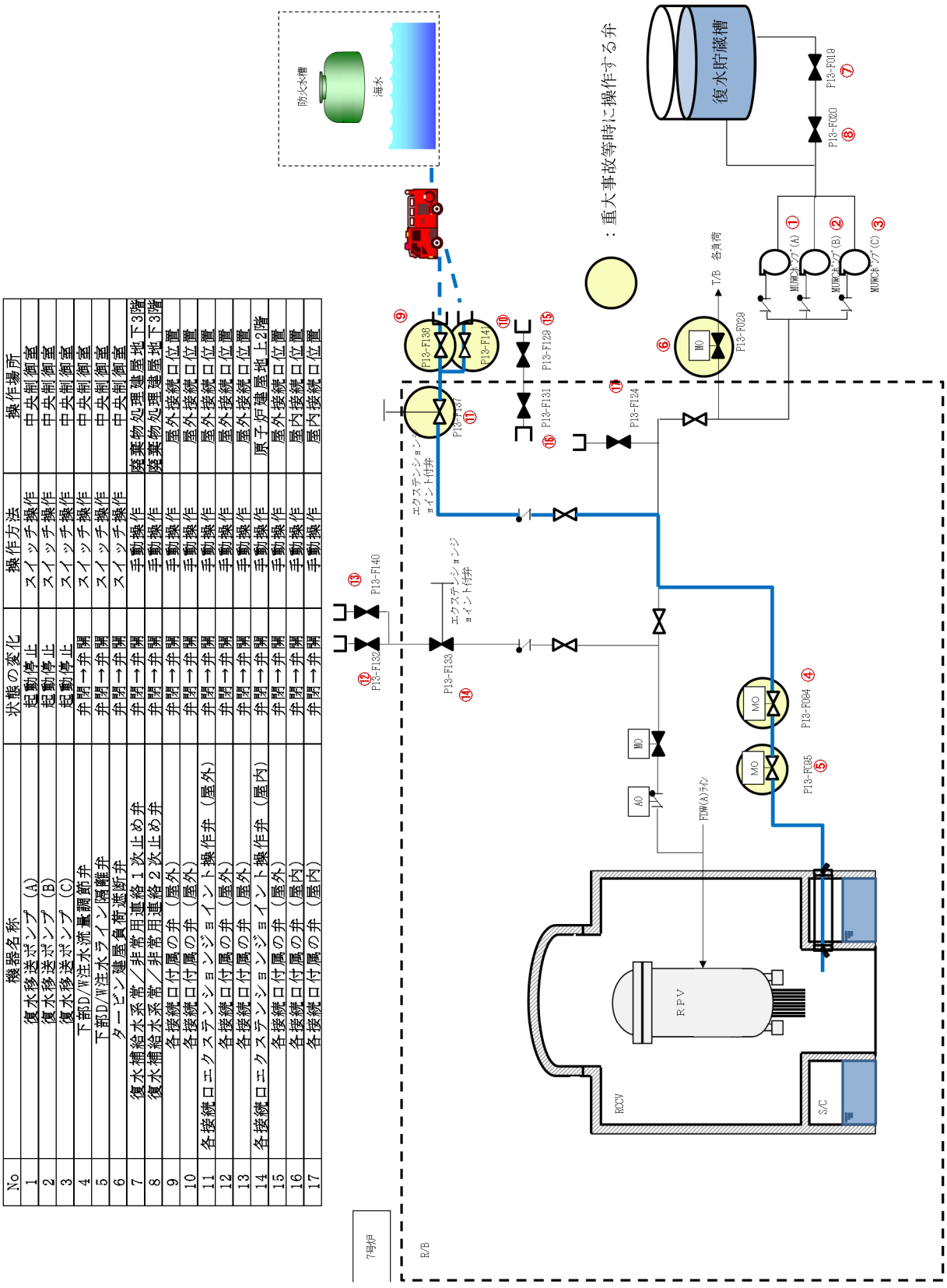


図 57-9-39　格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図（7 号炉）

6 号炉の配置

7 号炉の配置

図 57-9-40　格納容器下部注水系の配置図

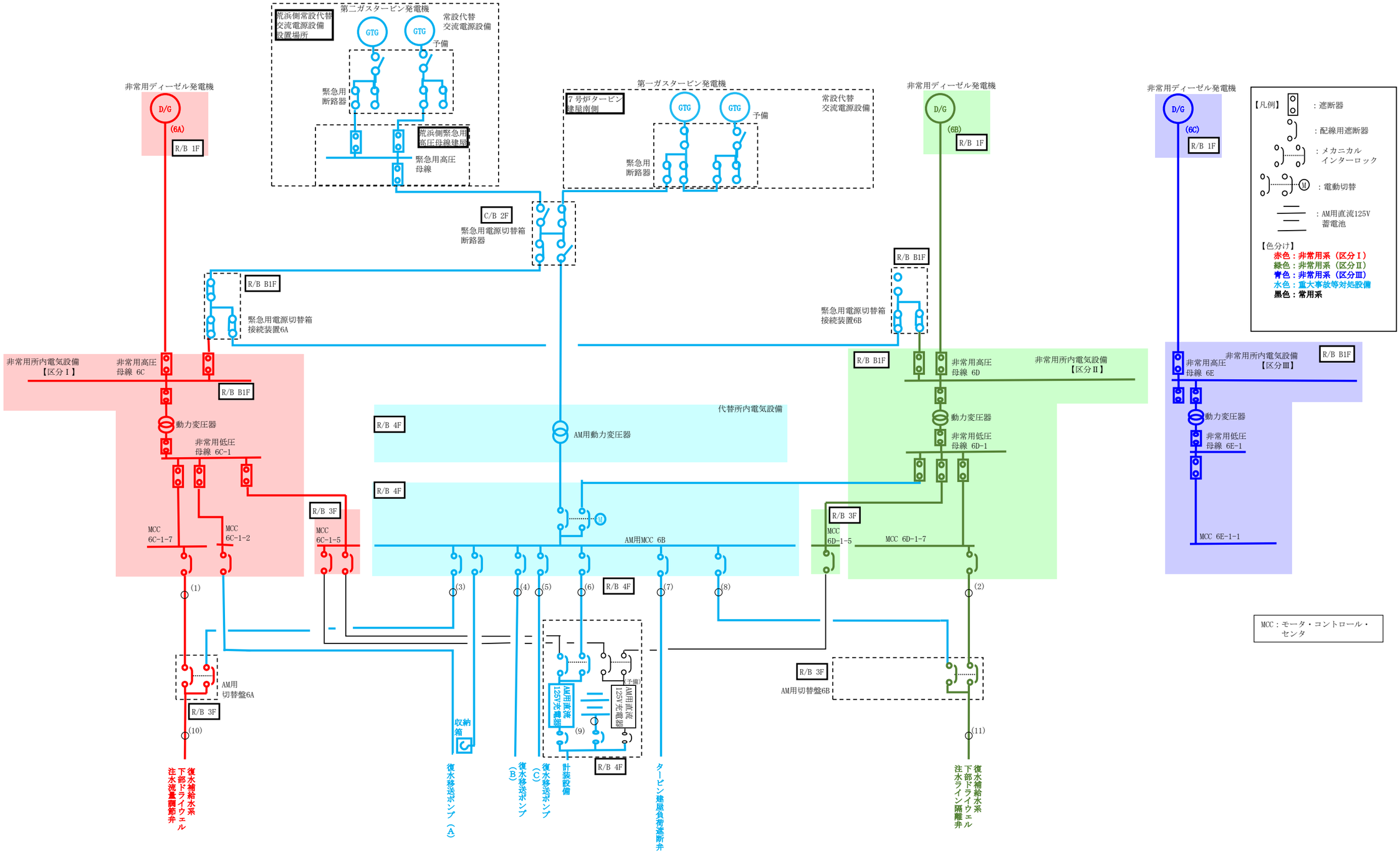


図 57-9-41　単線結線図＿格納容器下部注水系〔51 条〕（６号炉）

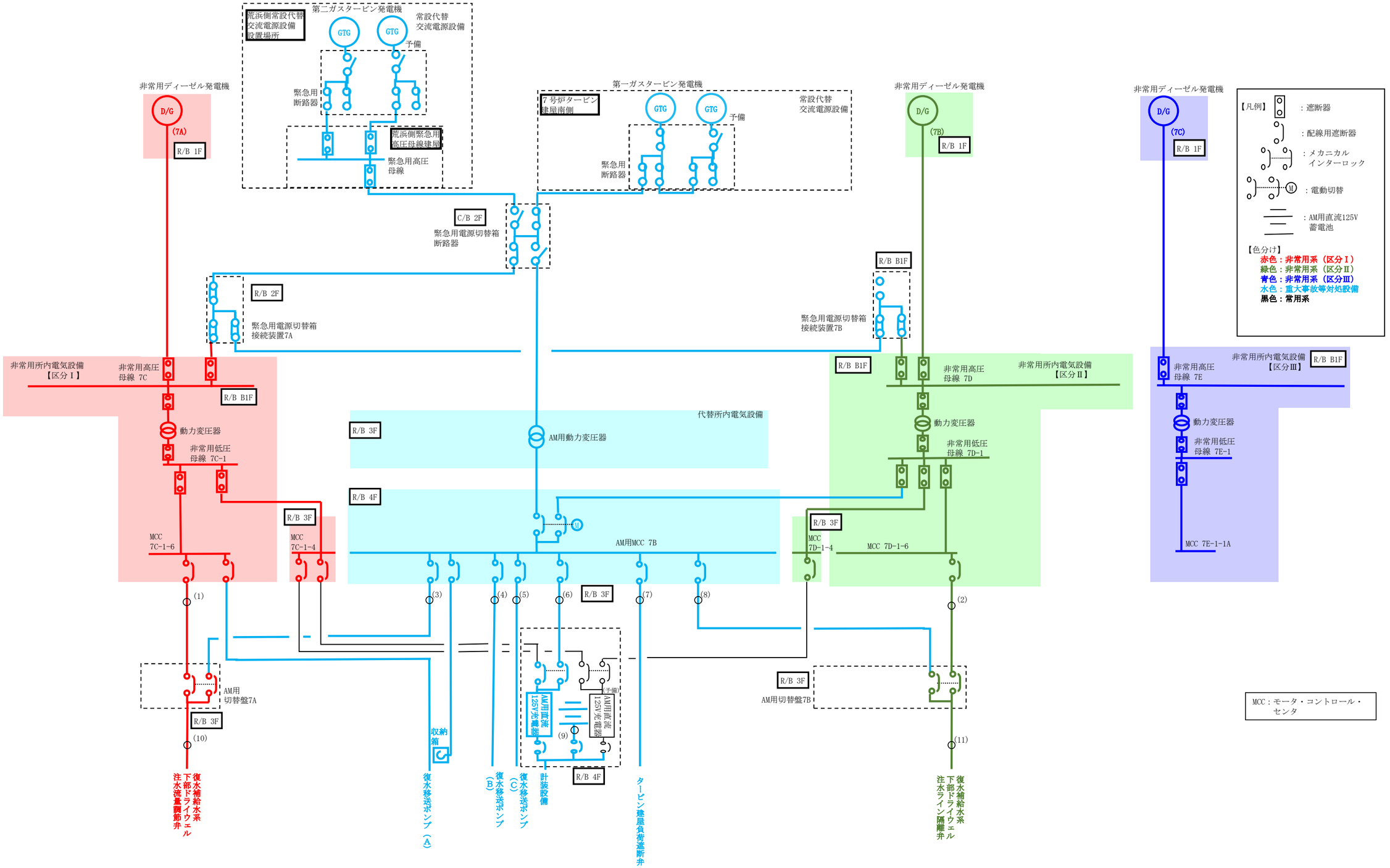


図 57-9-42　単線結線図__格納容器下部注水系〔51 条〕（７号炉）

1.4　自主対策設備について

1.4.1　直流給電車

1.4.1.1　主要設備

設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源・全直流電源），及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源・常設代替直流電源）により，重大事故に至る恐れがある事故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に，原子炉隔離時冷却系・逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電力を供給するために設置する。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。

1.4.1.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1)　電源車

本文 3.14.2.1.2 参照

(2)　直流給電車

個数	：2
直流出力	：約 360A
直流電圧	：125V
蓄電池容量	：約 400Ah
配置場所	：荒浜側高台保管場所 大湊側高台保管場所

単線結線図について，図 57-9-43，図 57-9-44 に示す。

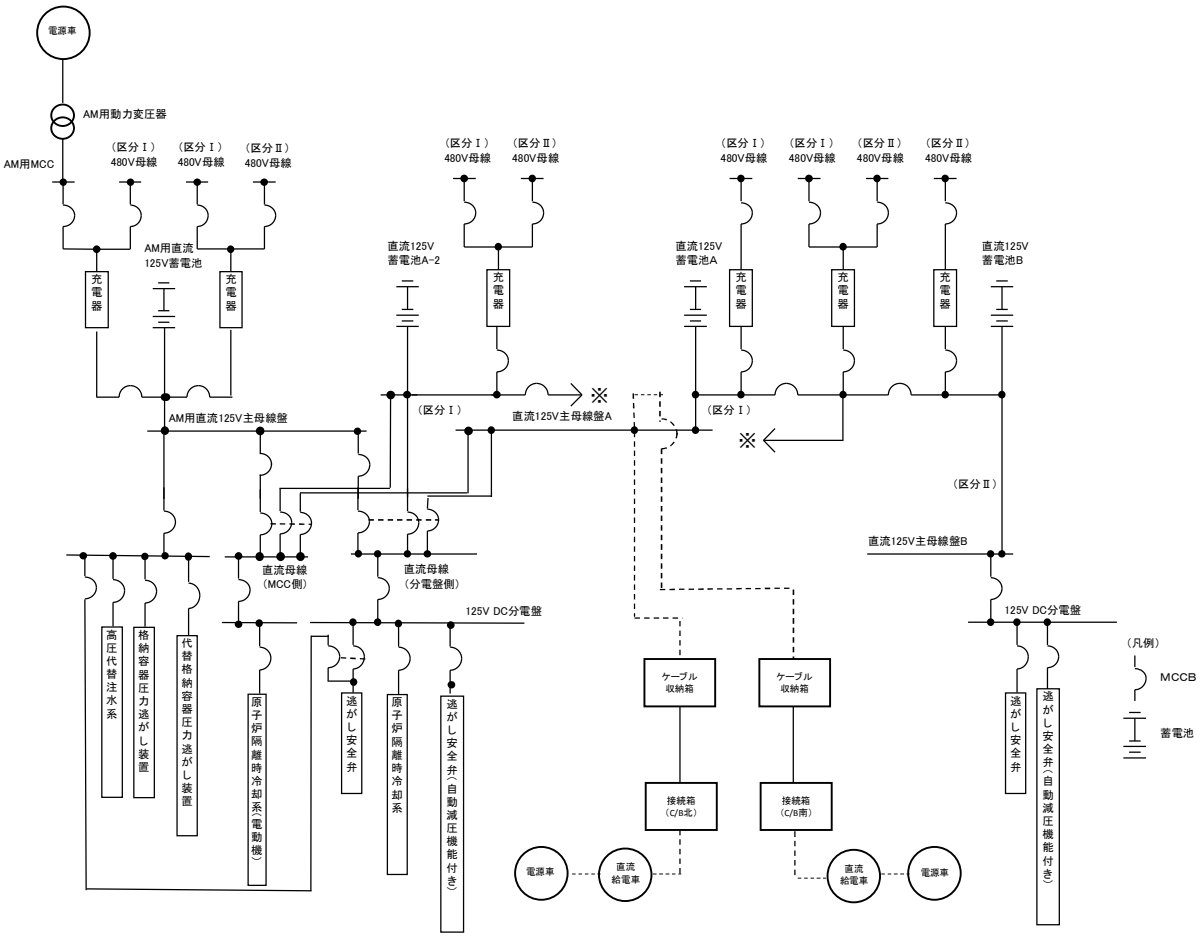


図 57-9-43　直流給電車（6 号炉）

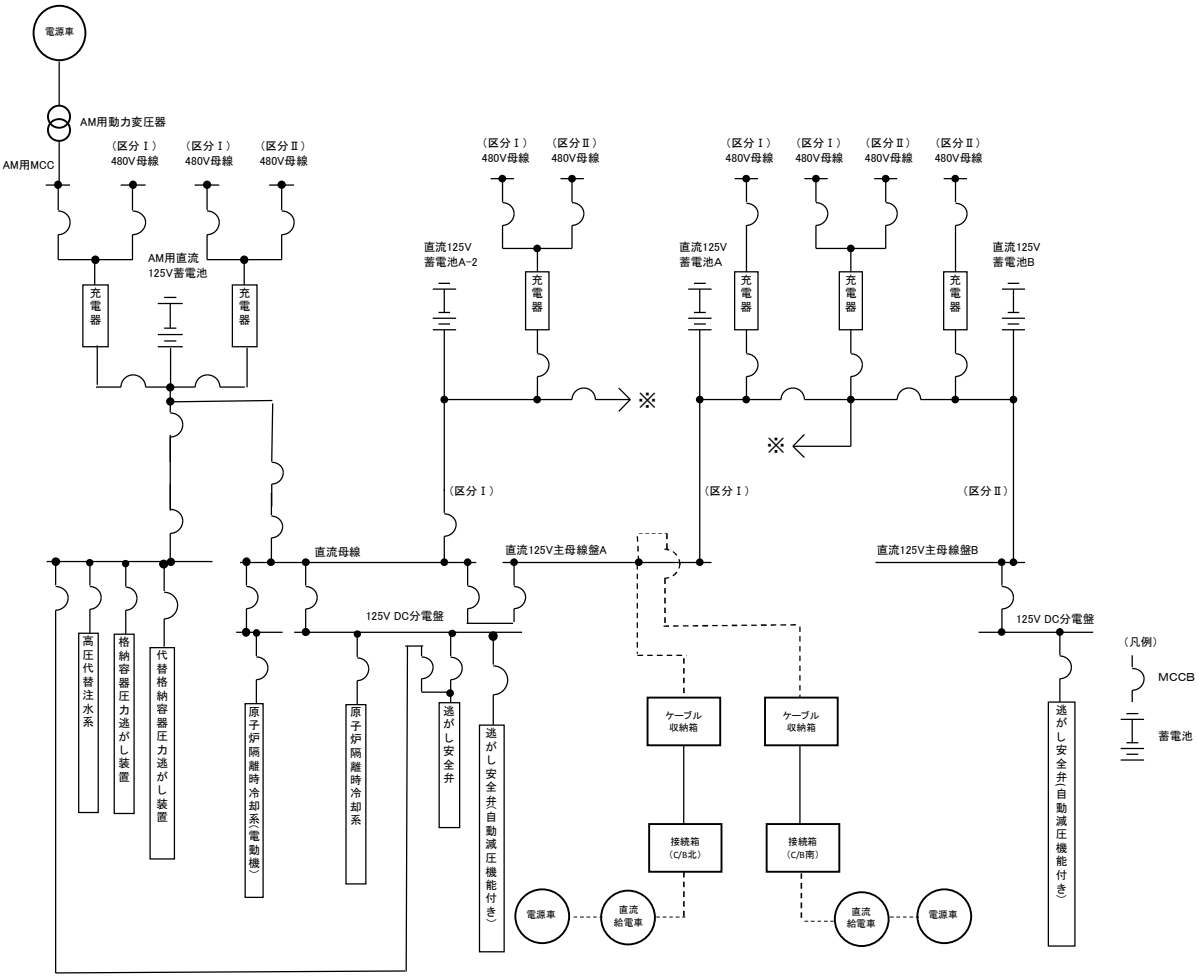


図 57-9-44　直流給電車（7 号炉）

1.4.2　大湊側代替交流電源設備

1.4.2.1　主要設備

第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線への給電ラインの多重化を図るため，大湊側緊急用高圧母線を設ける。大湊側緊急用高圧母線は6号及び7号炉の非常用高圧母線へ給電可能とする。第二ガスタービン発電機から大湊側緊急用高圧母線を経由し，緊急用電源切替箱接続装置に至る屋外電路は，ケーブルトラフ及び多孔管を用いた布設としており，洞道を経由する電路と位置的分散を図っている。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。

1.4.2.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1)　電源車

本文3.14.2.1.2参照

(2)　第二ガスタービン発電機（6号及び7号炉共用）

本文3.14.2.2.2参照

(3)　大湊側緊急用高圧母線（6号及び7号炉共用）

電圧　　：6.9kV

母線定格電流：約1,200A

単線結線図を図57-9-45～図57-9-46に示す。

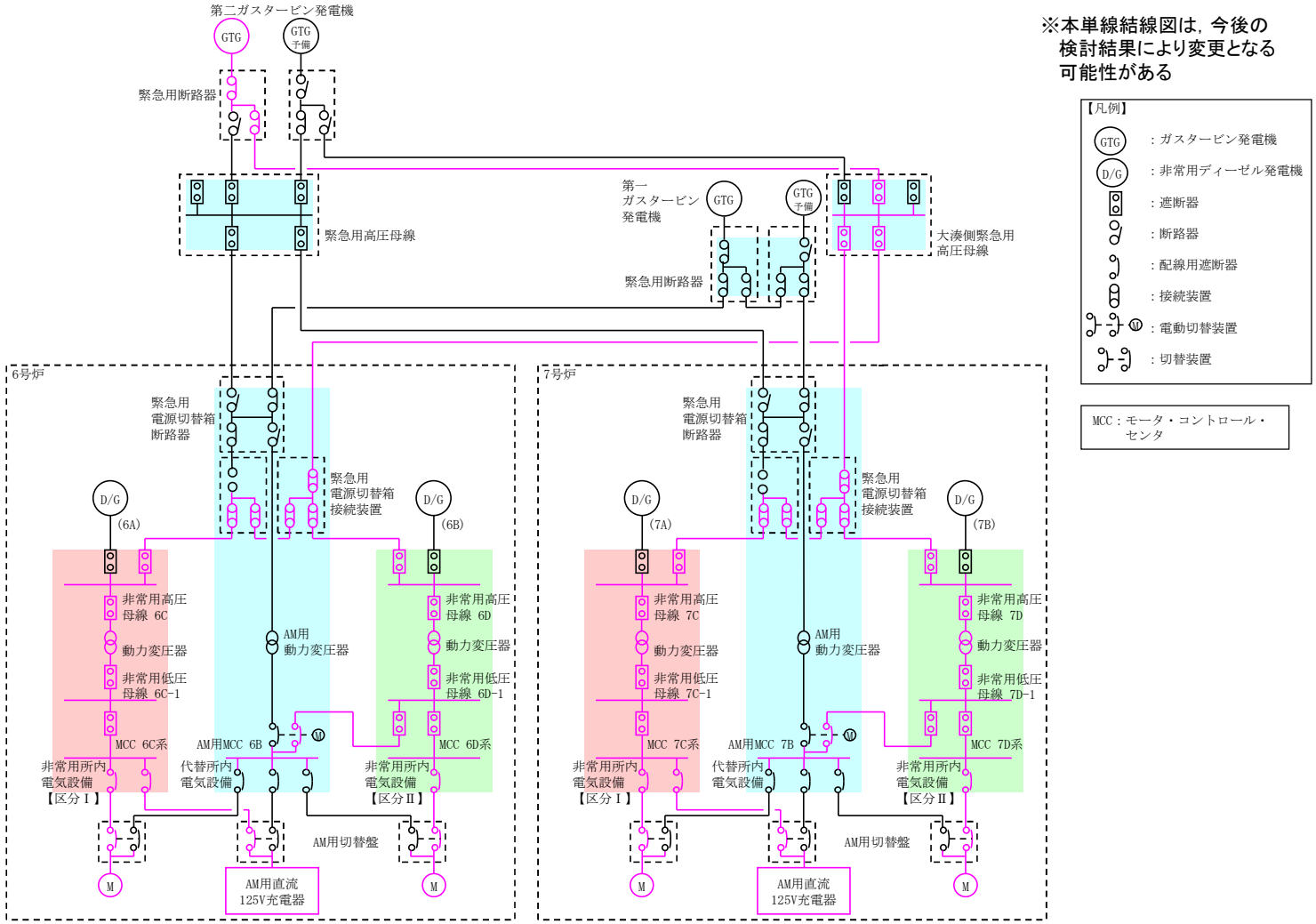


図 57-9-45 大湊側緊急用 M/C 経由の非常用所内電気設備の電源供給ライン

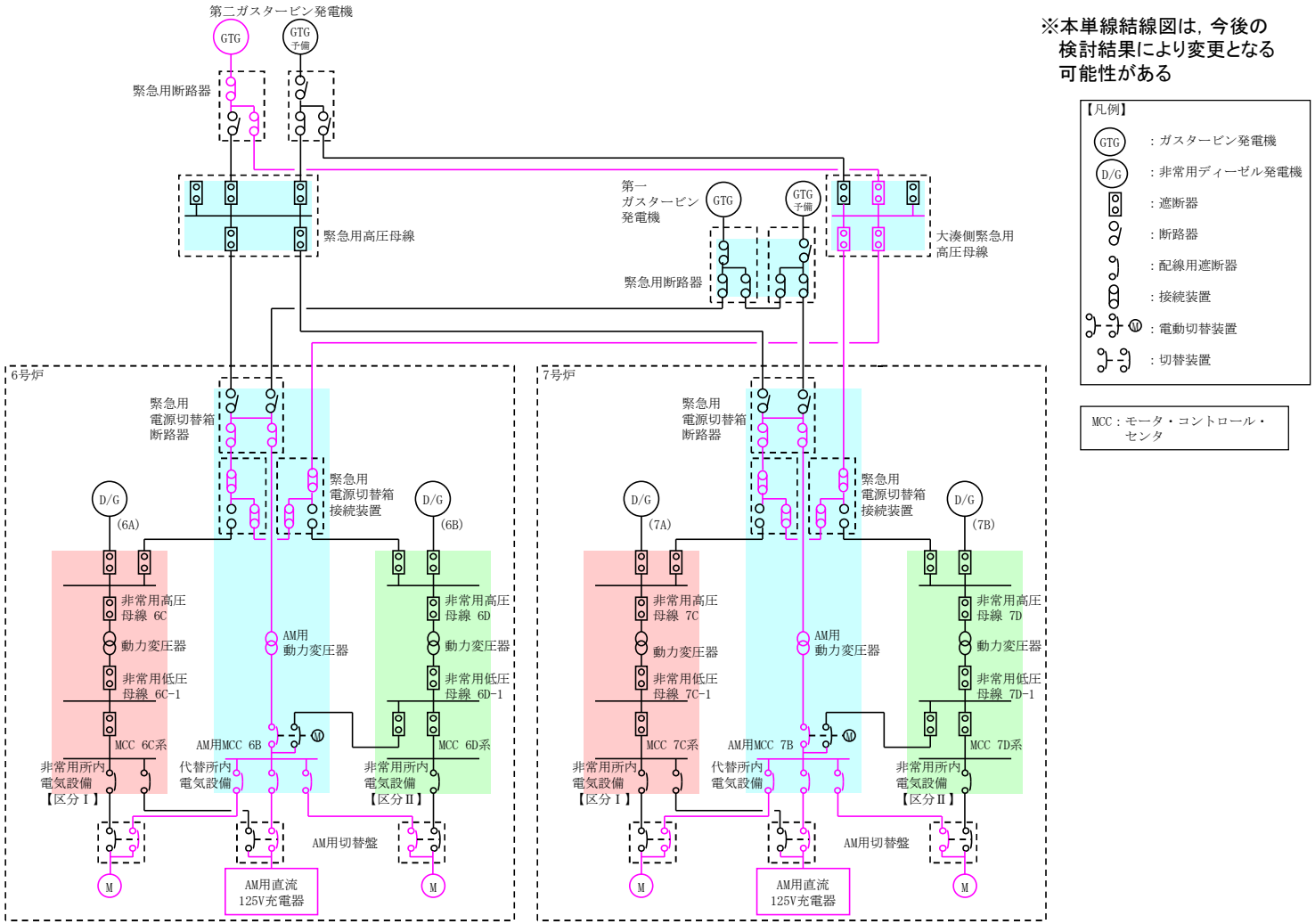


図 57-9-46　大湊側緊急用 M/C 経由の代替所内電気設備の電源供給ライン

1.4.3　直流 125V 予備充電器（A,A-2 及び B）

1.4.3.1　主要設備

全交流動力電源喪失後，代替交流電源から非常用高圧母線受電時に異なる区分の電源から非常用高圧母線の制御電源を給電できるように，直流 125V 予備充電器（A,A-2 及び B）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。

1.4.3.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1)　直流 125V 予備充電器（A,A-2 及び B）

個数	：1
電圧	：125V
電流	：約 700A

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則			系統機能	R/B加圧防排煙送風機	新防災複合盤	C/B直流125V蓄電池6A非常用排風機	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機A	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラックチラーユニット）	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラック/気体抽出ラック）	ドレンポンプ装置A（代替格納容器ベント用）	ドレンポンプ装置B（代替格納容器ベント用）	フィルタ装置スクラバ水pH（代替格納容器ベント用）	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラックチラーユニット）（代替格納容器ベント用）	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラック/気体抽出ラック）（代替格納容器ベント用）	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明（中央制御室）	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	可搬型空気浄化装置（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化ポンプA	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化ポンプB	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック吸引ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック排気ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)ヒータ制御盤
37	－	炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失																																																					
			高圧注水・減圧機能喪失																																																							
			全交流電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）																	○	○	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			全交流電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗																			○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			全交流電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失																			○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			全交流電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋SRV再閉失敗																	○	○	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）																	○			○	○		○																				○	○									
			崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）																																																					
			原子炉停止機能喪失																																																					
			ＬＯＣＡ時注水機能喪失																																																					
			格納容器バイパス （インターフェイスシステムＬＯＣＡ）																																																					
		格納容器破損防止	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する場合																	○			○	○		○																														
			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																	○			○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)																	
			高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱																																																					
			原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用																																																					
			水素燃焼																	○			○	○		○																														
			格納容器直接接触 （シェルアタック）																																																					
			炉心溶融・コンクリート相互作用																																																					
		SFP燃料損傷防止	想定事故1																																																					
			想定事故2																																																					
		停止中原子炉の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失																																																					
			全交流電源喪失																	○			○	○		○																				○	○									
			原子炉冷却材の流出																																																					
			反応度の誤投入																																																						

【6号炉】

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		系統機能	R/B加圧防排煙送風機	新防災複合盤	C/B直流125V蓄電池6A非常用排風機	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機A	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)	ドレンポンプ装置A(代替格納容器ベント用)	ドレンポンプ装置B(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置スクラバ水pH(代替格納容器ベント用)	(代替格納容器ベント用)フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)	(代替格納容器ベント用)フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明（中央制御室）	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置(交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電)	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	可搬型空気浄化装置（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化ポンプA	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化ポンプB	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック吸引ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック排気ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)ヒータ制御盤
38	49	重大事故等対処施設の地盤																																																					
39	50	地震による損傷の防止																																																					
40	51	津波による損傷の防止																○																																					
41	52	火災による損傷の防止		○	○	○	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)					○																																				
42	53	（対象外）特定重大事故等対処施設																																																					
43	54	重大事故等対処設備																																													○	○	(○)	(○)			
44	59	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	代替制御棒挿入機能																																																				
			代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能																																																				
			ほう酸水注入系																																																				
45	60	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	原子炉隔離時冷却系															○	○	○																																			
			高圧代替注水系																	○																																			
46	61	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	代替自動減圧機能															○			(○)																																		
			逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）																																																				
47	62	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	低圧代替注水系																	○		(○)	○	○																														
48	63	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	代替原子炉補機冷却系															○		(○)																								○	○	(○)	(○)							
			耐圧強化ベント系																	○																																			
			格納容器圧力逃がし装置															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																						
			代替格納容器圧力逃がし装置															(○)		(○)													(○)	(○)	(○)	(○)	(○)																	
49	64	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	代替格納容器スプレイ冷却系																	○		(○)	○	○																														
50	65	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															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																						
			代替格納容器圧力逃がし装置															(○)		○													○	(○)	○	○	○																	
			代替循環冷却															○		○	○	(○)	○	○																														
51	66	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	格納容器下部注水系																	○	○	○	(○)	○																														
52	67	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	格納容器圧力逃がし装置															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																						
			代替格納容器圧力逃がし装置															(○)		○													○	(○)	○	○	○																	
53	68	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	静的触媒式水素再結合器																	○																																			
54	69	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	使用済燃料貯蔵プールの監視設備										○						○		○																																		
55	70	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備																																																					
56	71	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備																																																					
57	72	電源設備																○	○	○																																			
58	73	計装設備														○					○	○	○	○																															○	○	○
59	74	原子炉制御室	居住性の確保															○																				○	○	○	○	○	○											
60	75	監視測定設備																																																					
61	76	緊急時対策所																																																						
62	77	通信連絡を行うために必要な設備	発電所内の通信連絡															○																																					
			発電所外の通信連絡																																																				
ガスタービン発電機から給電する負荷容量として考慮する負荷		合計：1159kW		2.2	10	0.75	2.2		1.5		0.75		13	16					94	56	41	98		55	55	7.5		3	4.2	0.4	0.3	11.2	8						3	24					540	5.5			90	1.5			0.4	2.2	12

○：必要となる負荷

（○）：２系のうち待機系

【７号炉】

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則			系統機能	R/B加圧防排煙送風機	新防災複合盤	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	DG(A)/Z排風機A	DG(A)/Z排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラックチラーユニット）	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラック／気体抽出ラック）	ドレンポンプ装置A(代替格納容器ベント用)	ドレンポンプ装置B(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置スクラバ水pH(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラックチラーユニット）(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラック／気体抽出ラック）(代替格納容器ベント用)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明（中央制御室）	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	可搬型空気浄化装置（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化ポンプA	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化ポンプB	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプルポンプB	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプル昇圧ポンプB	格納容器内雰囲気モニタ電源盤B
37	-	炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失																																																			
			高圧注水・減圧機能喪失																																																				
			全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）																○	○	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗																		○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失																		○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋SRV再閉失敗																○	○	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)									○	○							
			崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）																○	○	○	○	○		○																						○	○							
			崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）																																																			
			原子炉停止機能喪失																																																			
			ＬＯＣＡ時注水機能喪失																																																			
			格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）																																																			
		格納容器破損防止	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する場合																○			○	○		○																													
			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																○			○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)	(○)																	
			高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱																																																			
			原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用																																																			
			水素燃焼																○			○	○		○																													
			格納容器直接接触（シェルアタック）																																																			
			炉心溶融・コンクリート相互作用																																																			
		SFP燃料破損防止	想定事故１																																																			
			想定事故２																																																			
		停止中原子炉の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失																																																			
			全交流電源喪失																○			○	○		○																				○	○									
			原子炉冷却材の流出																																																			
			反応度の誤投入																																																			

【7号炉】

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		系統機能	R/B加圧防排煙送風機	新防災複合盤	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	DG(A)/Z排風機A	DG(A)/Z排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)	ドレンポンプ装置A(代替格納容器ベント用)	ドレンポンプ装置B(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置スクラバ水pH(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)(代替格納容器ベント用)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)(代替格納容器ベント用)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明（中央制御室）	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置(交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電)	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	可搬型空気浄化装置（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化ポンプA	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化ポンプB	燃料プール冷却浄化ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプルポンプB	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプル昇圧ポンプB	格納容器内雰囲気モニタ電源盤B
38	49	重大事故等対処施設の地盤																																																				
39	50	地震による損傷の防止																																																				
40	51	津波による損傷の防止														○																																				
41	52	火災による損傷の防止		○	○	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)					○																																		
42	53	（対象外）特定重大事故等対処施設																																																				
43	54	重大事故等対処設備																																																				
44	59	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	代替制御棒挿入機能																																																			
45	60	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	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能																																																			
			ほう酸水注入系																																																			
			原子炉隔離時冷却系															○	○	○																																		
			高圧代替注水系																	○																																		
46	61	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	代替自動減圧機能															○			(○)																																	
			逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）																																																			
47	62	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	低圧代替注水系																	○		(○)	○	○																														
48	63	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	代替原子炉補機冷却系															○		(○)																								○	○	(○)	(○)							
			耐圧強化ベント系																	○																																		
			格納容器圧力逃がし装置															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																						
			代替格納容器圧力逃がし装置																	(○)														(○)	(○)	(○)	(○)	(○)																	
49	64	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	代替格納容器スプレイ冷却系																	○		(○)	○	○																														
50	65	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															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																						
			代替格納容器圧力逃がし装置																	(○)														(○)	(○)	(○)	(○)	(○)																	
			代替循環冷却															○		○	○	(○)	○	○																														
51	66	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	格納容器下部注水系																	○	○	○	(○)	○																														
52	67	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	格納容器圧力逃がし装置															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																						
			代替格納容器圧力逃がし装置															(○)		○														○	(○)	○	○	○																	
53	68	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	静的触媒式水素再結合器																	○																																		
54	69	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	使用済燃料貯蔵プールの監視設備									○						○		○																												○	○					
55	70	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備																																																				
56	71	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備																																																				
57	72	電源設備														○	○	○																																		
58	73	計装設備											○					○	○	○	○																														○	○	○
59	74	原子炉制御室	居住性の確保															○																			○	○	○	○	○	○											
60	75	監視測定設備																																																				
61	76	緊急時対策所																																																				
62	77	通信連絡を行うために必要な設備	発電所内の通信連絡															○																																		
			発電所外の通信連絡																																																			
ガスタービン発電機から給電する負荷容量として考慮する負荷		合計：1183kW		2.2	12	5.5		1.5		1.5		11	12					94	56	41	98		55	55	7.5		4.2	4.2	0.4	0.3	11.2	8						3	27					540	5.5			110	1.5			2.2	0.75	12

○：必要となる負荷
（○）：2系のうち待機系

有効性評価の想定するシナリオにおいてガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否について

	重要事故シーケンス																							
	炉心損傷防止											格納容器破損防止								ＳＦＰ燃料破損防止		停止中原子炉の燃料損傷防止		
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）	全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗	全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失	全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＳＲＶ再閉失敗	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（格納容器代替循環冷却を使用する場合）	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（格納容器代替循環冷却を使用しない場合）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	格納容器直接接触（シェルアタック）	炉心溶融・コンクリート相互作用	想定事故１	想定事故２	崩壊熱除去機能喪失	全交流電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
ガスタービン発電機を使用するケース	ー	ー	○	○	○	○	○	ー	ー	ー	ー	○	○	ー	ー	○	ー	ー	ー	ー	ー	○	ー	ー
ガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否 （電源車による給電は12時間後から可能とする）			○	○	○	×※1	○					×※1	×※1			×※1						×※1		
理由			事象発生後，24時間までは，高圧注水系（原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水）による注水が行われる。その後は，電源車からの給電により低圧代替注水による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後も，低圧代替注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。			原子炉圧力の低下による原子炉隔離時冷却系機能喪失までにMUWCによる注水を実施する必要があるが，時間的余裕が小さく，電源車からの給電に期待することは困難である。	事象発生後の原子炉隔離時冷却系による注水を12時間後まで継続し，その後は，電源車からの給電により，低圧代替注水による注水を行うことで，炉心の冠水維持が可能である。その後も，低圧代替注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。					LOCAを起因とするため，原子炉水位の低下が早く，事象発生後90分（リロケーションの回避）までにMUWCによる注水を実施する必要があるが，時間的余裕が小さく，電源車からの給電に期待することは困難である。			LOCAを起因とするため，原子炉水位の低下が早く，事象発生後90分（リロケーションの回避）までにMUWCによる注水を実施する必要があるが，時間的余裕が小さく，電源車からの給電に期待することは困難である。						事象発生1時間後，冷却材温度が100℃に到達し，事象発生5時間後TAFに到達する。それまでにMUWCによる注水を行う必要があるが，時間的余裕が小さく，電源車からの給電を期待することは困難である。		

※１：電源車による給電の開始時間によっては，ガスタービン発電機の代替として使用可能（全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗，雰囲気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼→90分以内，停止時全交流電源喪失→5時間以内）

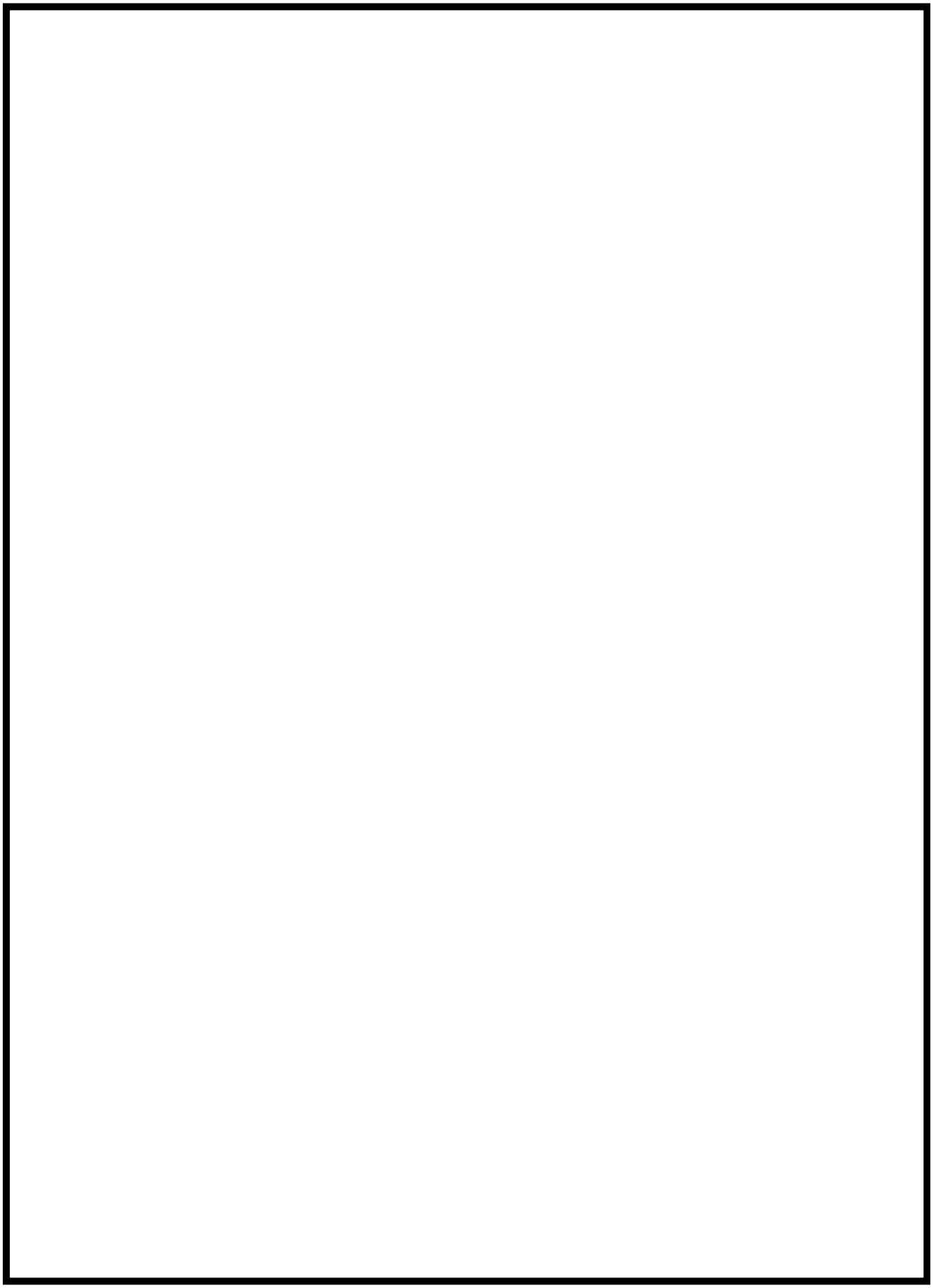


図47-1　　6号炉原子炉建屋　地下3階

図47-2　　6号炉原子炉建屋　地下2階

図47-3　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図47-4　　6号炉原子炉建屋　地上1階

図47-5　　6号炉原子炉建屋　地上2階

図47-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階

図47-7　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図47-8　　6号炉原子炉建屋　地上4階

図47-9　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-10　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図47-11　7号炉原子炉建屋　地下3階

図47-12　7号炉原子炉建屋　地下2階

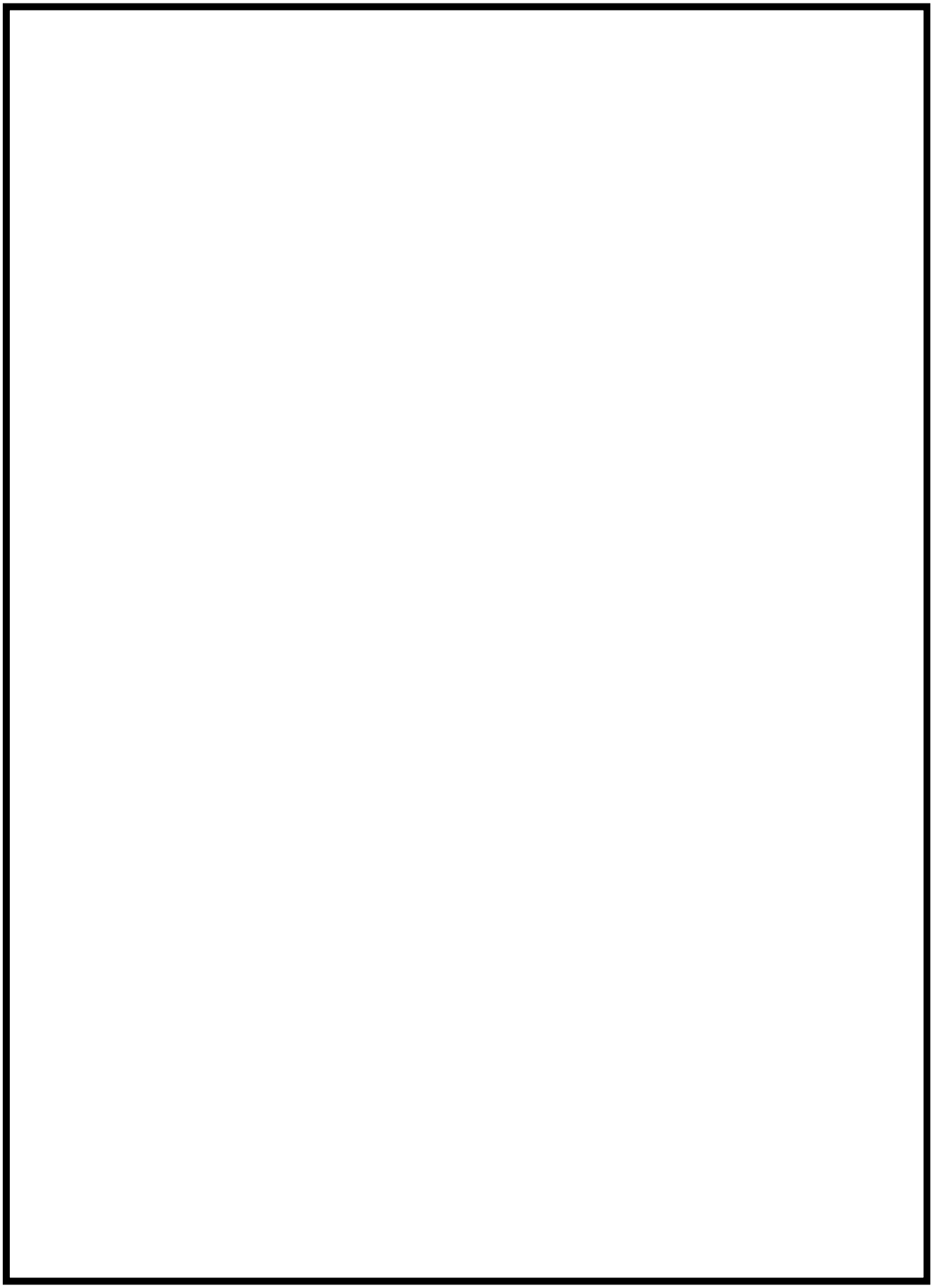


図47-13　7号炉原子炉建屋　地下1階

図47-14　7号炉原子炉建屋　地上1階

図47-15　7号炉原子炉建屋　地上2階

図47-16　7号炉原子炉建屋　地上3階

図47-17　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図47-18　7号炉原子炉建屋　地上4階

図47-19　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-20　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

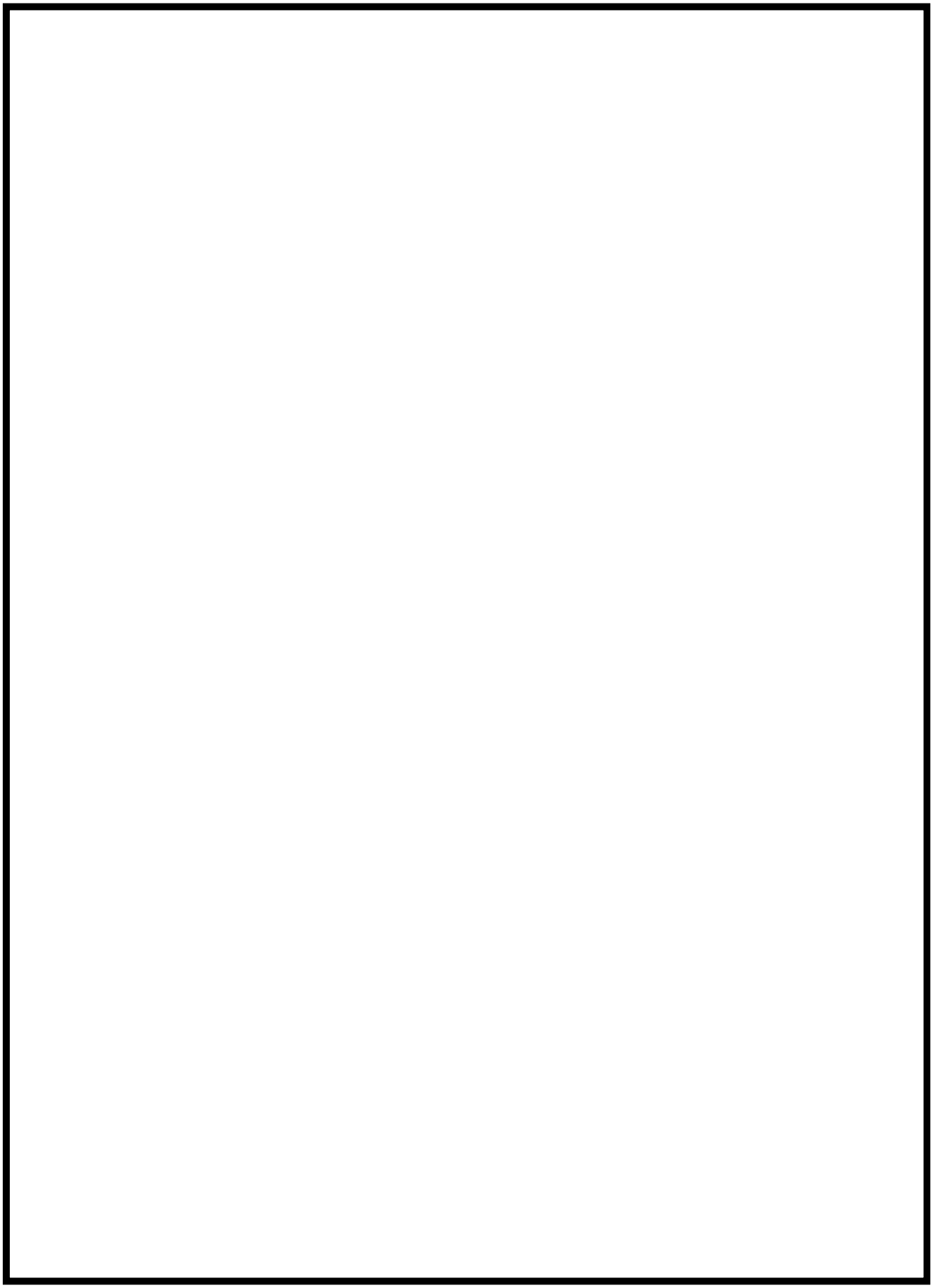


図47-21　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図47-22　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図47-23　6号炉原子炉建屋　地下3階

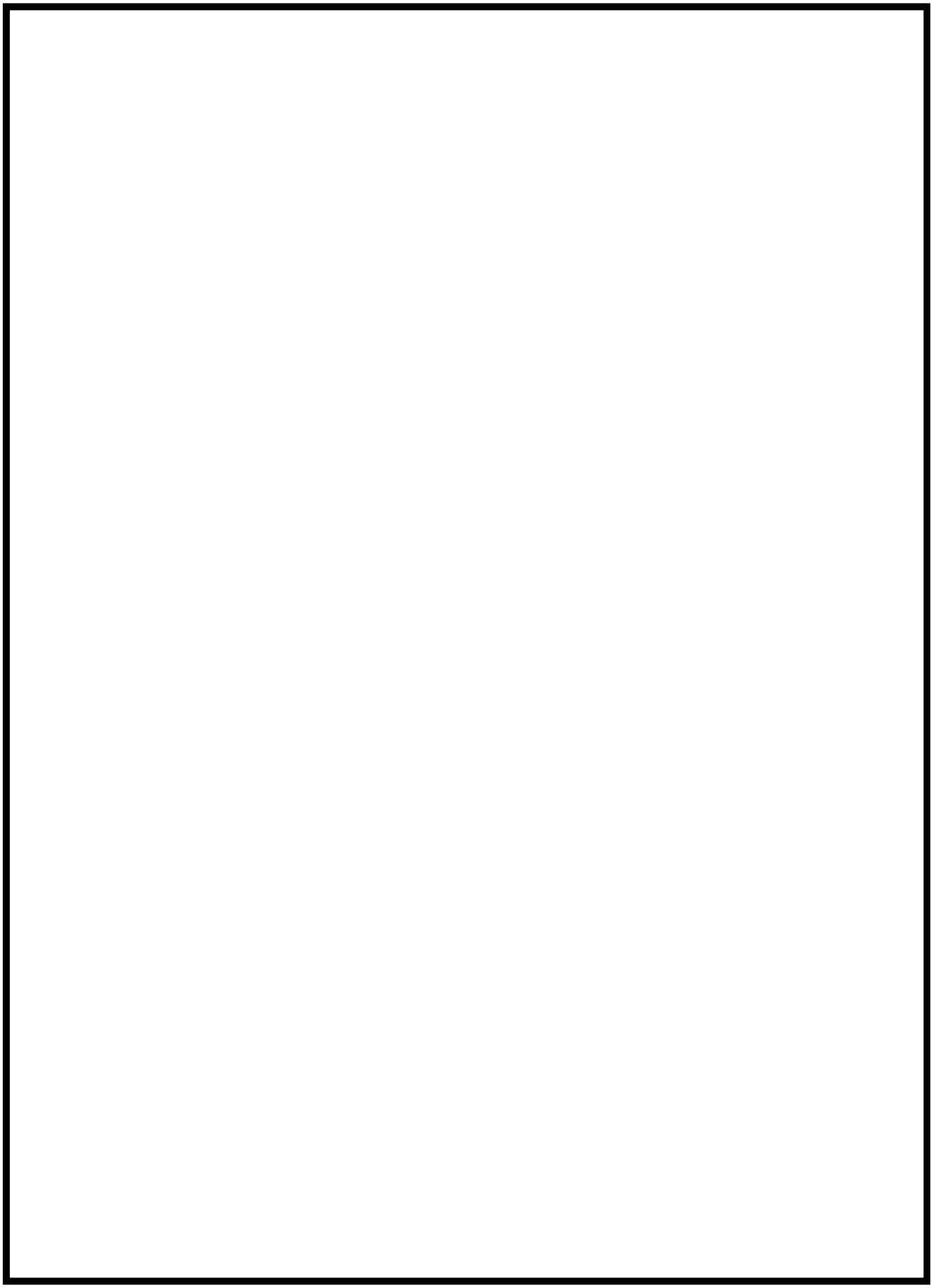


図47-24　6号炉原子炉建屋　地下2階及び地下中2階

図47-25　6号炉原子炉建屋　地下1階

図47-26　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-27　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図47-28　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図47-29　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図47-30　7号炉原子炉建屋　地下3階

図47-31　7号炉原子炉建屋　地下2階

図47-32　7号炉原子炉建屋　地下1階

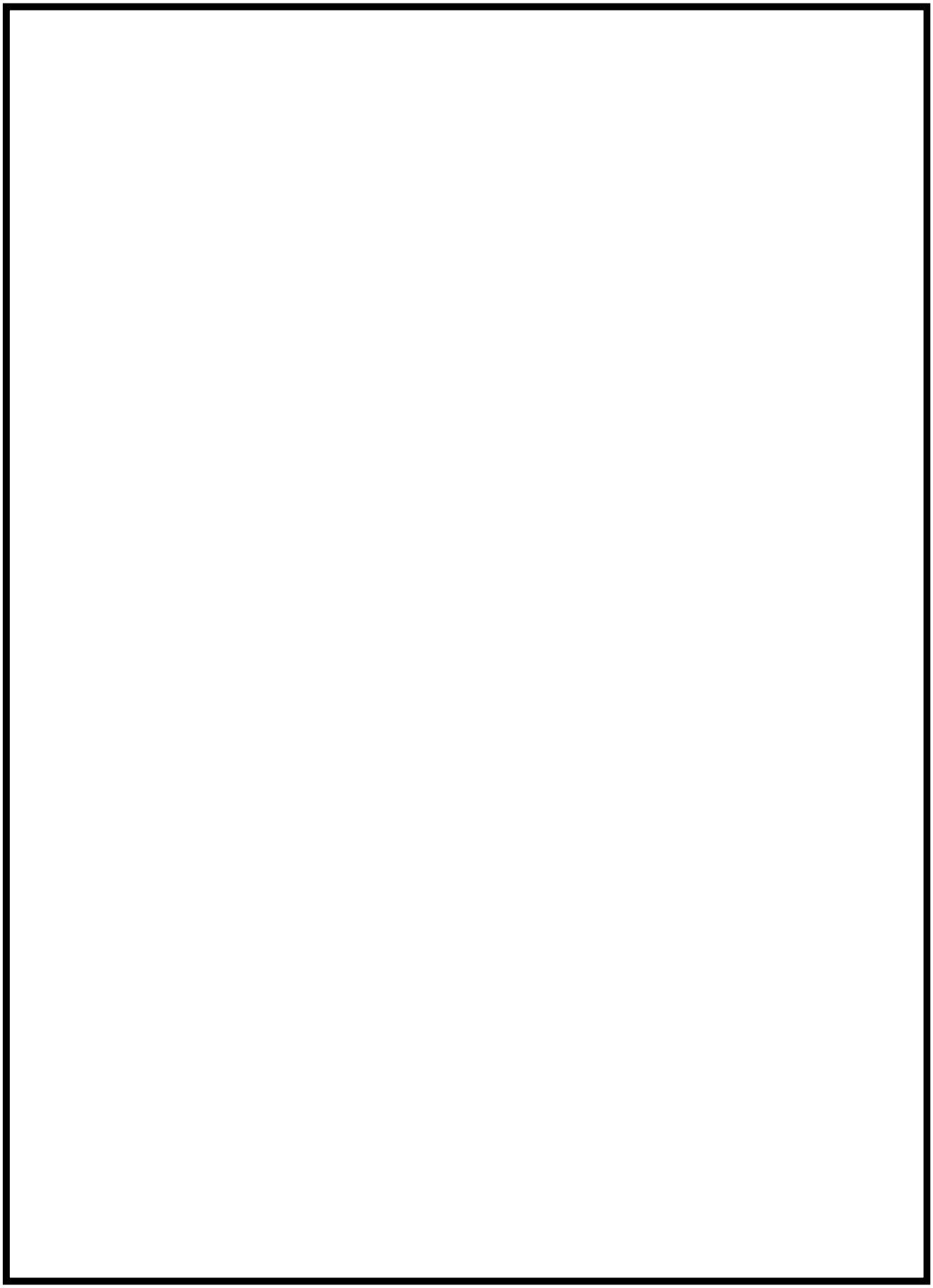


図47-33　7号炉原子炉建屋　地上1階

図47-34　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

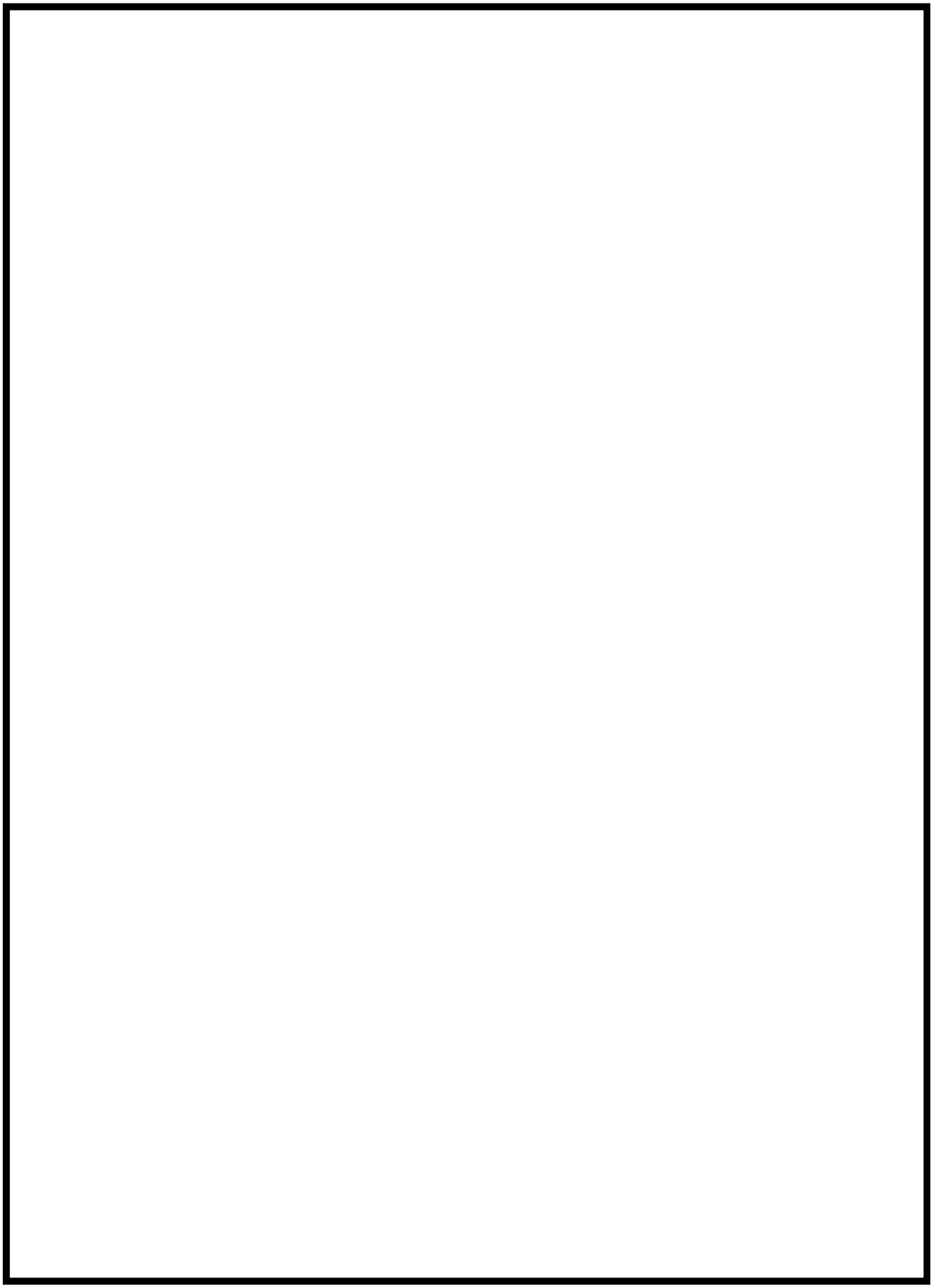


図47-35　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図47-36　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図47-37　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図47-38　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図47-39　6号炉原子炉建屋　地下2階

図47-40　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図47-41　6号炉原子炉建屋　地上1階

図47-42　6号炉原子炉建屋　地上2階

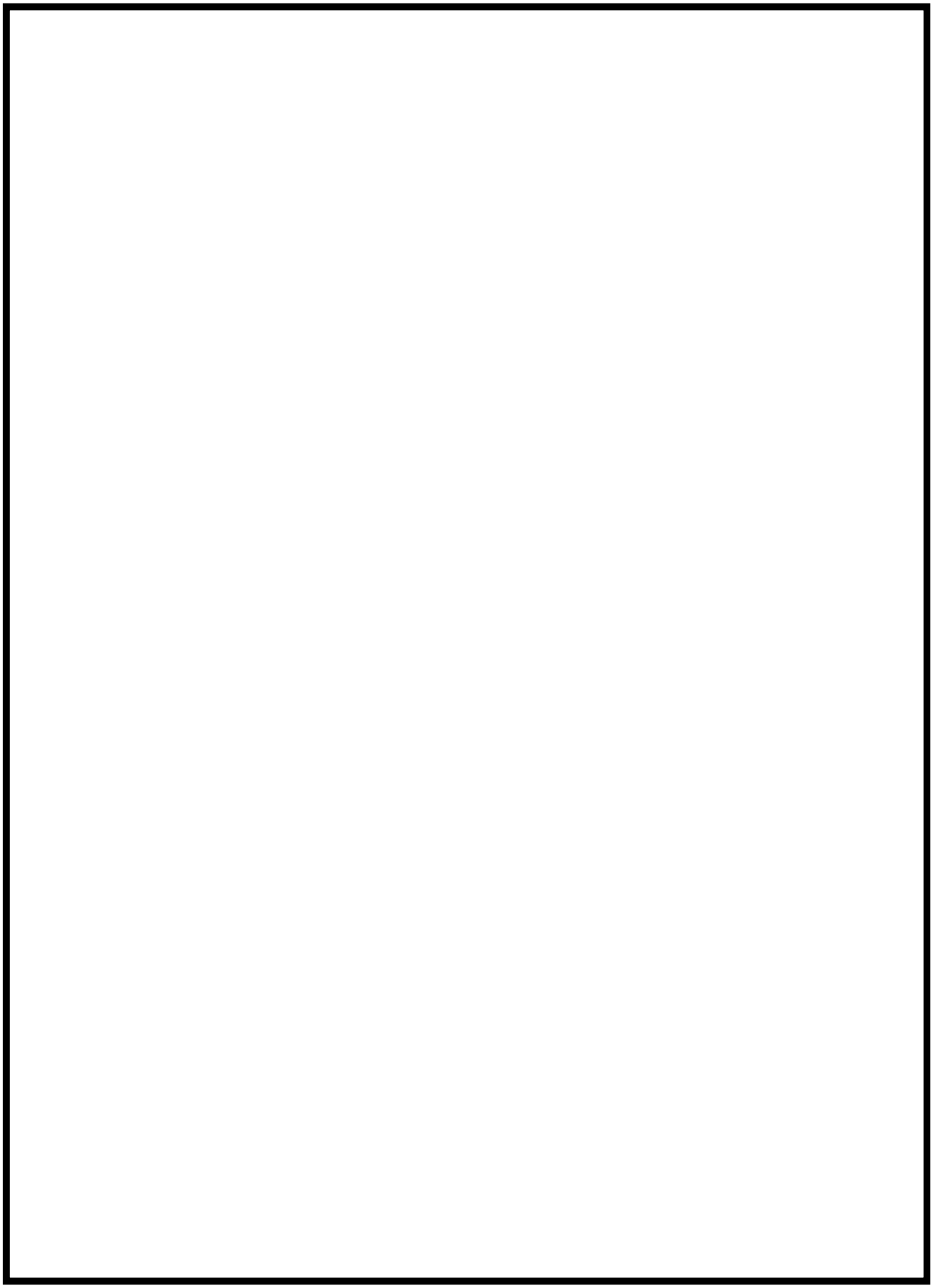


図47-43　6号炉原子炉建屋　地上3階

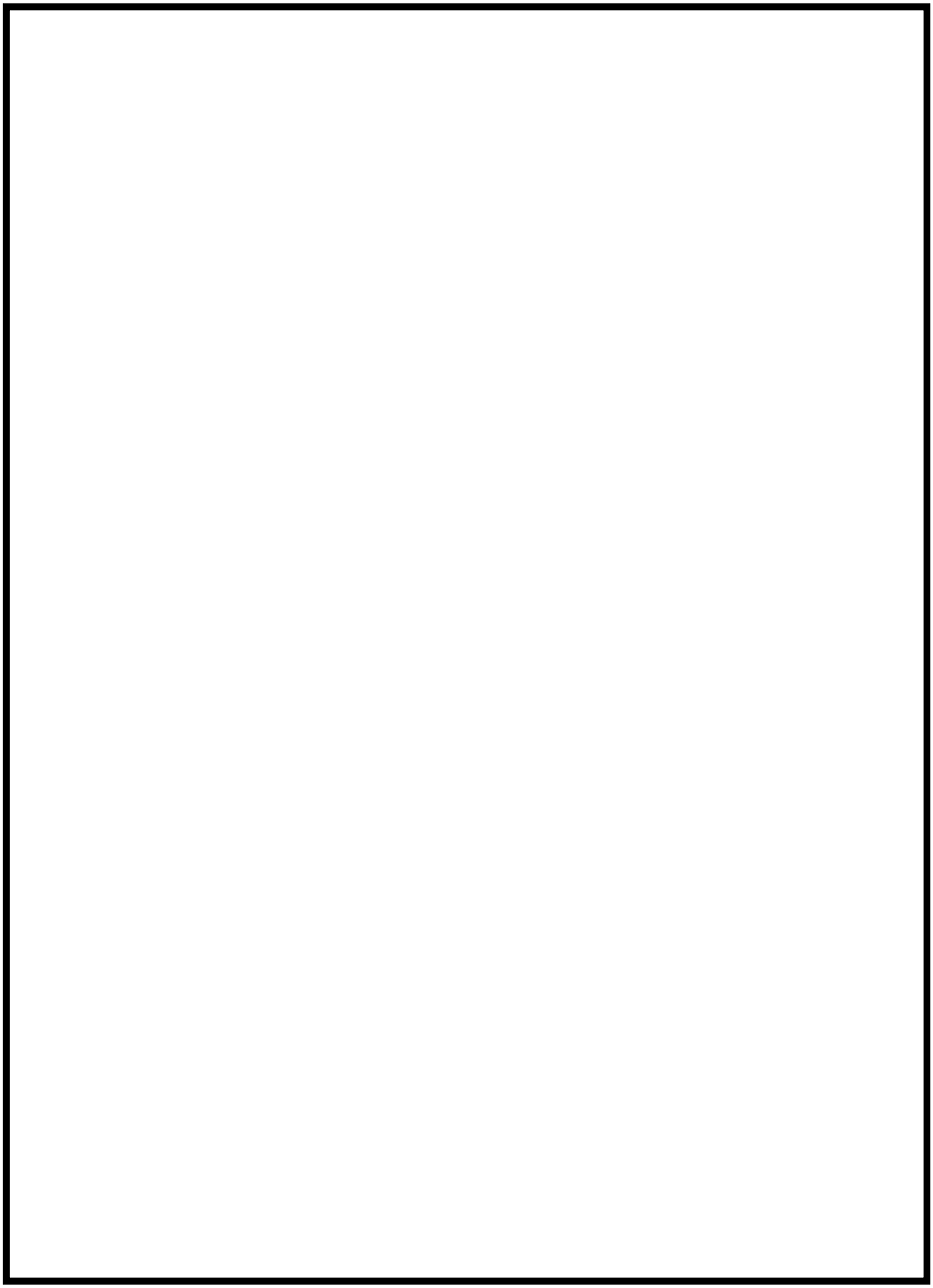


図47-44　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図47-45　6号炉原子炉建屋　地上4階

図47-46　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-47　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図47-48　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図47-49　7号炉原子炉建屋　地下2階

図47-50　7号炉原子炉建屋　地下1階

図47-51　7号炉原子炉建屋　地上1階

図47-52　7号炉原子炉建屋　地上2階

図47-53　7号炉原子炉建屋　地上3階

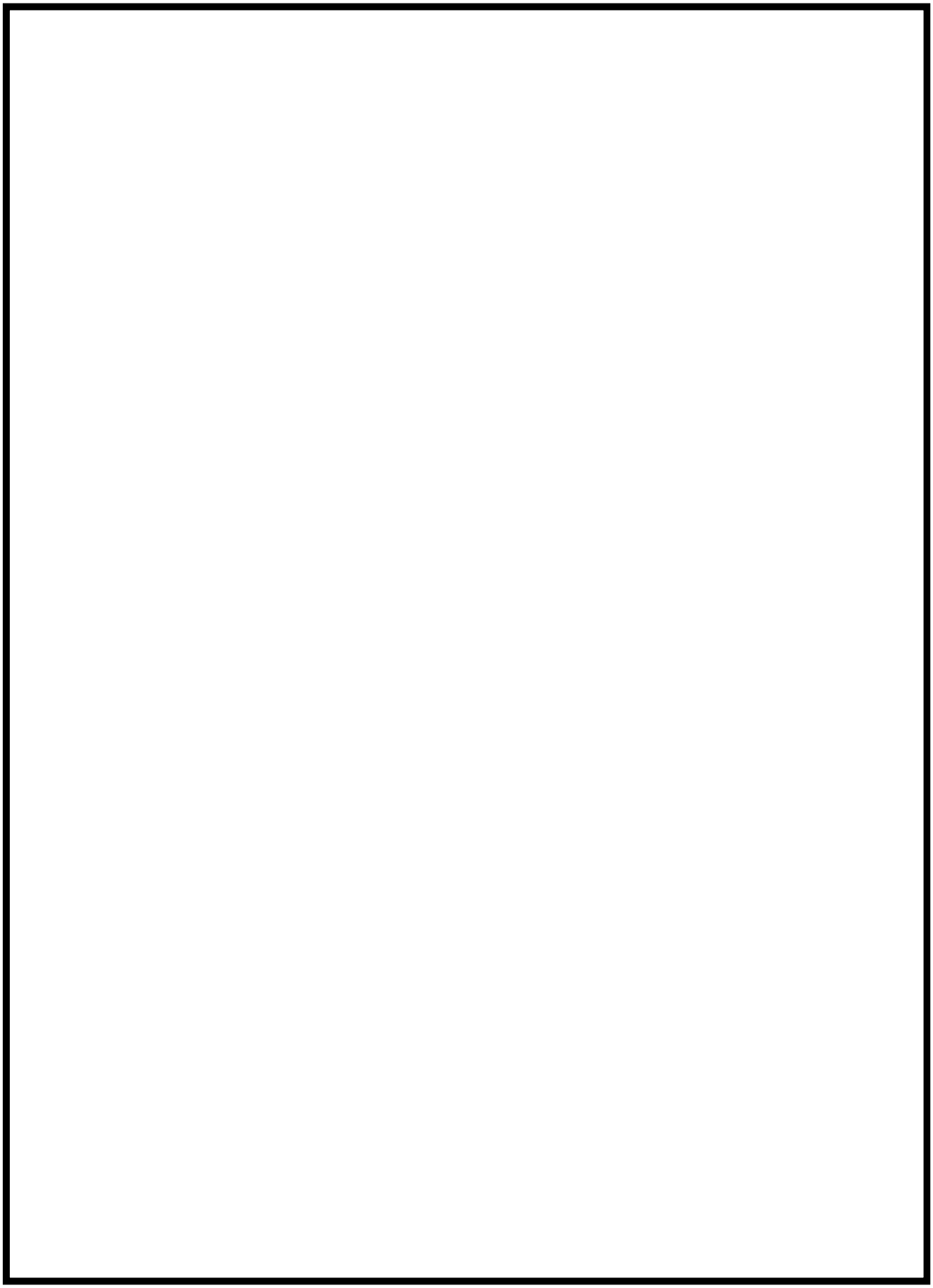


図47-54　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図47-55　7号炉原子炉建屋　地上4階

図47-56　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-57　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図47-58　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図47-59　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図47-60　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

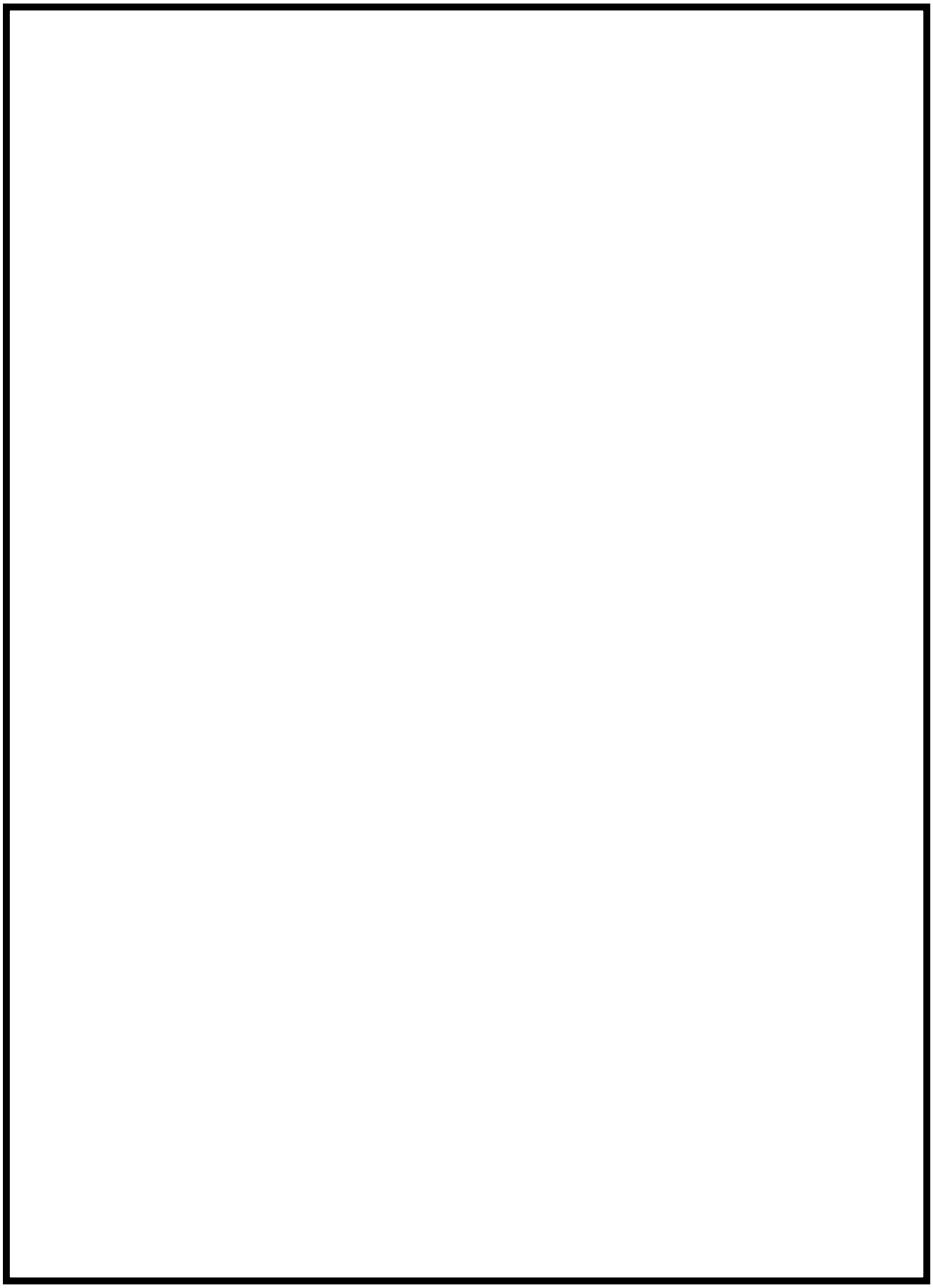


図48-1　　6号炉原子炉建屋　地下3階

図48-2　　6号炉原子炉建屋　地下2階

図48-3　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図48-4　　6号炉原子炉建屋　地上1階

図48-5　　6号炉原子炉建屋　地上2階

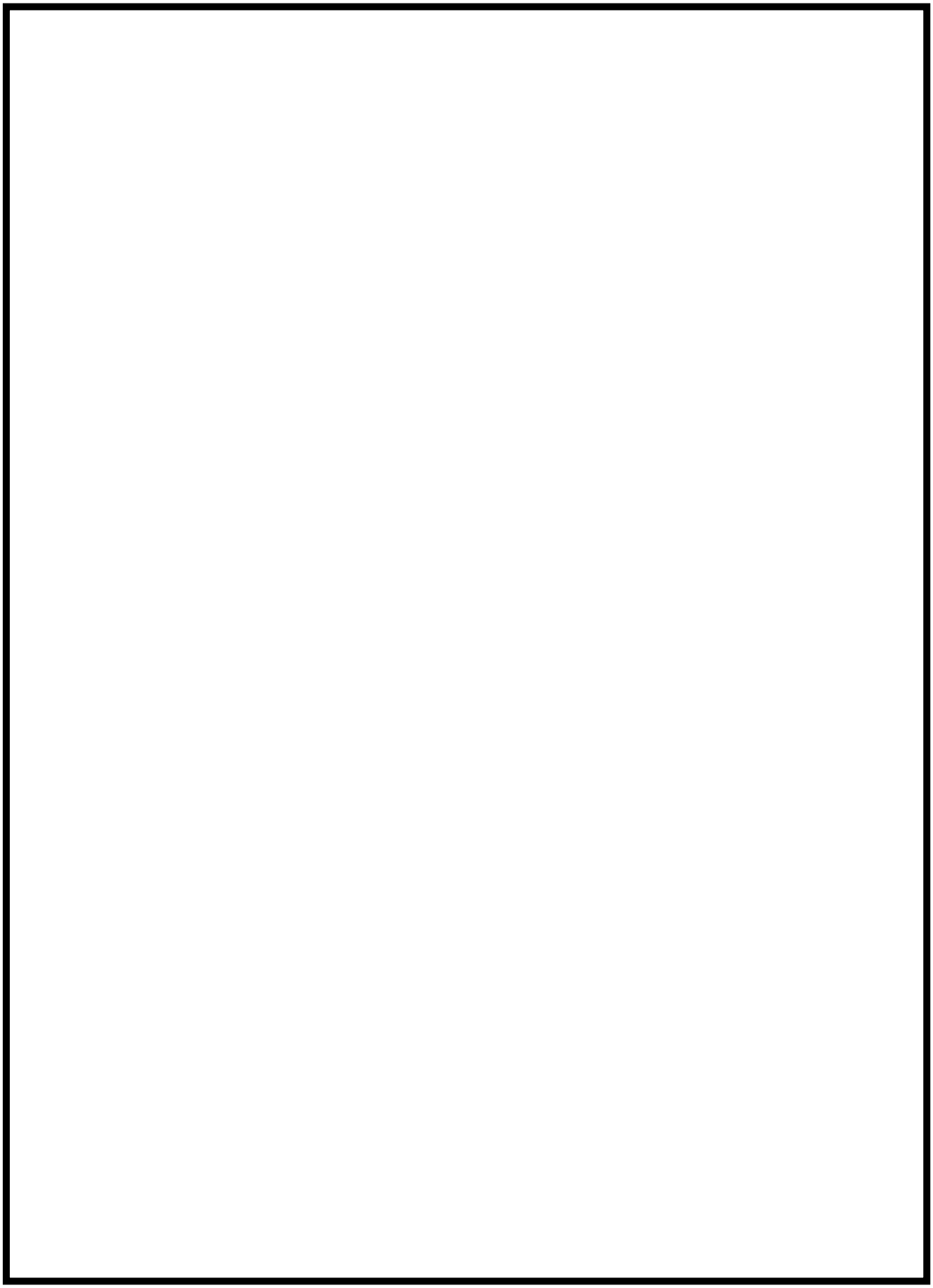


図48-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階

図48-7　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図48-8　　6号炉原子炉建屋　地上4階

図48-9　　7号炉原子炉建屋　地下3階

図48-10　7号炉原子炉建屋　地下2階

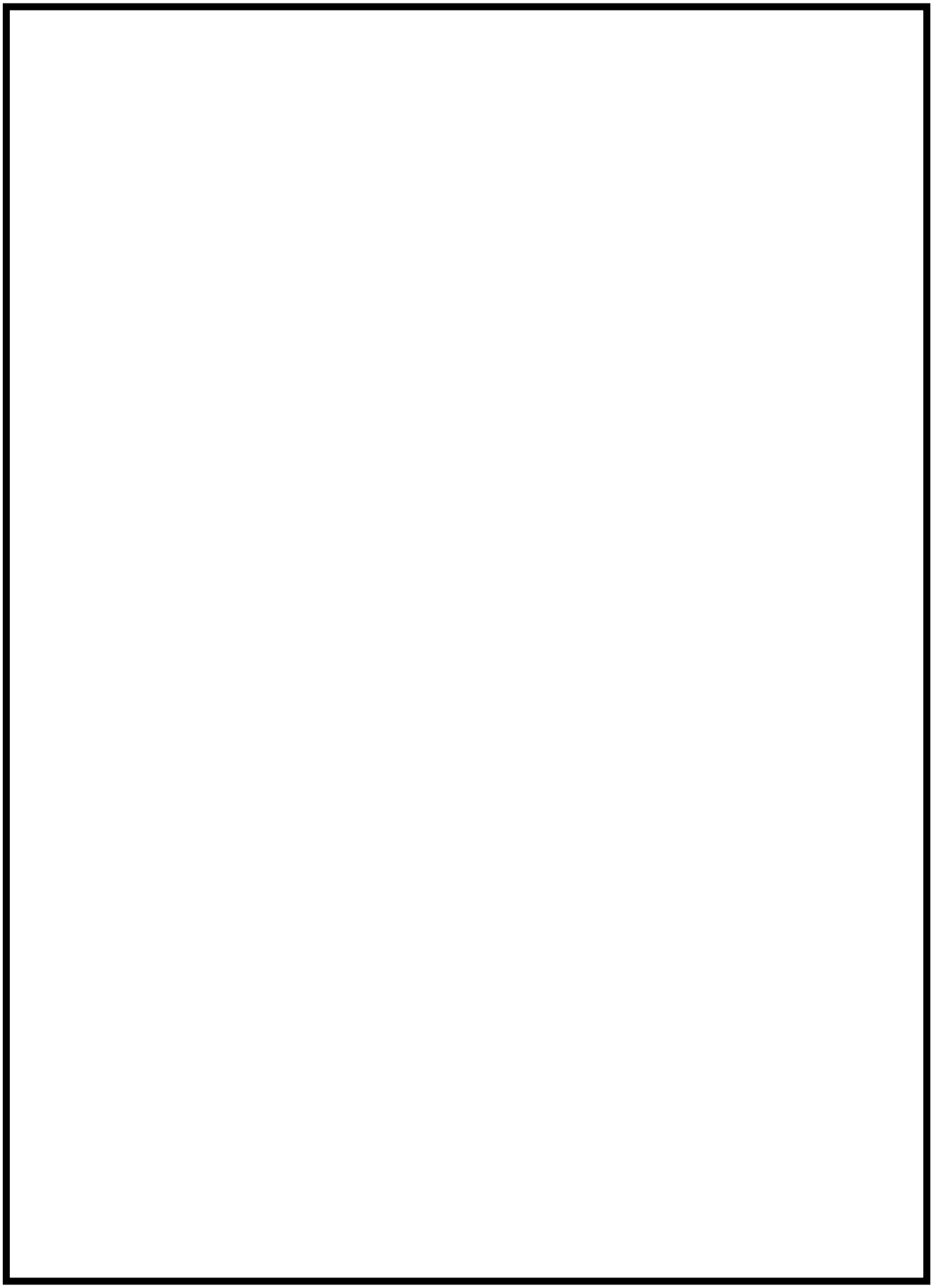


図48-11　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

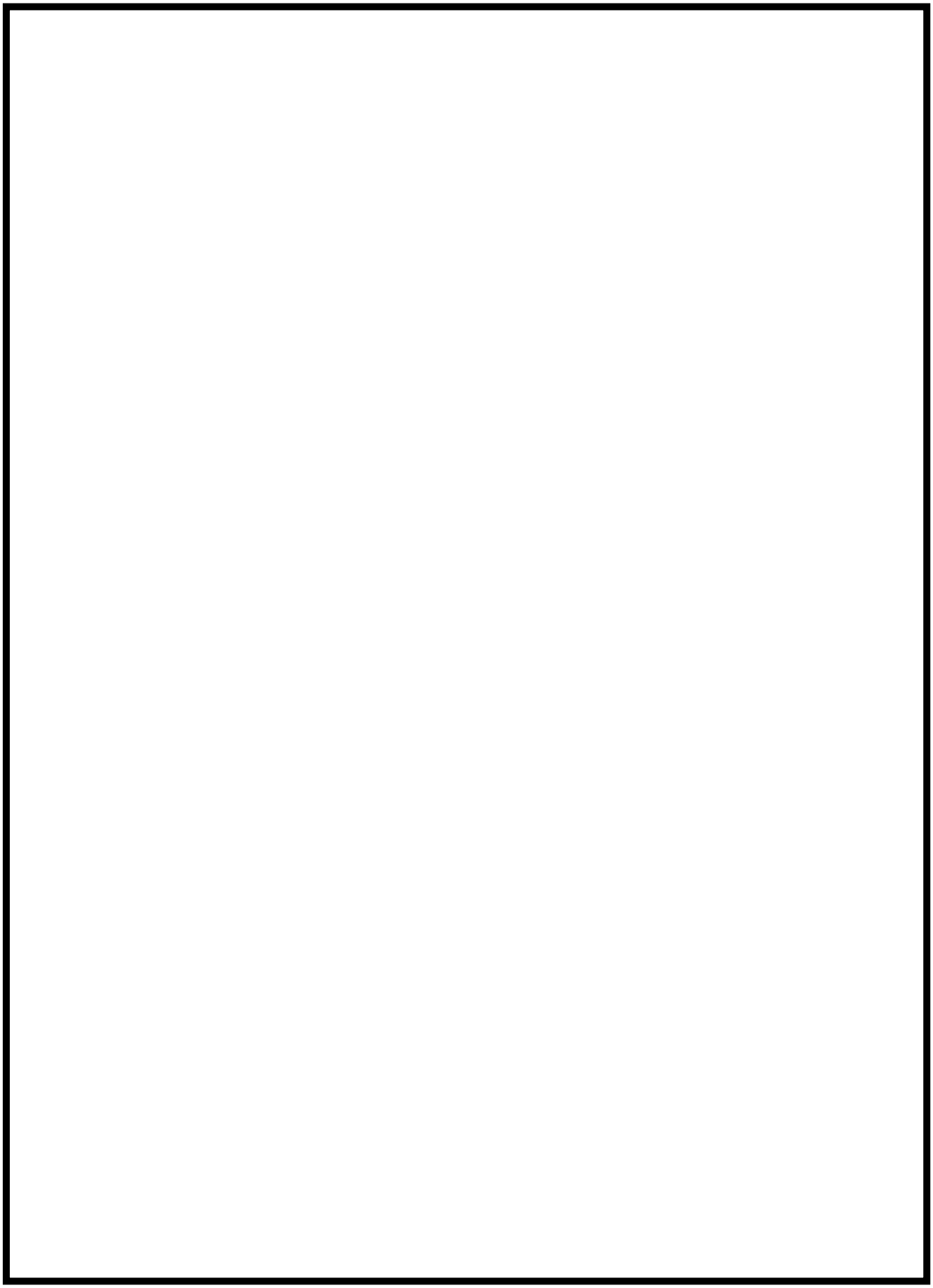


図48-12　7号炉原子炉建屋　地上1階

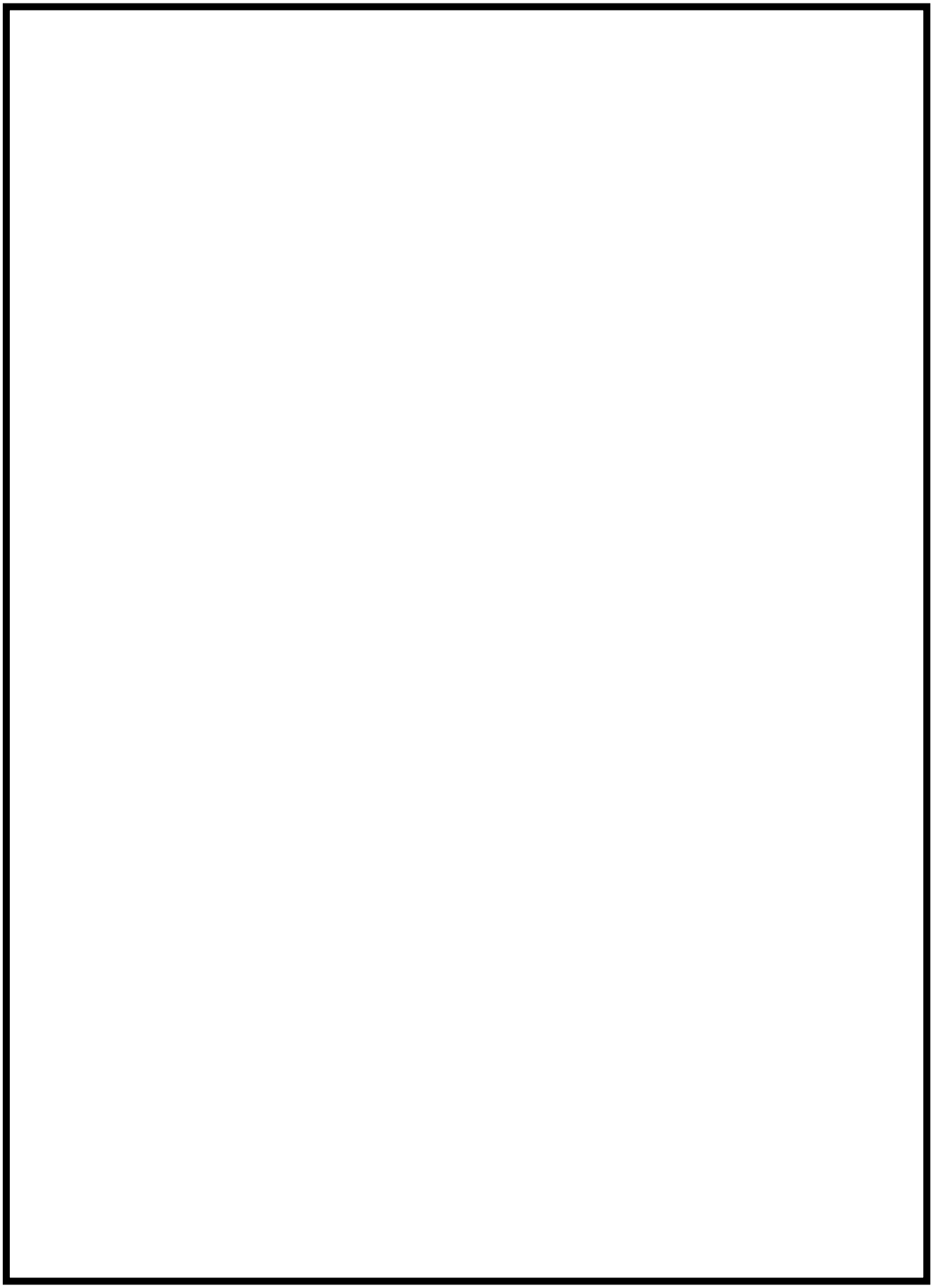


図48-13　7号炉原子炉建屋　地上2階

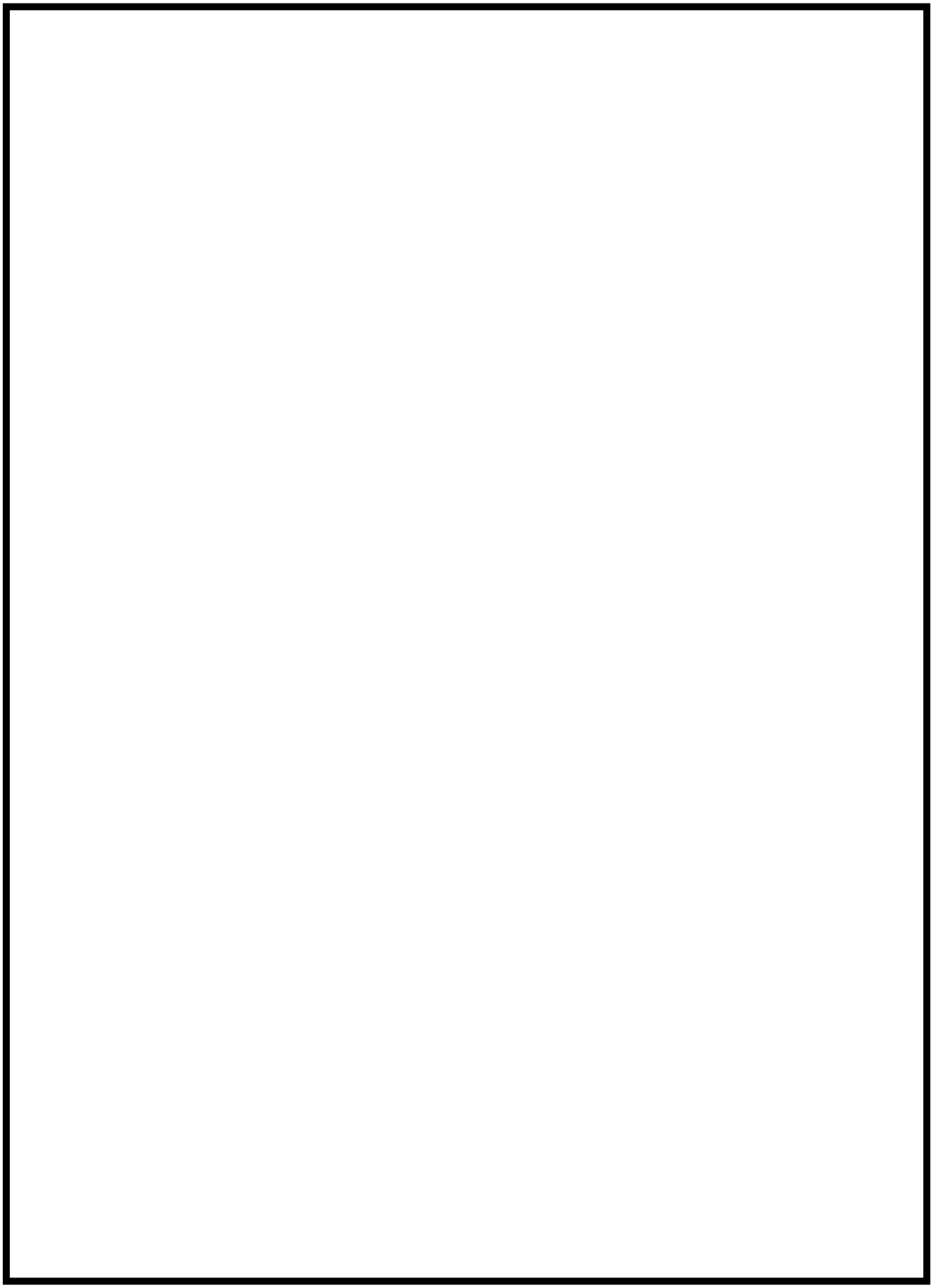


図48-14　7号炉原子炉建屋　地上3階

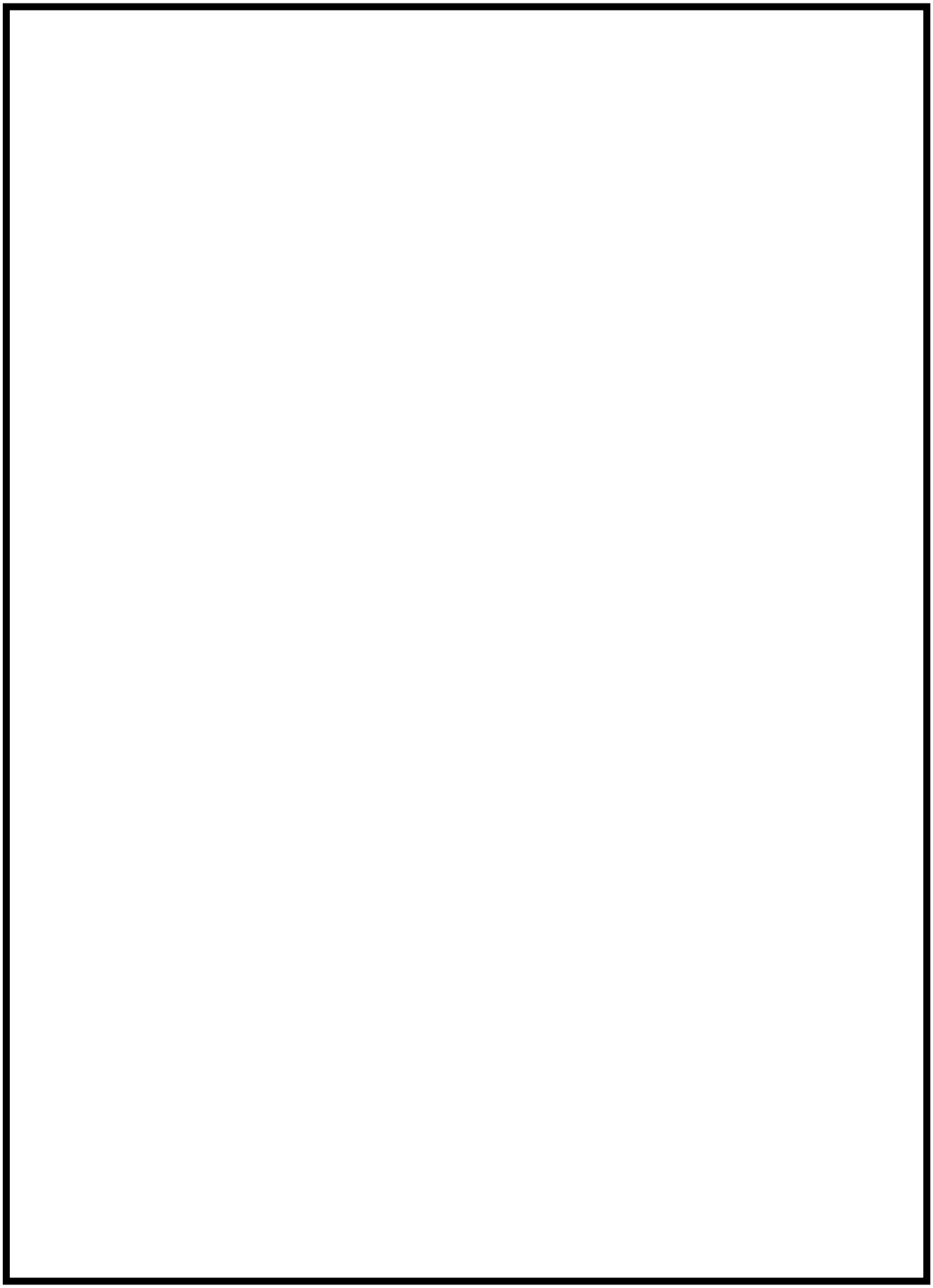


図48-15　7号炉原子炉建屋　地下3階(中間階)

図48-16　7号炉原子炉建屋　地上4階

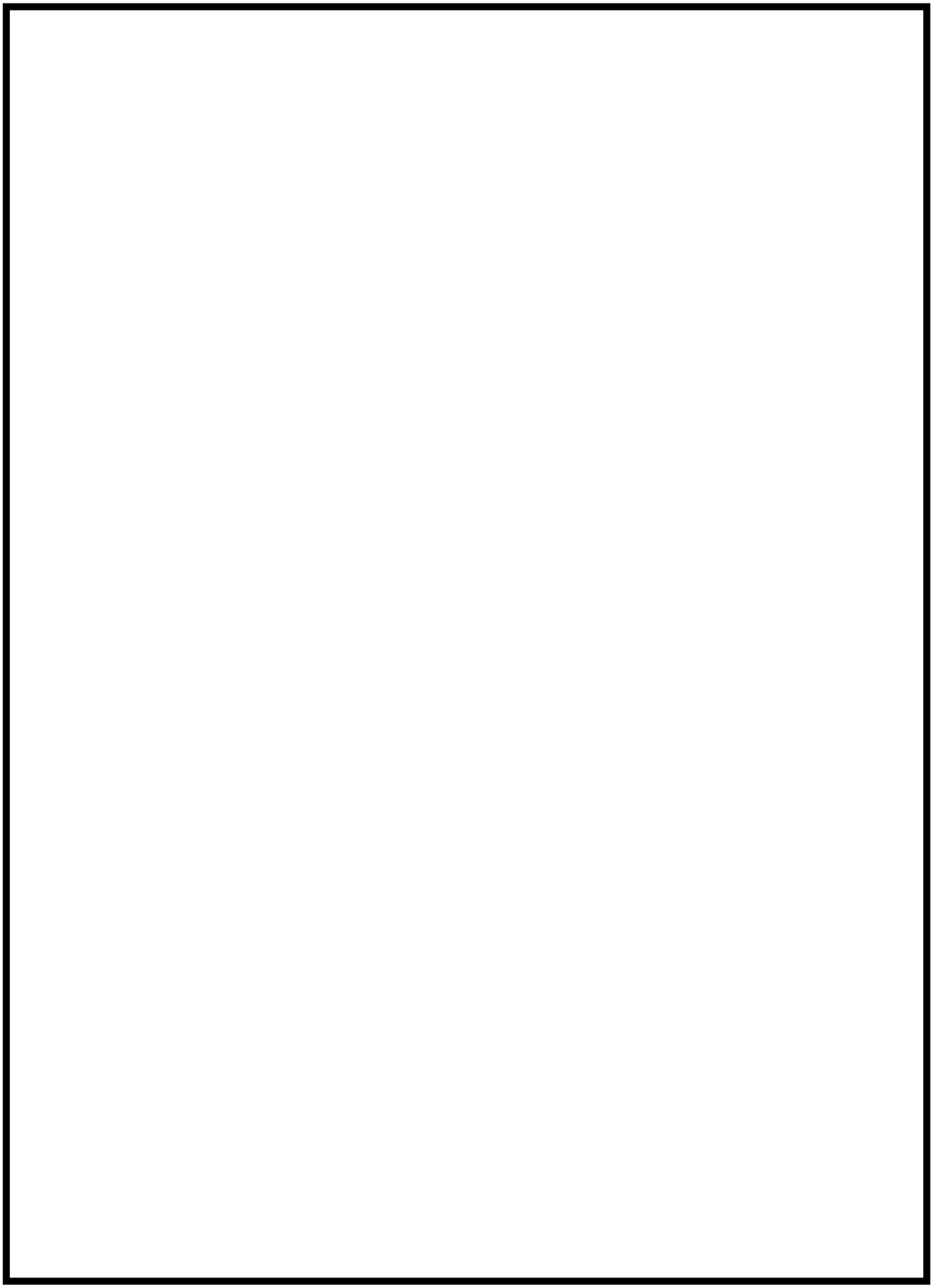


図48-17　6号炉原子炉建屋　地下3階

図48-18　6号炉原子炉建屋　地下2階

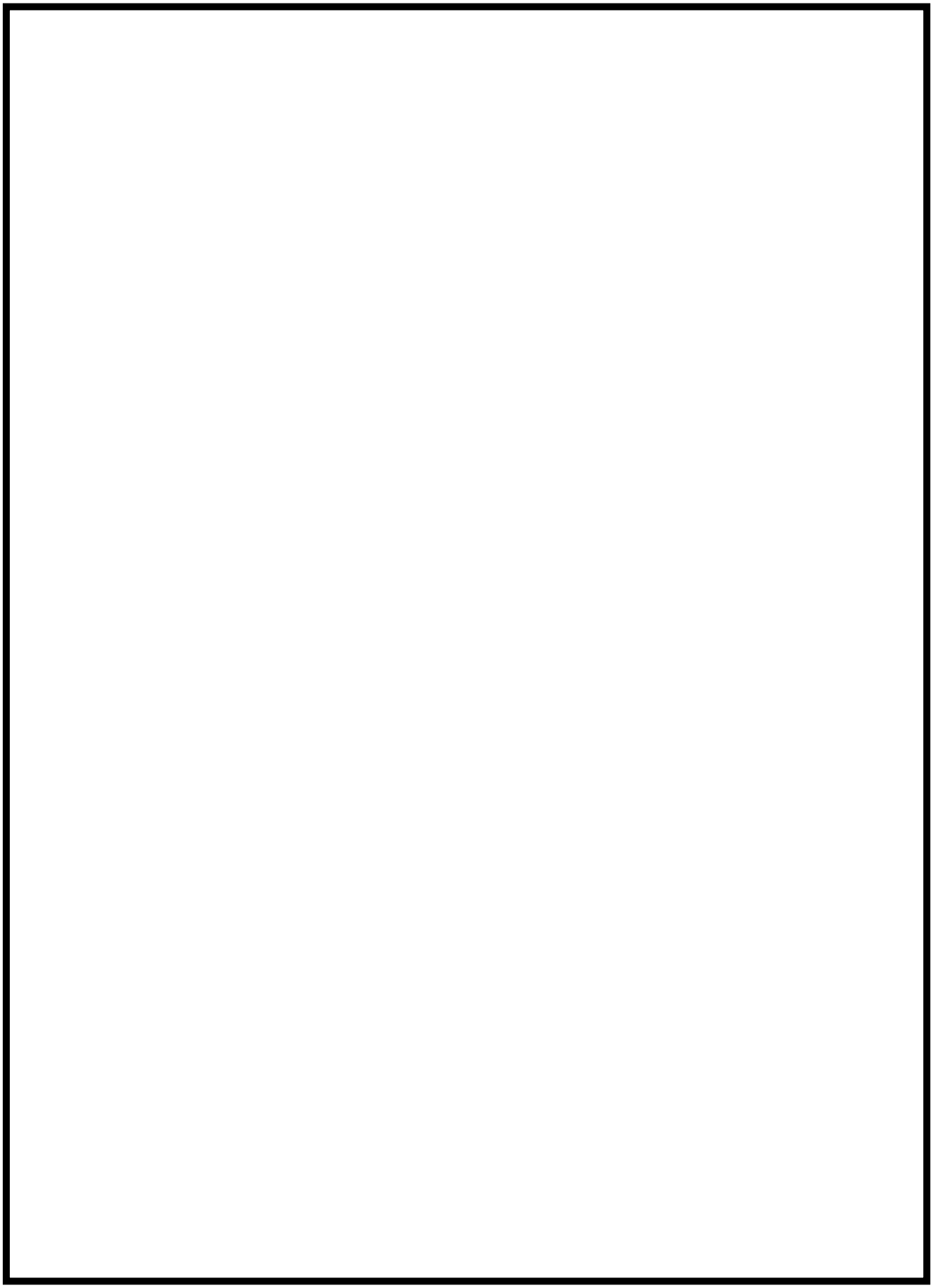


図48-19　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

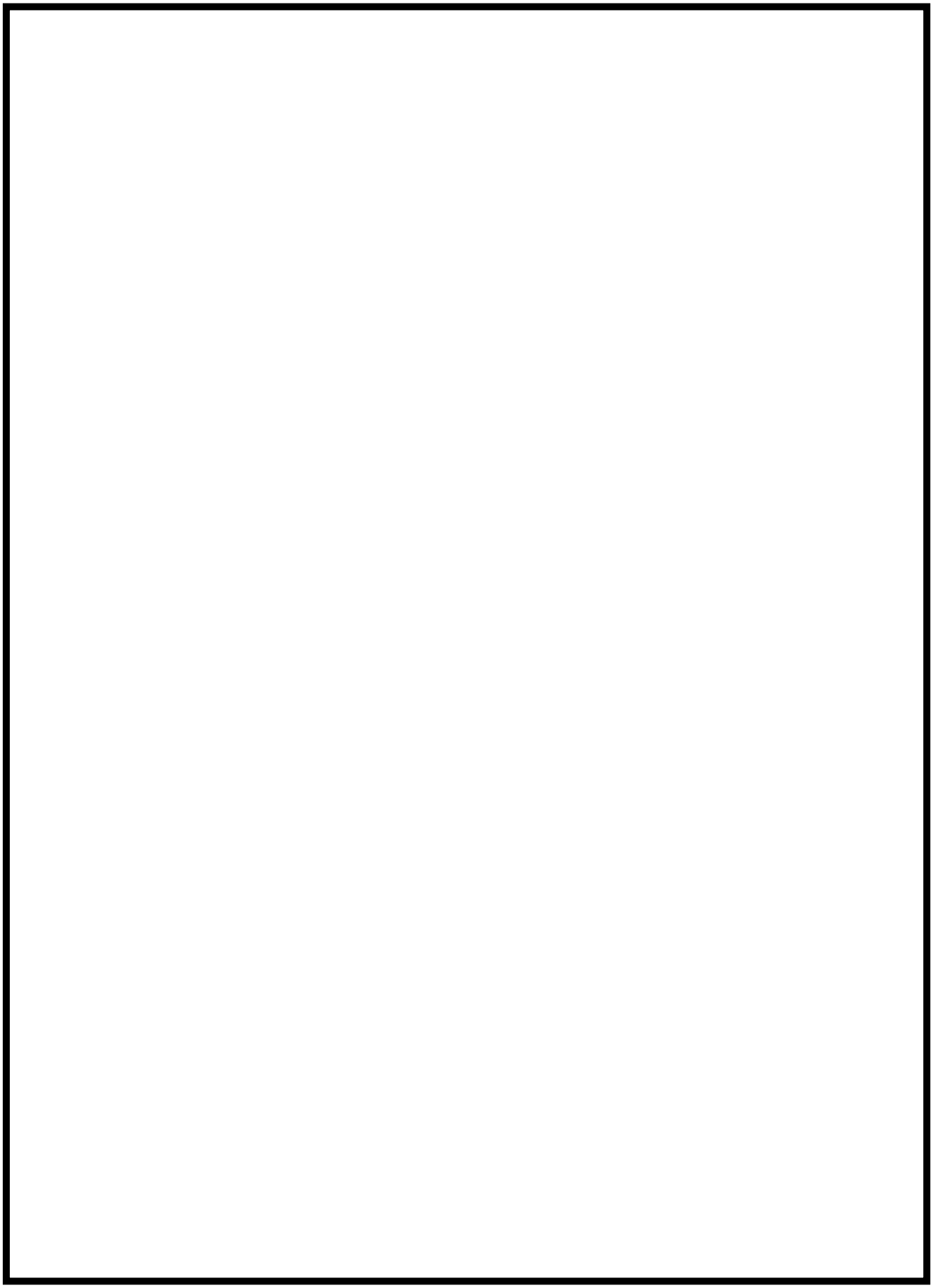


図48-20　6号炉原子炉建屋　地上1階

図48-21　6号炉原子炉建屋　地上2階

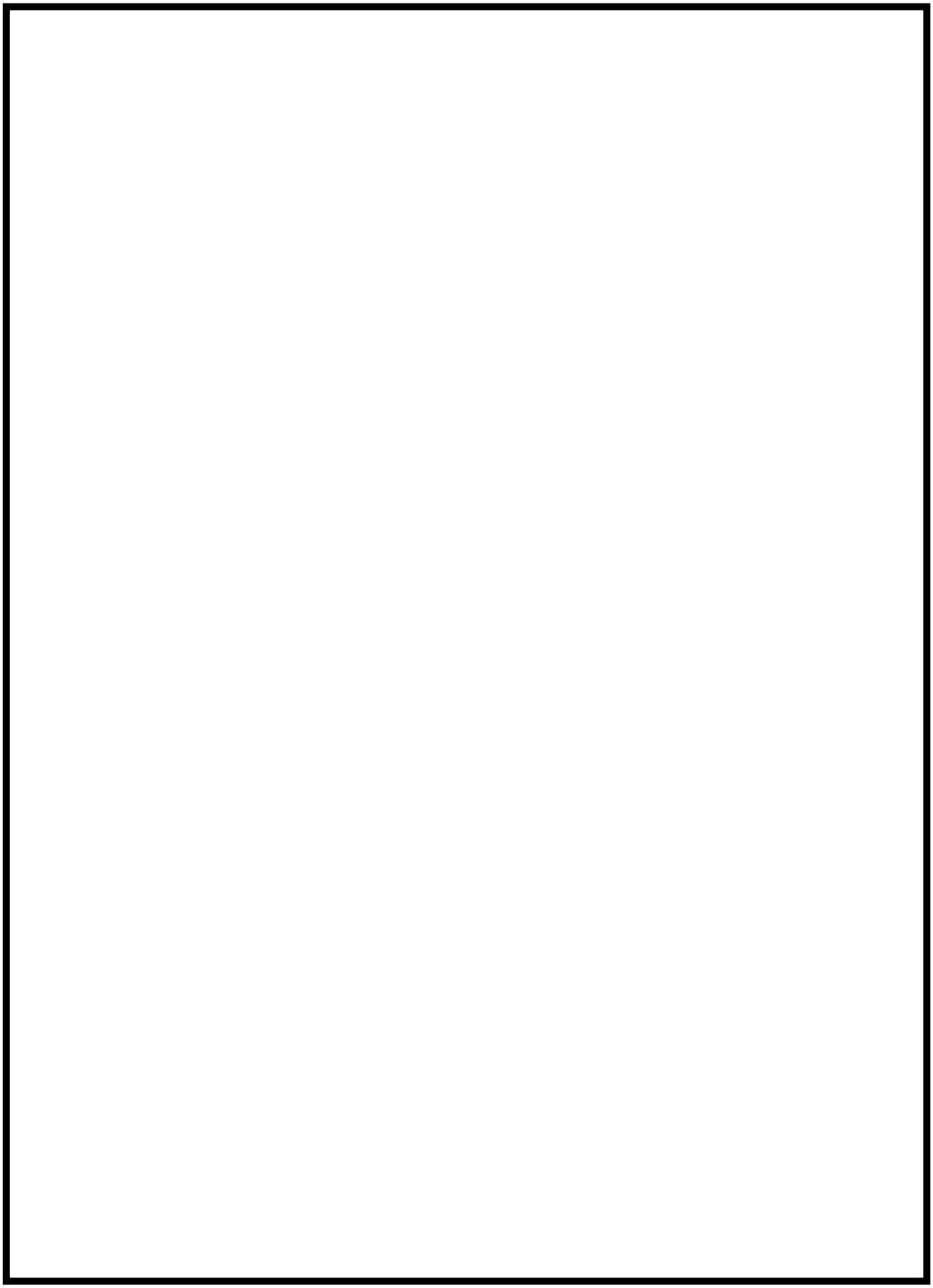


図48-22　6号炉原子炉建屋　地上3階

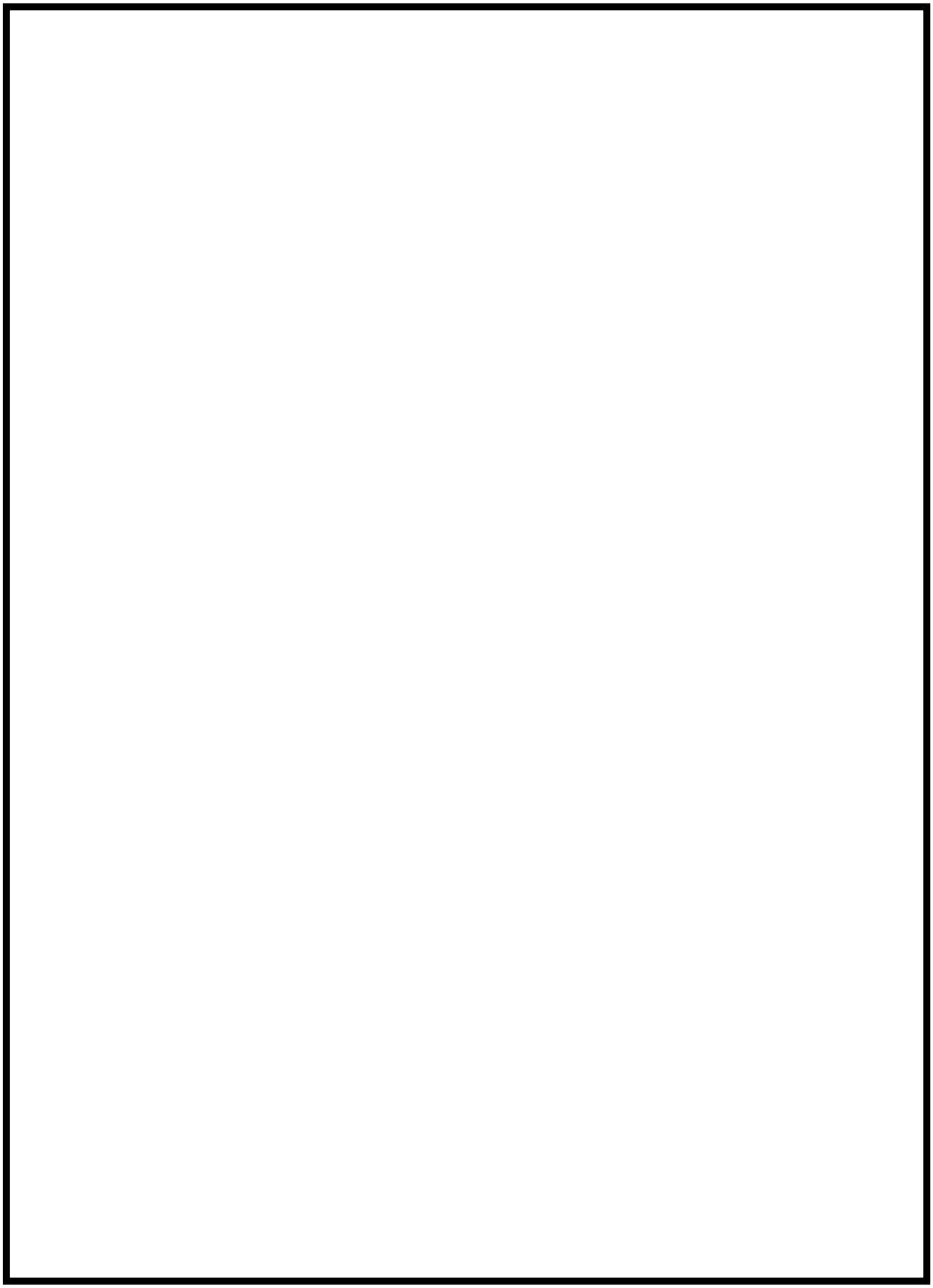


図48-23　6号炉原子炉建屋　地上中3階

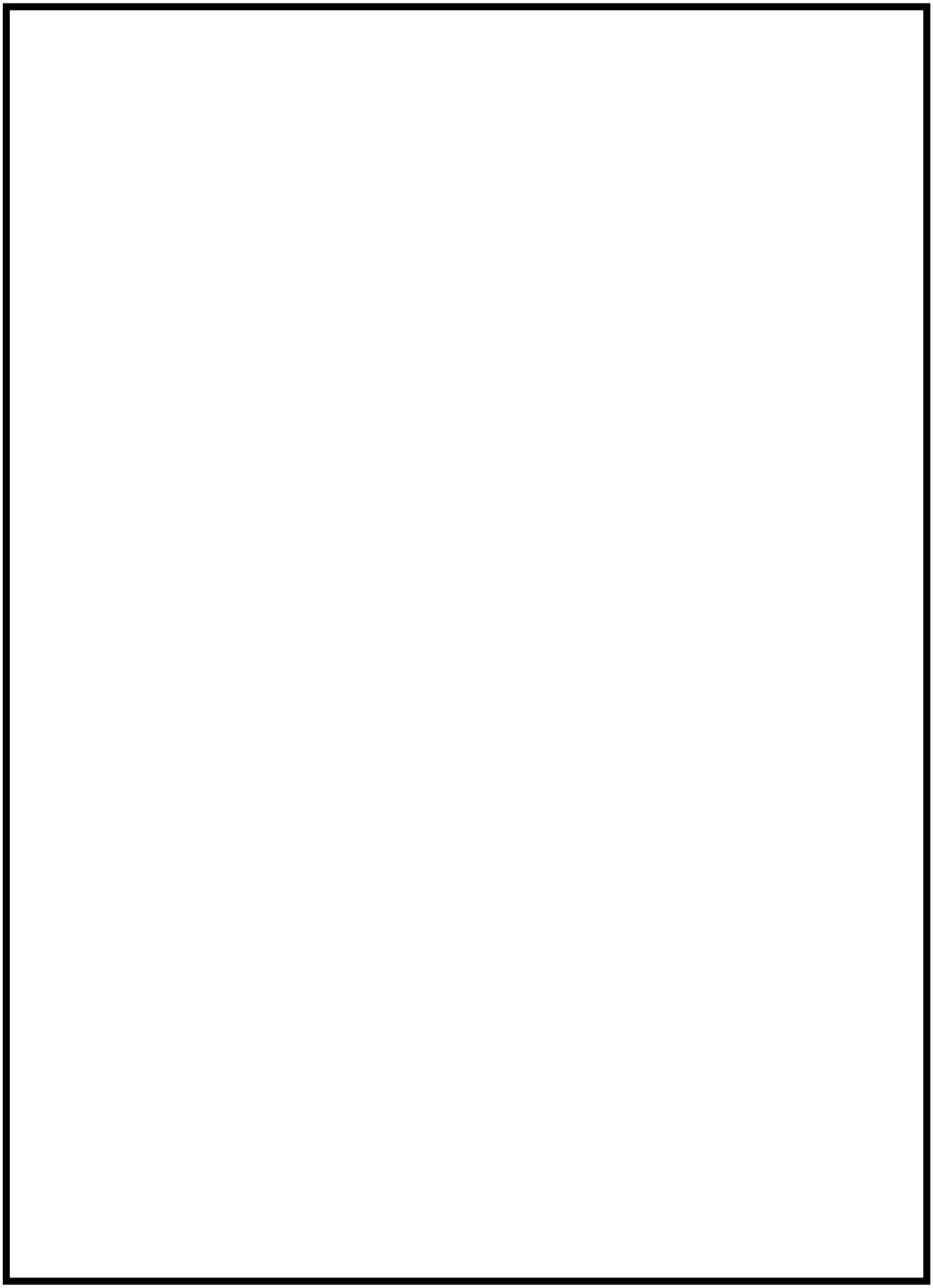


図48-24　6号炉原子炉建屋　地上4階

図48-25　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

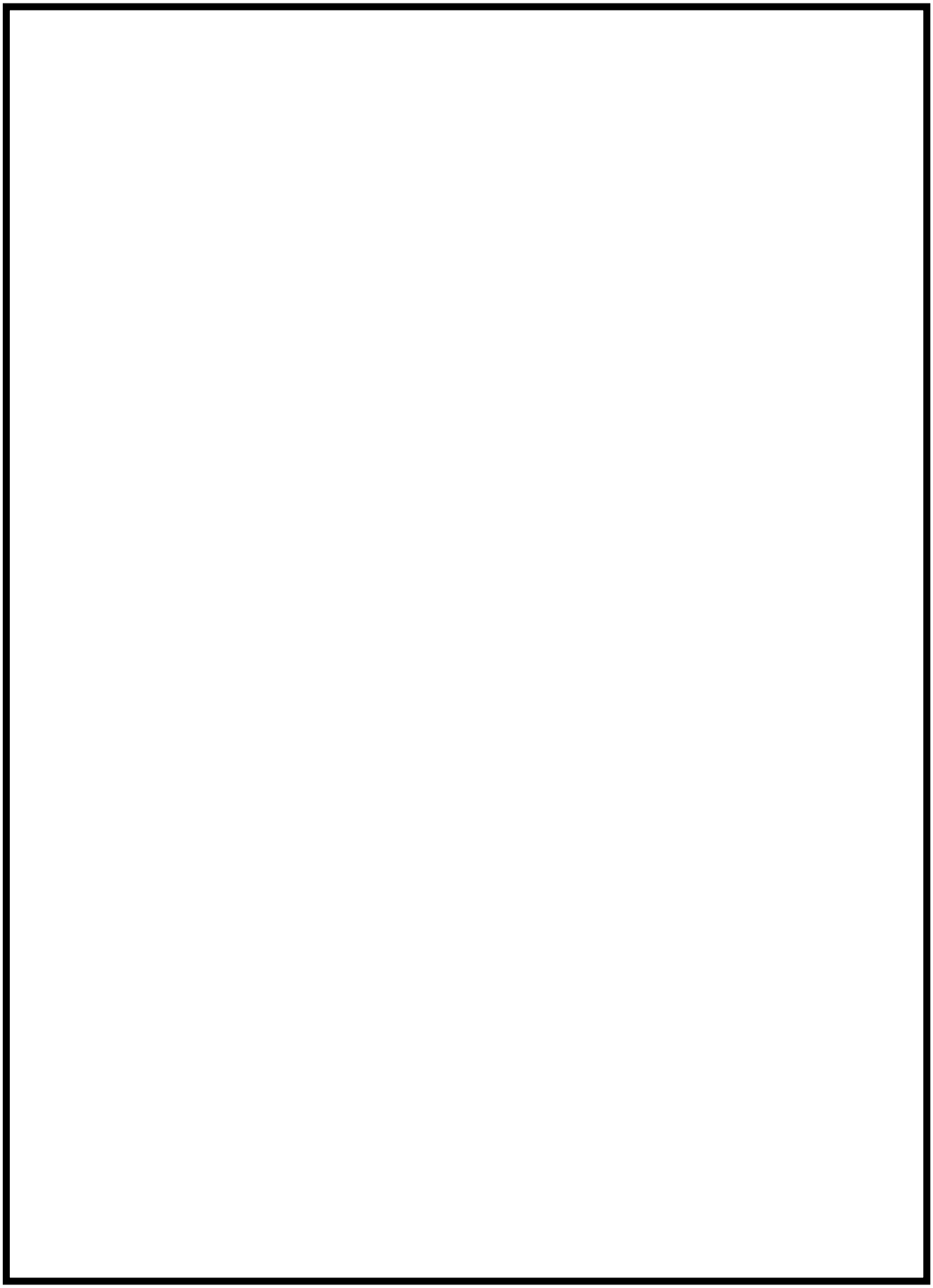


図48-26　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図48-27　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図48-28　7号炉原子炉建屋　地下3階

図48-29　7号炉原子炉建屋　地下2階

図48-30　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図48-31　7号炉原子炉建屋　地上1階

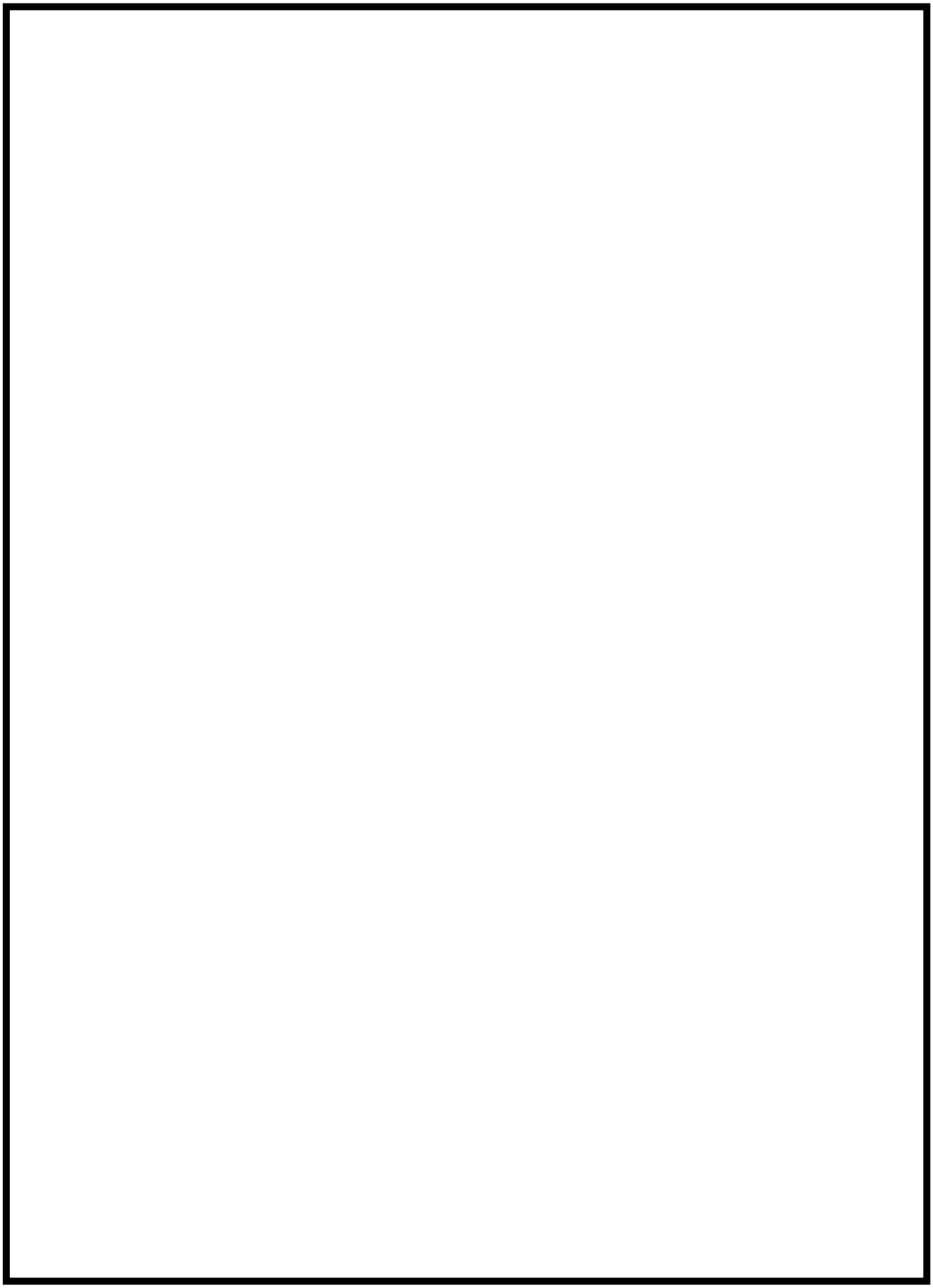


図48-32　7号炉原子炉建屋　地上2階

図48-33　7号炉原子炉建屋　地上3階

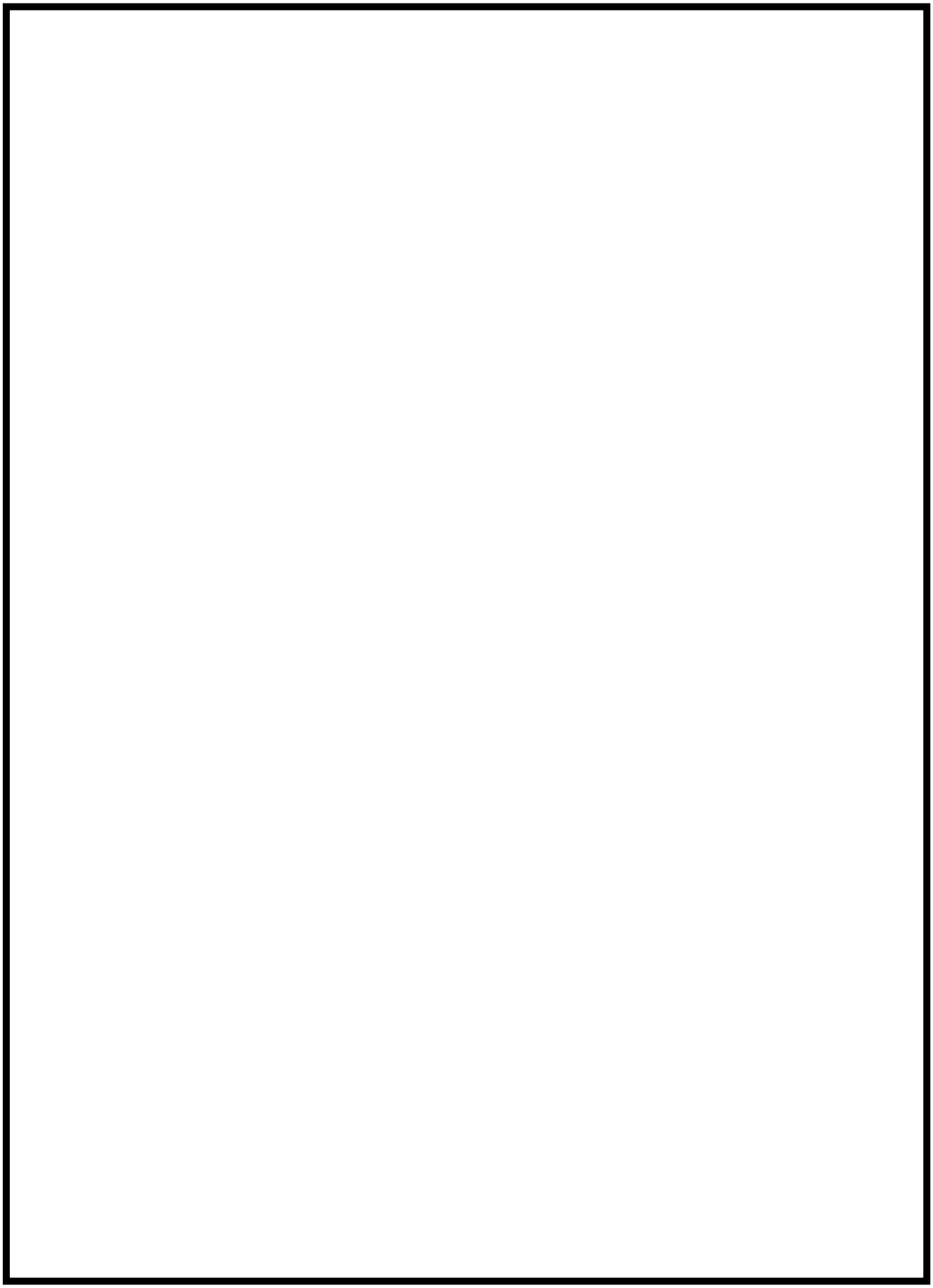


図48-34　7号炉原子炉建屋　地上中3階

図48-35　7号炉原子炉建屋　地上4階

図48-36　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図48-37　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図48-38　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図48-39　6号炉原子炉建屋　地下2階

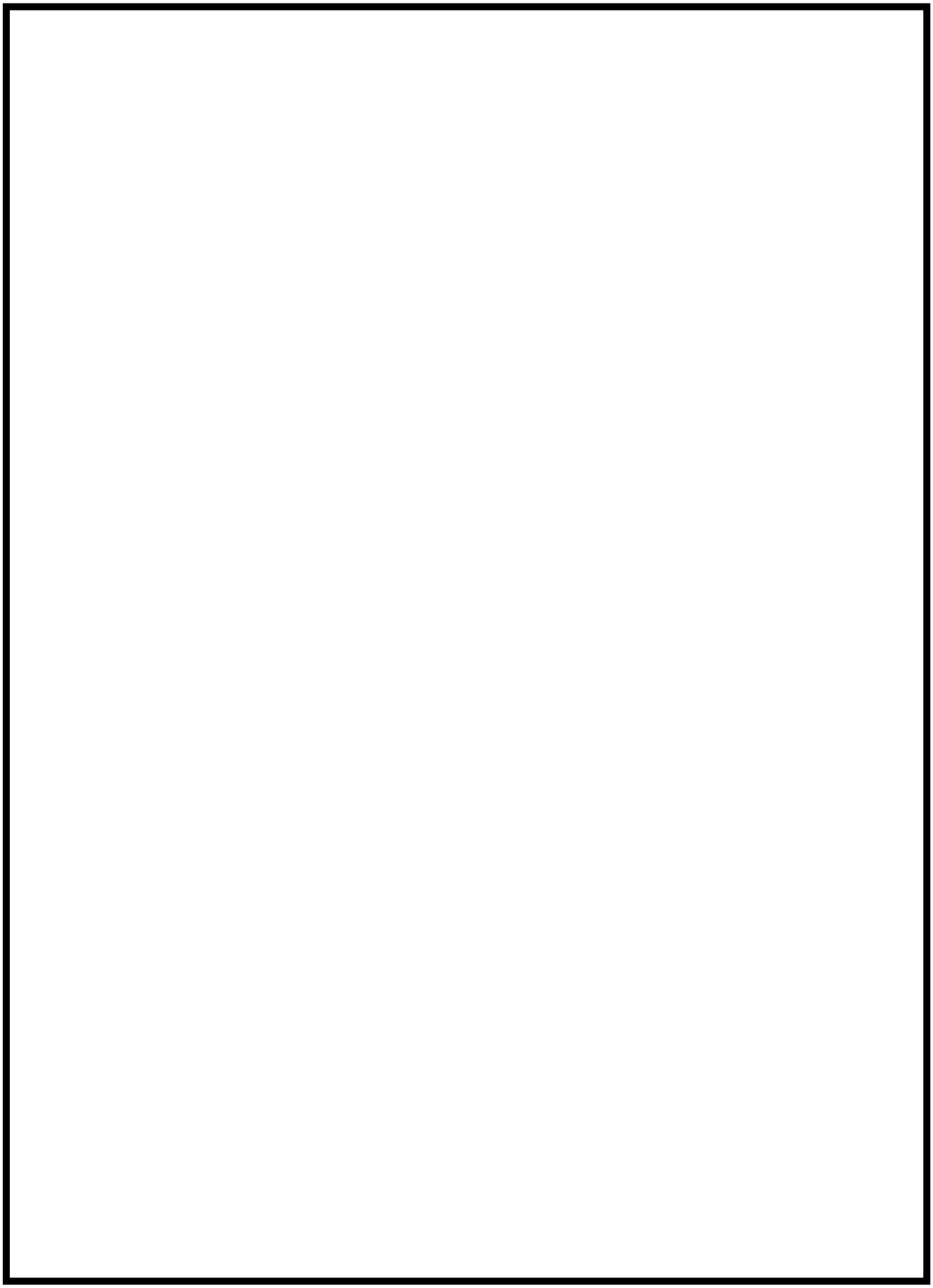


図48-40　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図48-41　6号炉原子炉建屋　地上1階

図48-42　6号炉原子炉建屋　地上2階

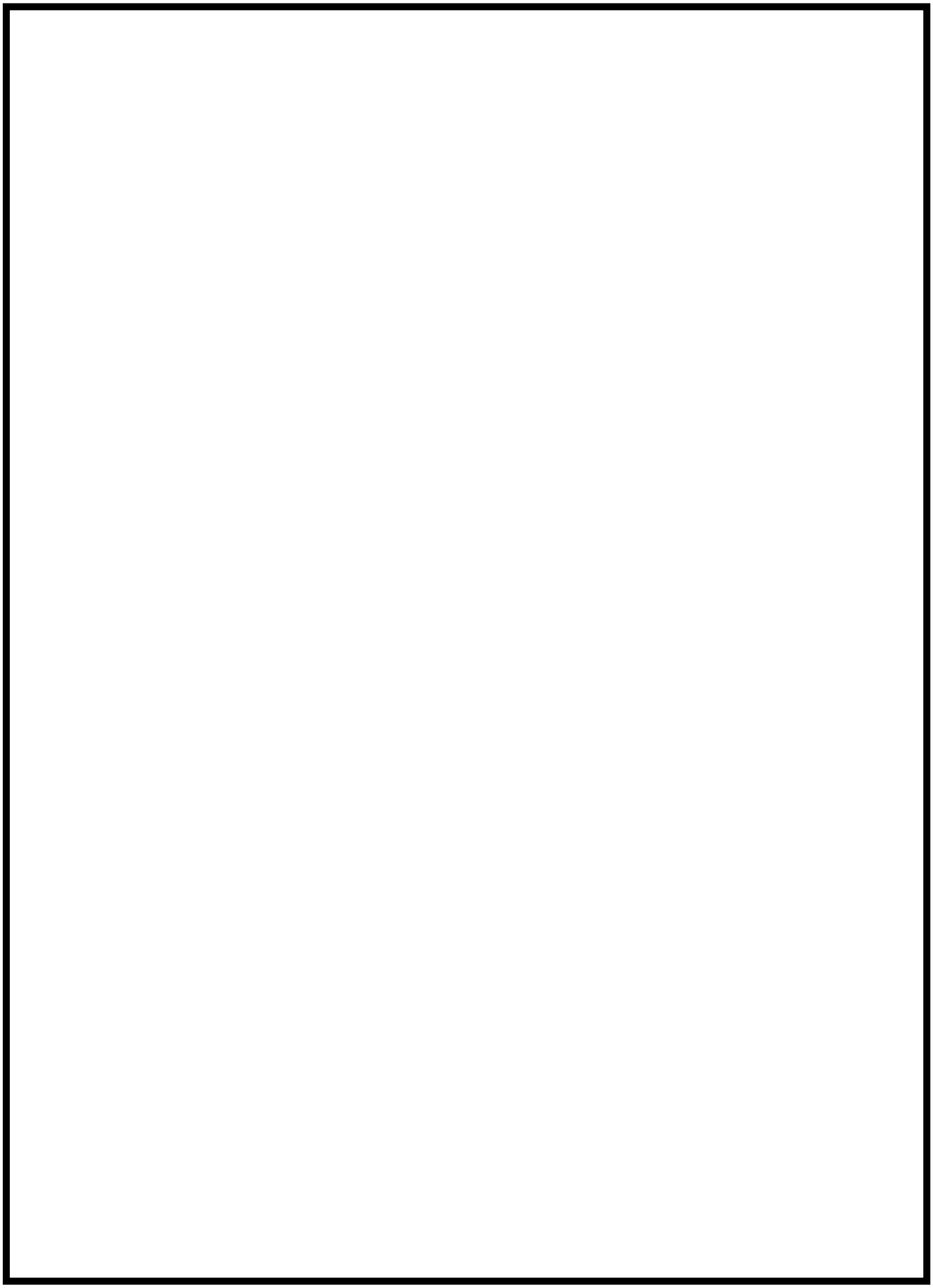


図48-43　6号炉原子炉建屋　地上3階

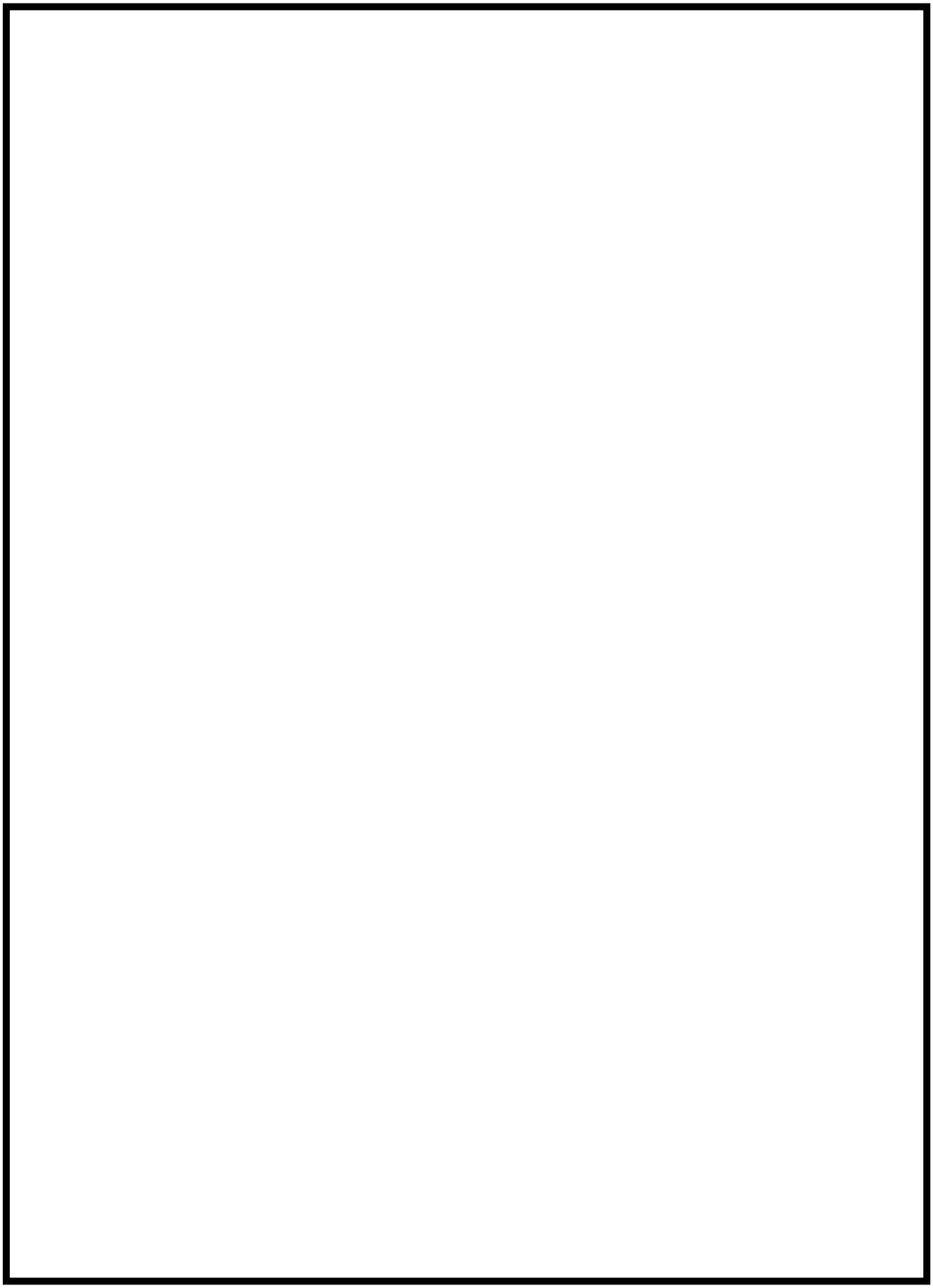


図48-44　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図48-45　6号炉原子炉建屋　地上4階

図48-46　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図48-47　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図48-48　7号炉原子炉建屋　地下2階

図48-49　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図48-50　7号炉原子炉建屋　地上1階

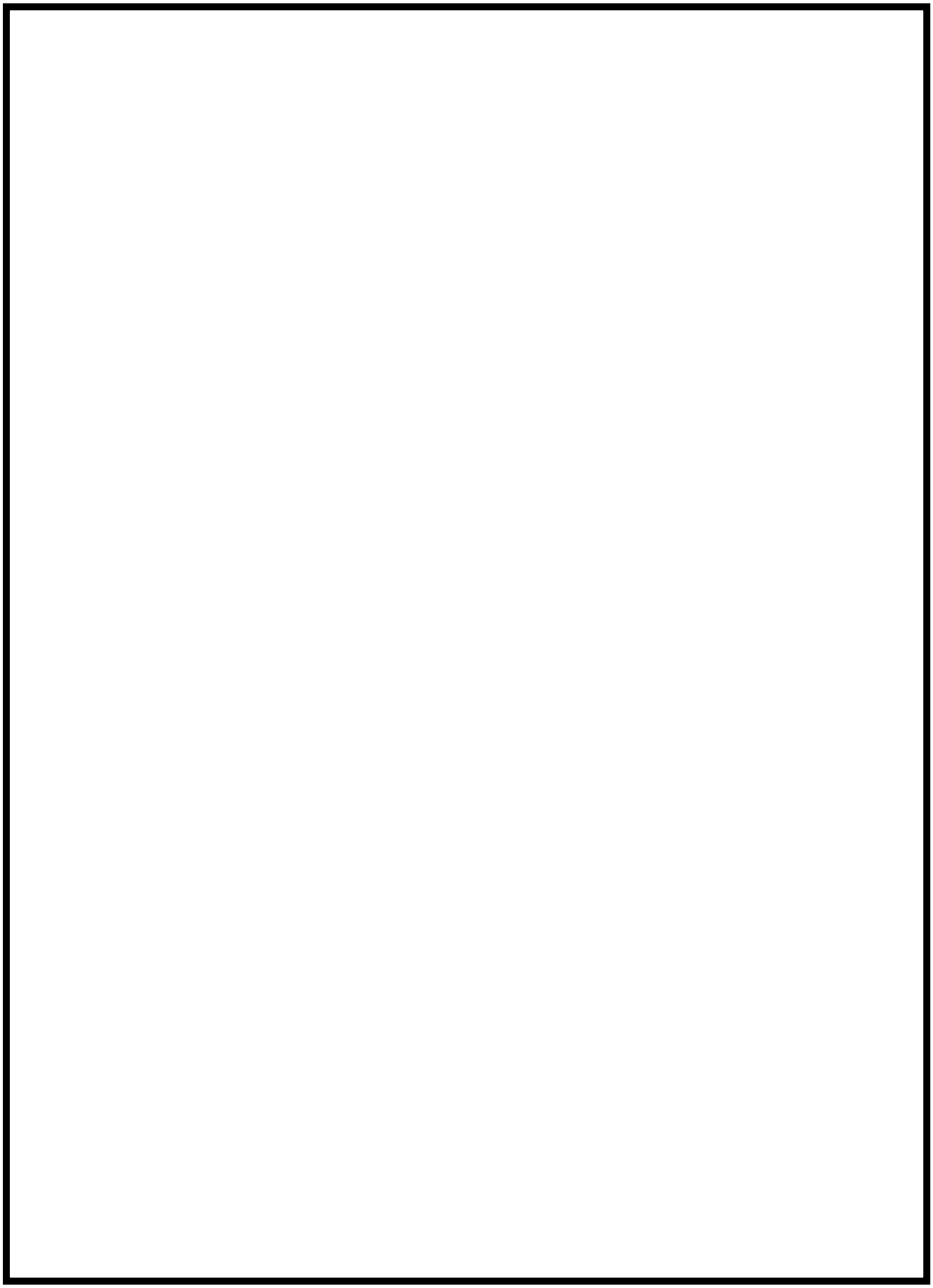


図48-51　7号炉原子炉建屋　地上2階

図48-52　7号炉原子炉建屋　地上3階

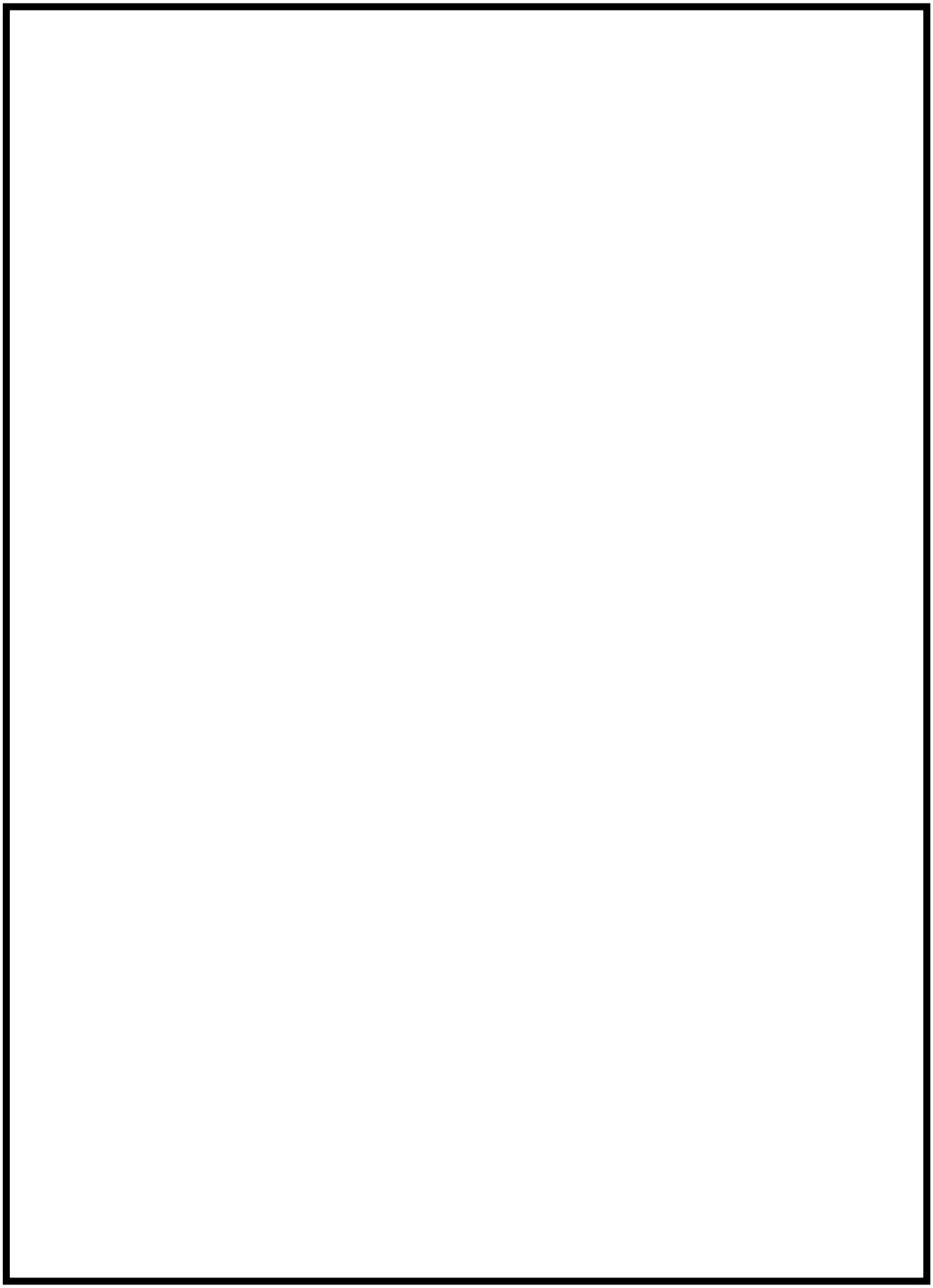


図48-53　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図48-54　7号炉原子炉建屋　地上4階

図48-55　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図48-56　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

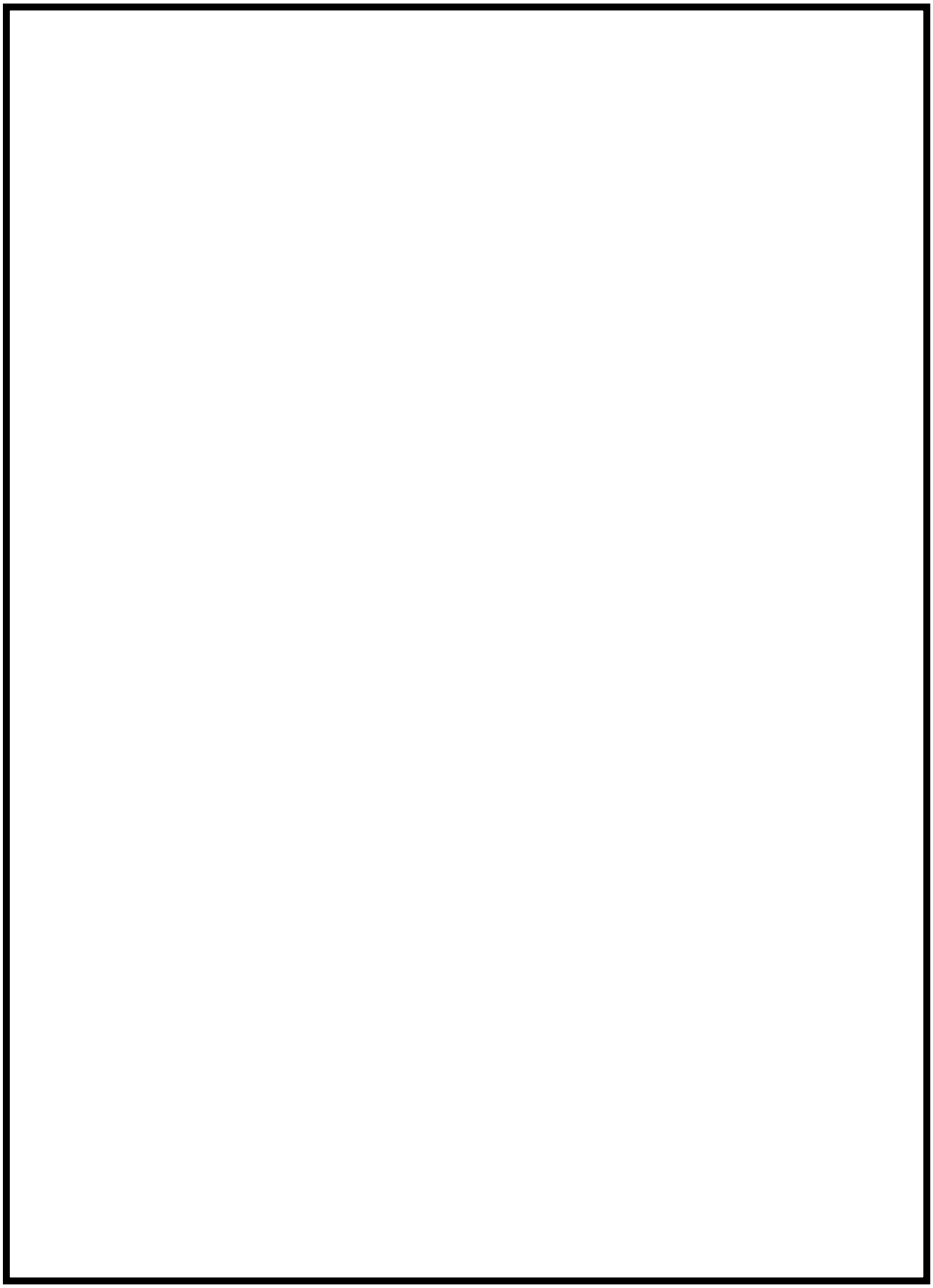


図49-1　　6号炉原子炉建屋　地下3階

図49-2　　6号炉原子炉建屋　地下2階

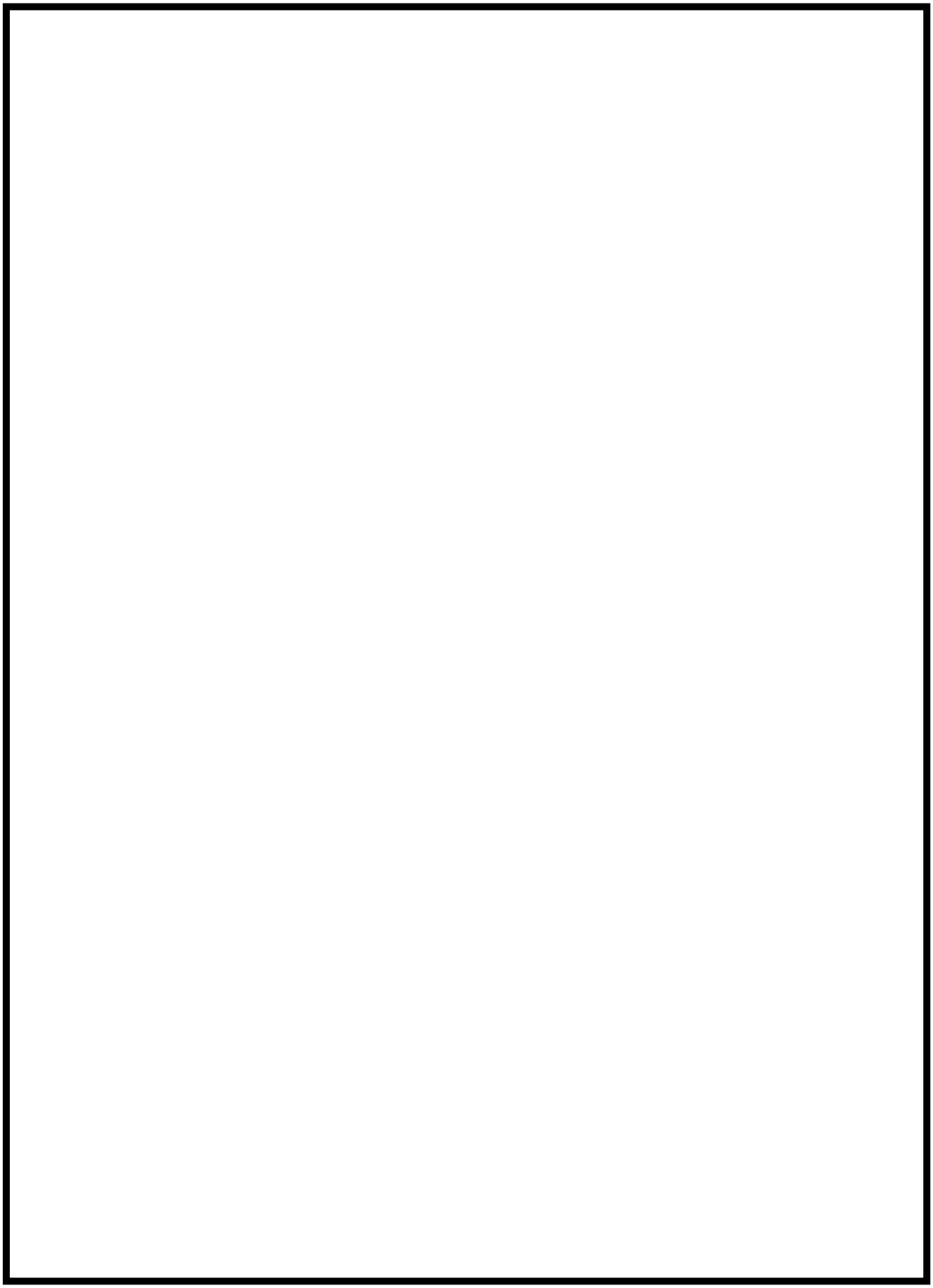


図49-3　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

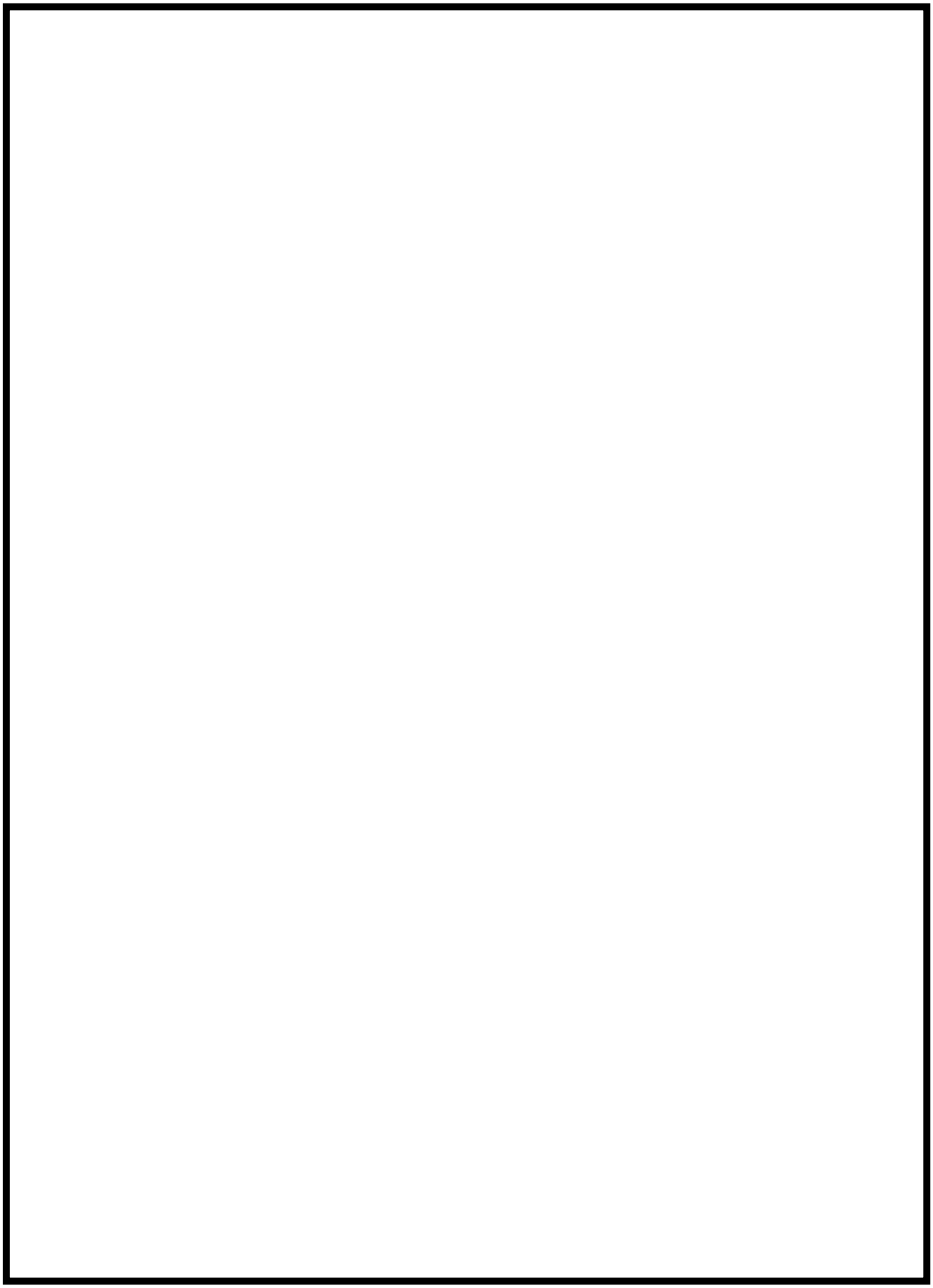


図49-4　　6号炉原子炉建屋　地上1階

図49-5　　6号炉原子炉建屋　地上2階

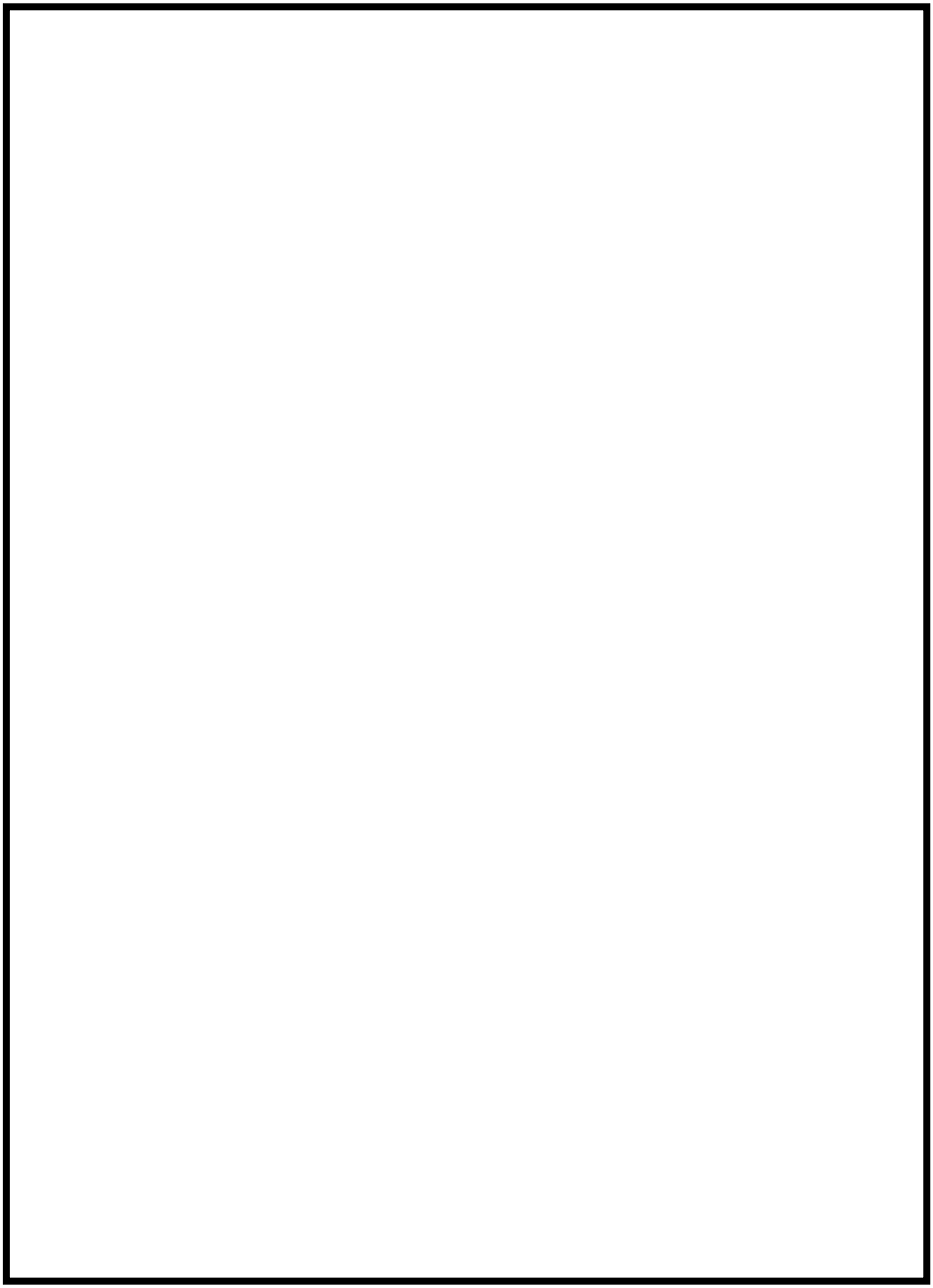


図49-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階

図49-7　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図49-8　　6号炉原子炉建屋　地上4階

図49-9　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-10　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図49-11　7号炉原子炉建屋　地下3階

図49-12　7号炉原子炉建屋　地下2階

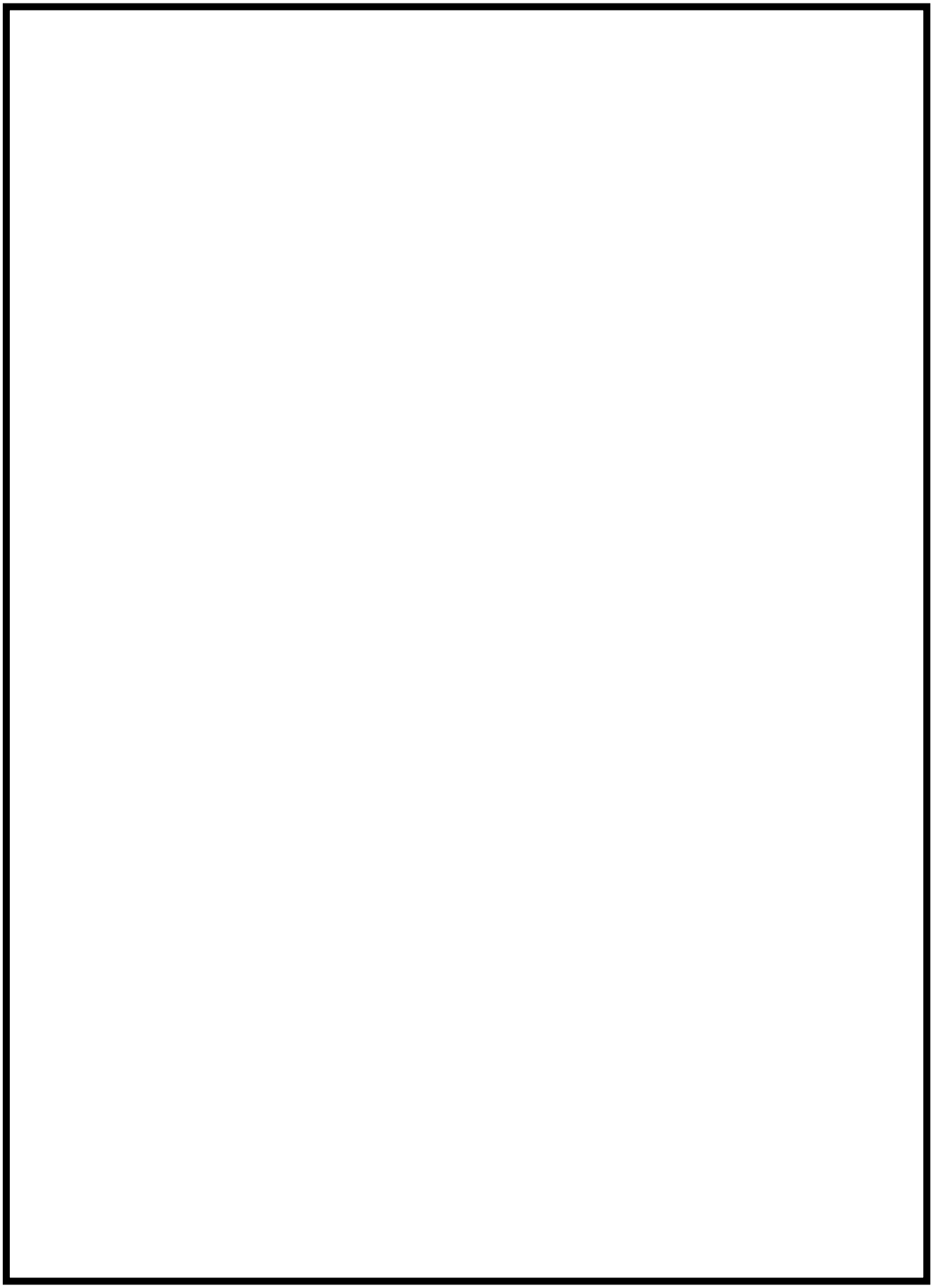


図49-13　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図49-14　7号炉原子炉建屋　地上1階

図49-15　7号炉原子炉建屋　地上2階

図49-16　7号炉原子炉建屋　地上3階

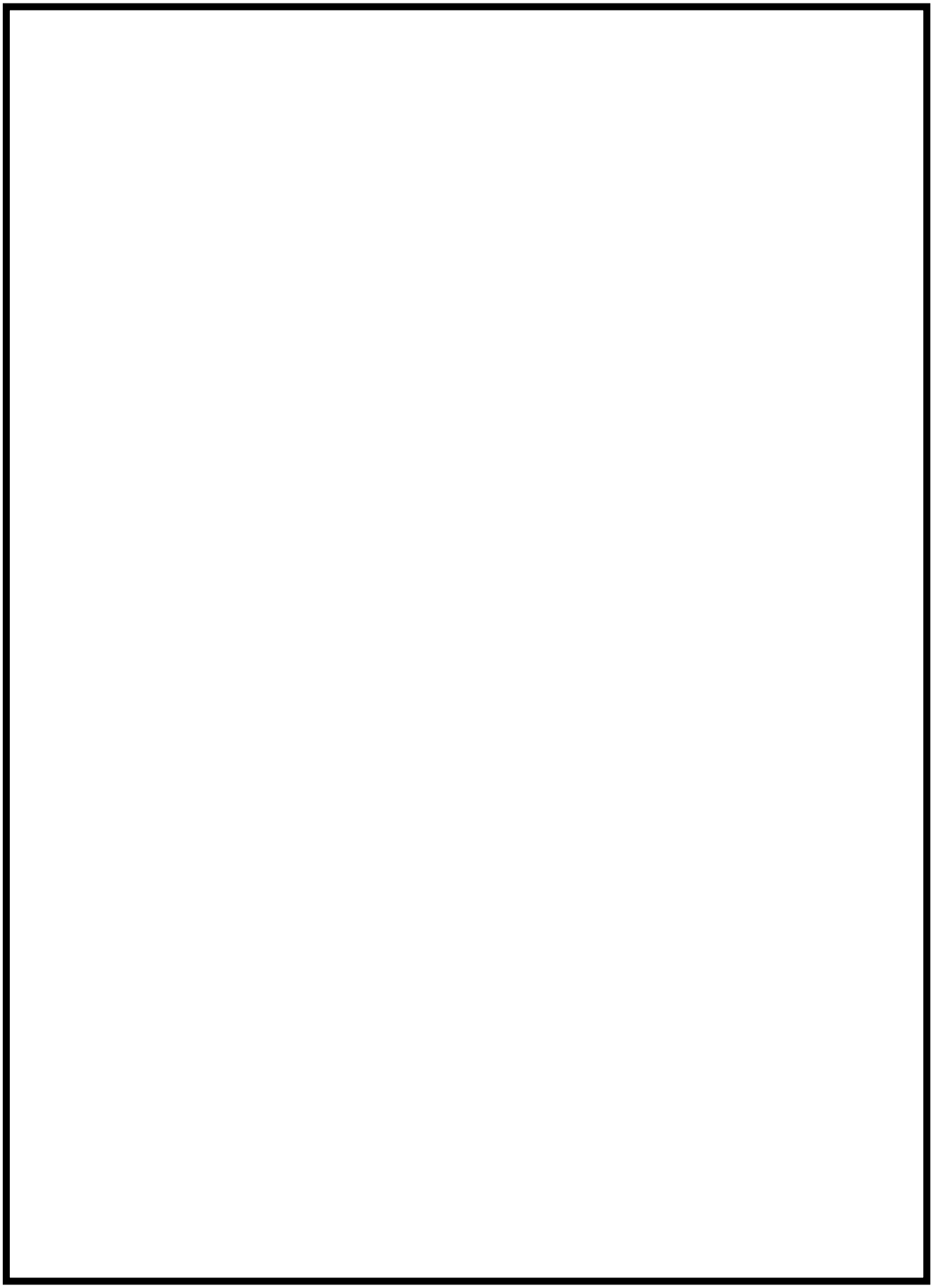


図49-17　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図49-18　7号炉原子炉建屋　地上4階

図49-19　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-20　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図49-21　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図49-22　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

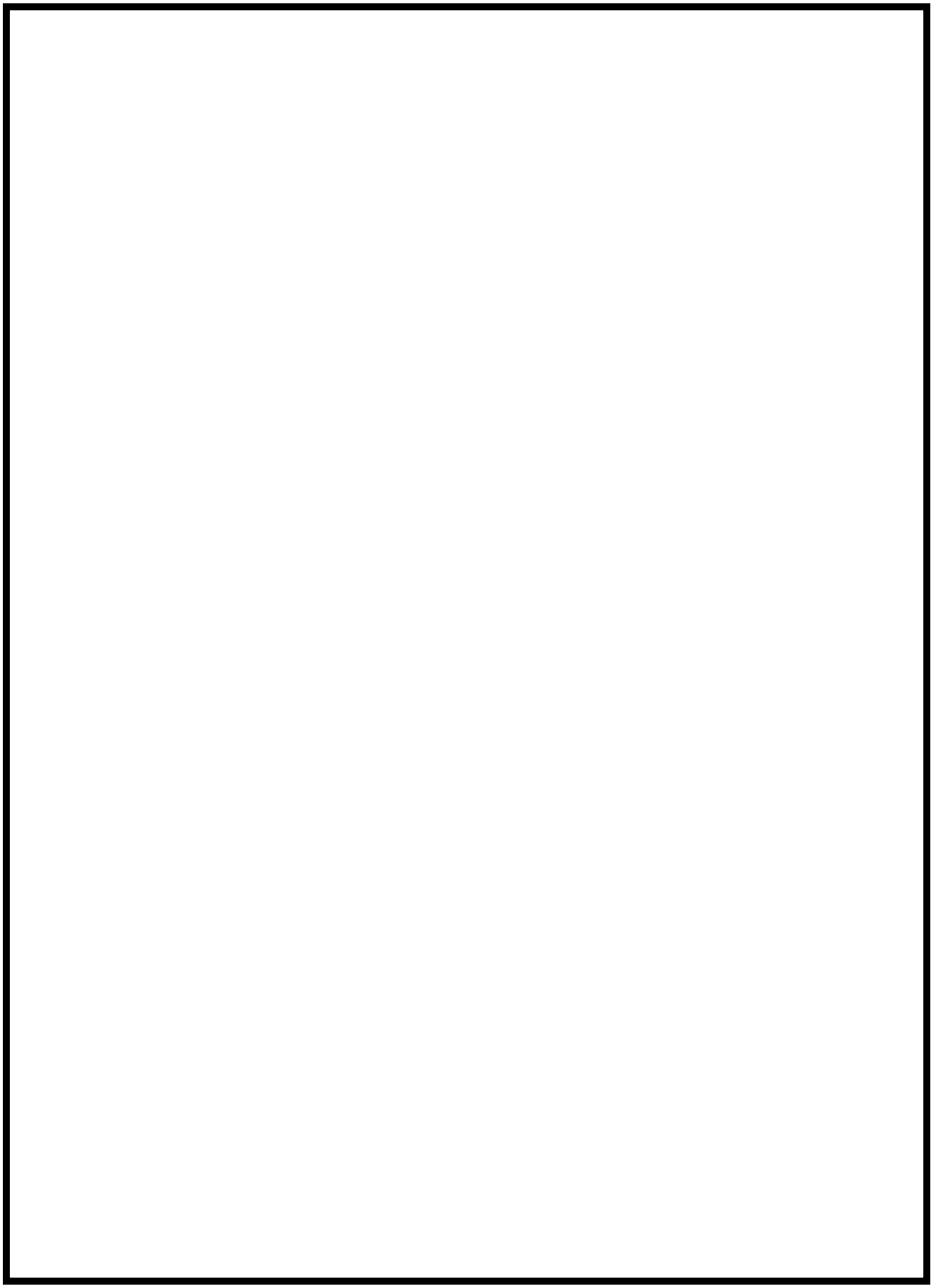


図49-23　6号炉原子炉建屋　地下3階

図49-24　6号炉原子炉建屋　地下2階

図49-25　6号炉原子炉建屋　地下1階及び中1階

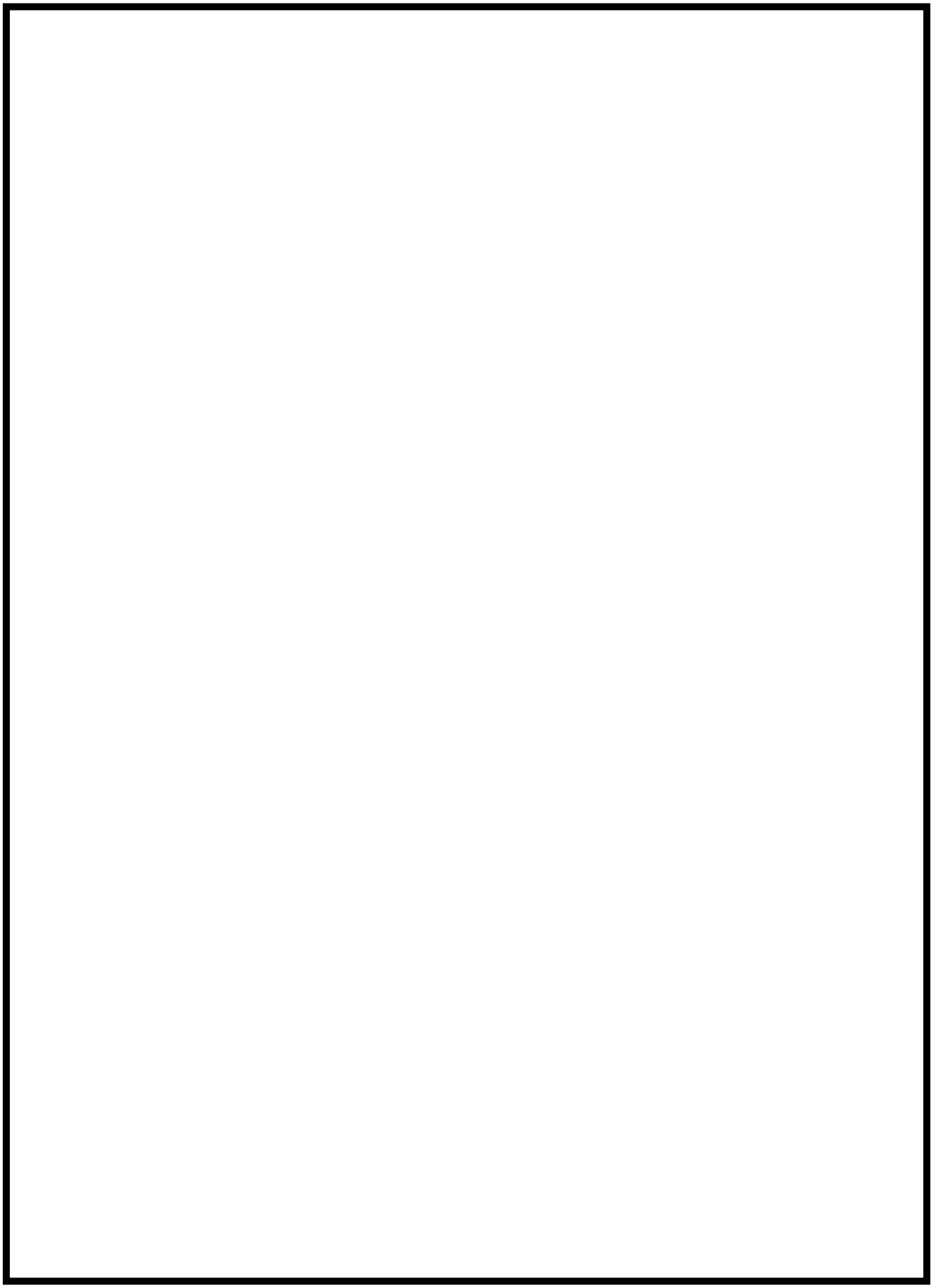


図49-26　6号炉原子炉建屋　地上1階

図49-27　6号炉原子炉建屋　地上2階

図49-28　6号炉原子炉建屋　地上3階

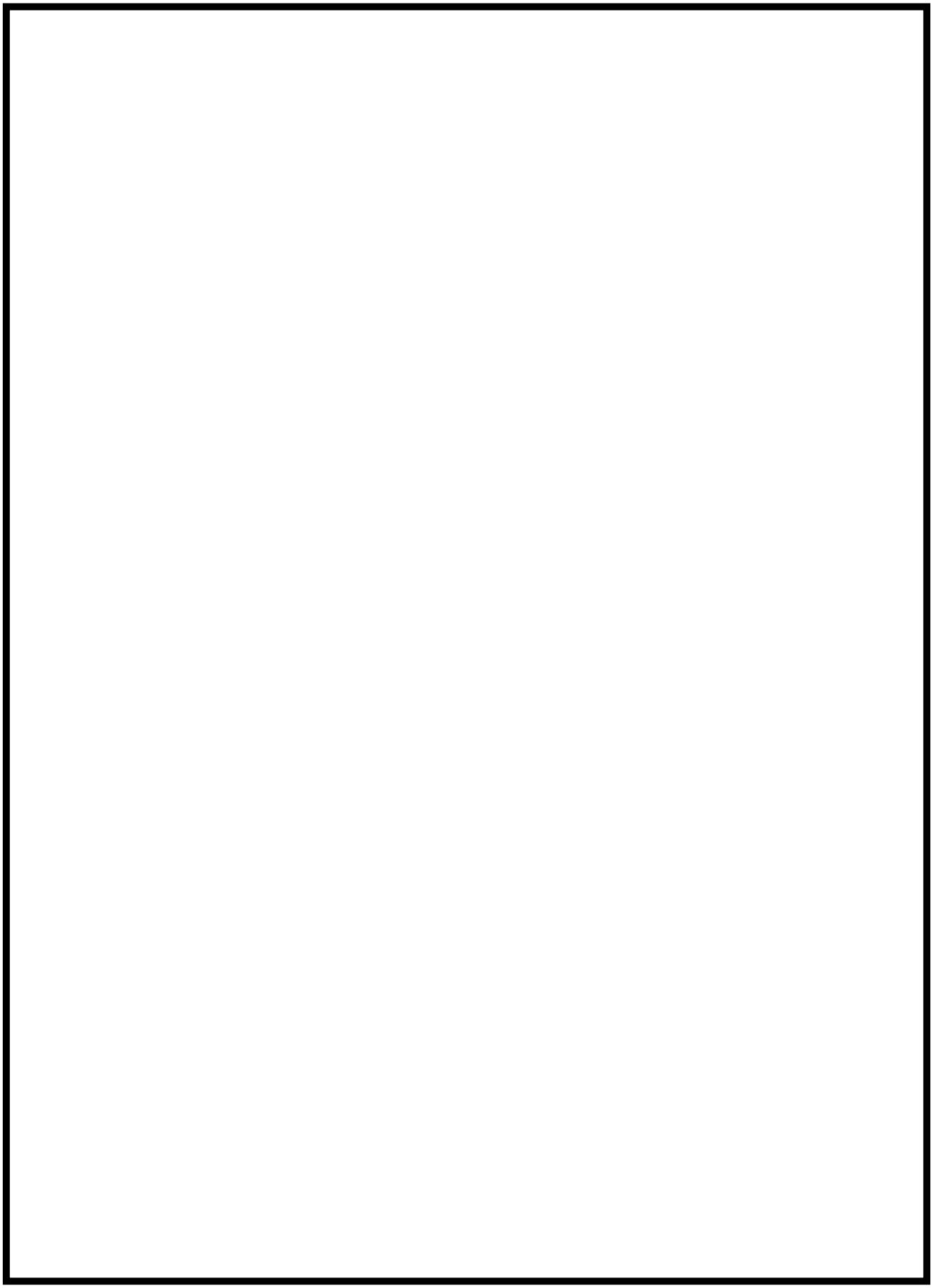


図49-29　6号炉原子炉建屋　地上中3階

図49-30　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-31　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図49-32　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

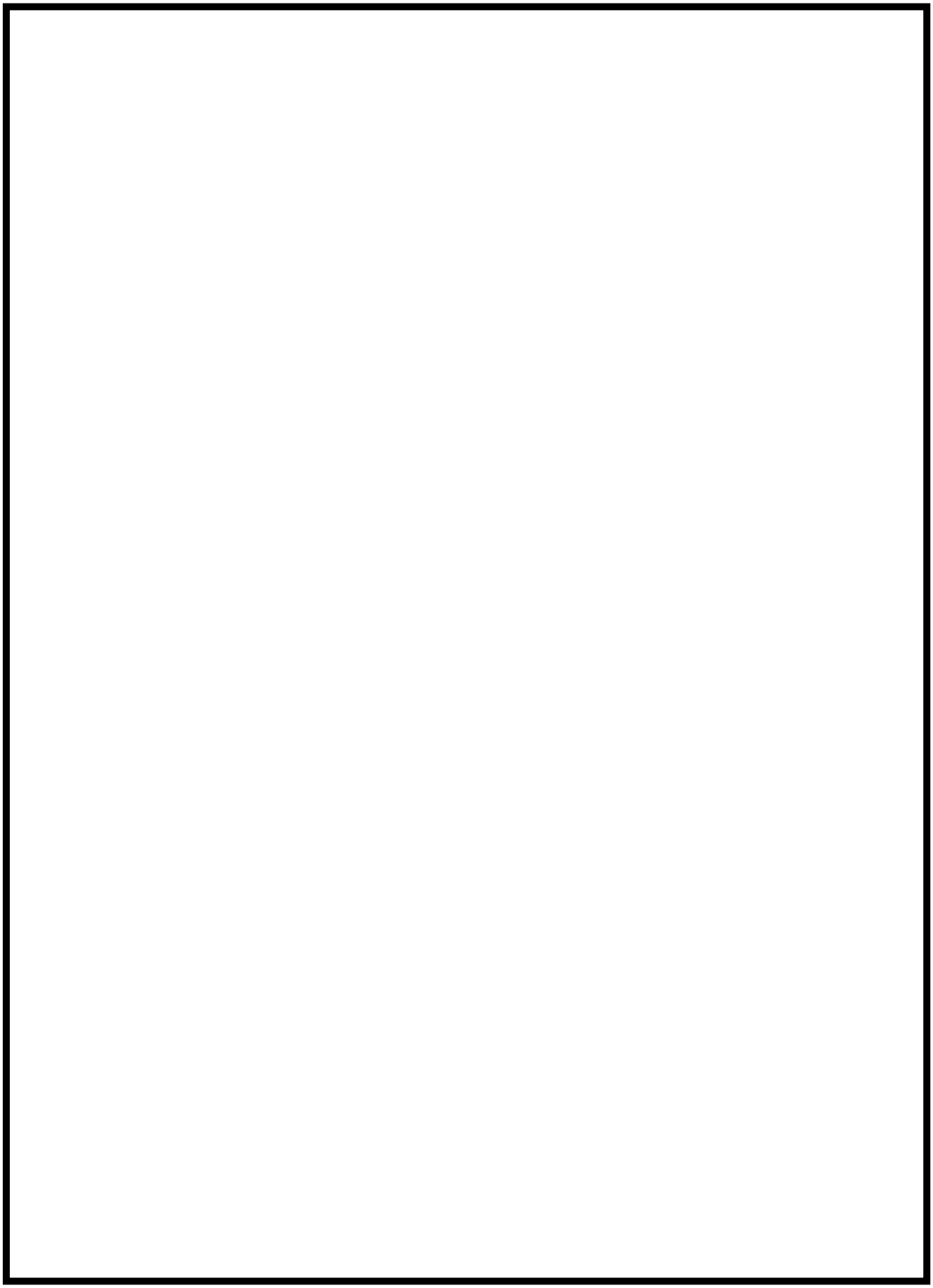


図49-33　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図49-34　7号炉原子炉建屋　地下3階

図49-35　7号炉原子炉建屋　地下2階

図49-36　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

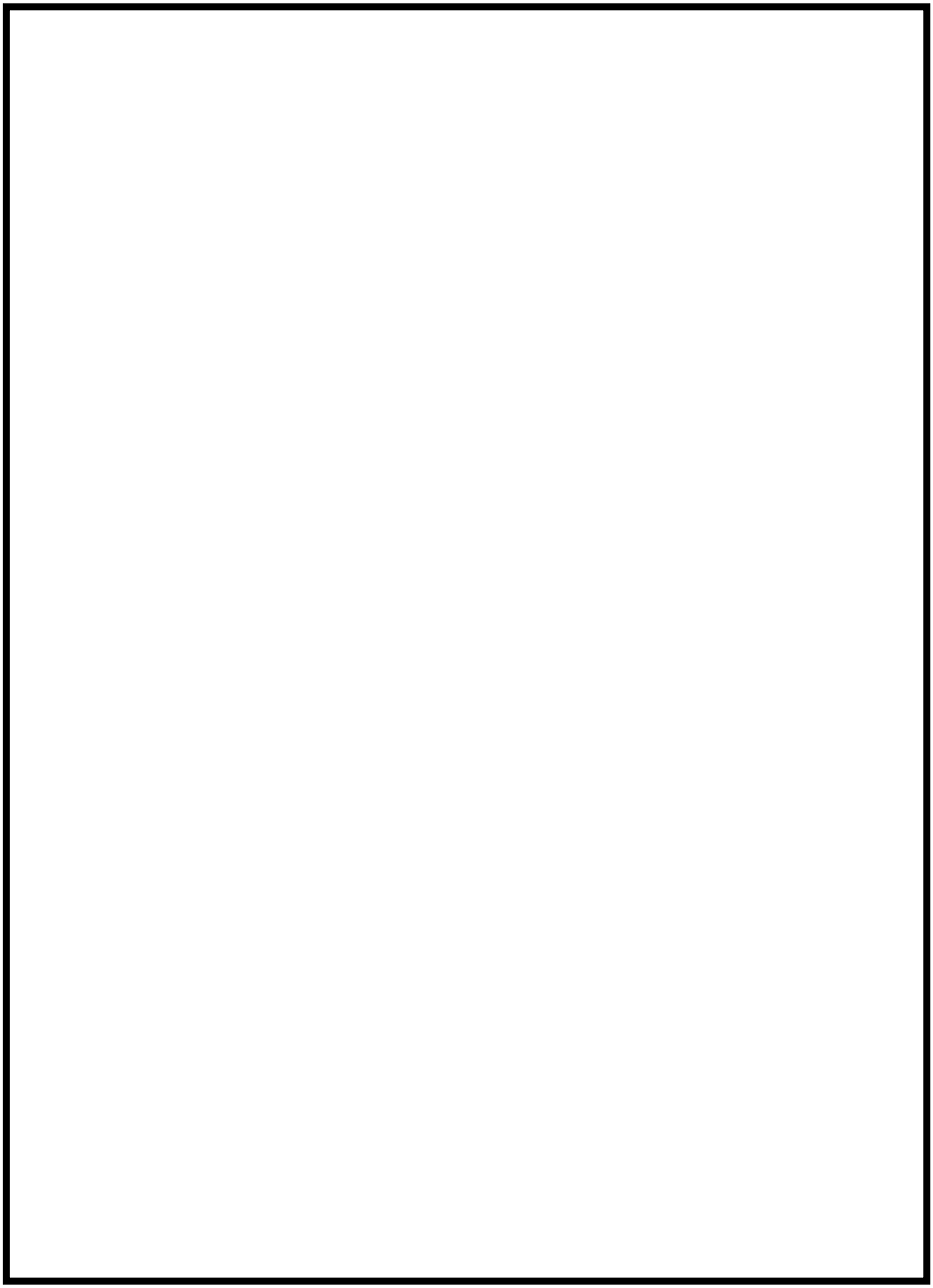


図49-37　7号炉原子炉建屋　地上1階

図49-38　7号炉原子炉建屋　地上2階

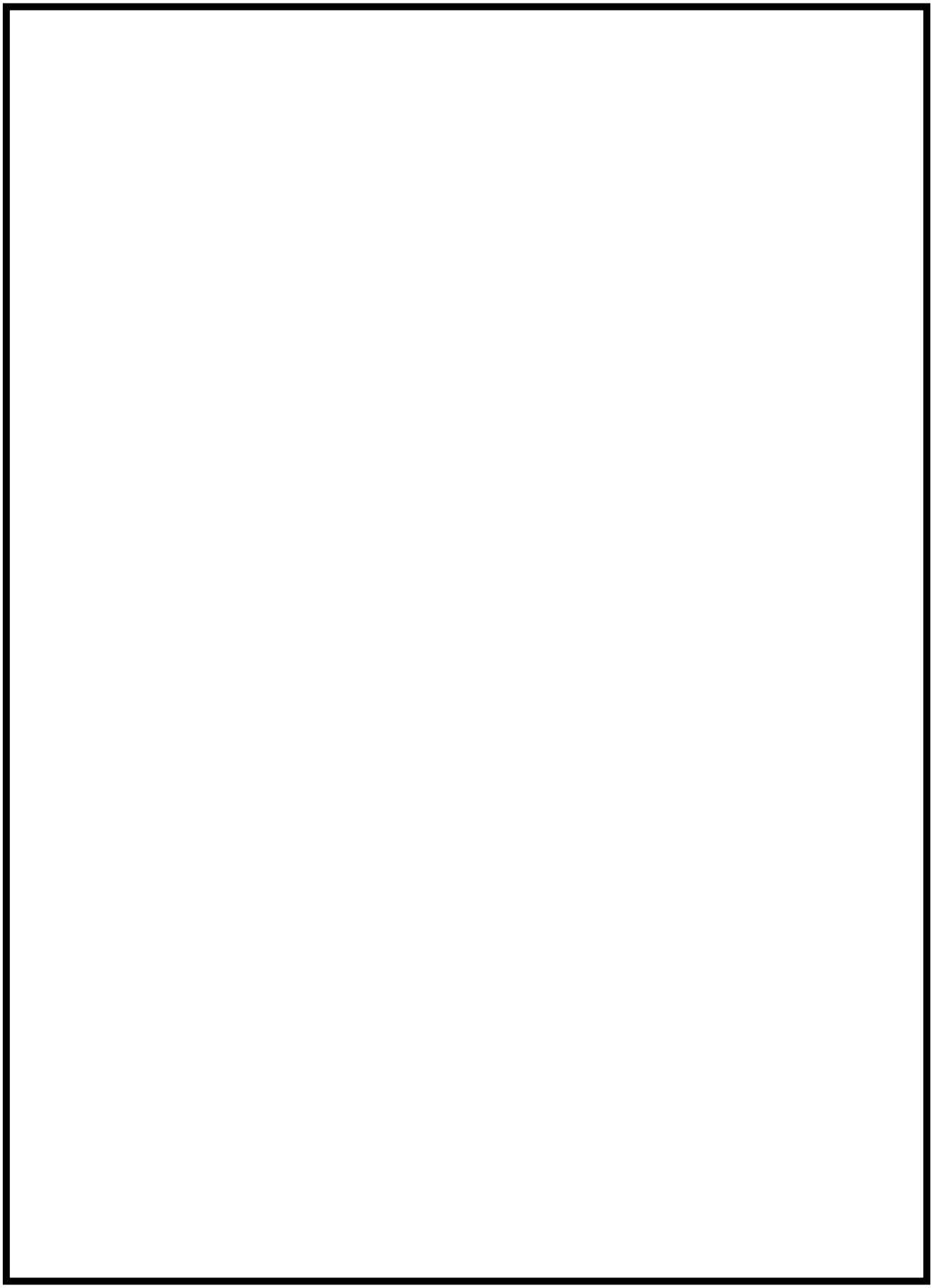


図49-39　7号炉原子炉建屋　地上3階

図49-40　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-41　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図49-42　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図49-43　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図49-44　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図49-45　6号炉原子炉建屋　地下2階

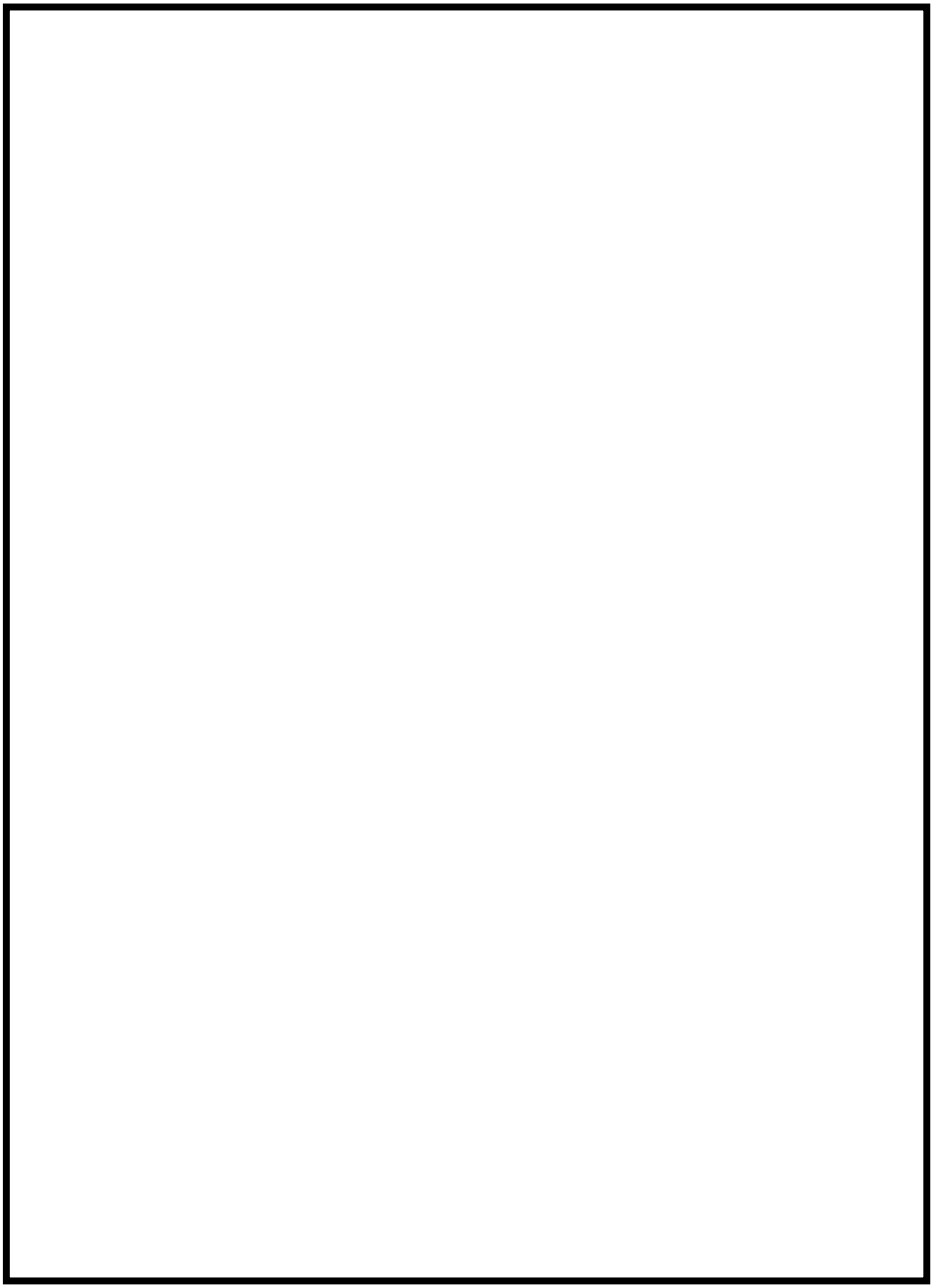


図49-46　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図49-47　6号炉原子炉建屋　地上1階

図49-48　6号炉原子炉建屋　地上2階

図49-49　6号炉原子炉建屋　地上3階

図49-50　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図49-51　6号炉原子炉建屋　地上4階

図49-52　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-53　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図49-54　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図49-55　7号炉原子炉建屋　地下2階

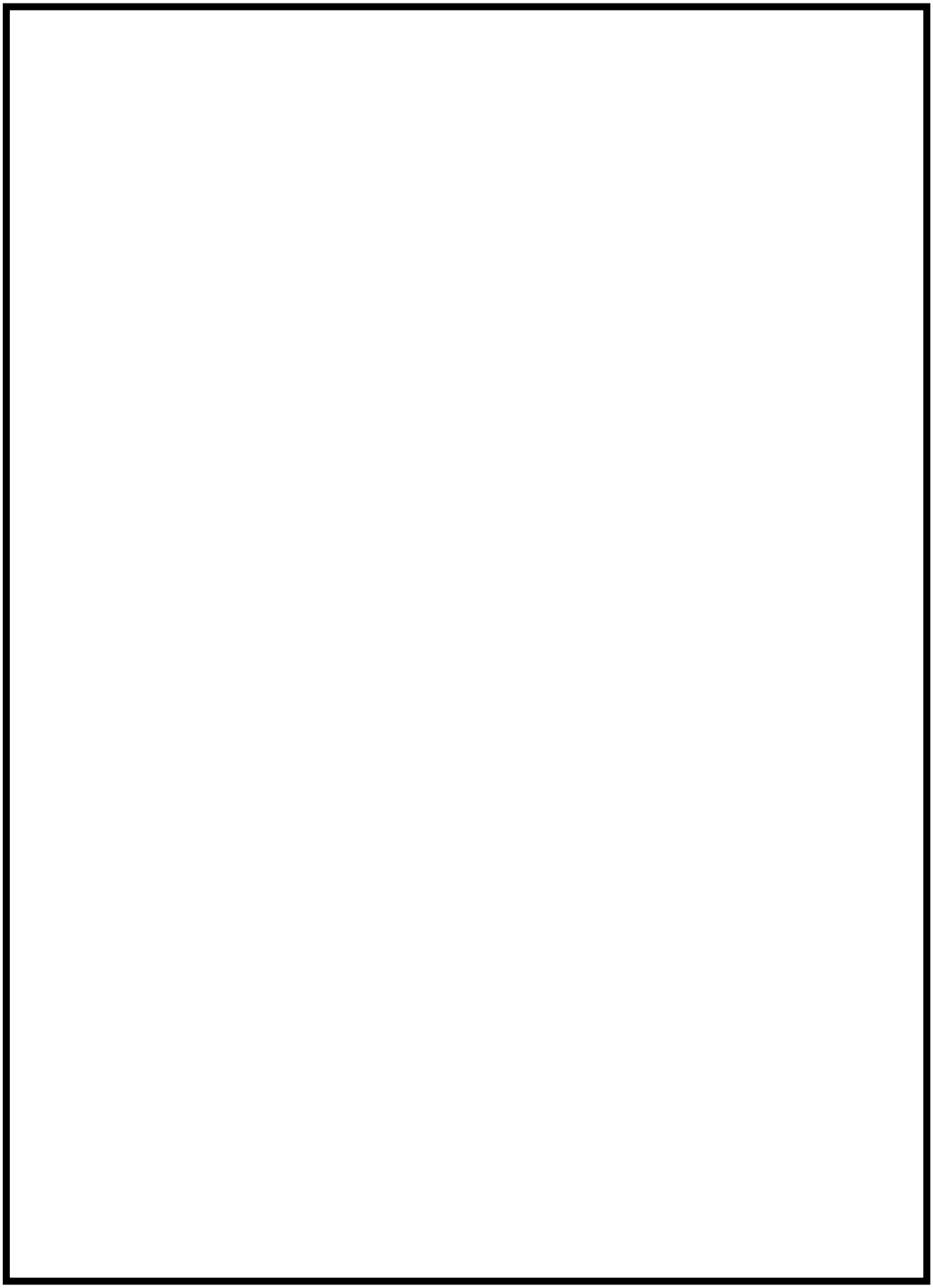


図49-56　7号炉原子炉建屋　地下1階

図49-57　7号炉原子炉建屋　地上1階

図49-58　7号炉原子炉建屋　地上2階

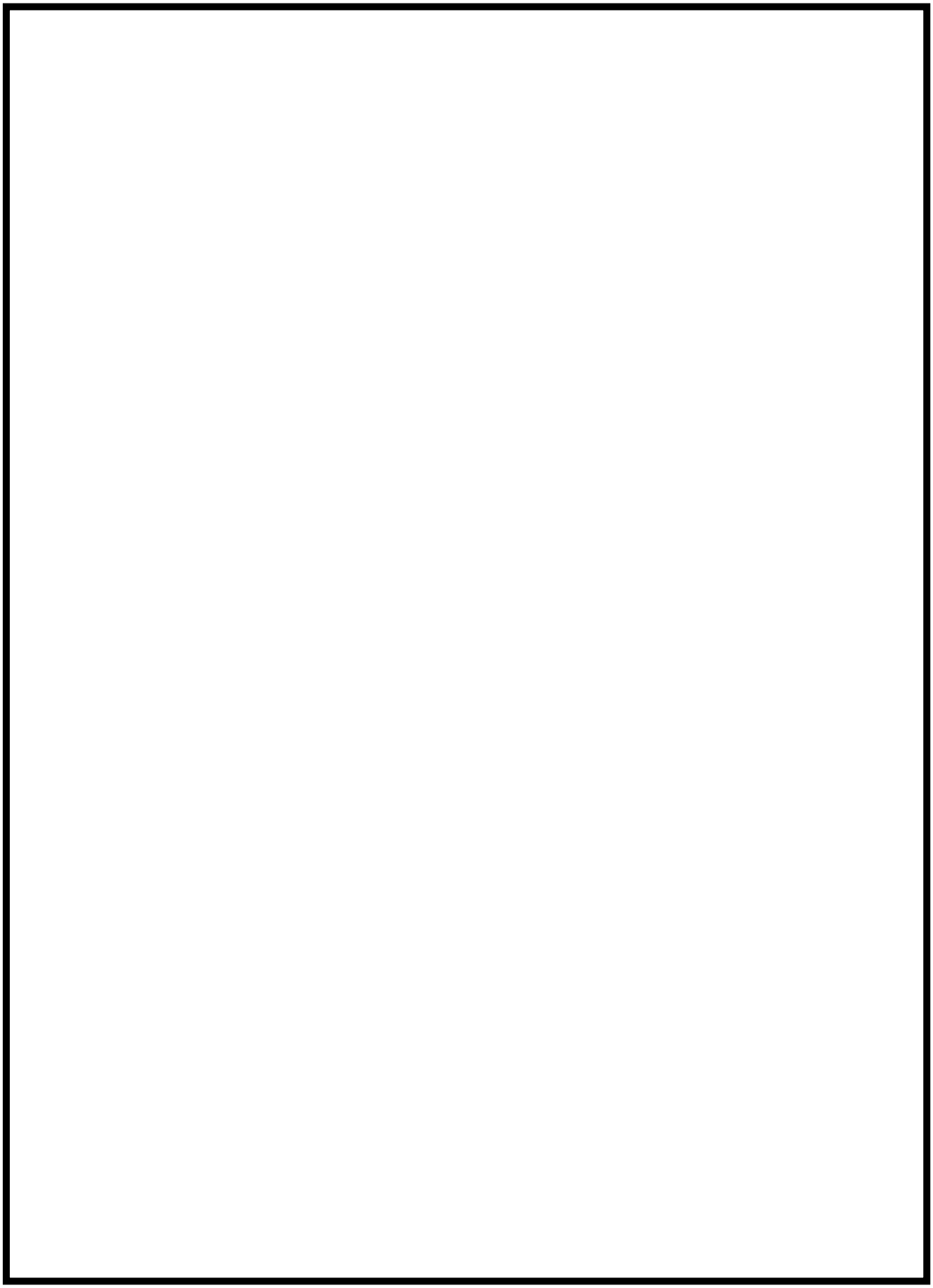


図49-59　7号炉原子炉建屋　地上3階

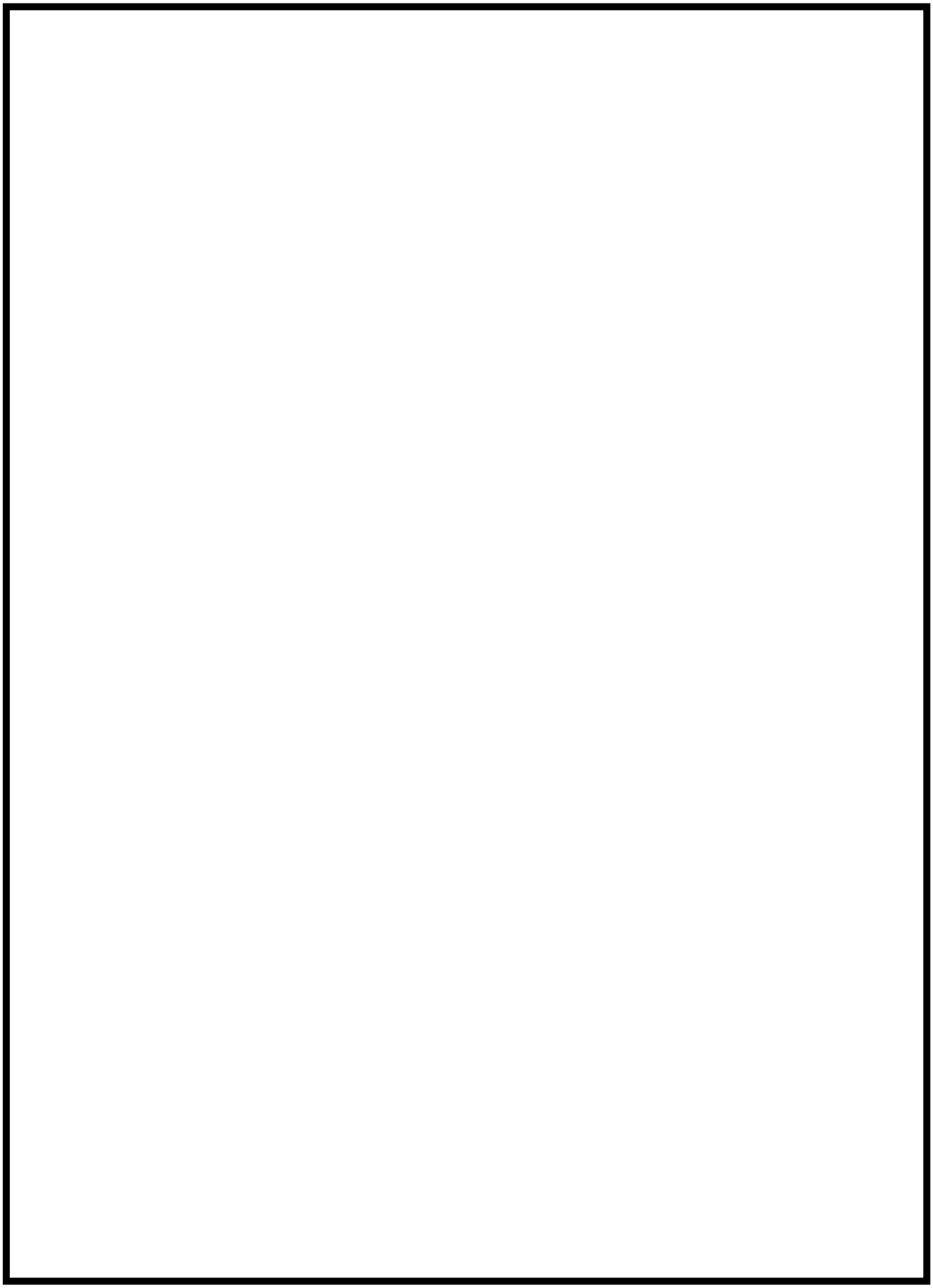


図49-60　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

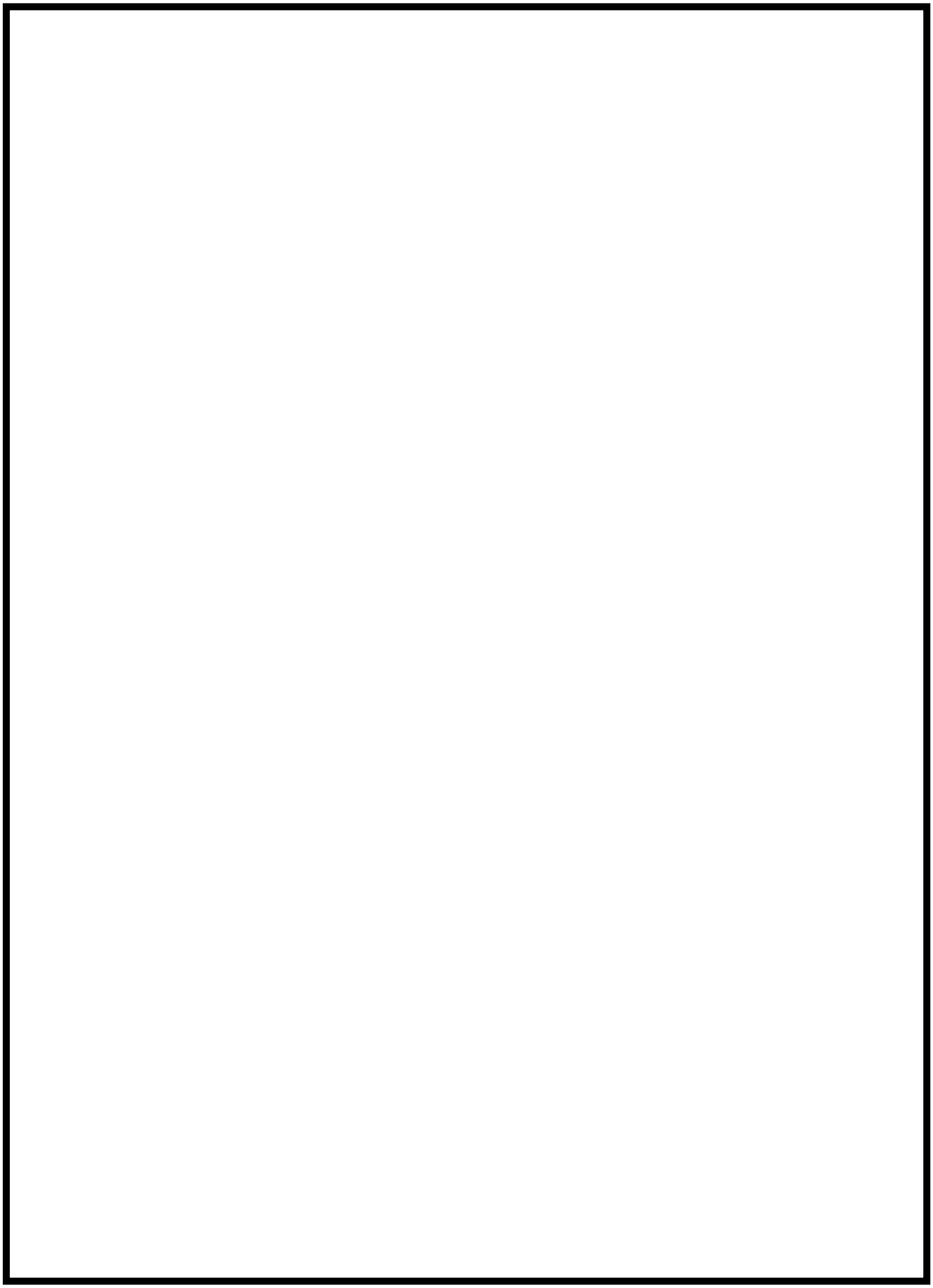


図49-61　7号炉原子炉建屋　地上4階

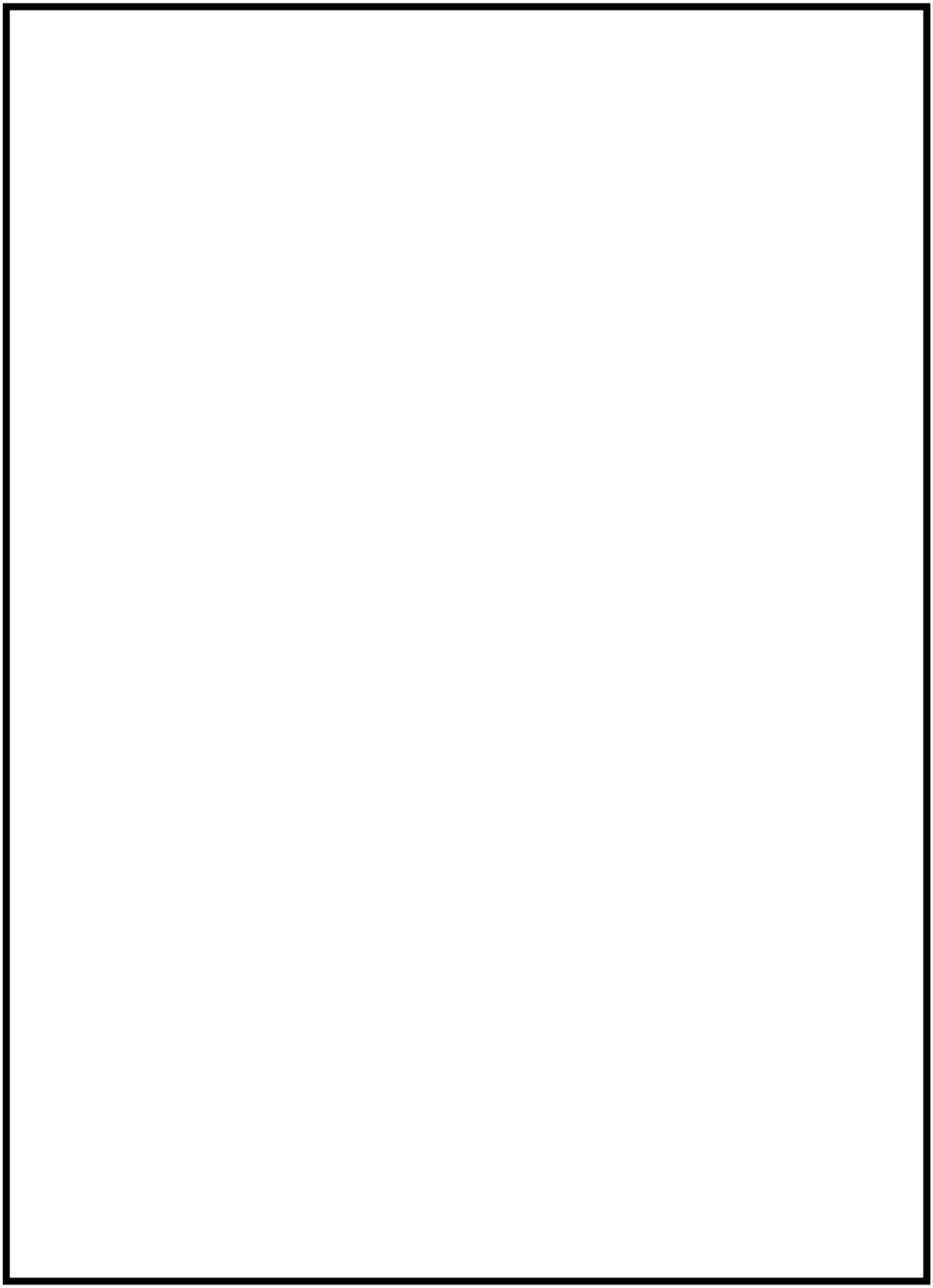


図49-62　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-63　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図49-64　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図49-65　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図49-66　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図51-1　　6号炉原子炉建屋　地下2階

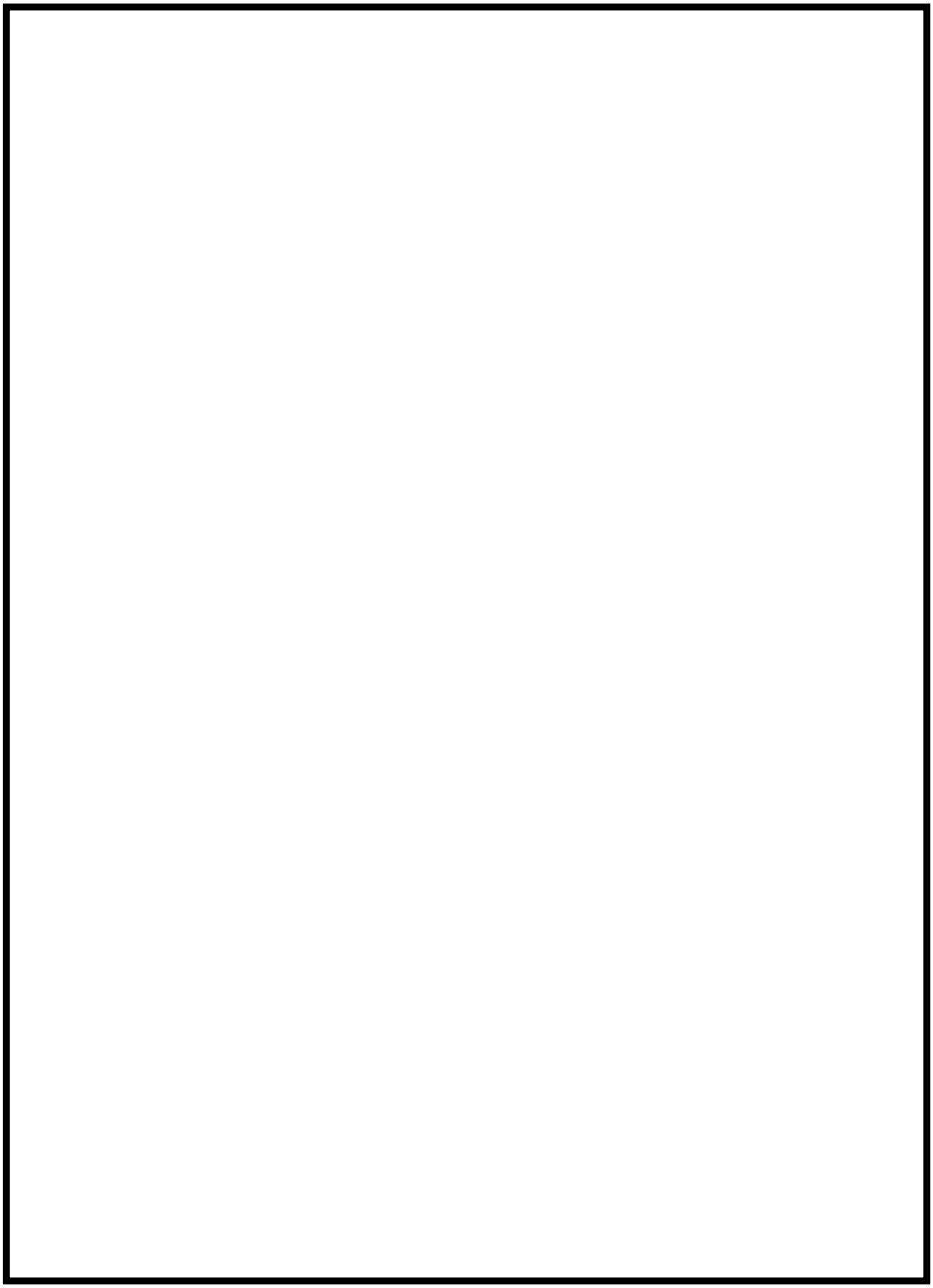


図51-2　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図51-3　　6号炉原子炉建屋　地上1階

図51-4　　6号炉原子炉建屋　地上2階

図51-5　　6号炉原子炉建屋　地上3階

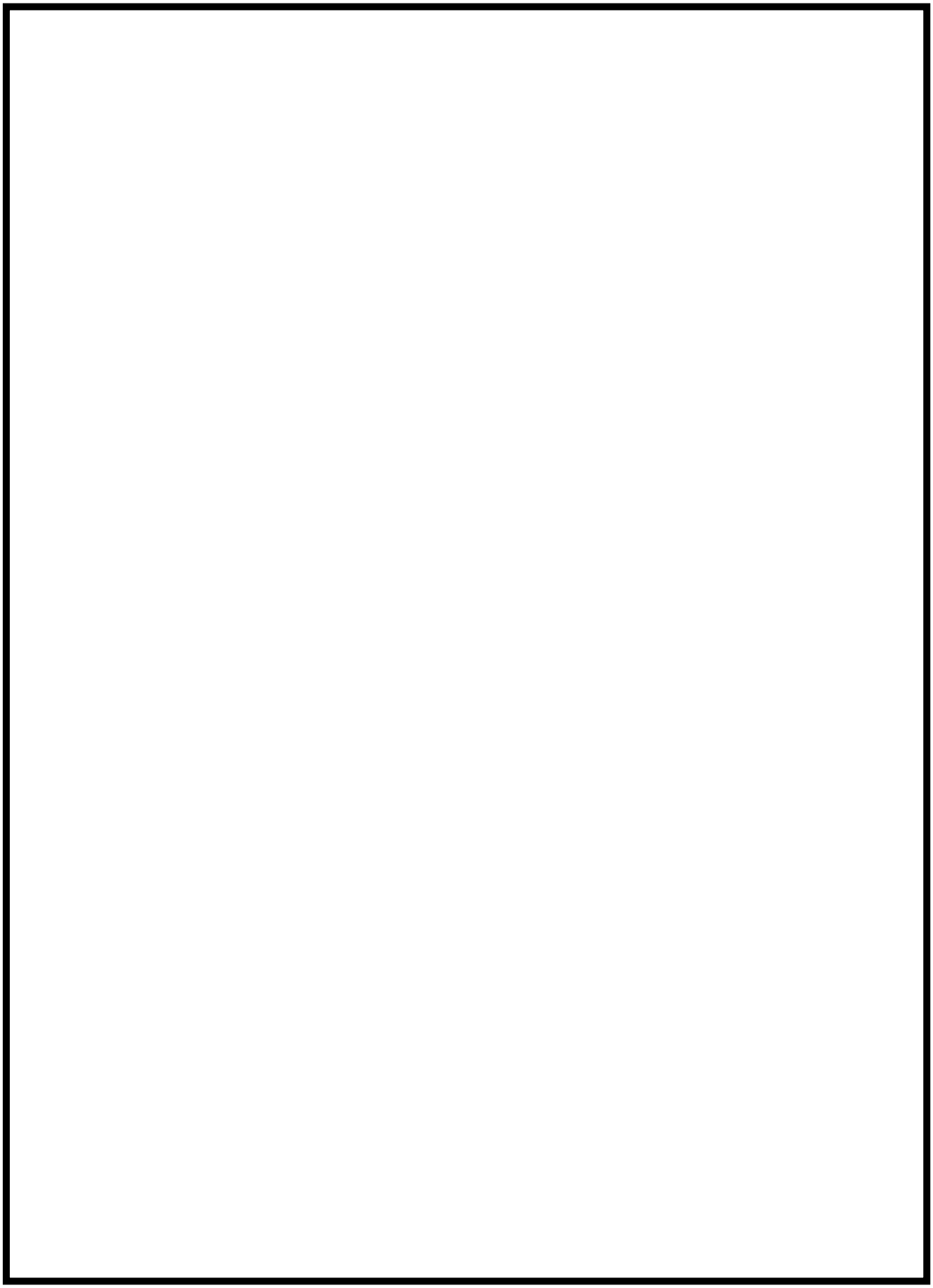


図51-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図51-7　　6号炉原子炉建屋　地上4階

図51-8　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図51-9　　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図51-10　7号炉原子炉建屋　地下2階

図51-11　7号炉原子炉建屋　地下1階

図51-12　7号炉原子炉建屋　地上1階

図51-13　7号炉原子炉建屋　地上2階

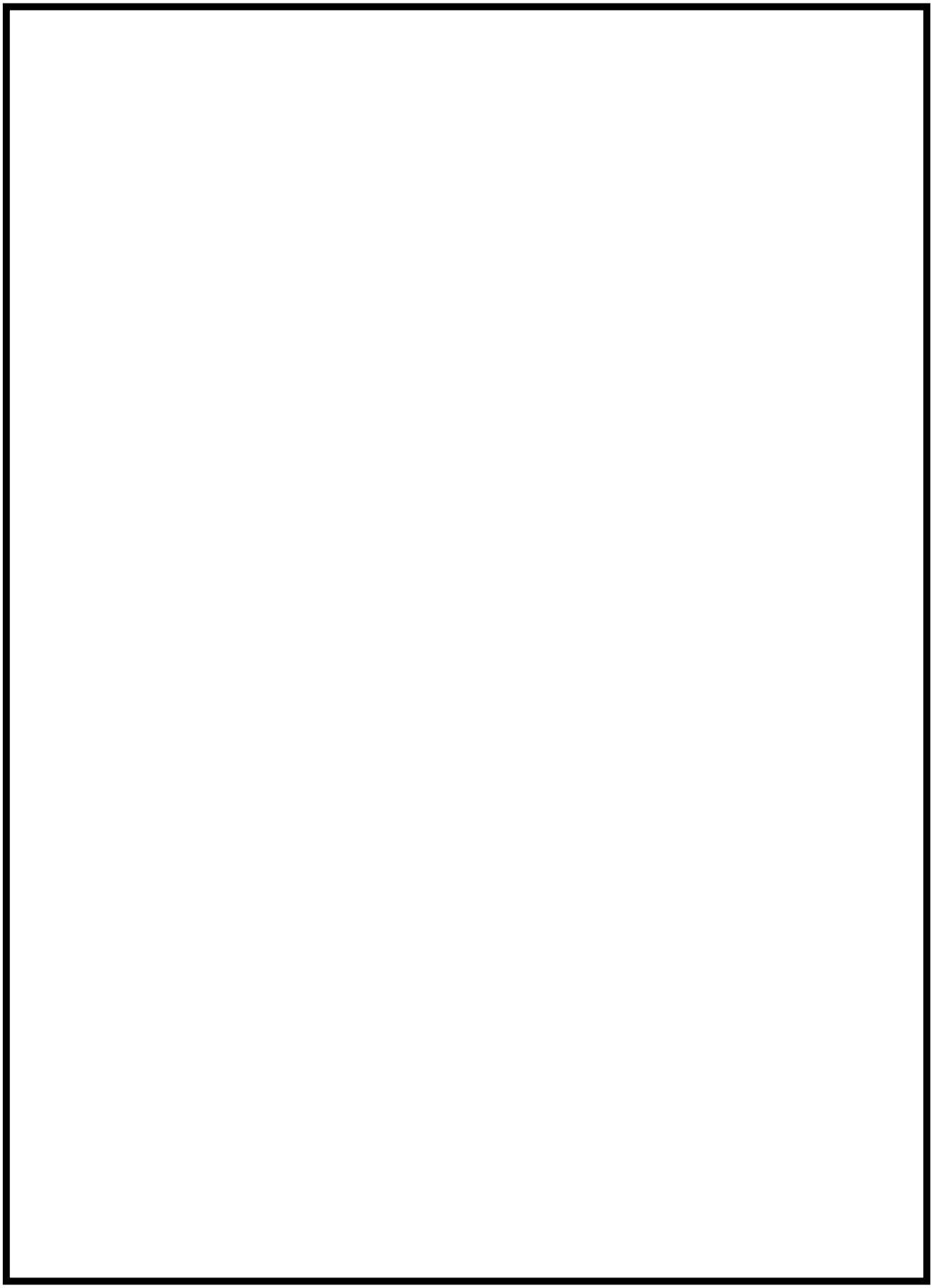


図51-14　7号炉原子炉建屋　地上3階

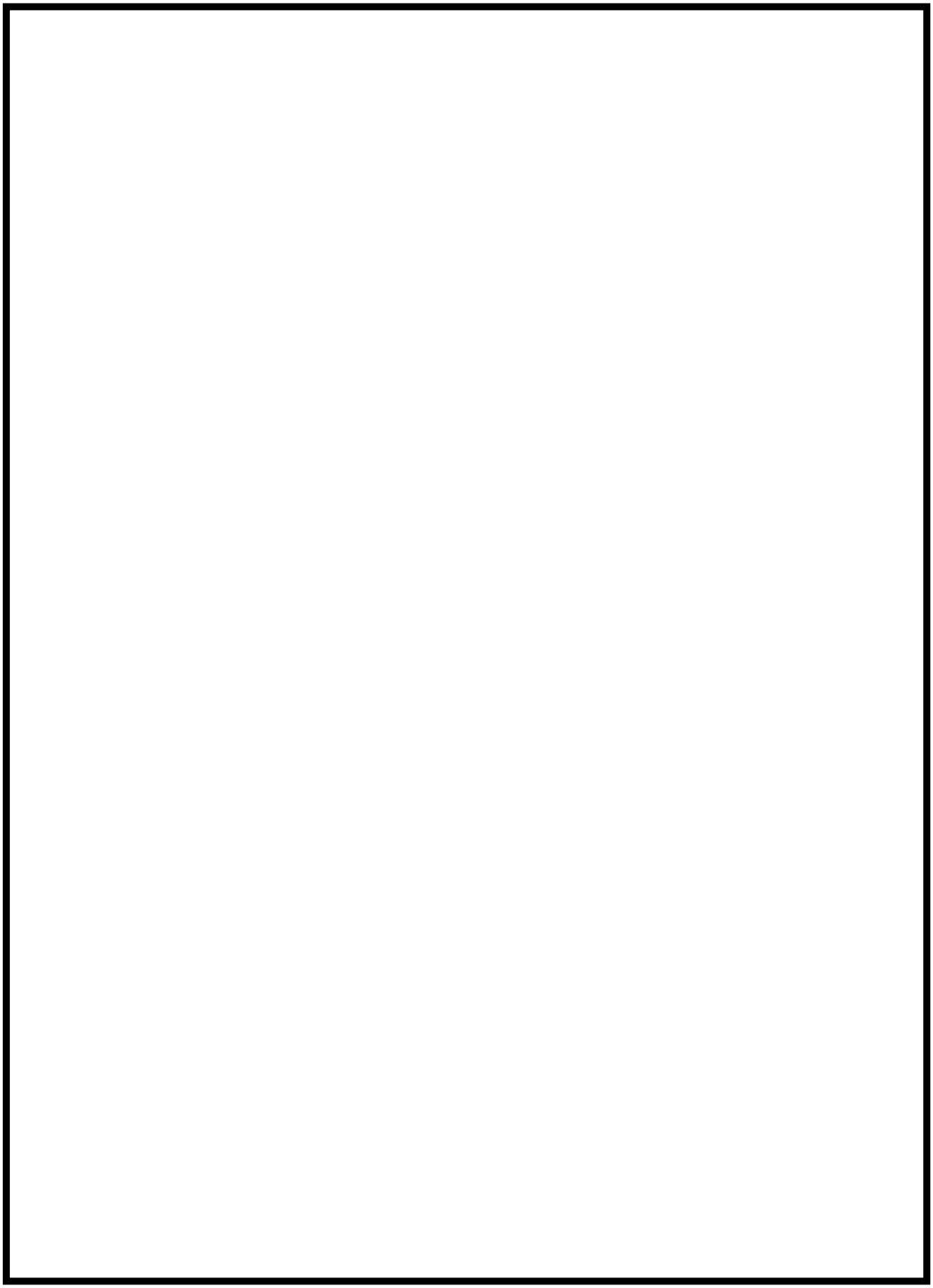


図51-15　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図51-16　7号炉原子炉建屋　地上4階

図51-17　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図51-18　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図51-19　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

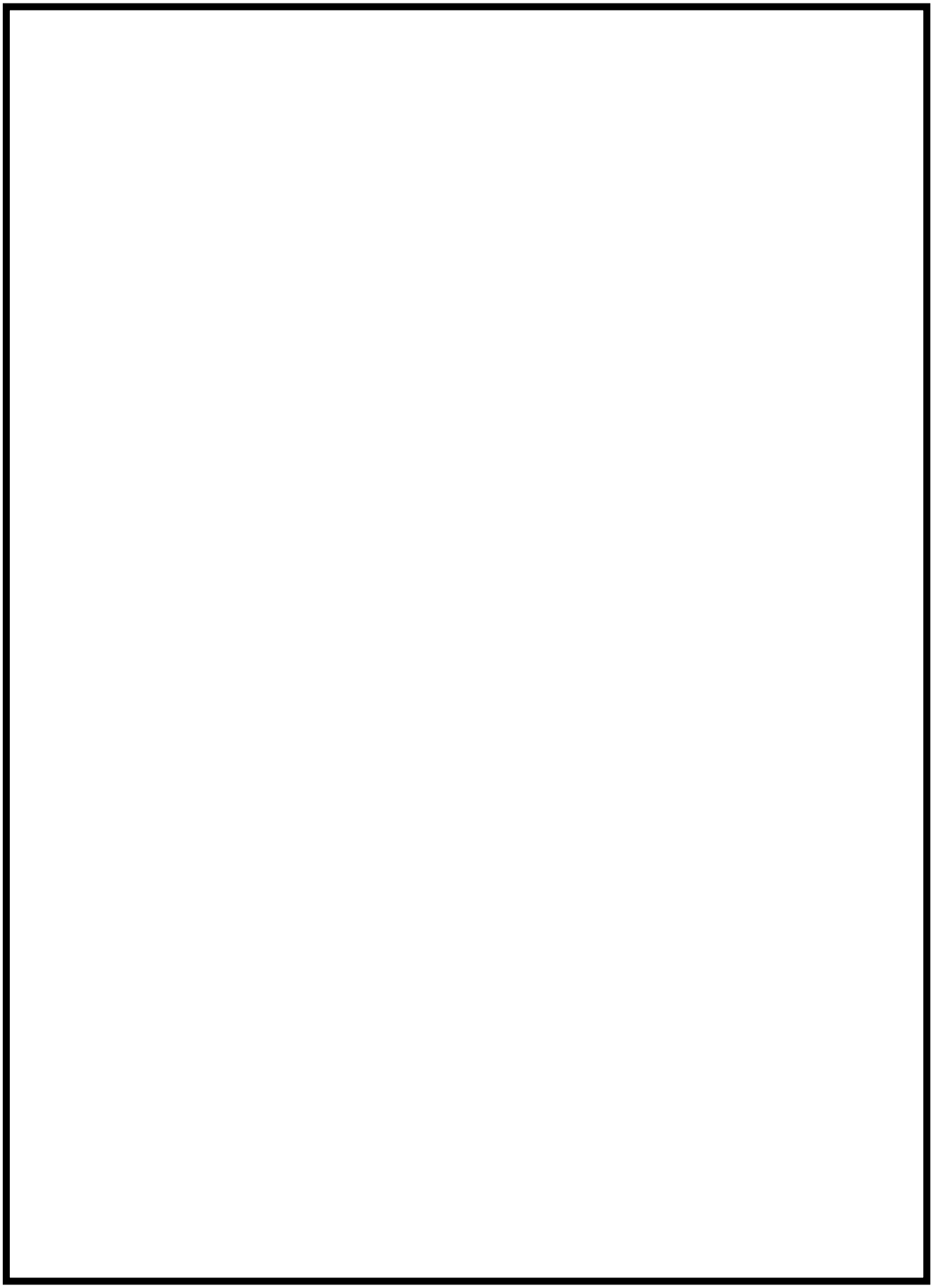


図51-20　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図51-21　6号炉原子炉建屋　地下3階

図51-22　6号炉原子炉建屋　地下2階

図51-23　6号炉原子炉建屋　地下1階及び中1階

図51-24　6号炉原子炉建屋　地上1階

図51-25　6号炉原子炉建屋　地上2階

図51-26　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図51-27　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図51-28　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図51-29　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図51-30　7号炉原子炉建屋　地下3階

図51-31　7号炉原子炉建屋　地下2階

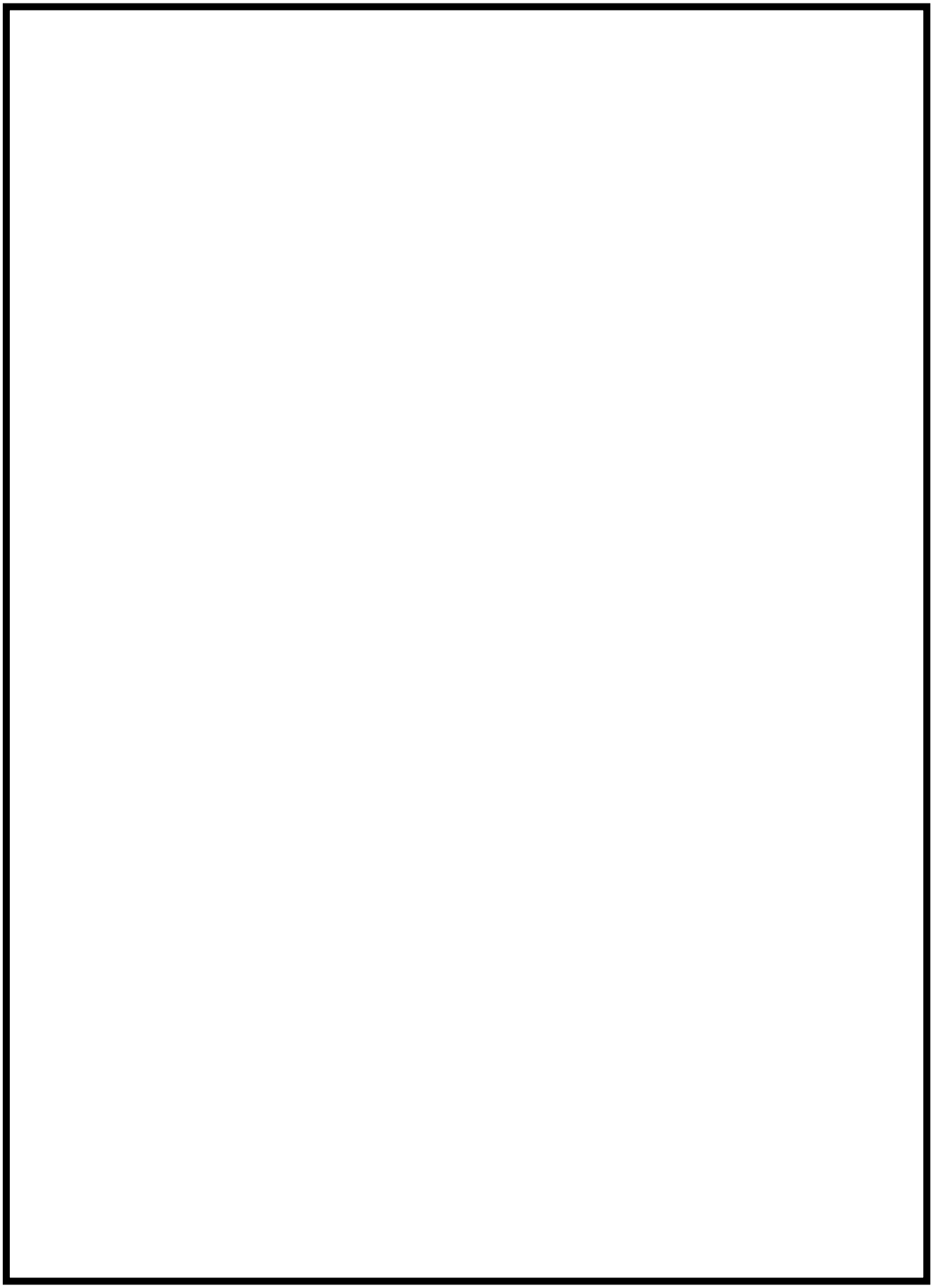


図51-32　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図51-33　7号炉原子炉建屋　地上1階

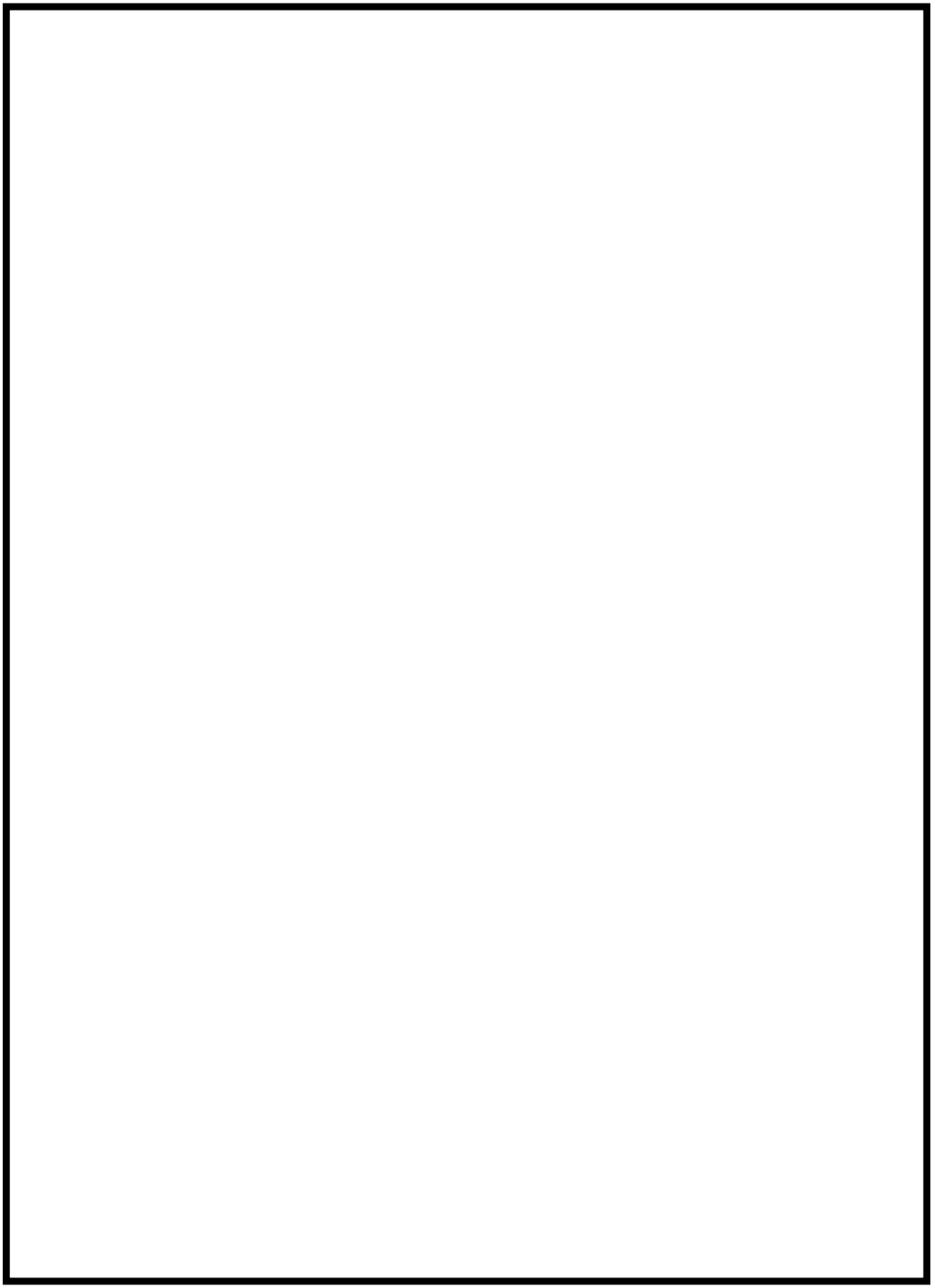


図51-34　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図51-35　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図51-36　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

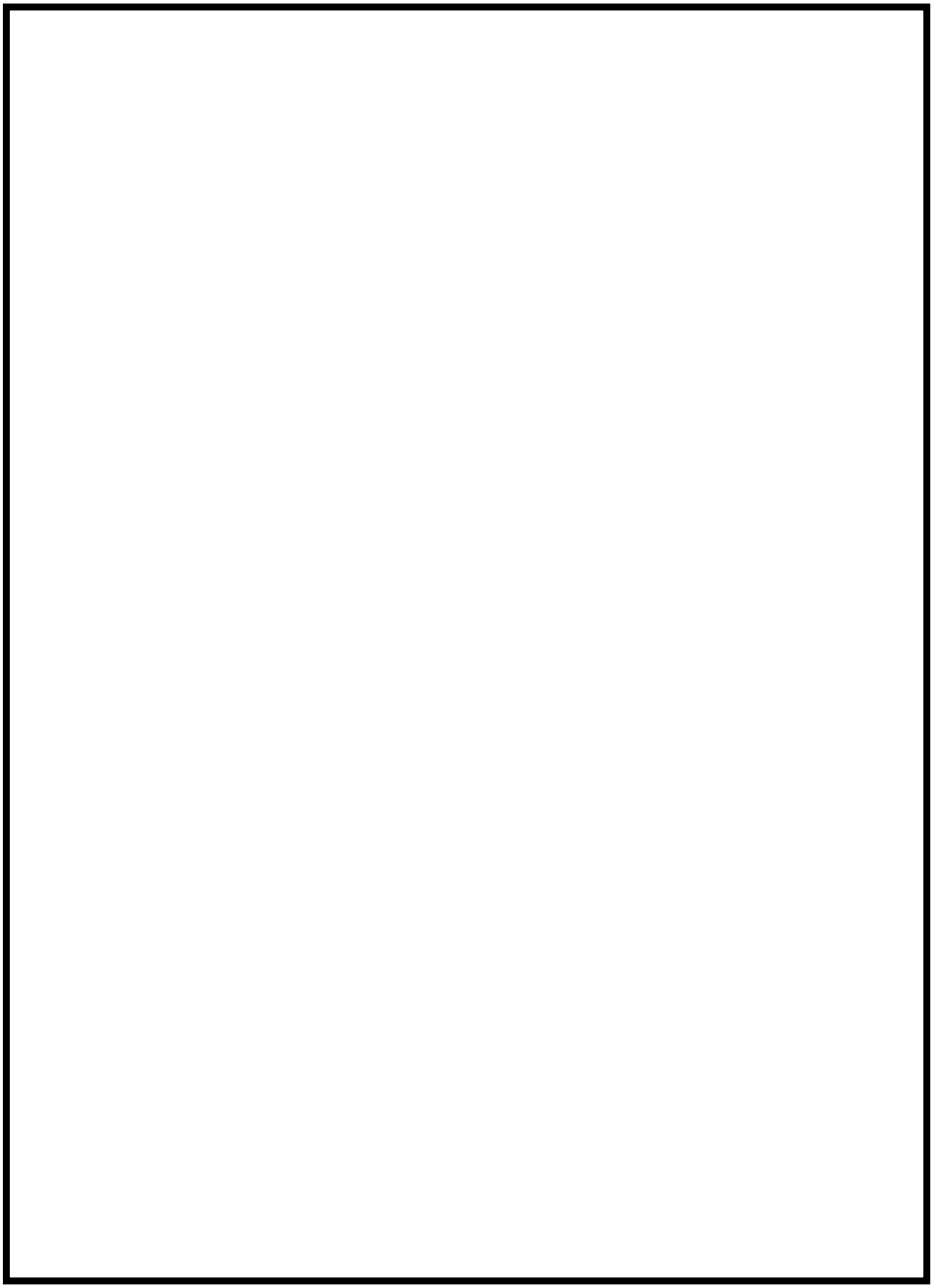


図51-37　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

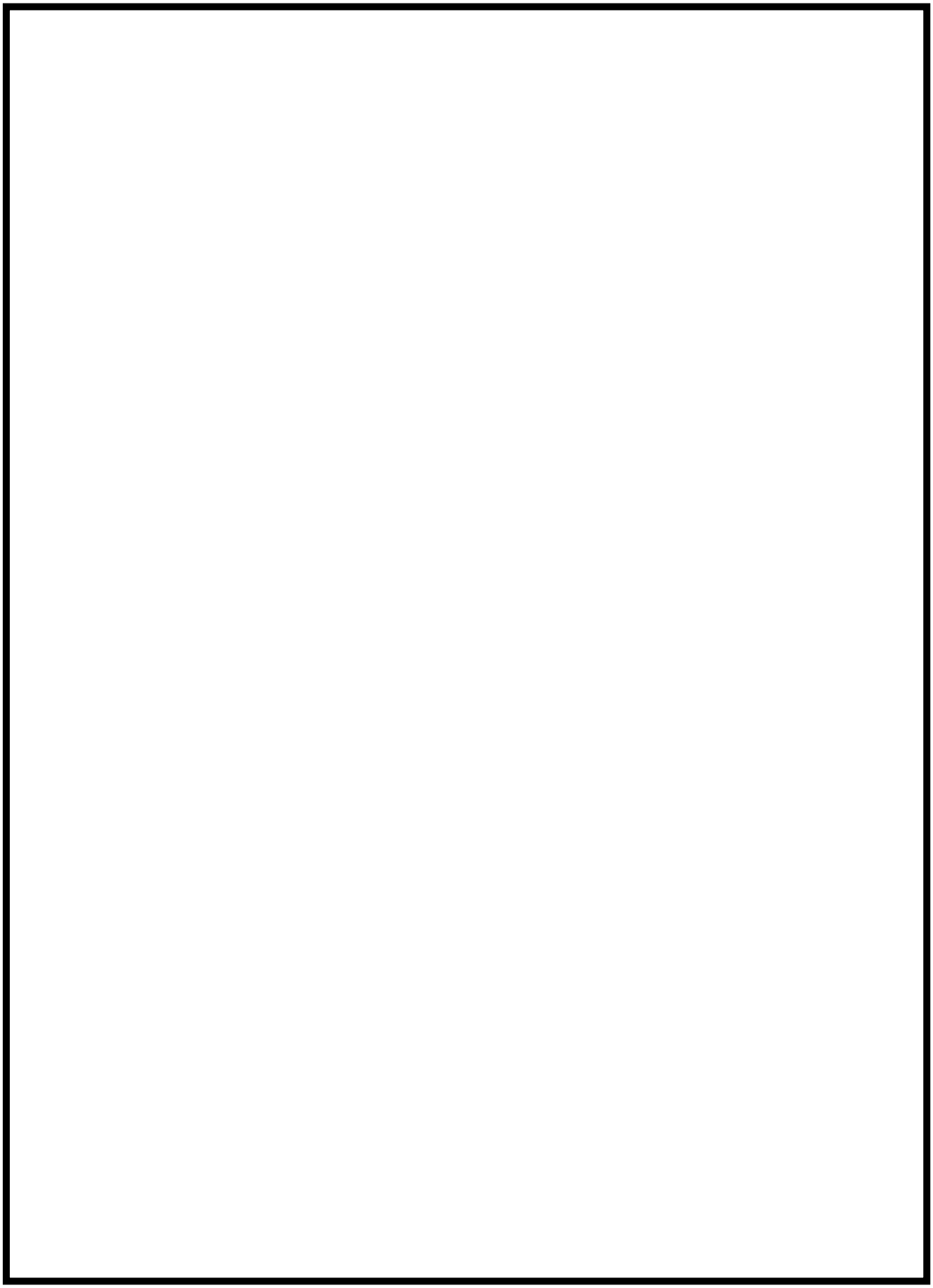


図51-38　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図51-39　6号炉原子炉建屋　地下2階

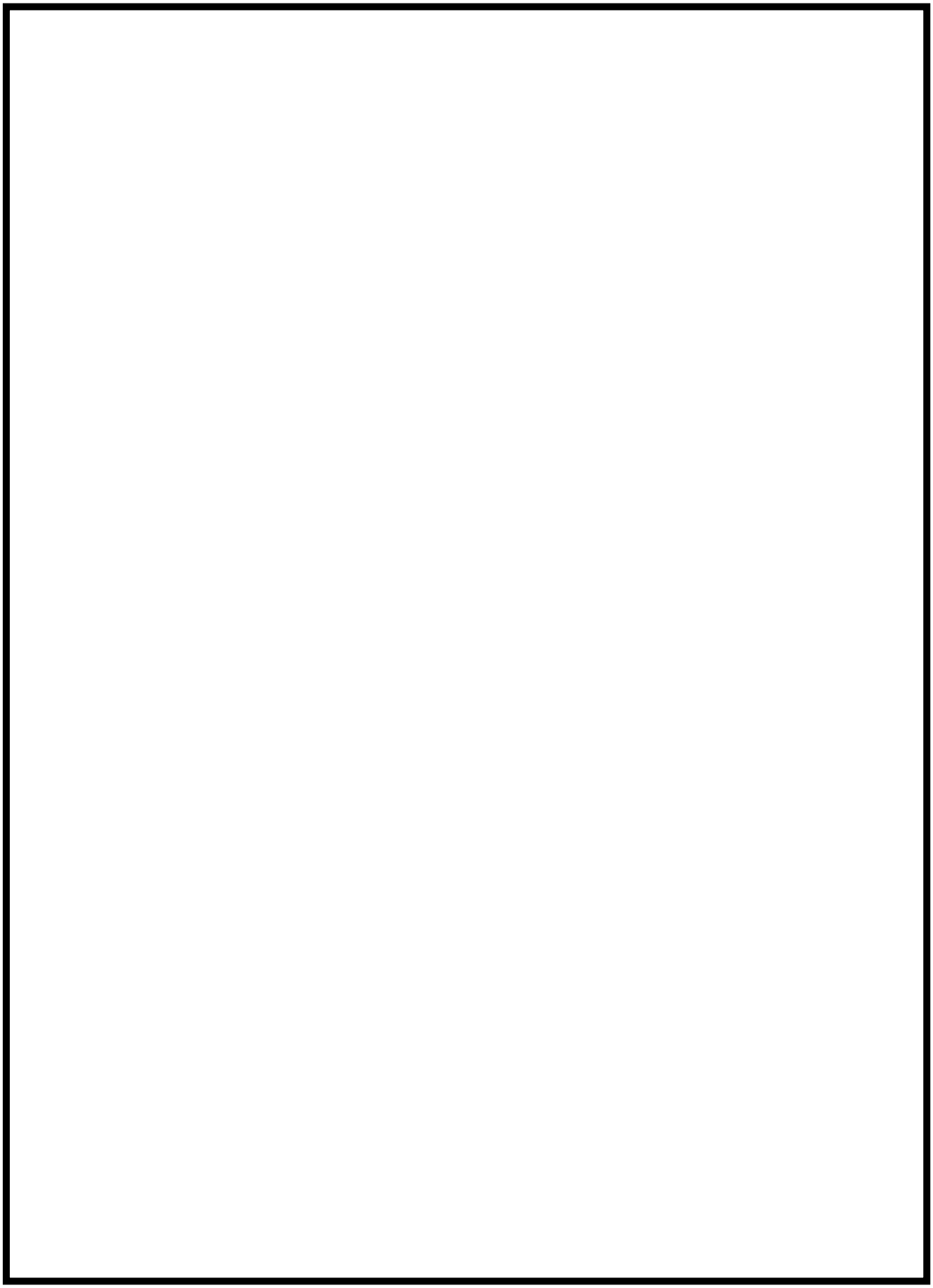


図51-40　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図51-41　6号炉原子炉建屋　地上1階

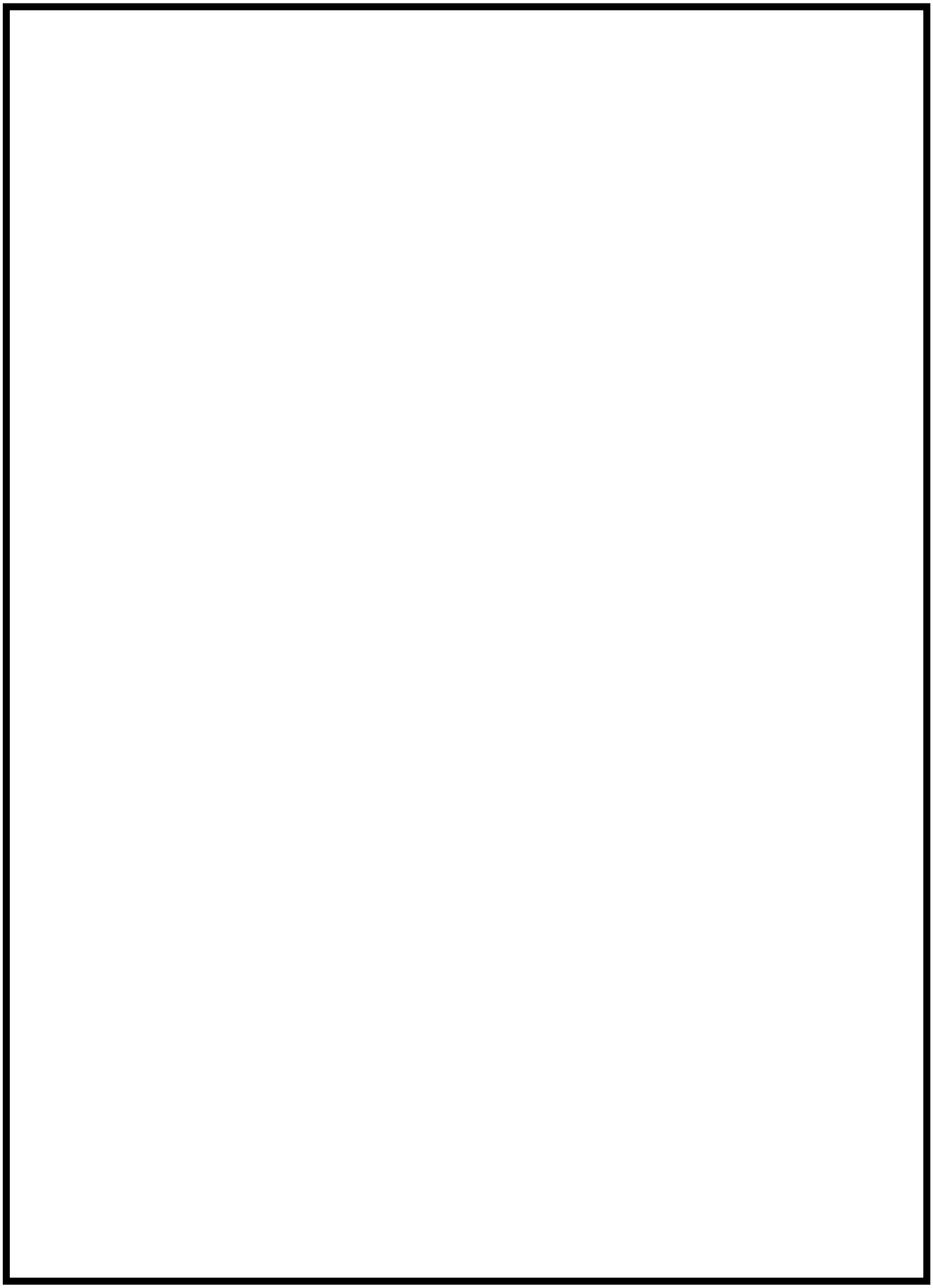


図51-42　6号炉原子炉建屋　地上2階

図51-43　6号炉原子炉建屋　地上3階

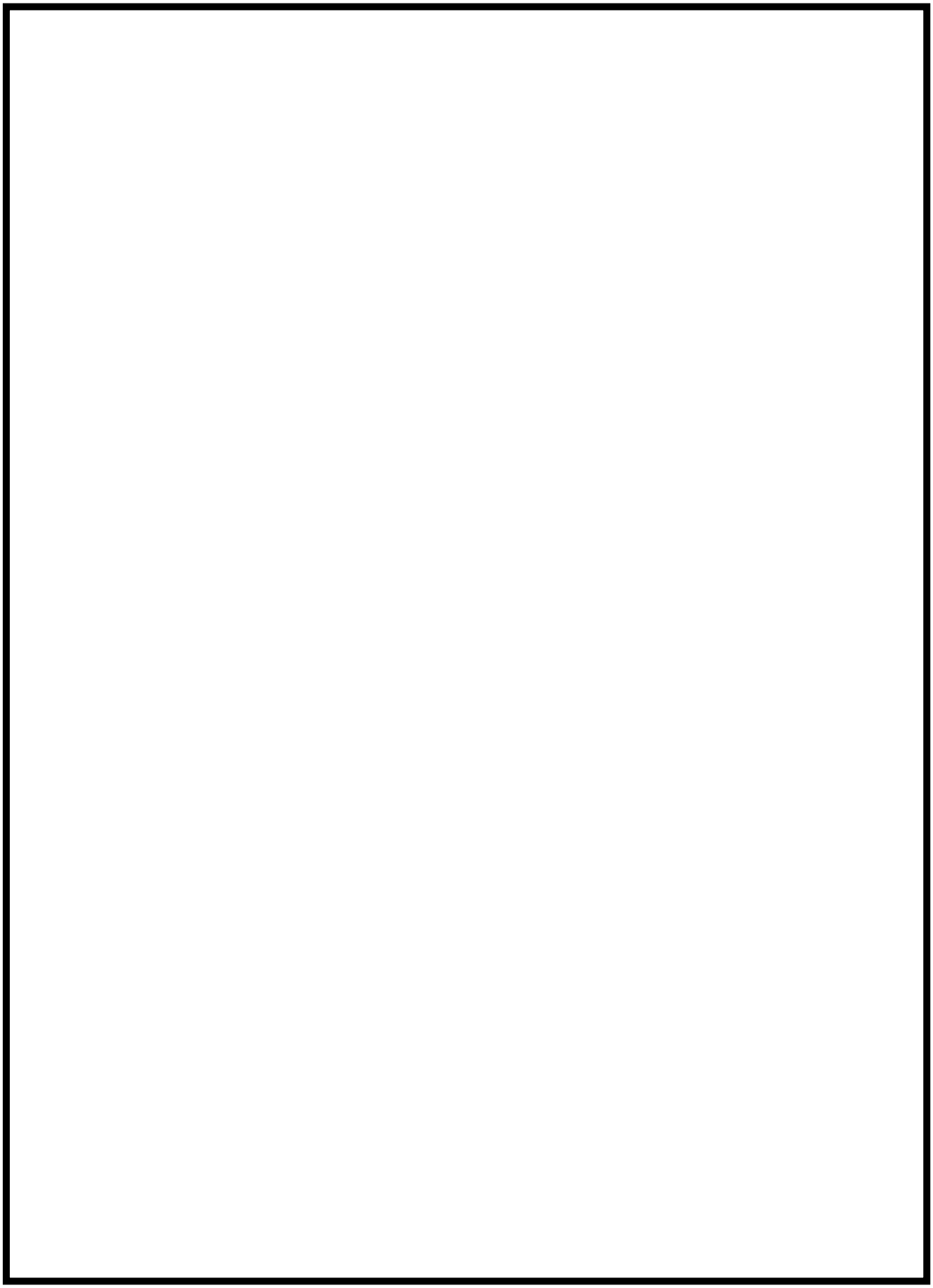


図51-44　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

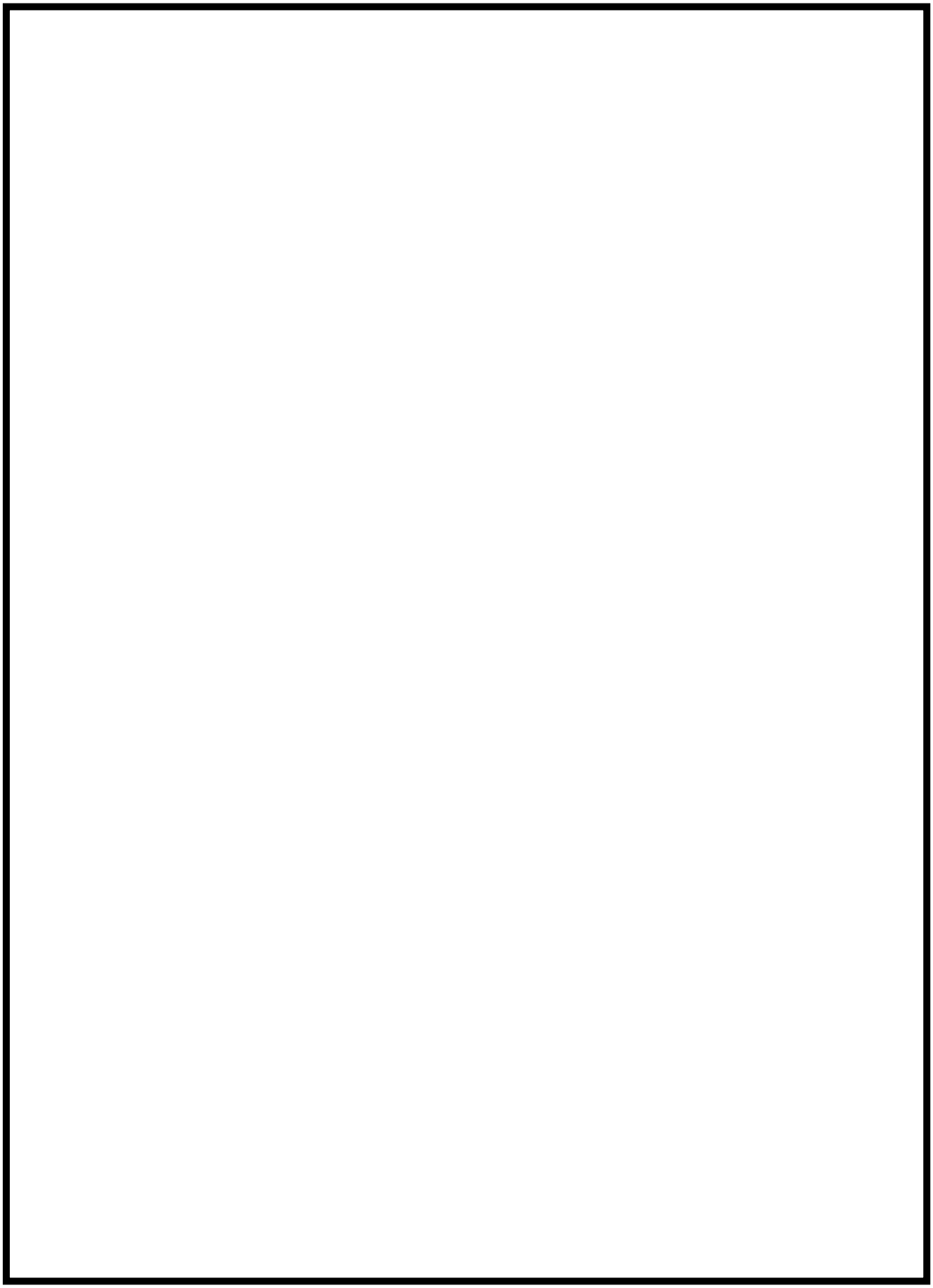


図51-45　6号炉原子炉建屋　地上4階

図51-46　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図51-47　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図51-48　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図51-49　7号炉原子炉建屋　地下2階

図51-50　7号炉原子炉建屋　地下1階

図51-51　7号炉原子炉建屋　地上1階

図51-52　7号炉原子炉建屋　地上2階

図51-53　7号炉原子炉建屋　地上3階

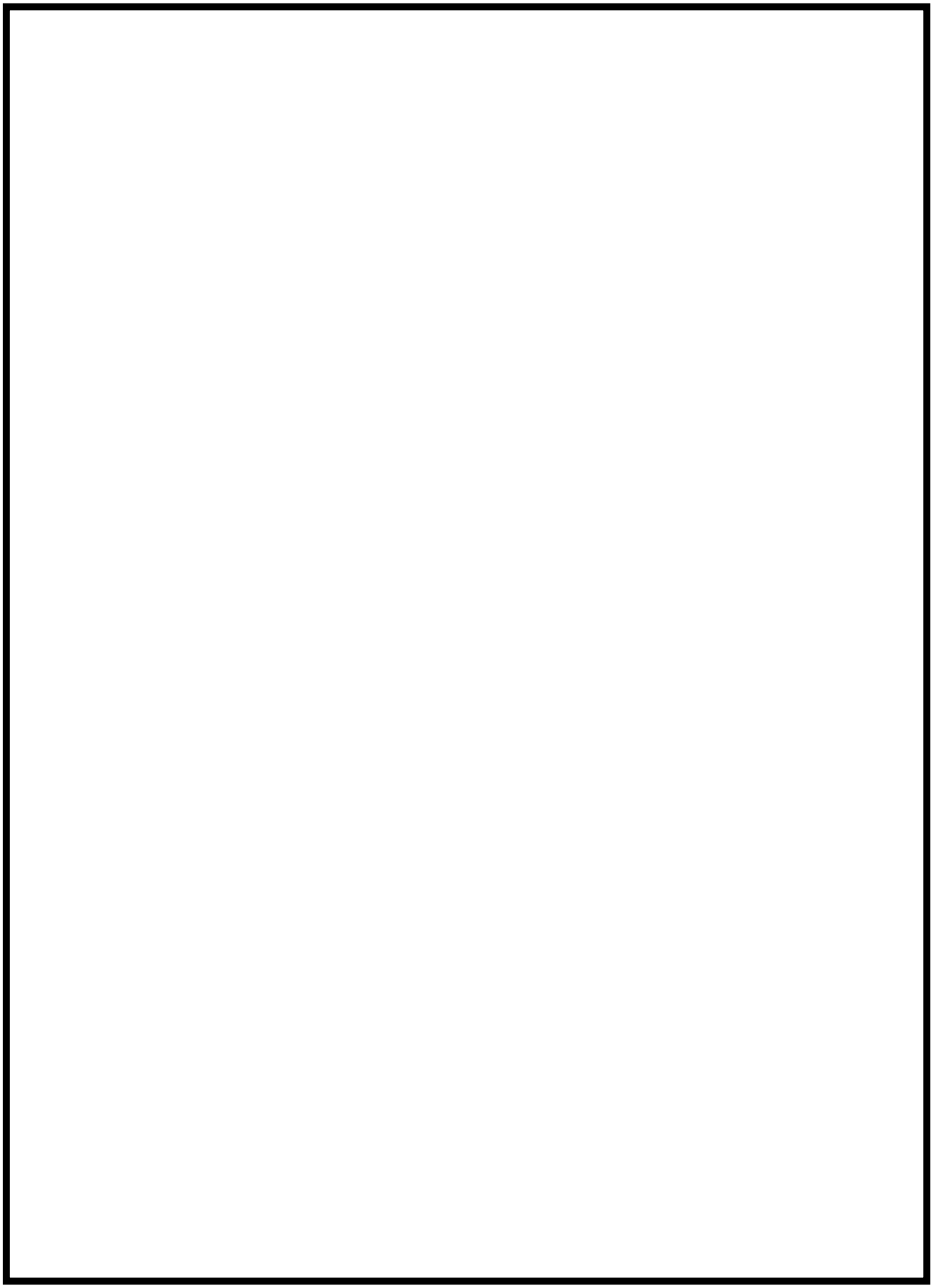


図51-54　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図51-55　7号炉原子炉建屋　地上4階

図51-56　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図51-57　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図51-58　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図51-59　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

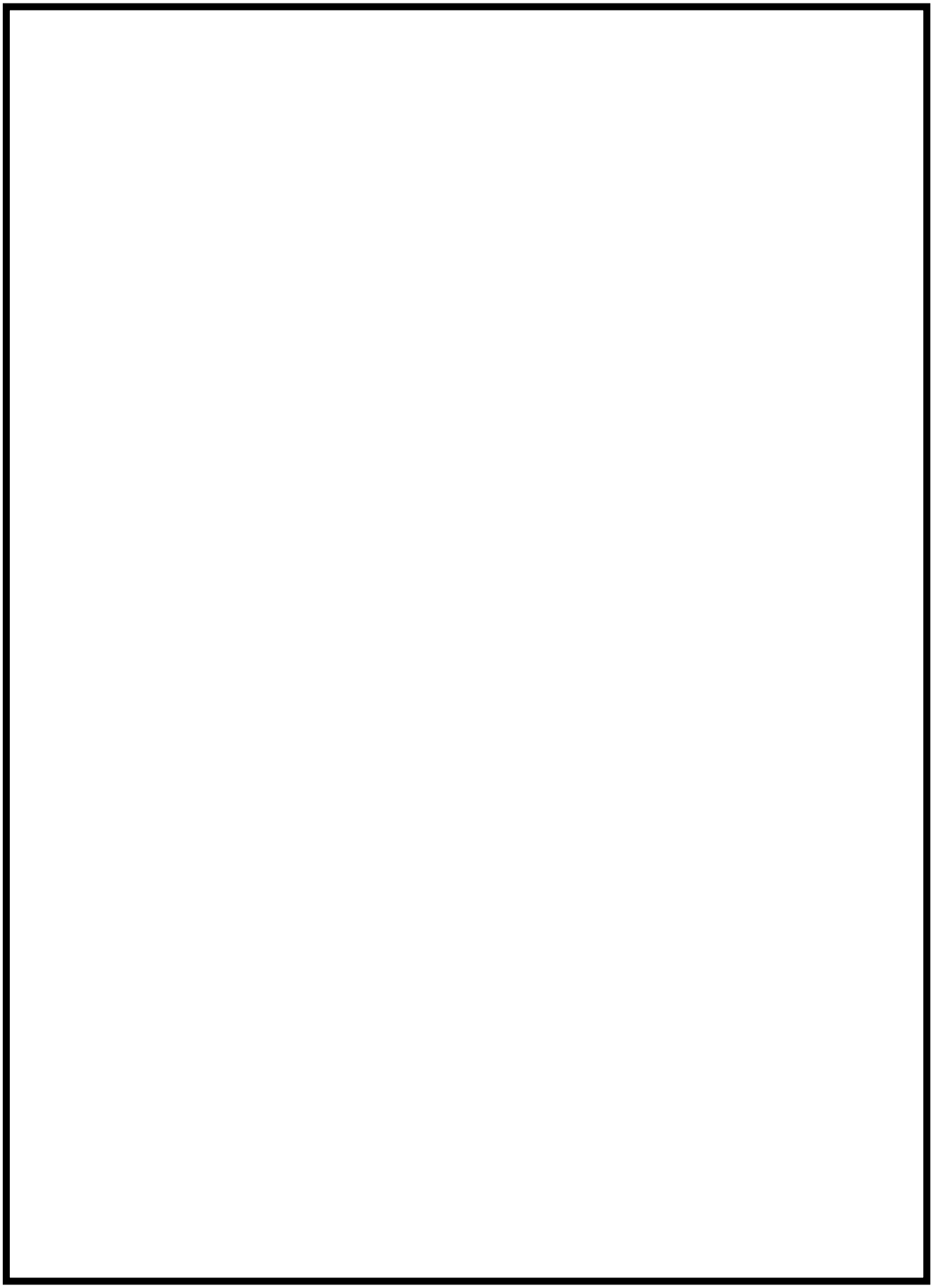


図51-60　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

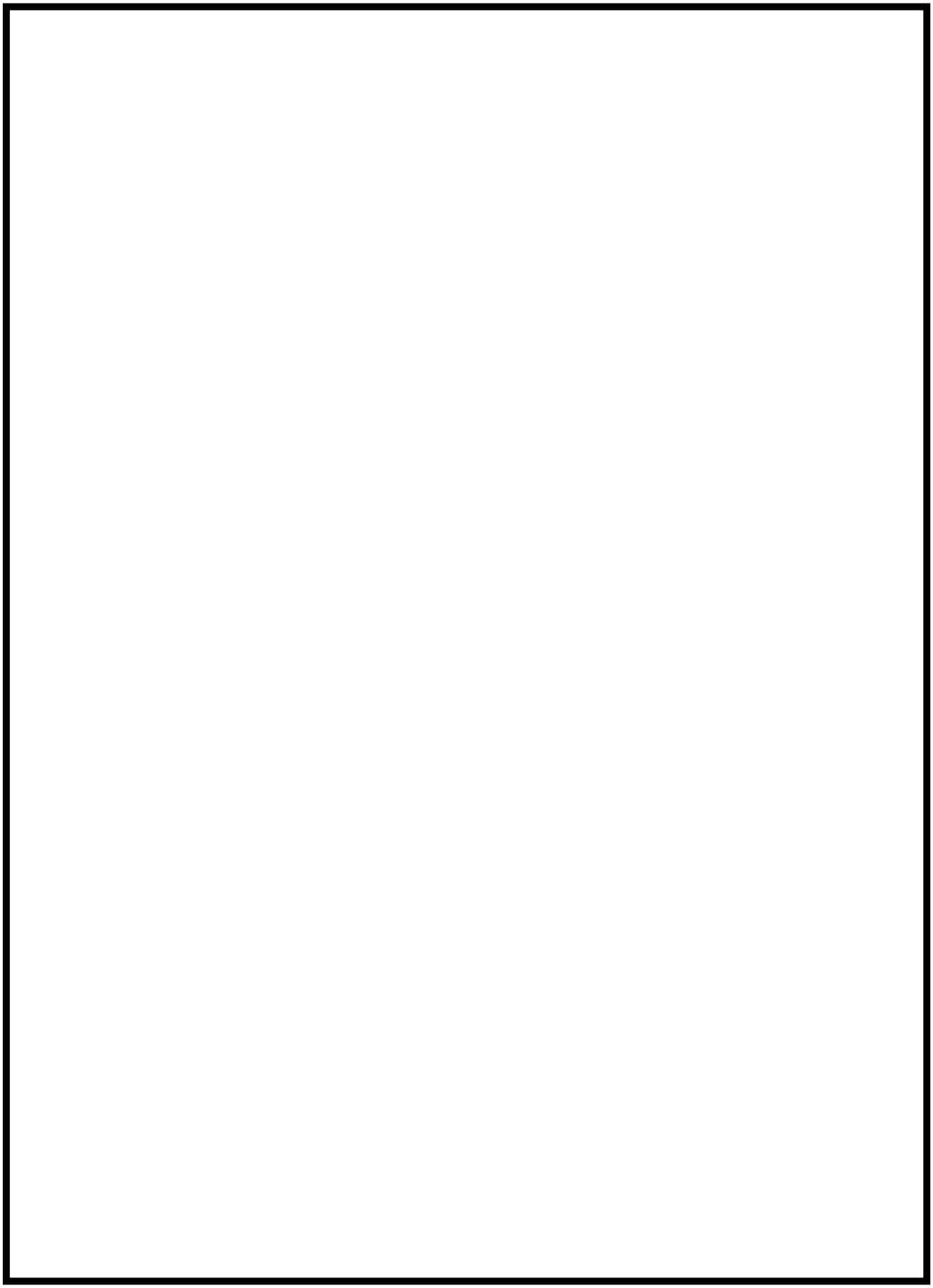


図57-1　　6号炉原子炉建屋　地下2階

図57-2　　6号炉原子炉建屋　地下1階

図57-3　　6号炉原子炉建屋　地上1階

図57-4　　6号炉原子炉建屋　地上2階

図57-5　　6号炉原子炉建屋　地上3階

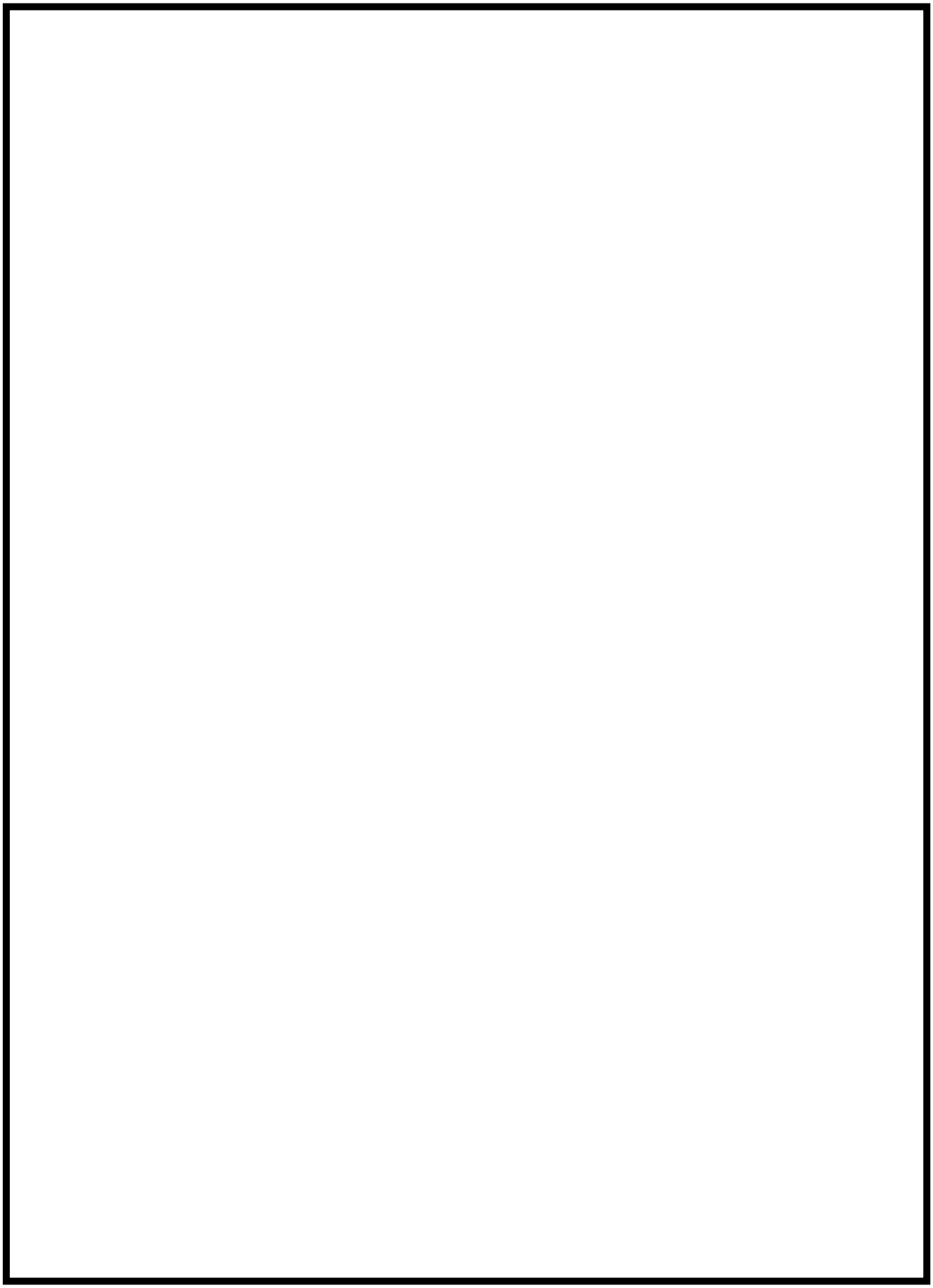


図57-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図57-7　　6号炉原子炉建屋　地上4階

図57-8　　7号炉原子炉建屋　地下3階

図57-9　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図57-10　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図57-11　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

図57-12　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

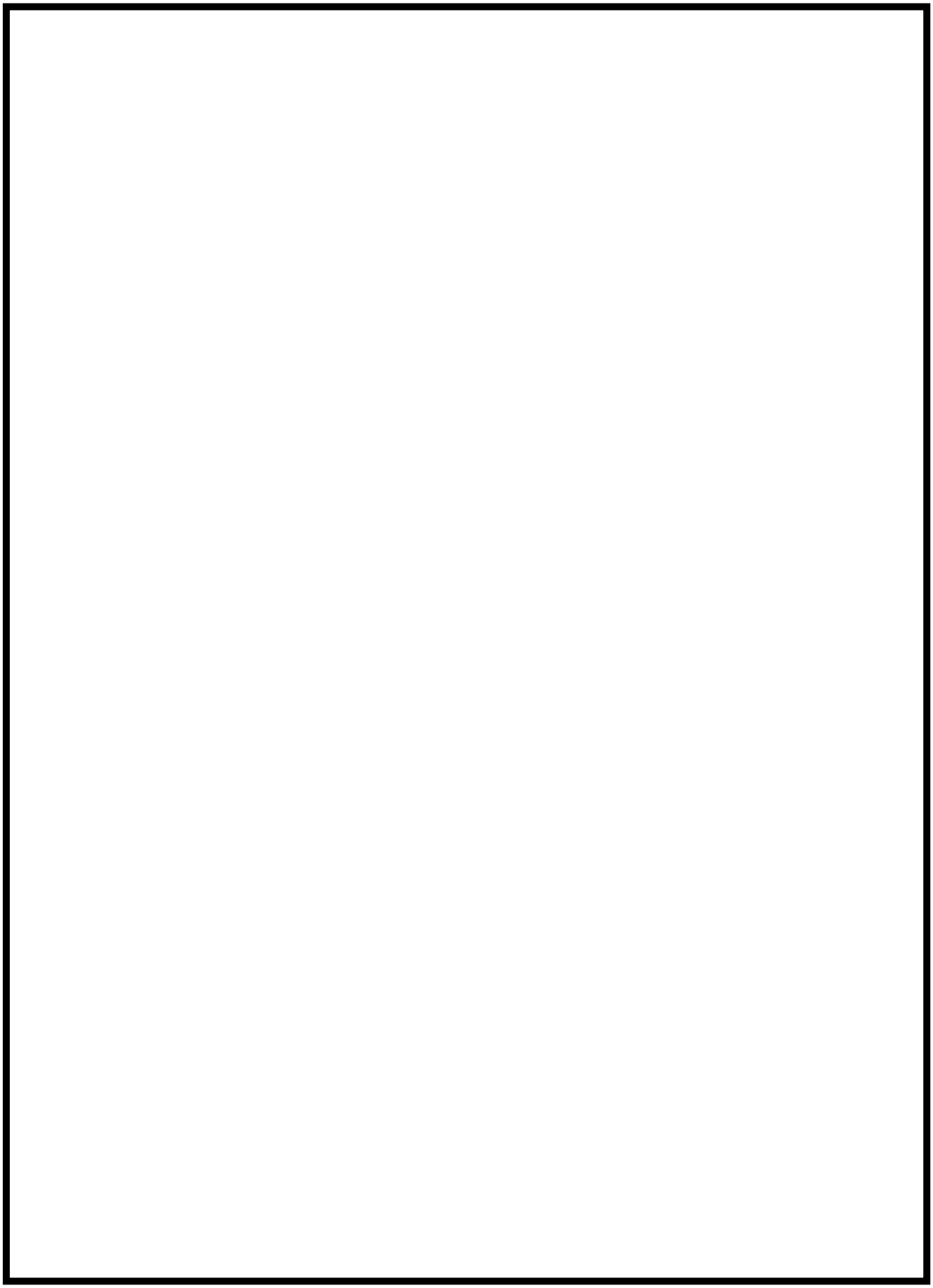


図57-13　6号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

図57-14　7号炉原子炉建屋　地下3階

図57-15　7号炉原子炉建屋　地下1階

図57-16　7号炉原子炉建屋　地上1階

図57-17　7号炉原子炉建屋　地上2階

図57-18　7号炉原子炉建屋　地上3階

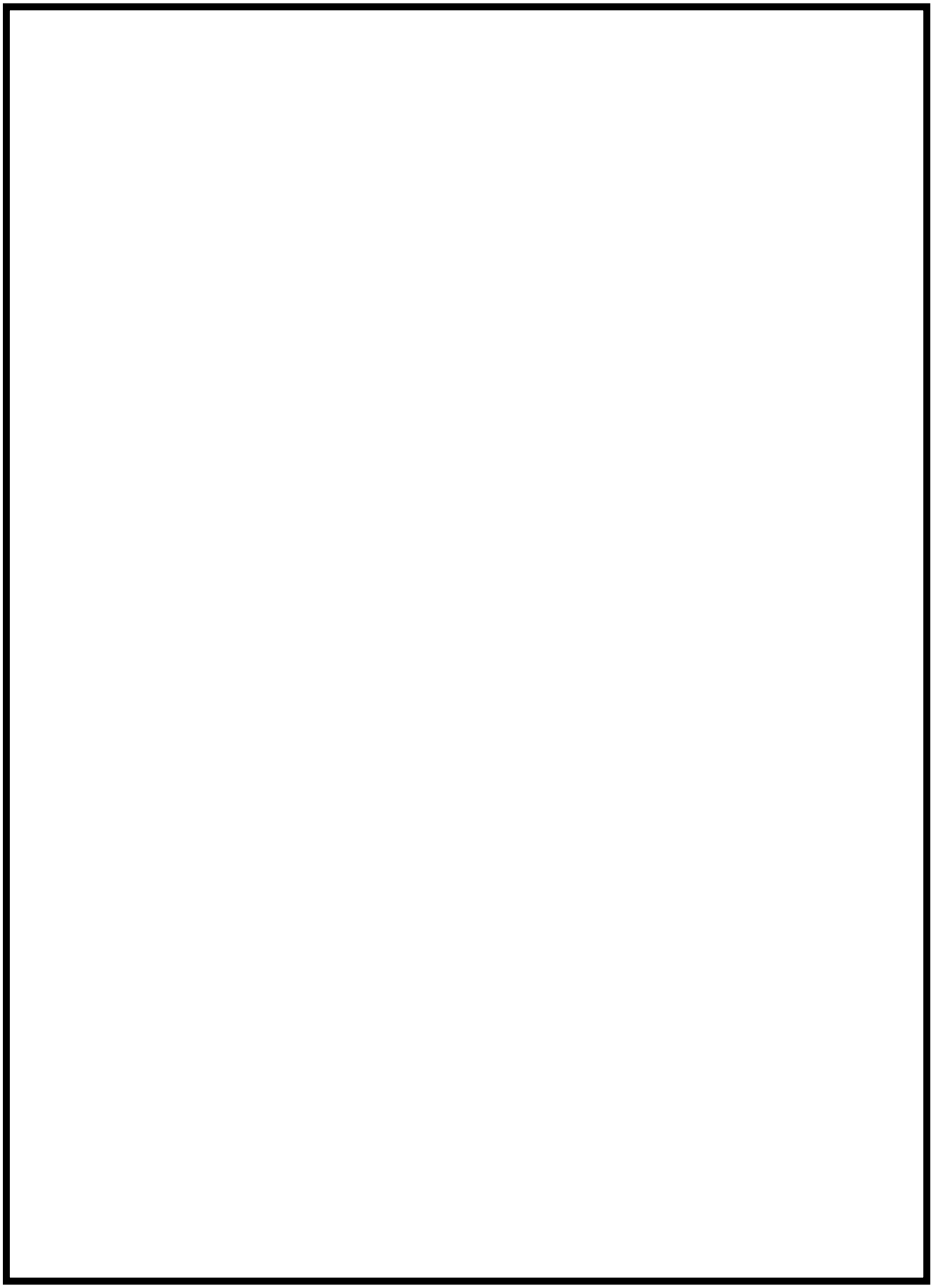


図57-19　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図57-20　7号炉原子炉建屋　地上4階

図57-21　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

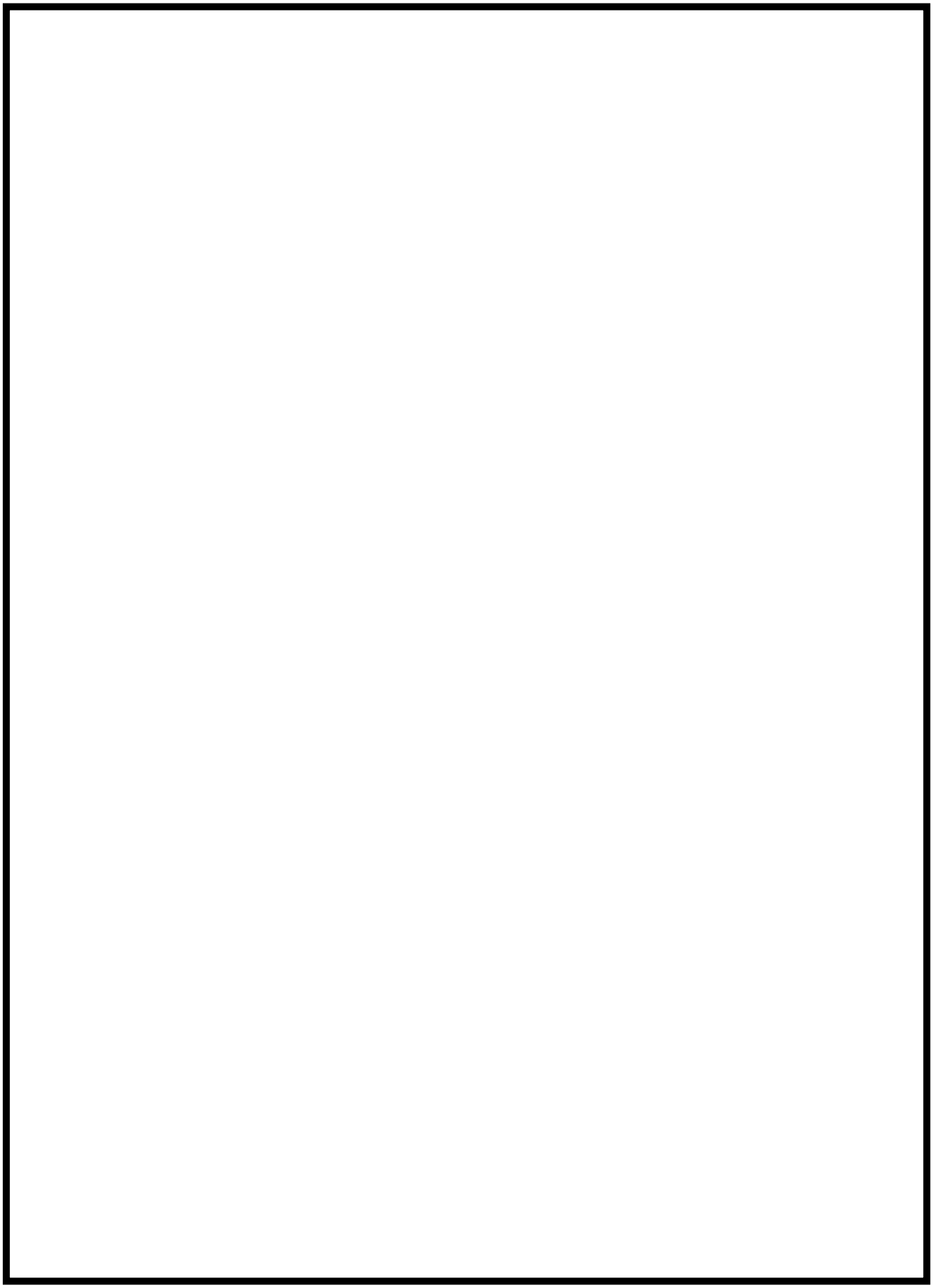


図57-22　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図57-23　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

57-10

全交流動力電源喪失対策設備について
（直流電源設備について）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

10.1　概要　・・・57-10-3
10.2　全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について・・・57-10-8
10.3　直流電源設備の電路の独立性について　・・・57-10-28

10.1　概要

(1)　直流電源設備の概要

非常用の常設直流電源設備は,4系統4組のそれぞれ独立した蓄電池,充電器,及び分電盤等で構成し，直流母線電圧は125Vである。主要な負荷は非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路，計測制御系統施設，無停電電源装置等であり，設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの3系統で原子炉の安全は確保できる。

また，万一，全交流動力電源が喪失した場合でも，安全保護系及び原子炉停止系の動作により，原子炉は安全に停止でき，停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も，原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり，原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様を表57-10-1及び表57-10-2に，単線結線図を図57-10-1及び図57-10-2に示す。非常用の常設蓄電池は鉛蓄電池で，独立したものを4系統4組設置し，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

なお,重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷,原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するために設けている設備への電源供給時間は，約24時間とする。

(2)　蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて，非常用の常設直流電源設備は原子炉の安全停止,停止後の冷却に必要な電源を一定時間,給電をまかなう蓄電池容量を確保している。全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から約70分以内に給電を行うが，万一常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備である電源車から約12時間以内に給電を行う。非常用の常設蓄電池は，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約12時間供給できる容量とする。

なお,非常用の常設蓄電池と別に,タービン発電機及び原子炉関係の常用系計測制御負荷,タービンの非常用油ポンプ,発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する常用の蓄電池を設けている。常用の蓄電池は,125V 1系統(300Ah)及び250V 1系統（3,000Ah）を設けている。

表 57-10-1　非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様（6 号炉）

	設計基準事故対処設備				重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 （区分Ⅰ）	直流 125V 蓄電池 6B （区分Ⅱ）	直流 125V 蓄電池 6C （区分Ⅲ）	直流 125V 蓄電池 6D （区分Ⅳ）	AM 用直流 125V 蓄電池 （6 号炉）
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6,000Ah （直流 125V 蓄電池 6A） 約 4,000Ah （直流 125V 蓄電池 6A-2）	125V 約 3,000Ah （直流 125V 蓄電池 6B）	125V 約 3,000Ah （直流 125V 蓄電池 6C）	125V 約 2,200Ah （直流 125V 蓄電池 6D）	125V 約 3,000Ah （AM 用直流 125V 蓄電池（6 号炉））
充電器 台数	1（直流 125V 蓄電池 6A 用） 1（直流 125V 蓄電池 6A-2 用） 1（直流 125V 蓄電池 6B 用） 1（予備）		1（直流 125V 蓄電池 6C 用） 1（直流 125V 蓄電池 6D 用） 1（予備）		1（AM 用直流 125V 蓄電池用） （6 号炉） 1（予備）
充電方式	浮動（常時）		浮動（常時）		浮動（常時）

表 57-10-2　非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様（7 号炉）

	設計基準事故対処設備				重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 （区分Ⅰ）	直流 125V 蓄電池 7B （区分Ⅱ）	直流 125V 蓄電池 7C （区分Ⅲ）	直流 125V 蓄電池 7D （区分Ⅳ）	AM 用直流 125V 蓄電池 （7 号炉）
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6,000Ah （直流 125V 蓄電池 7A） 約 4,000Ah （直流 125V 蓄電池 7A-2）	125V 約 3,000Ah （直流 125V 蓄電池 7B）	125V 約 3,000Ah （直流 125V 蓄電池 7C）	125V 約 2,200Ah （直流 125V 蓄電池 7D）	125V 約 3,000Ah （AM 用直流 125V 蓄電池（7 号炉））
充電器 台数 充電方式	1（直流 125V 蓄電池 7A 用） 1（直流 125V 蓄電池 7A-2 用） 1（直流 125V 蓄電池 7B 用） 1（予備） 浮動（常時）		1（直流 125V 蓄電池 7C 用） 1（直流 125V 蓄電池 7D 用） 1（予備） 浮動（常時）		1（AM 用直流 125V 蓄電池用） （7 号炉） 1（予備） 浮動（常時）

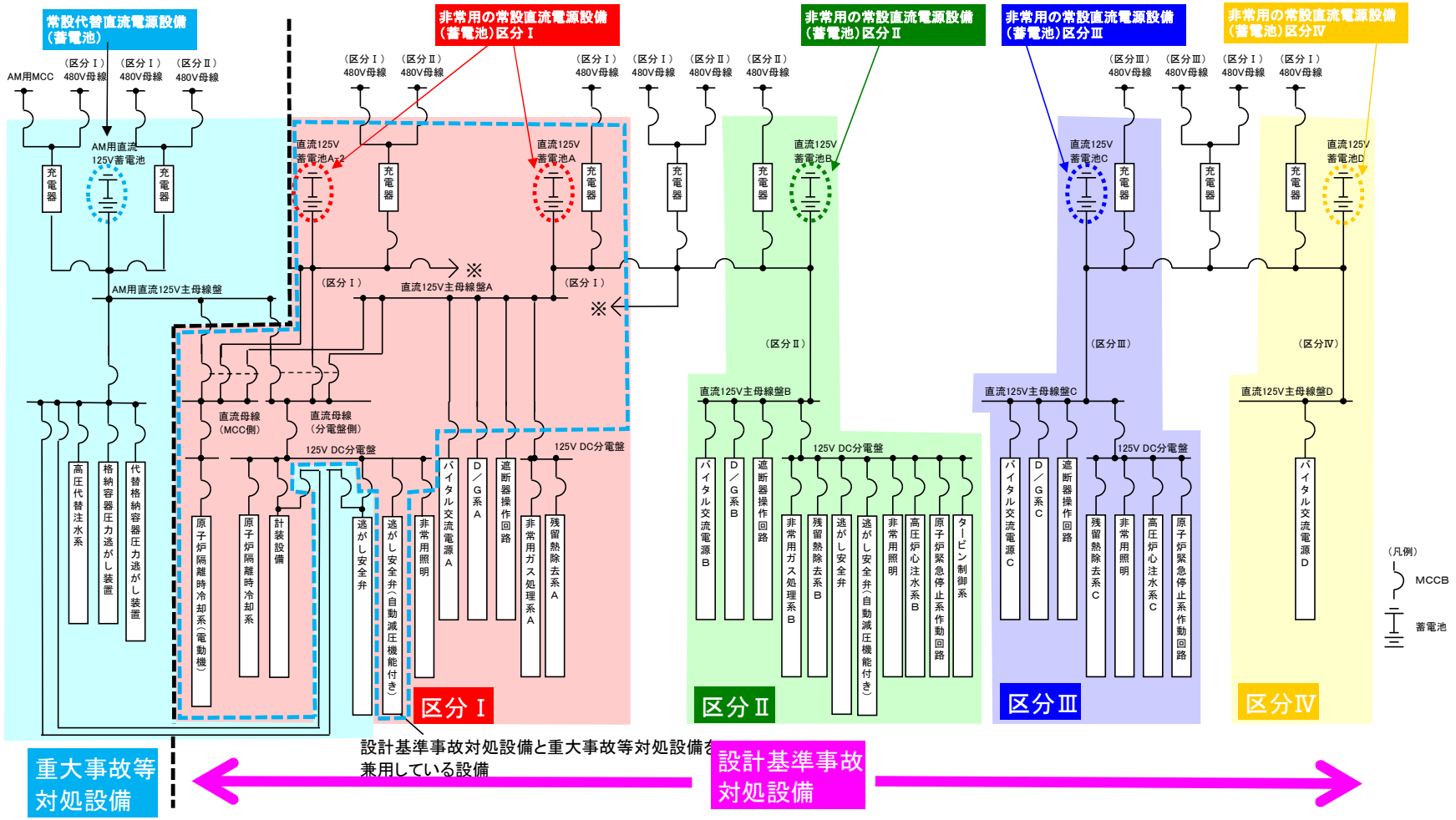


図 57-10-1　非常用の常設直流電源設備　単線結線図（6 号炉）

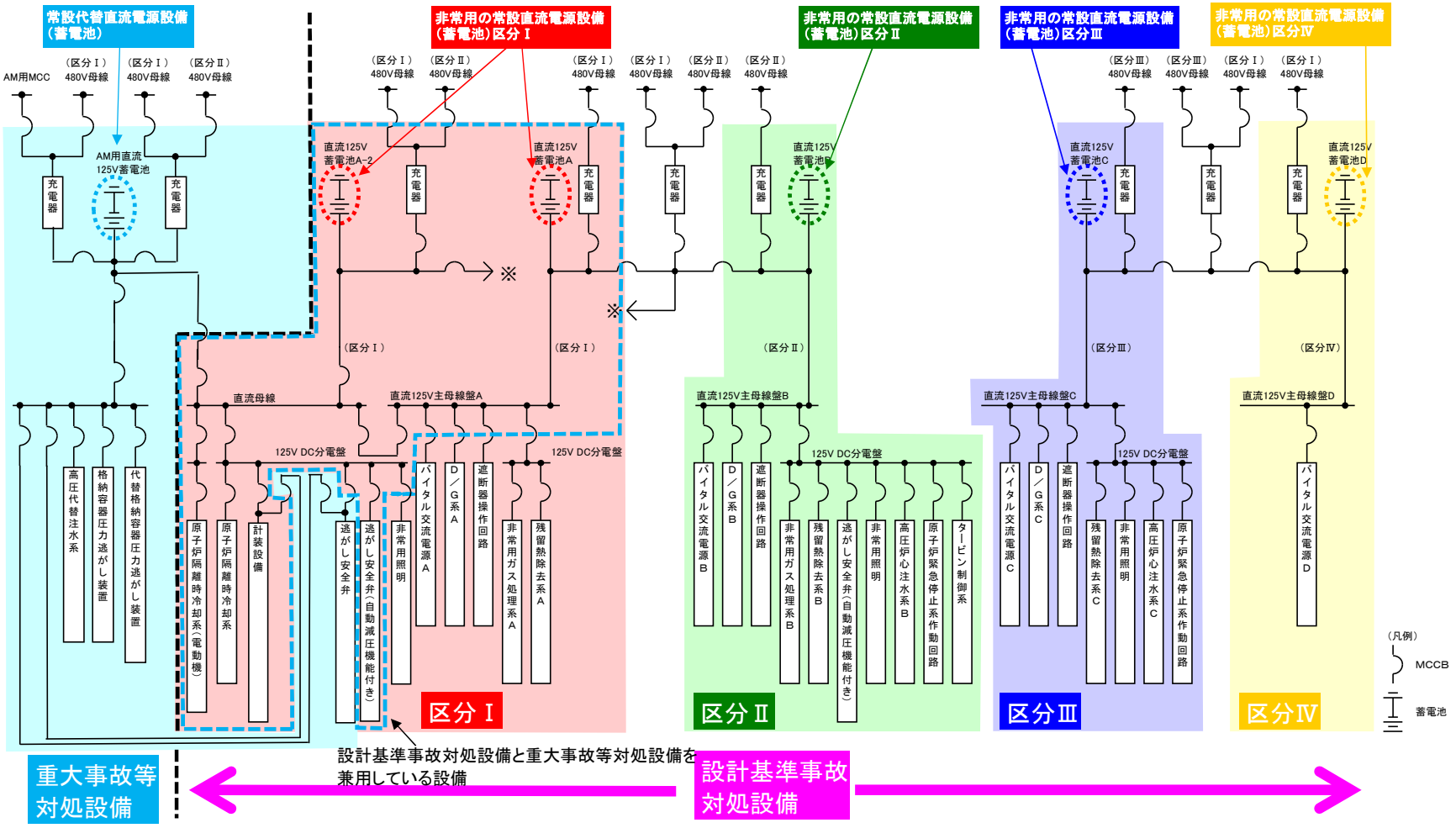


図 57-10-2　非常用の常設直流電源設備　単線結線図（7 号炉）

10.2　全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は，安全保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止，原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却，及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて，設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備，及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については，以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a．設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第3条～第36条において，以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

（a）建設時，直流電源の供給を必要とした設備

（b）追加要求事項がある設置許可基準規則の第4条，第5条，第6条，第7条，第8条，第9条，第10条，第11条，第12条，第14条，第16条，第17条，第24条，第26条，第31条，第33条，第34条，第35条において，直流電源の供給を必要とする設備

b．重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第37条～第62条において，以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

（a）有効性評価のうち全交流動電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流電源復旧後用いる設備は除く）

2．運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）

2.3.2　全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗

2.3.3　全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失

2.3.4　全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗

3．重大事故

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却を使用する場合

3.1.3　代替循環冷却を使用しない場合

5．運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.2　全交流動力電源喪失

（b）設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において，炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a．外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から 1 分まで

外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として，区分Ⅰ～Ⅲの各非常用の常設蓄電池から非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路に電源供給を行う。電源供給時間は非常用ディーゼル発電機が起動するまでの約 1 分間給電可能な設計とする。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路

（表 57-10-3）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

b．全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 60 分まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，蓄電池に接続される全ての負荷に 60 分電源供給を行う設計とする。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷

（表 57-10-3）

（火災防護対策設備，監視測定装置及び緊急時対策所電

源は専用電源から供給しているため，非常用の常設蓄電池から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失 60 分を経過した時点から 70 分まで

蓄電池は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要時間電源を供給するため，60 分を経過した時点で以下の負荷の切り離し※1 を行い，残りの負荷に対して 70 分電源供給を行う設計とする。

（ｉ）交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備の負荷
（(５)参照）

（ⅱ）原子炉緊急停止系作動回路，平均出力領域モニタ，起動領域モニタ，原子炉スクラム用電磁接触器の状態※2

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

※1. 区分Ⅰの非常用の常設蓄電池は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから，設置許可基準規則 57 条電源設備　解釈第 1 項 b)を考慮し，全交流動力電源喪失後約 8 時間を経過した時点となるまで（ｉ）（ⅱ）項に該当する負荷切り離しを行わない設計とする。

※2. 原子炉緊急停止系作動回路による原子炉停止，及び平均出力領域モニタ，起動領域モニタ，原子炉スクラム用電磁接触器の状態による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うので，全交流動力電源喪失後 1 時間以降で負荷切り離しして問題ない。なお，原子炉の停止状態の確認として，起動領域モニタ（区分Ⅰ）及び制御棒位置については，全交流動力電源喪失後 12 時間以上電源供給を行う設計とする。

直流設備：津波監視カメラ，蓄電池室水素濃度，直流非常灯，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プール温度，使用済燃料プールライナ漏洩検出，原子炉隔離時冷却系，逃がし安全弁，原子炉水位，原子炉圧力，格納容器内圧力，サプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)，格納容器内雰囲気放射線レベル，サプレッション・チェンバ・プール水位(DB)，復水貯蔵槽水位(DB)，無線連絡設備，衛星

電話設備，データ伝送装置（表 57-10-3）
（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

(c) 全交流動力電源喪失 70 分を経過した時点から 12 時間まで

全交流動力電源喪失から 70 分を経過した時点には，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から電源供給を行うため，蓄電池からの電源供給は不要となるが，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）が起動できない場合を考慮し，以下の負荷については電源車から給電できる 12 時間を経過した時点となるまで電源供給が可能な設計とする。

（ⅰ）設計基準事故が拡張して全交流動力電源喪失に至ることを考慮し，設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備（交流電源復旧後用いる設備は除く）（表 57-10-3）

（ⅱ）「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当しない設備であるが，電源車からの交流電源復旧作業に必要な外の状況を監視する設備，通信連絡設備及び直流非常灯に該当するユーティリティー設備

直流設備：津波監視カメラ(ii)，直流非常灯(ii)，原子炉隔離時冷却系(i)，逃がし安全弁(i)，原子炉水位(i)，原子炉圧力(i)，格納容器内圧力(i)，サプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)(i)，格納容器内雰囲気放射線レベル(i)，サプレッション・チェンバ・プール水位(DB)(i)，復水貯蔵槽水位(DB)(i)，無線連絡設備(ii)，衛星電話設備(ii)，データ伝送装置(ii)
（表 57-10-3）
（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

c．全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，(1) b 項で選定した設備（表 57-10-4，表 57-10-5）については，24 時間電源供給を行う。

直流設備：原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，逃がし安全弁，耐

圧強化ベント装置，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，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，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プール水位・温度（SA），使用済燃料プール放射線モニタ，原子炉水位（SA），原子炉圧力（SA），原子炉圧力容器温度，格納容器内圧力（SA），ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ・プール気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度，格納容器内水素濃度（SA），格納容器内雰囲気放射線レベル，サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器下部水位，復水貯蔵槽水位（SA）（表 57-10-3）

d．蓄電池から電源供給を行うその他の設備

交流電源の瞬時電圧低下対策が必要な一部の設備にも，非常用の常設蓄電池から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は，交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため，全交流動力電源喪失後に切り離しても問題ない。

直流設備：高圧炉心注水系制御装置，残留熱除去系制御装置，非常用ガス処理系制御装置，タービン制御系（表 57-10-3）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

表 57-10-3　非常用の常設蓄電池から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM 用直流 125V 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
4 条	地震による損傷の防止	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	－	－	－	－	12 時間	－	12 時間以上	－	－	－
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	－	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う											
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	－	－	－	－	70 分	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		－	－	－
			8-2	火災防護対策設備※5	DB	専用電源から供給									
9 条	溢水による損傷の防止等	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－
10 条	誤操作の防止	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	－	－	－	－	12 時間	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		12 時間以上	12 時間以上	12 時間以上
12 条	安全施設	有	－	（電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う）											
13 条	運転時の異常な過都変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	－	（電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う）											
15 条	炉心等	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要 ※7	炉心 ※8	格納 ※9	燃料 ※10	要求時間	供給可能時間				
											AM 用直流 125V 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）（54-1 と同じ）	DB/SA	－	－	－	○	24 時間	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		－	－	－
			16-2	使用済燃料貯蔵プール水位	DB	－	－	－	－	70 分	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		－	－	－
			16-3	使用済燃料貯蔵プール温度	DB	－	－	－	－	70 分	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		－	－	－
			16-4	使用済燃料貯蔵プール ライナー漏洩検出	DB	－	－	－	－	70 分	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		－	－	－
			16-5	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-6	燃料貯蔵プールエリア 放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（54-5）にて監視									
			16-8	燃料取替エリア 排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（54-5）にて監視									
			16-7	原子炉区域換気空調系 排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（54-5）にて監視									
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－
18 条	蒸気タービン	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	原子炉隔離時冷却系（45-2 と同じ）	DB 拡張	○	○	－	－	24 時間	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		－	－	－
			19-2	逃がし安全弁（46-1 と同じ）	DB/SA	○	○	○	－	24 時間	24 時間以上（区分Ⅰのみで 12 時間以上）		1 時間	－	－
			19-3	高圧炉心注水系（45-3 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-4	高圧炉心注水系制御装置	DB 拡張	○	－	－	－	－	－	－	1 時間	1 時間	－
			19-5	残留熱除去系（47-2, 49-2 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-6	残留熱除去系制御装置	DB 拡張	○	－	－	－	－	－	8 時間	1 時間	1 時間	－
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
21条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	残留熱除去系 (47-2,49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			21-2	残留熱除去系制御装置	DB 拡張	○	－	－	－	－	－	8時間	1時間	1時間	－
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	原子炉補機冷却系 (48-5と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			22-2	原子炉補機冷却海水系 (48-6と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
23条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域モニタ※1 (58-1と同じ)	DB/SA	－	○	－	－	1時間	－	8時間	1時間	1時間	1時間
			23-2	起動領域モニタ※1 (58-2と同じ)	DB/SA	○	○	－	－	1時間	－	12時間以上	1時間	1時間	1時間
			23-3	原子炉スクラム用電磁接触器の状態	DB	○	○	－	－	1時間	－	8時間	1時間	1時間	1時間
			23-4	制御棒位置	DB	○	－	－	－	1時間	－	12時間以上	－	－	－
			23-5	原子炉水位※11	DB/SA	○	－	－	－	12時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間以上	12時間以上	(12時間以上)
			23-6	原子炉圧力※11	DB/SA	○	－	－	－	12時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間以上	12時間以上	(12時間以上)
			23-7	圧力容器胴部温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-8	格納容器内圧力	DB	○	－	－	－	12時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間以上	(12時間以上)	(12時間以上)
			23-9	格納容器内温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)	DB	○	－	－	－	12時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間以上	－	－
			23-10	格納容器内水素濃度	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-11	格納容器内酸素濃度	DB/SA	格納容器内放射線レベル（23-12）及び格納容器内圧力（23-8）により推定が可能である									
			23-12	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W,S/C)　（(58-11と同じ)	DB/SA	○	－	○	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		－	－	－
			23-13	格納容器内水位 サプレッション・チェンバ・プール水位(DB)	DB	－	－	－	－	12時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間以上	12時間以上	(12時間以上)
			23-14	復水貯蔵槽水位（DB）	DB	－	－	－	－	12時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間以上	12時間以上	(12時間以上)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉緊急停止系 作動回路	DB	○	－	－	－	1時間	－	－	1時間	1時間	－
25条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	25-1	ほう酸水注入系 （44-3と同じ）	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
26条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備※6	DB	「津波監視カメラ」にて対応可能									
			26-2	中央制御室換気空調系	DB	交流電源復旧後に使用									
27条	放射性廃棄物の処理施設	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
31条	監視設備	有	31-1	モニタリング・ポスト	DB	専用電源から供給									
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB	交流電源復旧後に使用									
			32-2	非常用ガス処理系 制御装置	DB	○	－	－	－	－	－	8時間	1時間	－	－
			32-3	可燃性ガス濃度制御系	DB	交流電源復旧後に使用									
33条	保安電源設備	有	33-1	非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路	DB/SA	○	－	－	－	1分	－	1分間	1分間	1分間	－
			33-2	非常用ディーゼル発電機 初期励磁	DB 拡張	○	－	－	－	1分	－	1分間	1分間	1分間	－
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源	DB	専用電源から供給									
35条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備 （62-1と同じ）	DB/SA	－	－	－	－	12時間	－	12時間以上	－	－	－
			35-2	衛星電話設備 （62-2と同じ）	DB/SA	－	－	－	－	12時間	－	12時間以上	－	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
35条	通信連絡設備	有	35-3	データ伝送装置 (62-3と同じ)	DB/SA	－	－	－	－	12時間	－	12時間以上	－	－	－
36条	補助ボイラー	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	－	(電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
39条	地震による損傷の防止	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
40条	津波による損傷の防止	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備※5	(DB)	専用電源から供給									
42条	特定重大事故等対処施設	有	－	(申請対象外)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
43条	重大事故等対処設備	有	－	(電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
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	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-2	代替冷却材再循環ポンプトリップ機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-3	ほう酸水注入系	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
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	有	45-1	高圧代替注水系	SA	－	○	－	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			45-2	原子炉隔離時冷却系 (19-1と同じ)	DB 拡張	○	○	－	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）				
			45-3	高圧炉心注水系 (19-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
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	有	46-1	逃がし安全弁 (19-2と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）	1時間	－	－
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	有	47-1	低圧代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
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	有	47-2	残留熱除去系	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント装置※2	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			48-2	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			48-3	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			48-4	代替原子炉補機冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			48-5	原子炉補機冷却系	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			48-6	原子炉補機冷却海水系	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1	代替格納容器スプレイ冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			49-2	残留熱除去系	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			50-2	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			50-3	代替循環冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	格納容器下部注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
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	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			52-2	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			52-3	耐圧強化ベント装置※2	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-1	原子炉建屋水素濃度	SA	－	○	－	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-2	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	－	○	－	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）（16-1と同じ）	DB/SA	－	－	－	○	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		－	－	－
			54-2	使用済燃料貯蔵プール水位（SA）	SA	－	－	－	○	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			54-3	使用済燃料貯蔵プール温度（SA）	SA	－	－	－	○	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			54-5	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	SA	－	－	－	○	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			54-6	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※4	SA	－	－	－	○	24時間	－	12時間以上	－	－	－
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
56条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
57条	電源設備	有	－	（電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う）											
58条	計装設備		58-1	平均出力領域モニタ※1（23-1と同じ）	DB/SA	－	○	－	－	1時間	－	8時間	1時間	1時間	1時間
			58-2	起動領域モニタ※1（23-2と同じ）	DB/SA	－	○	－	－	1時間	－	12時間以上	1時間	1時間	1時間
			58-3	原子炉水位（SA）	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-4	原子炉圧力（SA）	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上＊	12時間以上	－	－	－
			58-5	原子炉圧力容器温度	SA	－	○	－	－	24時間	12時間以上	－	－	－	－
			58-6	格納容器内圧力（D/W,S/C）	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-7	格納容器内温度 ドライウェル雰囲気温度	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-8	格納容器内温度 サプレッション・チェンバ気体温度	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－

＊区分□の蓄電池から電源供給できない場合に切替装置を操作することによりAM用蓄電池から電源供給可能である。

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備		機能	特に重要 ※7	炉心 ※8	格納 ※9	燃料 ※10	要求時間	供給可能時間				
												AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
58条	計装設備	有	58-9		サプレッション・チェンバ・プール水温度	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-10	格納容器内水素濃度（SA）		SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-11	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W,S/C）（23-12と同じ）		DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		－	－	－
			58-12	格納容器内水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-13		格納容器下部水位	SA	－	－	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-14	復水貯蔵槽水位（SA）		SA	－	○	○	○	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-15	原子炉隔離時冷却系系統流量		DB/SA	○	○	－	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		－	－	－
			58-16	高圧炉心注水系系統流量		DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-17	残留熱除去系熱交換器入口温度		DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-18	残留熱除去系熱交換器出口温度		DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-19	残留熱除去系系統流量		DB拡張	交流電源復旧後に使用									
59条	原子炉制御室	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型モニタリング・ポスト		SA	専用電源から供給									
61条	緊急時対策所	有	61-1	免震重要棟内緊急時対策所電源		SA	専用電源から供給									
			61-2	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所電源		SA	専用電源から供給									
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線連絡設備（35-1と同じ）		DB/SA	－	－	－	－	12時間	－	12時間以上	－	－	－
			62-2	衛星電話設備（35-2と同じ）		DB/SA	－	－	－	－	12時間	－	12時間以上	－	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要 ※7	炉心 ※8	格納 ※9	燃料 ※10	要求時間	供給可能時間				
											AM 用直流 125V 蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
62 条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-3	データ伝送装置 （35-3 と同じ）	DB/SA	－	－	－	－	12 時間	－	12 時間以上	－	－	－
－	－	無	0-1	タービン制御系	（常用系）	－	－	－	－	－	－	－	1 時間	－	－

（凡例）

■：区分Ⅰの蓄電池（直流 125V 蓄電池 A）から電源供給

■：区分Ⅱの蓄電池（直流 125V 蓄電池 B）から電源供給

■：区分Ⅲの蓄電池（直流 125V 蓄電池 C）から電源供給

■：区分Ⅳの蓄電池（直流 125V 蓄電池 D）から電源供給

■：区分Ⅰの蓄電池（直流 125V 蓄電池 A 及び A-2）から電源供給

（全交流動力電源喪失から 12 時間以降は重大事故等対処設備として電源供給）

■：AM 用直流 125V 蓄電池から電源供給

■：交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備

__：建設時，直流電源の供給を必要とした設備

（略語）

D/W：ドライウェル

S/P：サプレッション・チェンバ・プール

※1：平均出力領域モニタによる原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うので，全交流動力電源喪失後 1 時間以降で負荷切り離しして問題ない。なお，原子炉停止維持確認として，起動領域モニタ及び制御棒位置は全交流動力電源喪失後 12 時間以上監視可能である。

※2：耐圧強化ベント装置には，耐圧強化ベント系放射線モニタを含む。

※3：格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置には，フィルタ装置水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水 pH を含む。

※4：使用済燃料貯蔵プール監視カメラは貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の防止のための設備であるが，使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プール温度，及び使用済燃料貯蔵プール上部空間線量率にて使用済燃料貯蔵プールの状態を把握できることから，電源供給時間を 12 時間以上としている。

※5：火災防護対策設備で電源が必要な設備は，火災感知設備（火災感知器（アナログ式を含む）及び受信器）及び消火設備（全域ガス消火設備，二酸化炭素消火設備，及び局所ガス消火設備）であるが，全交流動力電源喪失後常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から給電されるまでの約 70 分間は専用電源から給電可能な設計とする。

※6：外の状況を監視する設備は，津波監視カメラ，構内監視カメラ，大気圧，気温，高温水（海水温高），湿度，雨量，風向，取水槽水位があるが，全交流動力電源喪失時においては，津波監視カメラにて概ね監視可能であることから交流電源復旧後に使用する。

空間線量率については，専用電源から給電可能な設計としている。

※7：設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備

※8：重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷防止のために必要な設備

※9：重大事故等が発生した場合において，原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備

※10：重大事故等が発生した場合において，貯蔵槽内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備

※11：原子炉水位と原子炉圧力の監視は重大事故等対処設備の「原子炉水位（SA)」及び「原子炉圧力（SA)」でも可能であるため，AM 用直流 125V 蓄電池から電源供給することは必須ではない。

表 57-10-4　全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力（ＳＡ）	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（ＳＡ）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧代替注水系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	－	－	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系流量（原子炉格納容器） *格納容器スプレイ	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系流量（原子炉格納容器） *格納容器下部注水	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	○
ドライウェル雰囲気温度	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ気体温度	－	－	－	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ・ プール水温度	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○
格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	－	－	－	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	－	－	－	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ・ プール水位	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○	－	○
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	○
格納容器内水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器内雰囲気放射線 レベル（Ｄ／Ｗ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
格納容器内雰囲気放射線 レベル（Ｓ／Ｃ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
起動領域モニタ	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域モニタ	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系温度（代替循環冷却）	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置水位	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置入口圧力	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置出口放射線モニタ	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置水素濃度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置金属フィルタ差圧	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置スクラバ水 pH	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○
復水移送ポンプ吐出圧力	－	－	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
格納容器内酸素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA 広域）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心注水系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系系統流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
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	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉補機冷却系系統流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○

（凡例）

■：交流電源復旧後に使用する設備

表 57-10-5　有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源供給対象】																							
原子炉隔離時冷却系	－	－	○	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁	－	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
格納容器圧力逃がし装置	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替格納容器圧力逃がし装置	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
【制御電源供給対象】																							
原子炉圧力容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（ＳＡ）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
高圧代替注水系系統流量	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	○	－	○	○	○	○	○	－	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
復水補給水系流量（原子炉格納容器） *格納容器スプレイ	○	－	○	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
復水補給水系流量（原子炉格納容器） *格納容器下部注水	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル雰囲気温度	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ気体温度	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ・ プール水温度	－	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内圧力（D／W）	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
格納容器内圧力（S／C）	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ・プール水位	○	－	○	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－－	－	－	－	－	－
格納容器内水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
起動領域モニタ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域モニタ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
復水補給水系温度（代替循環冷却）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置水位	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置入口圧力	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置出口放射線モニタ	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置スクラバ水 pH	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
復水移送ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
原子炉建屋水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
静的触媒式水素再結合器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
動作監視装置																							
格納容器内酸素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA 広域）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	－	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心注水系系統流量	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系系統流量	－	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	○	－	○	○	○	－
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉補機冷却系系統流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

（凡例）

□：有効性評価のうち全交流動電源喪失を想定しているシナリオ

■：交流電源復旧後に使用する設備

10.3　直流電源設備の電路の独立性について

10.3.1　直流電源設備の電路の独立性の基本方針

表 57-10-3 に記載の設備のうち炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するための設備のうち重大事故防止設備については，（１）～（３）の３パターンを有し，それぞれのパターンについて，以下のとおり，独立性を有する設計とする。

（１）設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置するパターン

図 57-10-3 の通り直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路を，独立性を有する設計とする。

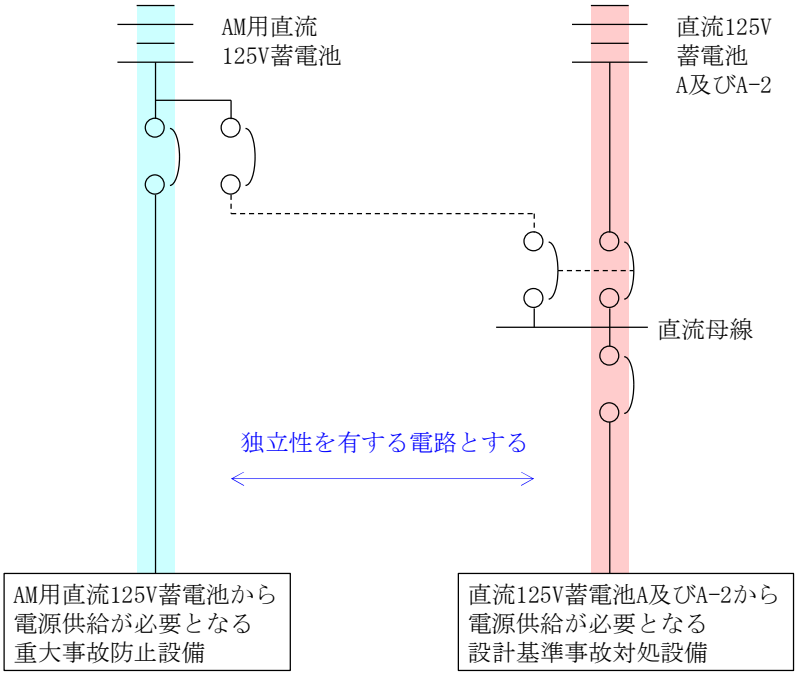


図 57-10-3　直流電源供給方法

（２）設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置するパターン

設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用する設備があるため，当該設備については，図 57-10-4 の通り切替スイッチを設け，直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から切替スイッチまでの電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から切替スイッチまでの電路を，独立性を有する設計とする。

具体的には，設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用する設備は下記の通りである。

○逃がし安全弁
○使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）
○使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）
○格納容器内雰囲気放射線レベル
○原子炉圧力（SA）

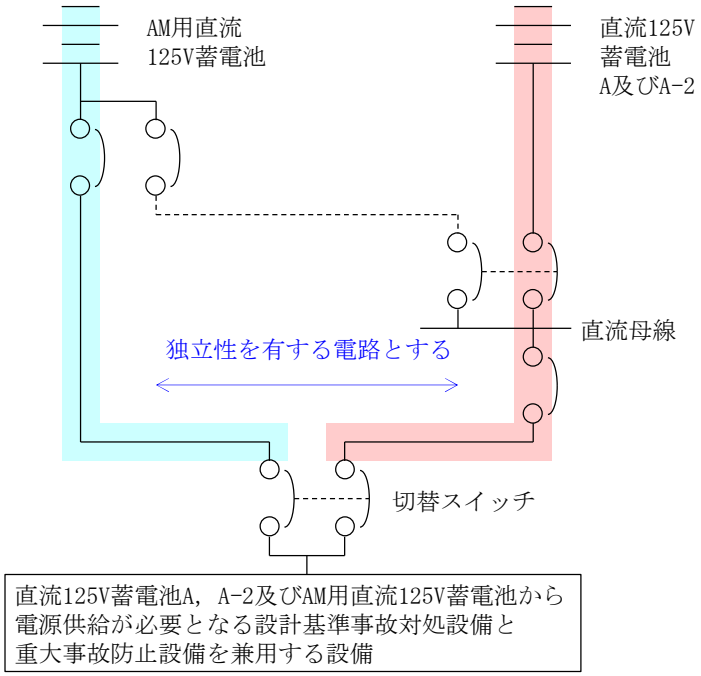


図 57-10-4　直流電源供給方法（設計基準事故等対処設備と重大事故防止設備の兼用の場合）

（３）設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用する設備を設置するパターン

設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用できるよう原子炉隔離時冷却系を設置する。図 57-10-5 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を設けて AM 用直流 125V 蓄電池から原子炉隔離時冷却系に電源供給できる構成とする。AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路は，通常時は使用せず，重大事故時のみ重大事故の対処に必要な設備に電源供給する。したがって，重大事故時より前の段階は，10.3.1 項の通り直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路が，独立性を有する設計とする。

AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路は，設計基準事故対処設備（直流母線）と重大事故防止設備（AM 用直流 125V 蓄電池）を連系しているため，下記の設計とすることで，設計基準事故対処設備と重大事故防止設備の独立性を有する設計とする。

(a) 直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路で生じる故障が，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を介して，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。

(b) AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路で生じる故障が，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を介して，直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。

(c) AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路で生じる故障が，直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路，及び AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路の両方に，波及的影響を及ぼさない設計とする。

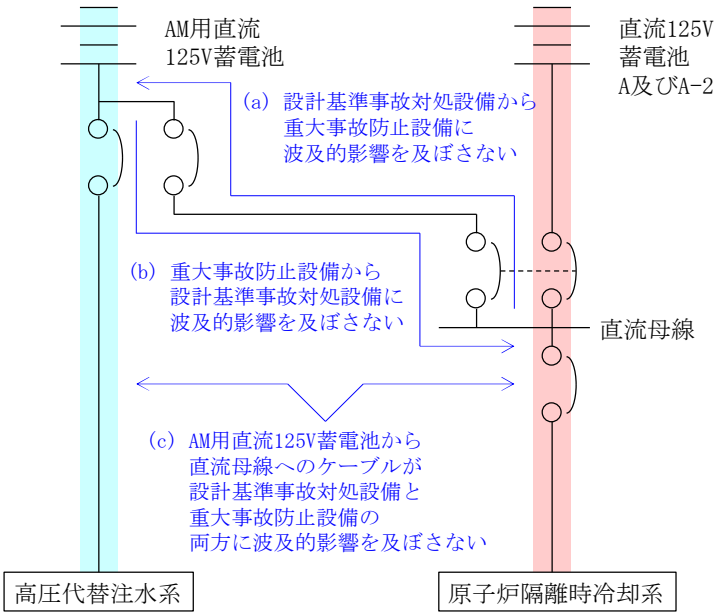


図 57-10-5　直流電源供給（原子炉隔離時冷却系）

以下に各号炉の電路の設計状況を示す。

(3-1) 6 号炉

AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を，直流 125V 蓄電池 A 及び A-2 から設計基準事故対処設備への電路，及び AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路のいずれとも独立性を有する設計とする。

(3-2) 7 号炉

AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路は，図 57-10-6 の通り，直流母線から設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系への電路と同一のケーブルトレイに布設されている（図中の②のケーブルトレイ)。また，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路は，図 57-10-6 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備である高圧代替注水系への電路と同一のケーブルトレイに布設されている（図中の①のケーブルトレイ)。

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイは，建屋内の異なる階層に位置的分散して配置されているものの，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路により①のケーブルトレイと②のケーブルトレイが連系しているため，10.3.2 項(a)～(c)の各設計方針に適合させるため以下の対策を講ずることにより，独立性を有する設計とする。

(a)に対する対策

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイは AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路により連系しているため，②のケーブルトレイの火災が①のケーブルトレイに伝搬することで①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることが懸念される。そのため，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路を，下記の仕様を満足するものとすることで，火災の伝搬により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることがない設計とする。（図 57-10-7 参照)

・ケーブルは UL 垂直燃焼試験による自己消火性，及び IEEE383　垂直トレイ燃焼試験による耐延焼性を満足する難燃ケーブルを使用する。
・①と②のケーブルトレイは耐火障壁にて分離された区画に配置する。具体的には①と②のケーブルトレイの区画のバウンダリとなる原子炉建屋地下 1 階の天井（原子炉建屋 1 階の床）のケーブル貫通部に耐火処理を行う。

(b)に対する対策

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイはAM用直流125V蓄電池から直流母線への電路により連系しているため，①のケーブルトレイの火災が②のケーブルトレイに伝搬することで①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることが懸念される。そのため，AM用直流125V蓄電池から直流母線への電路を，下記の仕様を満足するものとすることで，火災の伝搬により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることがない設計とする。（図 57-10-8参照）

・ケーブルはUL垂直燃焼試験による自己消火性，及びIEEE383　垂直トレイ燃焼試験による耐延焼性を満足する難燃ケーブルを使用する。
・①と②のケーブルトレイは耐火障壁にて分離された区画に配置する。具体的には①と②のケーブルトレイの区画のバウンダリとなる原子炉建屋地下1階の天井（原子炉建屋1階の床）のケーブル貫通部に耐火処理を行う。

(c)に対する対策

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイはAM用直流125V蓄電池から直流母線への電路により連系しているため，AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルにて短絡故障が発生した場合，短絡電流に伴う過熱により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることが懸念される。そのため，AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルのAM用直流125V蓄電池側に配線用遮断器を設けることにより，故障箇所を自動的に隔離し，短絡故障により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることがない設計とする。（図57-10-9参照）

なお，AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルでの短絡故障発生の防止のため，さらなる安全性向上として，当該配線用遮断器を常時切運用とすることで，短絡故障が発生しても，短絡電流が流れない設計とする（図57-10-10参照）。

6号炉についても運用の統一を図るため，AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルのAM用直流125V蓄電池側に配線用遮断器を常時切運用とする。

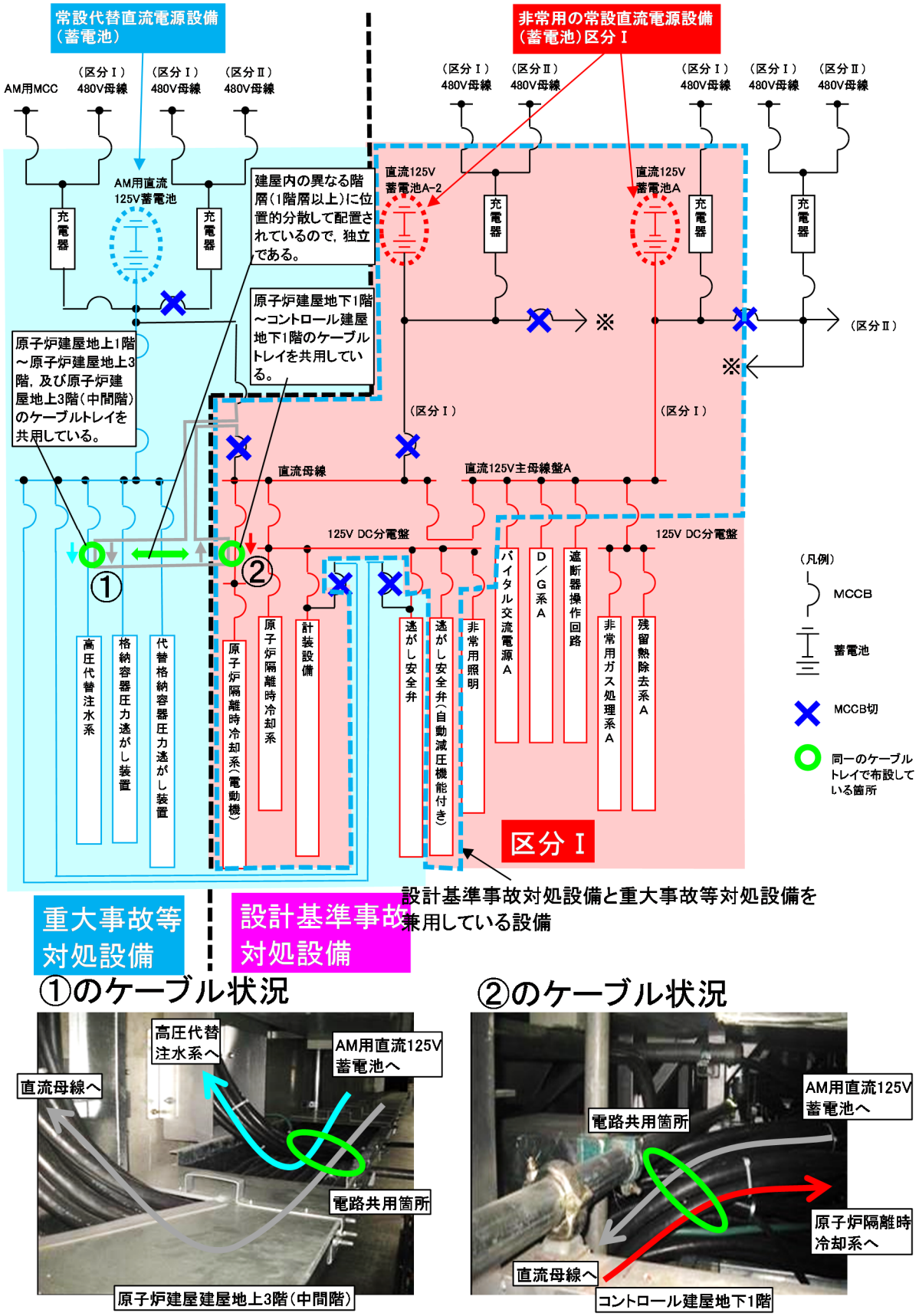
重大事故防止設備である所内蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備の設計基準事故等対処設備からの独立性は，電路を米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。

具体的な電路については，表 57-10-6 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-10-6　電路ルート図＿直流電源設備（57 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	項番号
6 号炉（図 57-10-11）	図 57-10-(57-1～9)	57-10-(57-1～9)
7 号炉（図 57-10-12）	図 57-10-(57-10～18)	57-10-(57-10～18)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。



①のケーブル状況

②のケーブル状況

図 57-10-6　ケーブルトレイ共用電路（7 号炉）

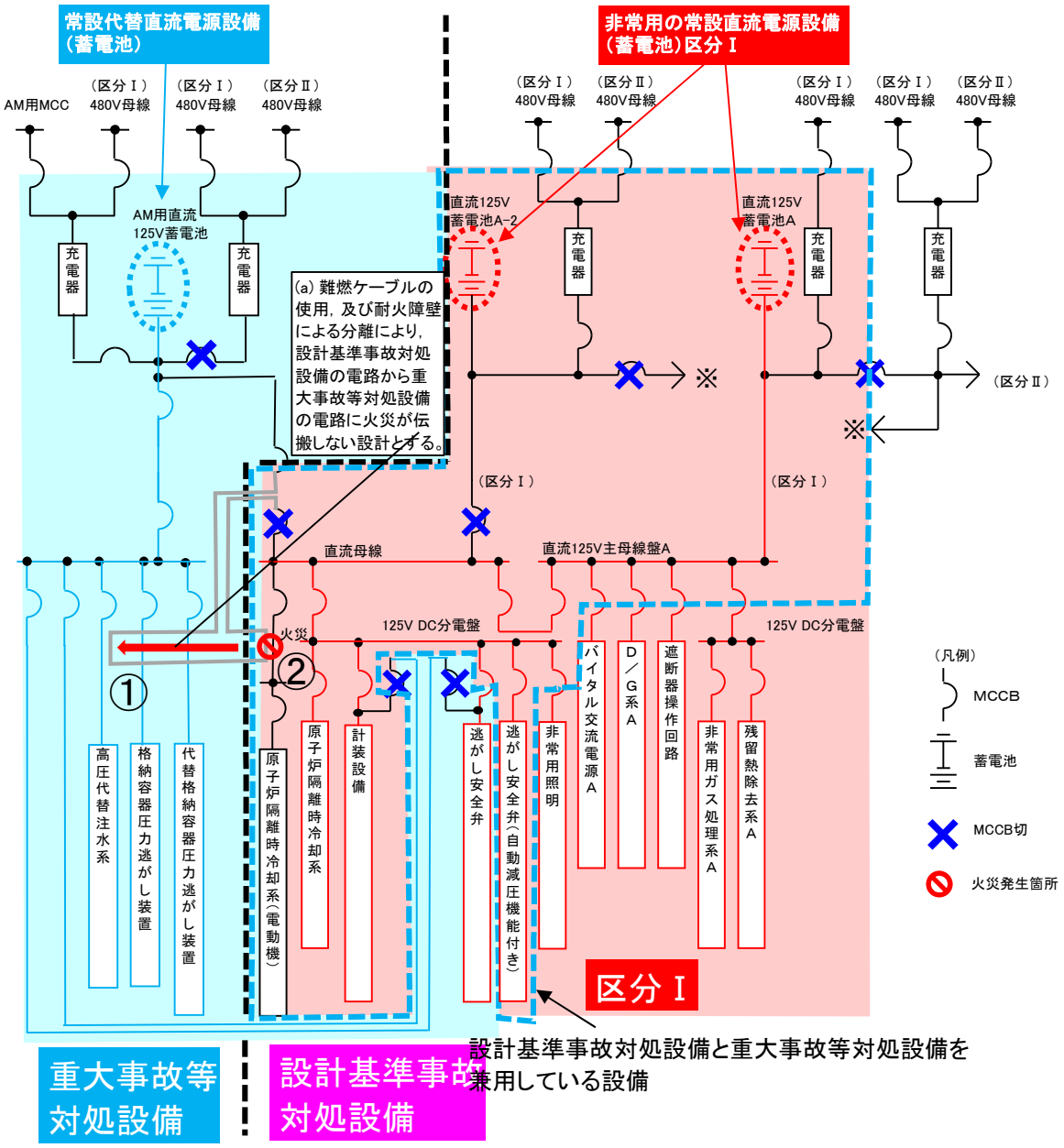


図 57-10-7　通常時に原子炉隔離時冷却系側で単一火災が発生した状態（7 号炉）

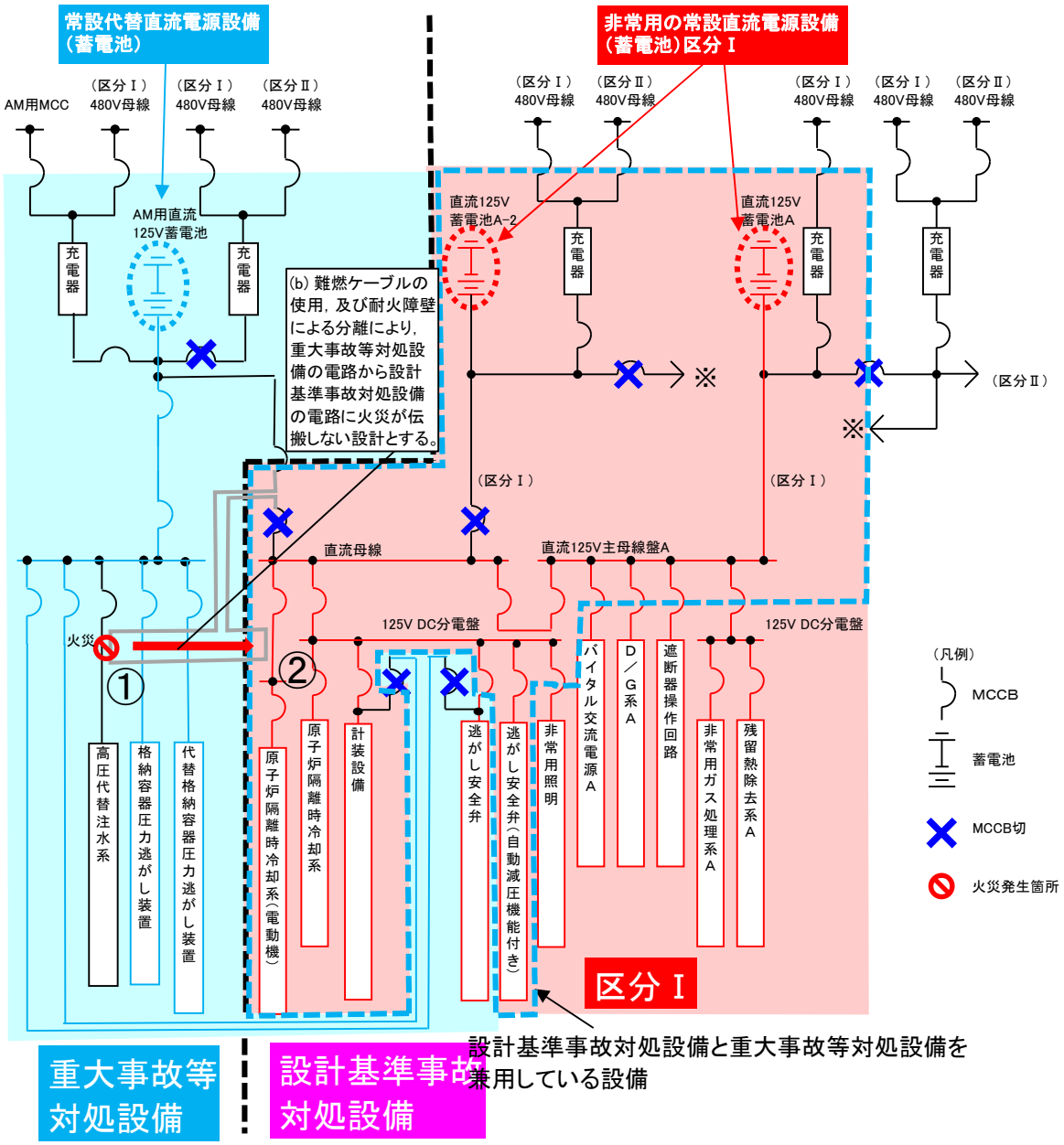


図 57-10-8　通常時に高圧代替注水系側で単一火災が発生した状態（7 号炉）

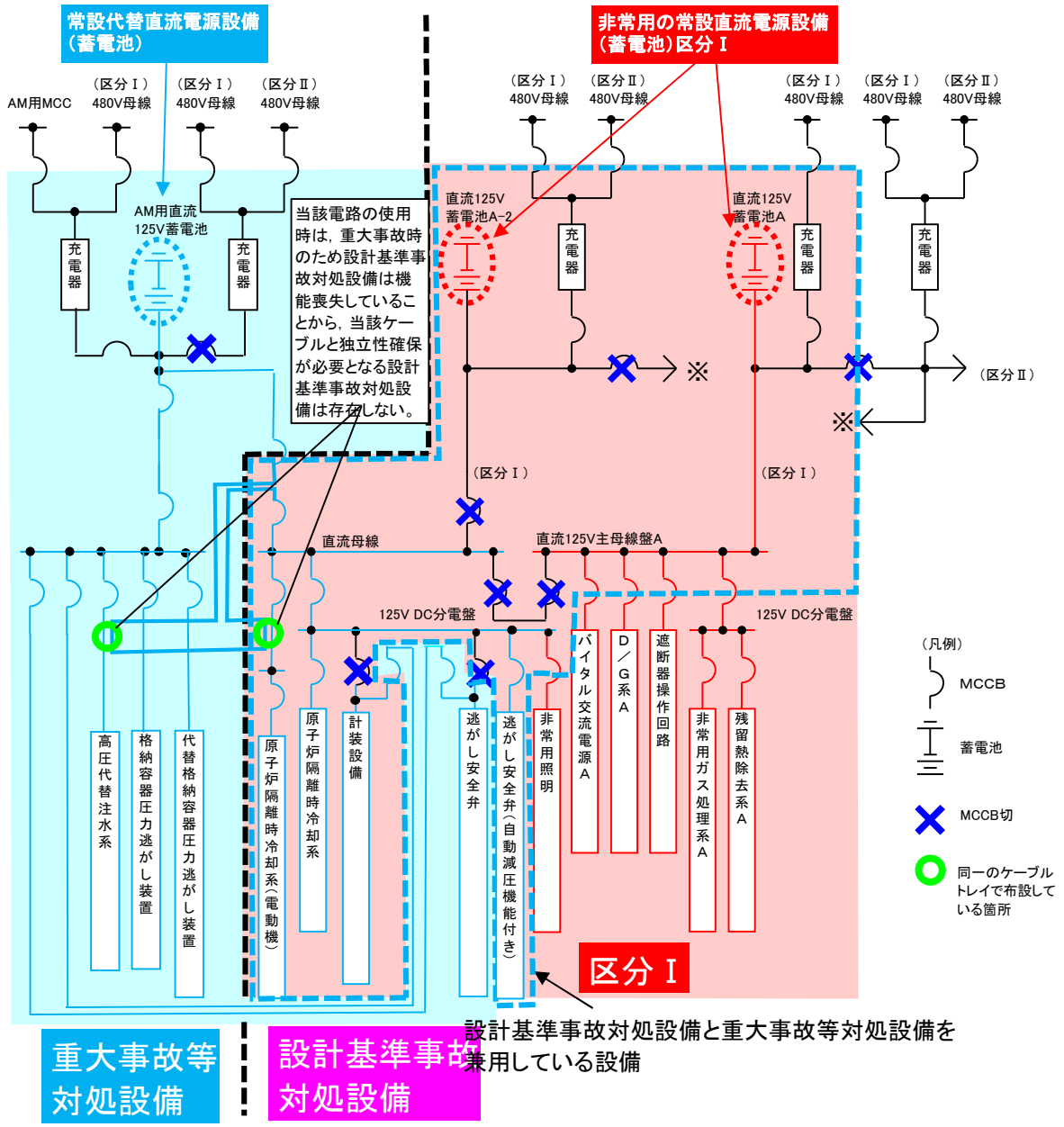


図 57-10-9　重大事故時の状態（7 号炉）

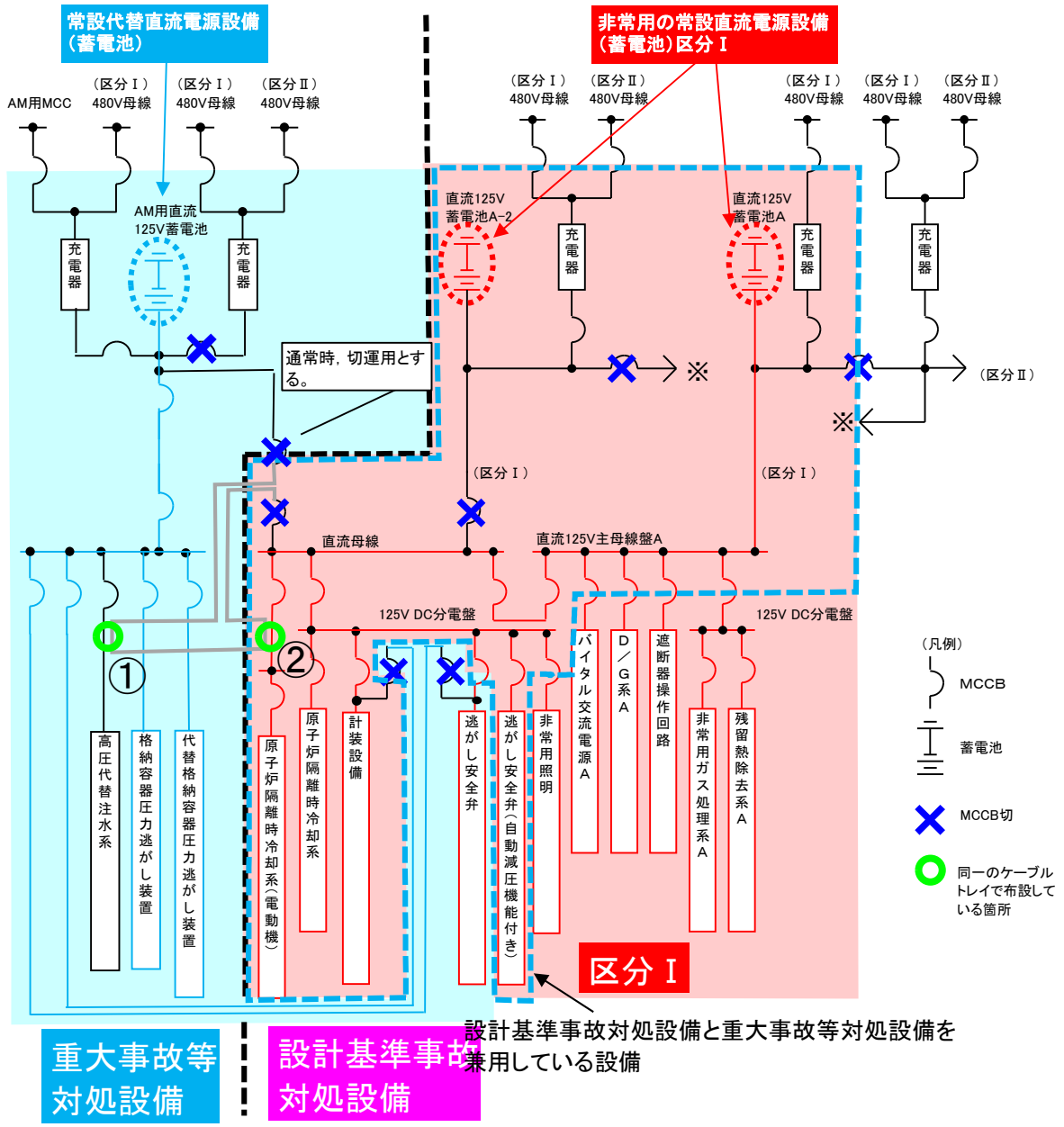


図 57-10-10　配線用遮断器の運用方法（7 号炉）

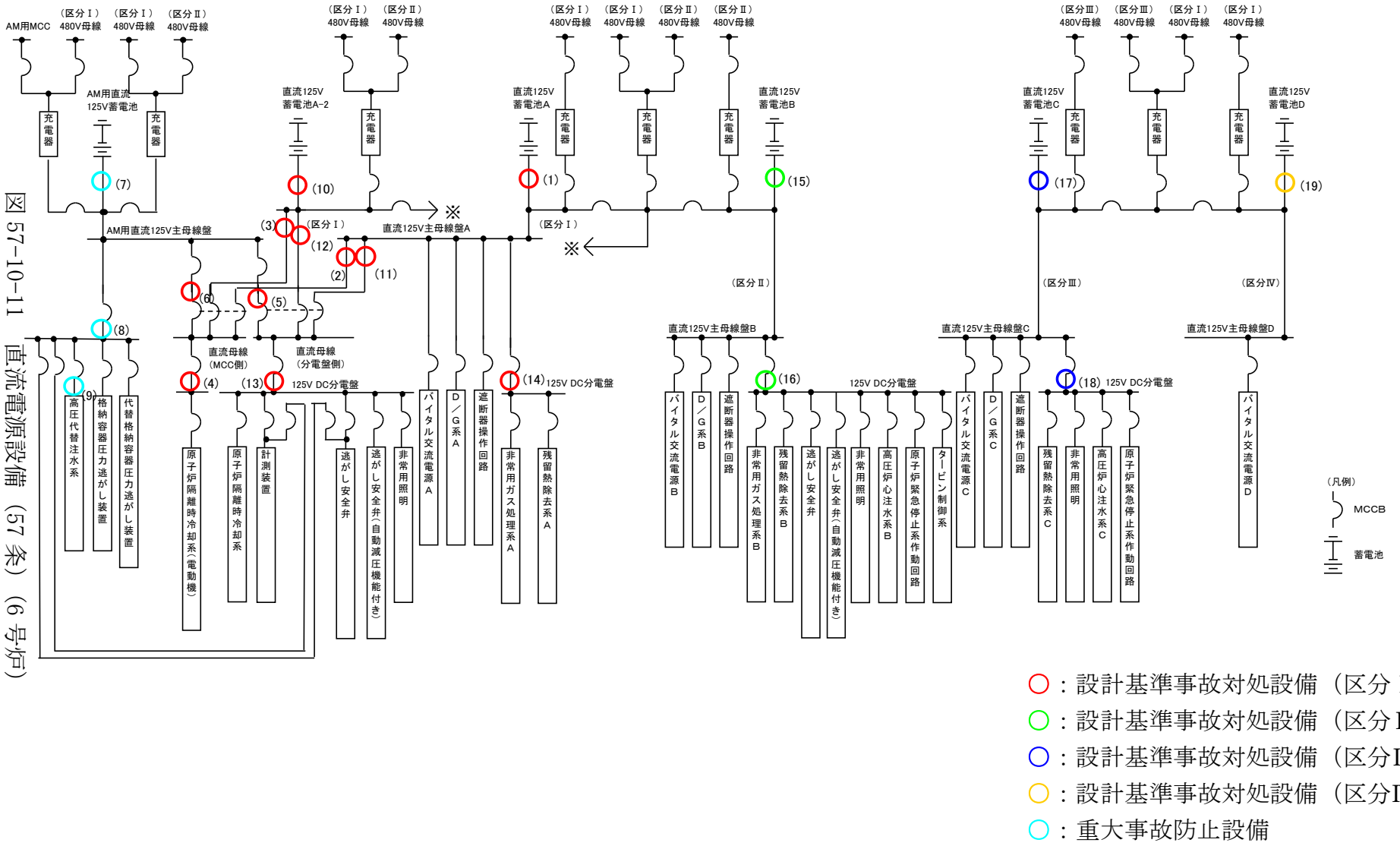


図 57-10-11 直流電源設備（57 条）（6 号炉）

○：設計基準事故対処設備（区分Ⅰ）
○：設計基準事故対処設備（区分Ⅱ）
○：設計基準事故対処設備（区分Ⅲ）
○：設計基準事故対処設備（区分Ⅳ）
○：重大事故防止設備

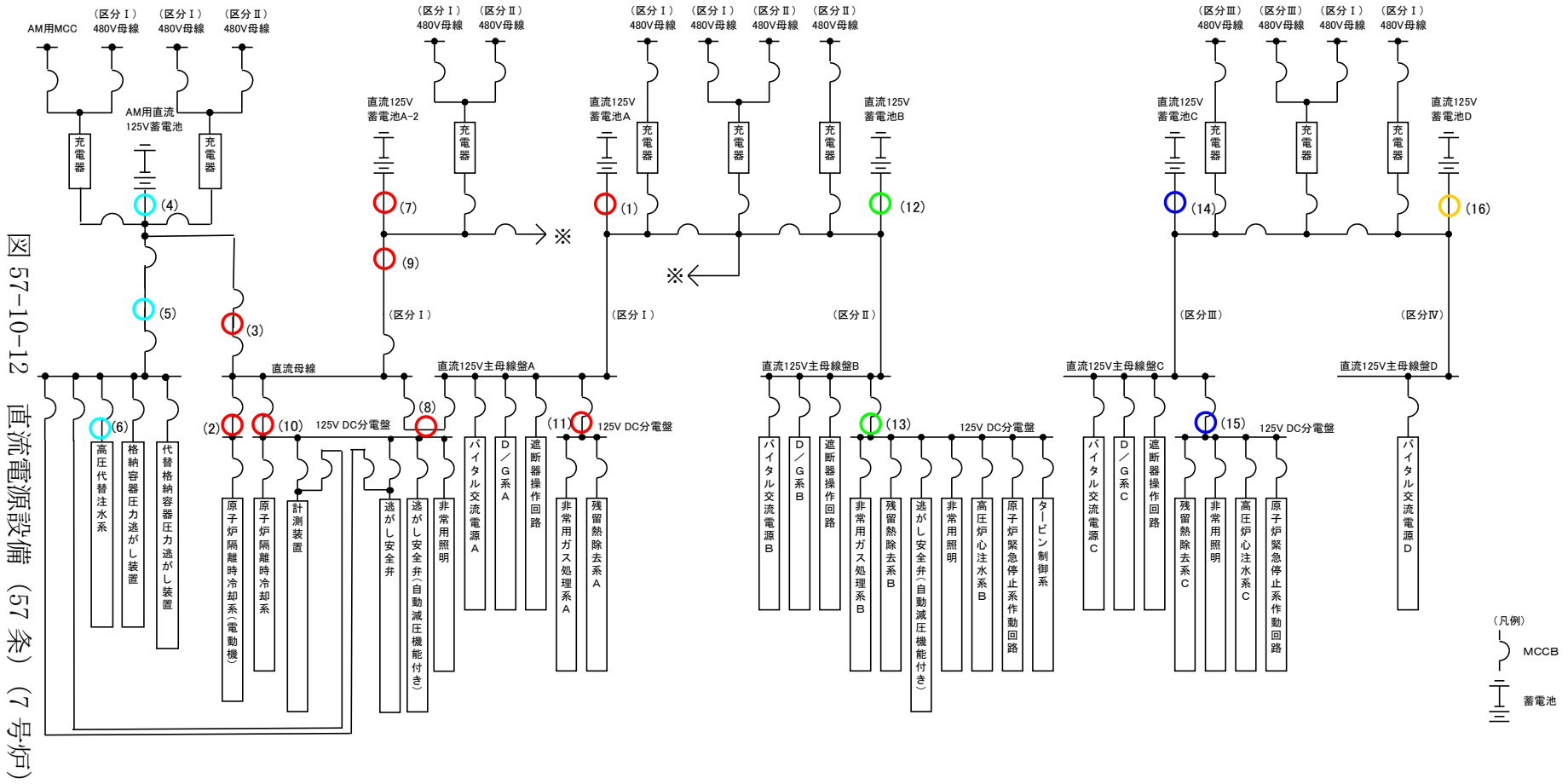


図 57-10-12　直流電源設備（57 条）（7 号炉）

○：設計基準事故対処設備（区分Ⅰ）
○：設計基準事故対処設備（区分Ⅱ）
○：設計基準事故対処設備（区分Ⅲ）
○：設計基準事故対処設備（区分Ⅳ）
○：重大事故防止設備

（補足）AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線の
ケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所周辺の火災影響について

AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線の各ケーブルの，火災に対する影響について，上記の各ケーブルが発火源となる火災については，10.3 項にて原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水系が同時に機能喪失することがない設計とする。また，以下の通り，当該ケーブルの周辺にある可燃物から延焼することのない設計とする。

1. 原子炉建屋地上 3 階（中間階）

図 1 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは，異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は，FMCRD 制御盤があるが，FMCRD 制御盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること，ケーブルトレイと FMCRD 制御盤は水平約 1.0m の離隔距離を確保していること，及び万一 FMCDR 制御盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから，FMCRD 制御盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

2. 原子炉建屋地上 3 階

図 2 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは，異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は，作業用分電盤があるが，作業用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること，ケーブルトレイと作業用分電盤は水平約 4.5m の離隔距離を確保していること，及び万一作業用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから，作業用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

3. 原子炉建屋地上 2 階

図 3 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所は，3 時間以上の耐火能力を有するコンクリート製の障壁にて隔離する設計とする。なお，コンクリート製の障壁内にはケーブルトレイのみを設置する設計とする。

4.　原子炉建屋地上 1 階

図 4 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは，異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は，常用照明用分電盤があるが，常用照明用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること，ケーブルトレイと常用照明用分電盤は水平約 2.5m の離隔距離を確保していること，及び万一常用照明用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから，常用照明用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

なお，持込み可燃物管理に関する，火災の発生防止・延焼防止に関する遵守事項は以下の通りとする。（第 8 条-別添 1-資料 1 を参照）

・ケーブルトレイ直下への可燃物の仮置きを禁止する。
・火災区域（区画）で周囲に火災防護対象機器が無い場所に可燃物を仮置きする場合には，不燃シートで覆う又は金属箱の中に収納するとともに，その近傍に消火器を準備する。
・火災区域（区画）での作業に伴い，火災防護対象機器近傍に作業上必要な可燃物を持ち込む際には作業員の近くに置くとともに，休憩時や作業終了時には火災防護対象機器近傍から移動する。
・火災発生時の煙の充満等により，消火活動が困難とならない火災区域（区画）は，可燃物の仮置きを禁止する。

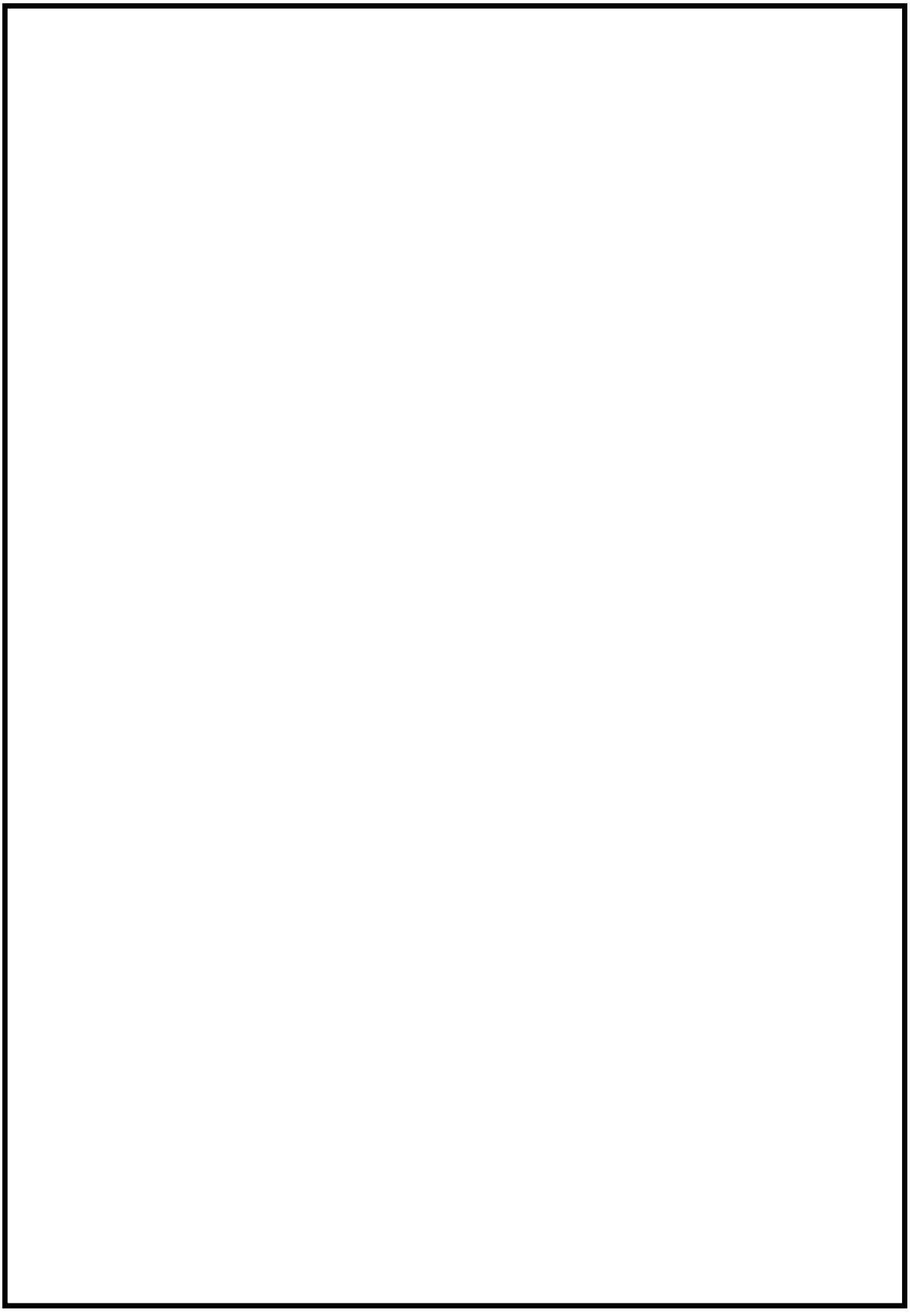


図1　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上3階（中間階）T.M.S.L.27200）

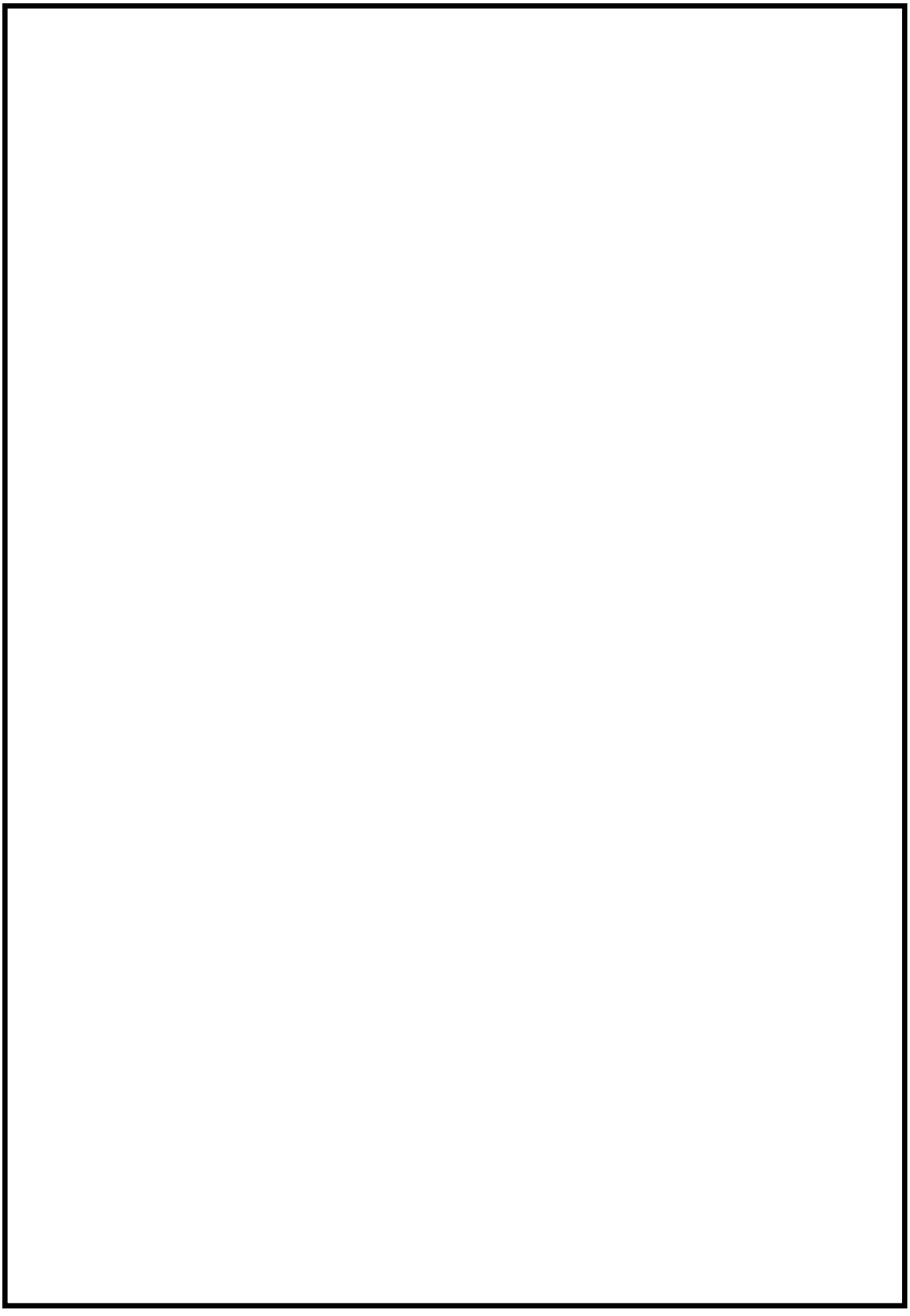


図2　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上3階 T.M.S.L.23500）

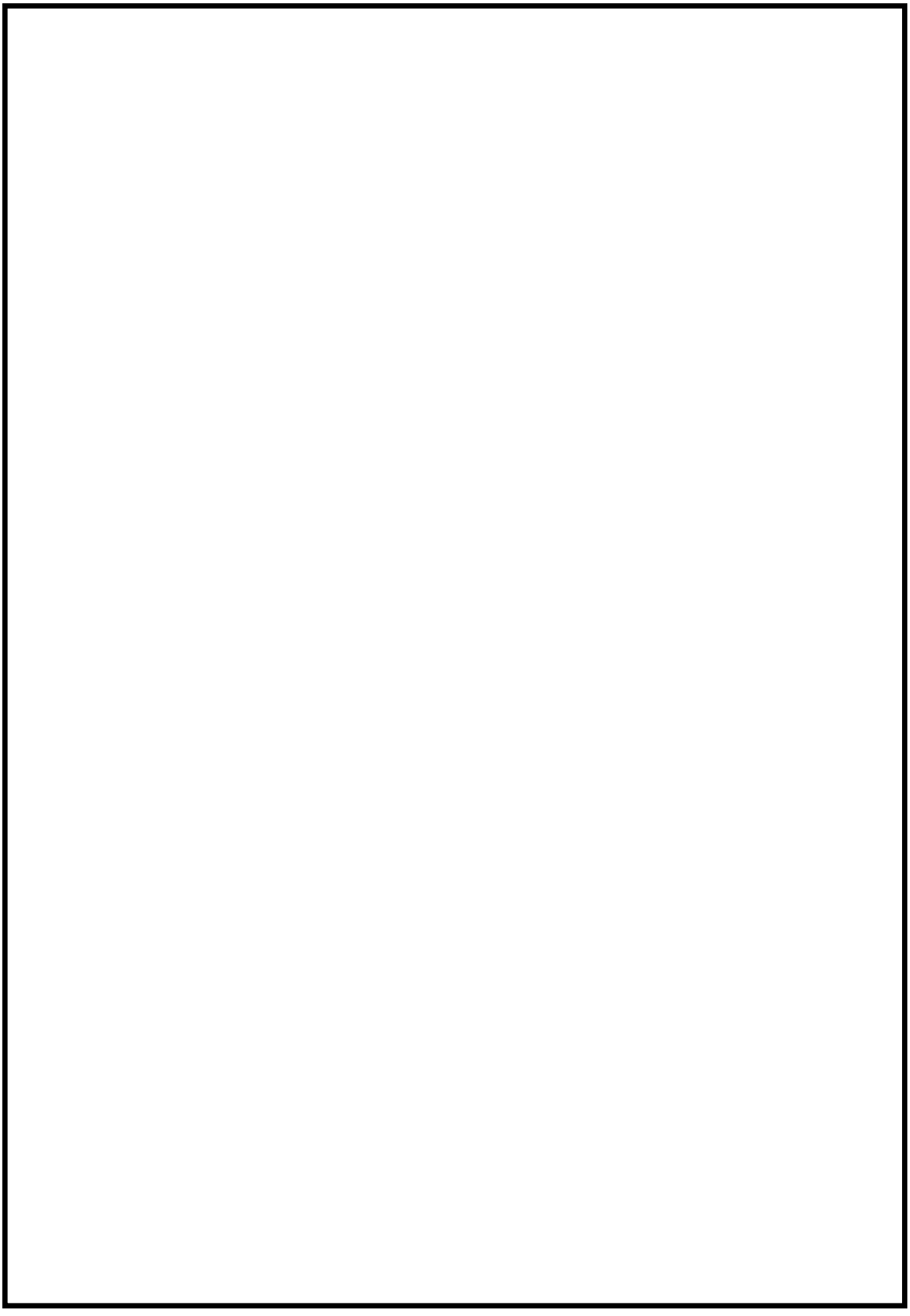


図3　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上2階 T.M.S.L.18100）

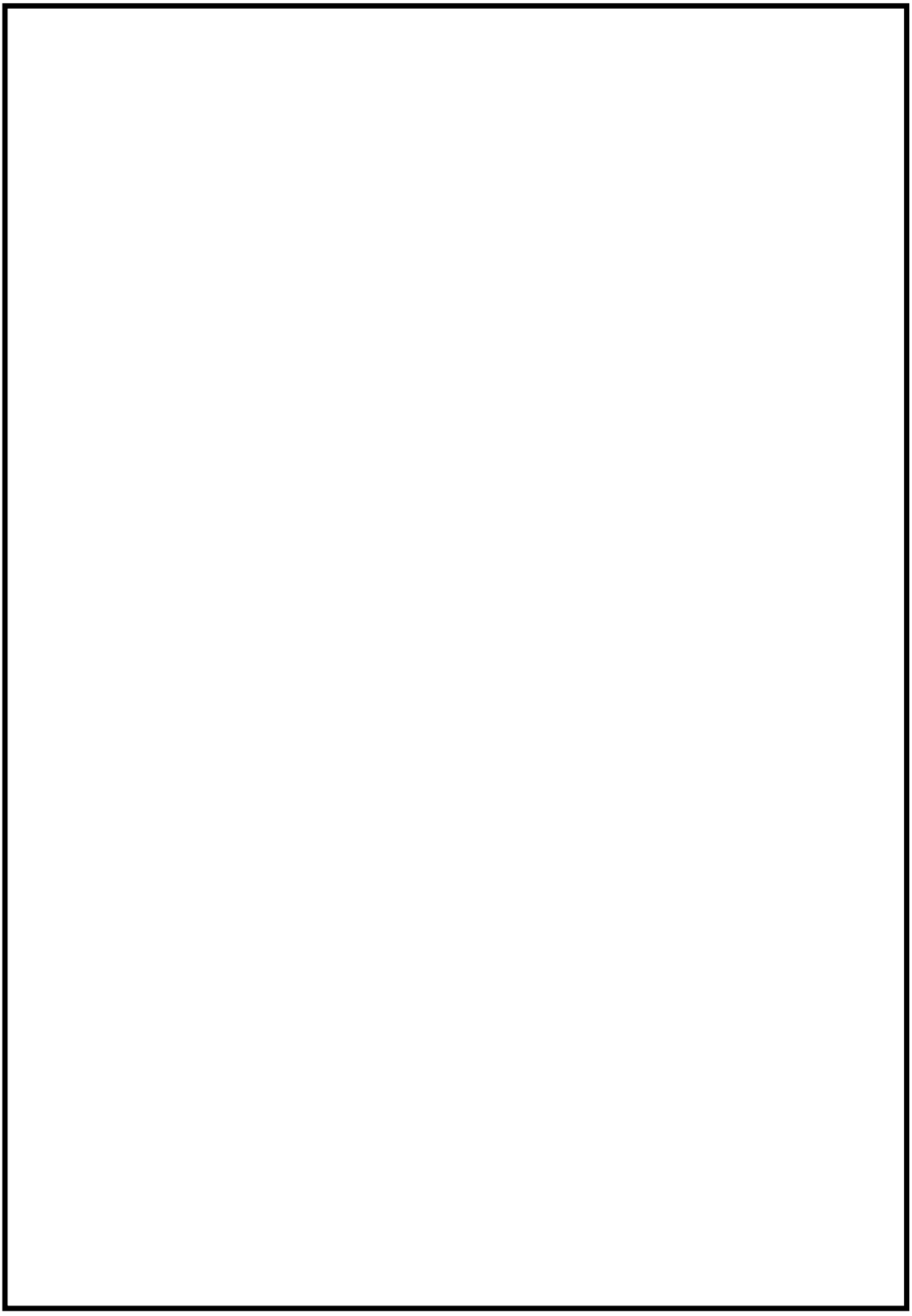


図4　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上1階 T.M.S.L.12300）

図 57-10-(57-1)　原子炉建屋地下１階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図　57-10-(57-2)　原子炉建屋地下中 1 階　電路ルート

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図 57-10-(57-3)　原子炉建屋地上１階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図 57-10-(57-4)　原子炉建屋地上２階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図 57-10-(57-5)　原子炉建屋地上３階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図 57-10-(57-6)　原子炉建屋地上中 3 階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第 6 号機

図 57-10-(57-7)　原子炉建屋地上４階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図 57-10-(57-8)　コントロール建屋地下中２階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

柏崎刈羽原子力発電所　第６号機

図 57-10-(57-9)　コントロール建屋地下１階　電路ルート図

図 57-10-(57-10)　原子炉建屋地下 1 階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第 7 号機

図 57-10-(57-11)　原子炉建屋地下中１階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第７号機

図 57-10-(57-12)　原子炉建屋地上１階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第７号機

図 57-10-(57-13)　原子炉建屋地上 2 階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第 7 号機

図 57-10-(57-14)　原子炉建屋地上 3 階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第 7 号機

図 57-10-(57-15)　原子炉建屋地上中 3 階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第 7 号機

図 57-10-(57-16)　原子炉建屋地上 4 階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第 7 号機

図 57-10-(57-17)　コントロール建屋地下中２階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第７号機	

図 57-10-(57-18)　コントロール建屋地下1階　電路ルート図

柏崎刈羽原子力発電所　第7号機

57-11

燃料補給に関する補足説明資料

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

本資料はタンクローリの容量根拠書に記載した内容について補足するものである。
以下，図中並びにタイムチャート中の手順番号は容量根拠書に記載の手順番号と同じとする。なお，代表として６号炉軽油タンクを燃料供給源とすることを想定する。

11.1　タンクローリ（4kL）について

図 57-11-1　タンクローリ保管場所から軽油タンクまでの移動ルート

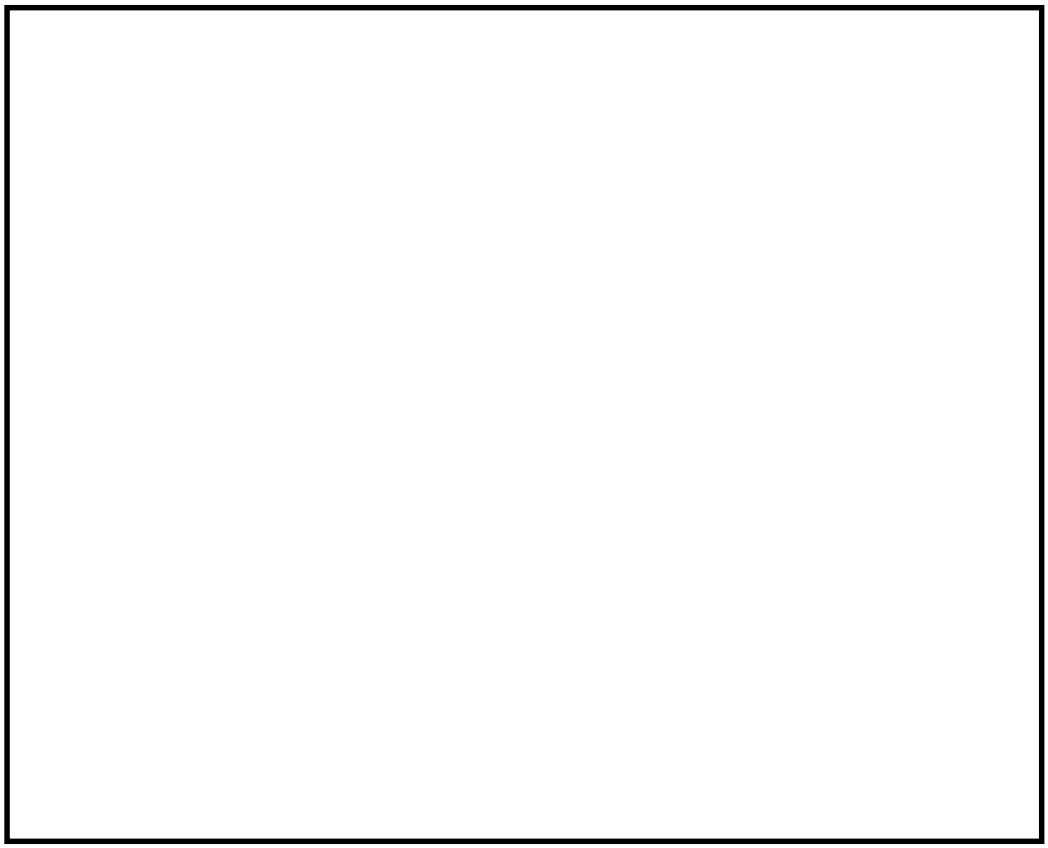


図 57-11-2　タンクローリＡ（電源車給油用）給油ルート

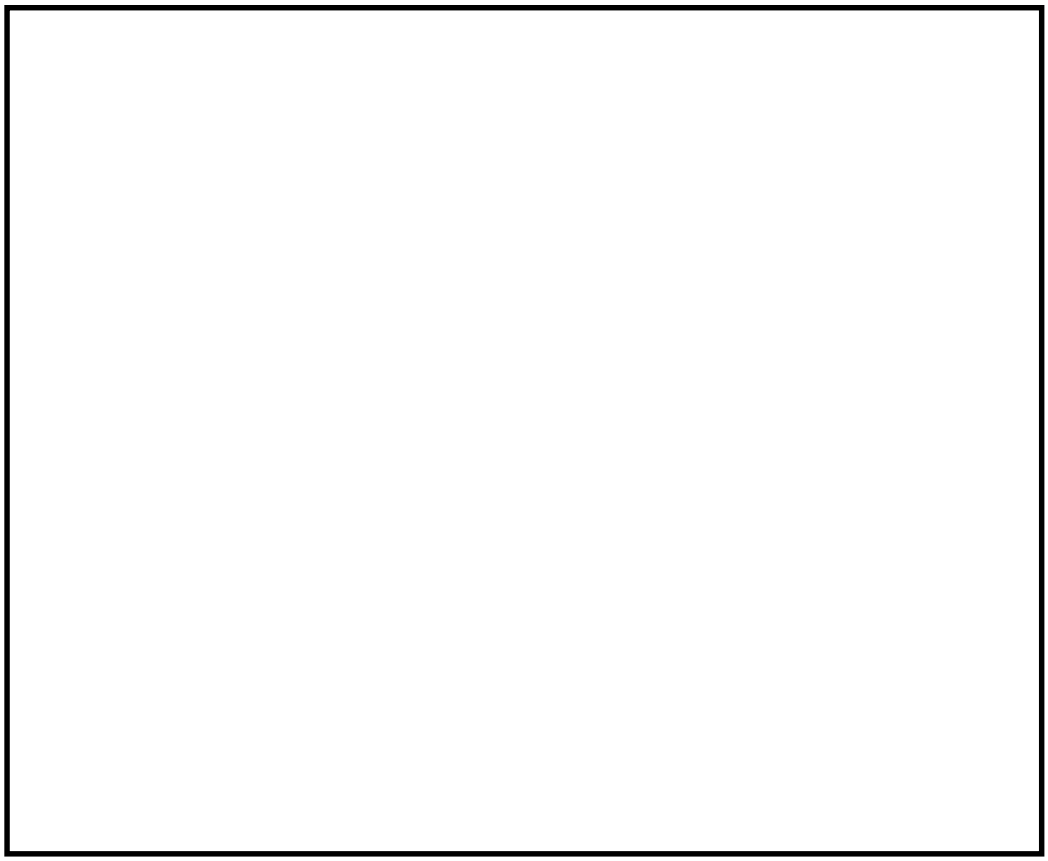


図 57-11-3　タンクローリＢ（可搬型代替注水ポンプ給油用）給油ルート

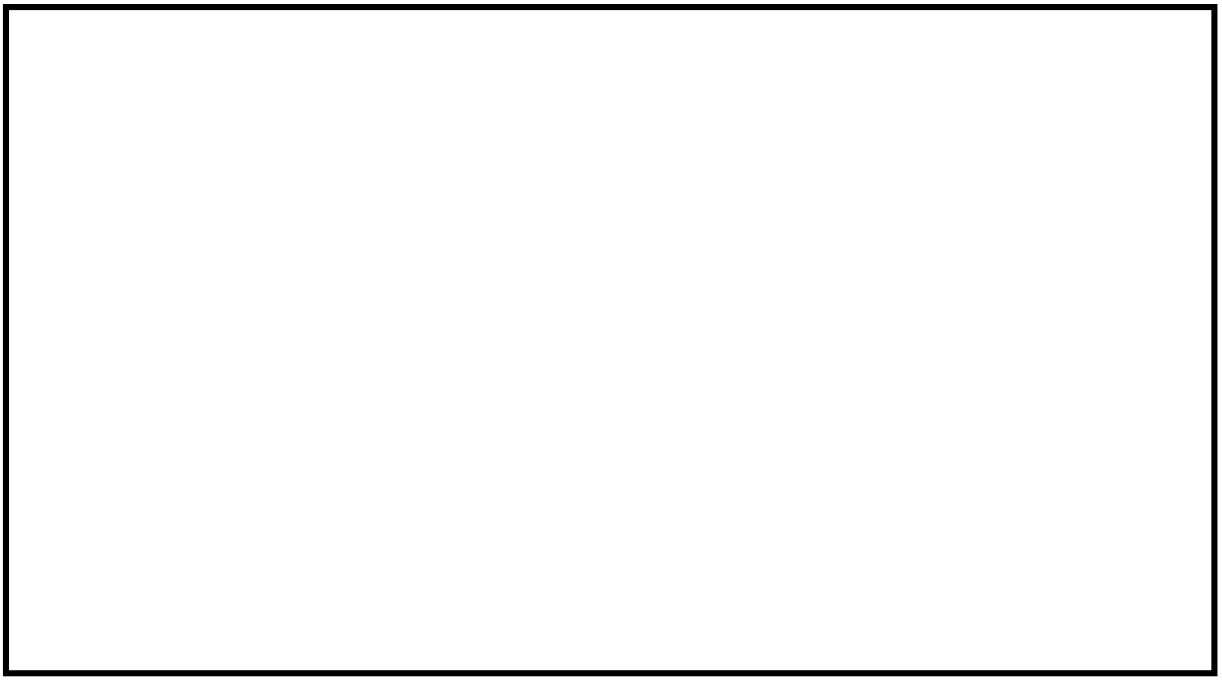


図 57-11-4　タンクローリＣ（3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車及び
モニタリング・ポスト用発電機給油用）給油ルート

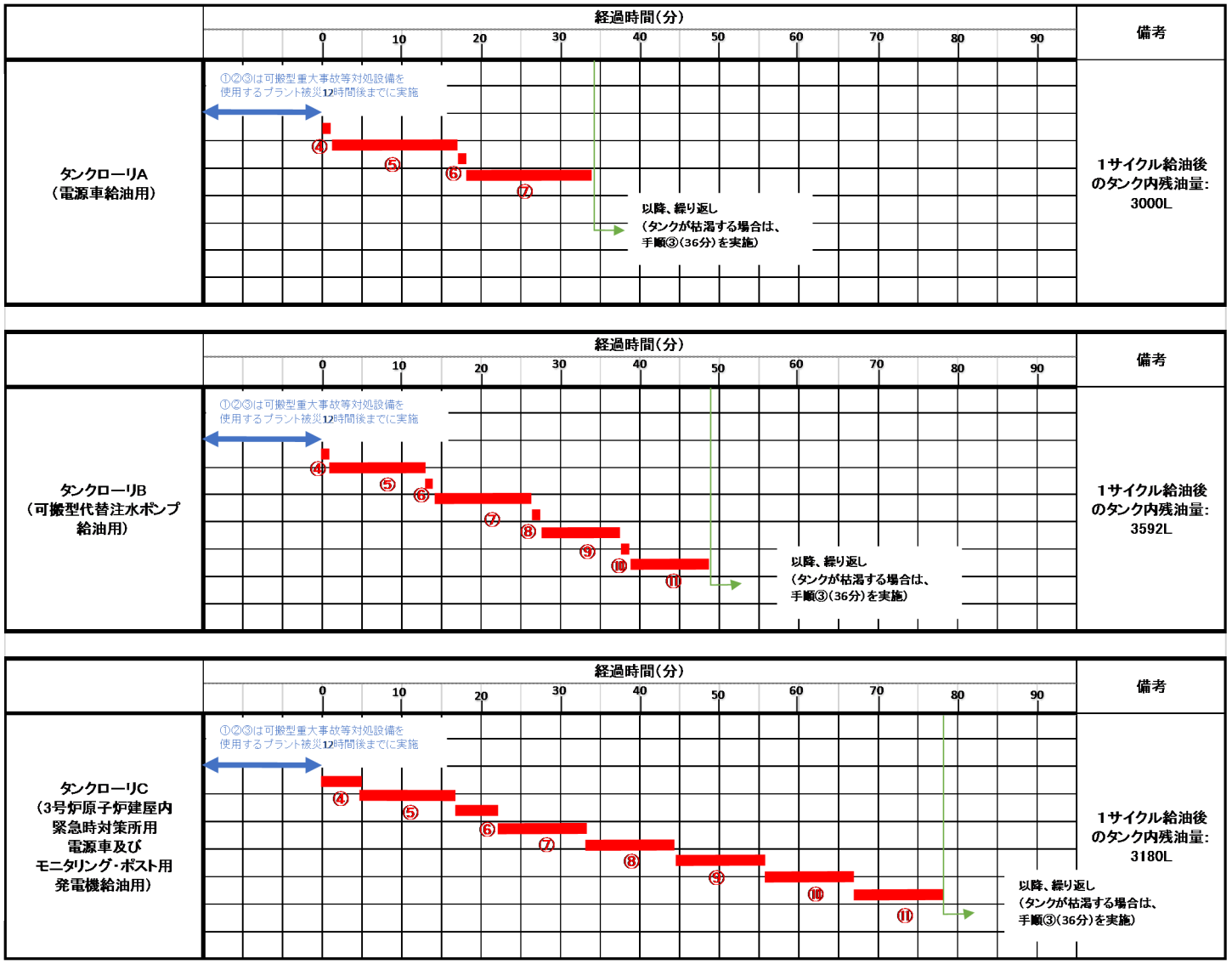


図 57-11-5　タンクローリ（4kL）による給油タイムチャート

11.2　タンクローリ（16kL）について

図 57-11-6　第一ガスタービン発電機用燃料タンク給油ルート

図 57-11-7　第二ガスタービン発電機用燃料タンク給油ルート

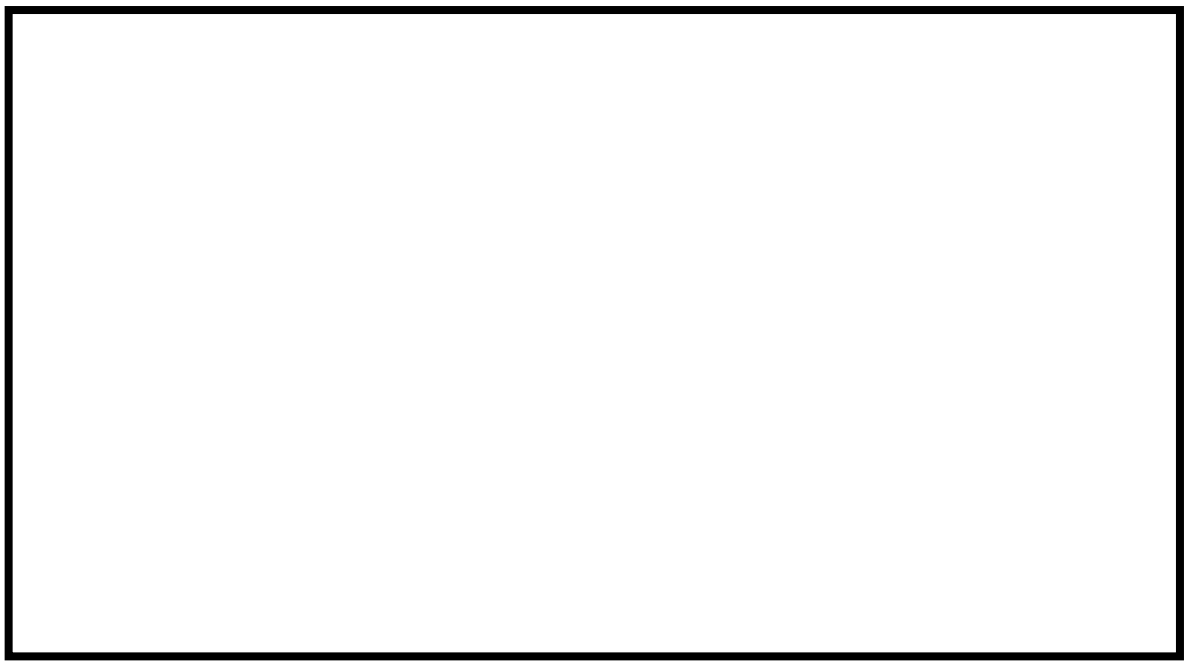


図 57-11-8　免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンク給油ルート

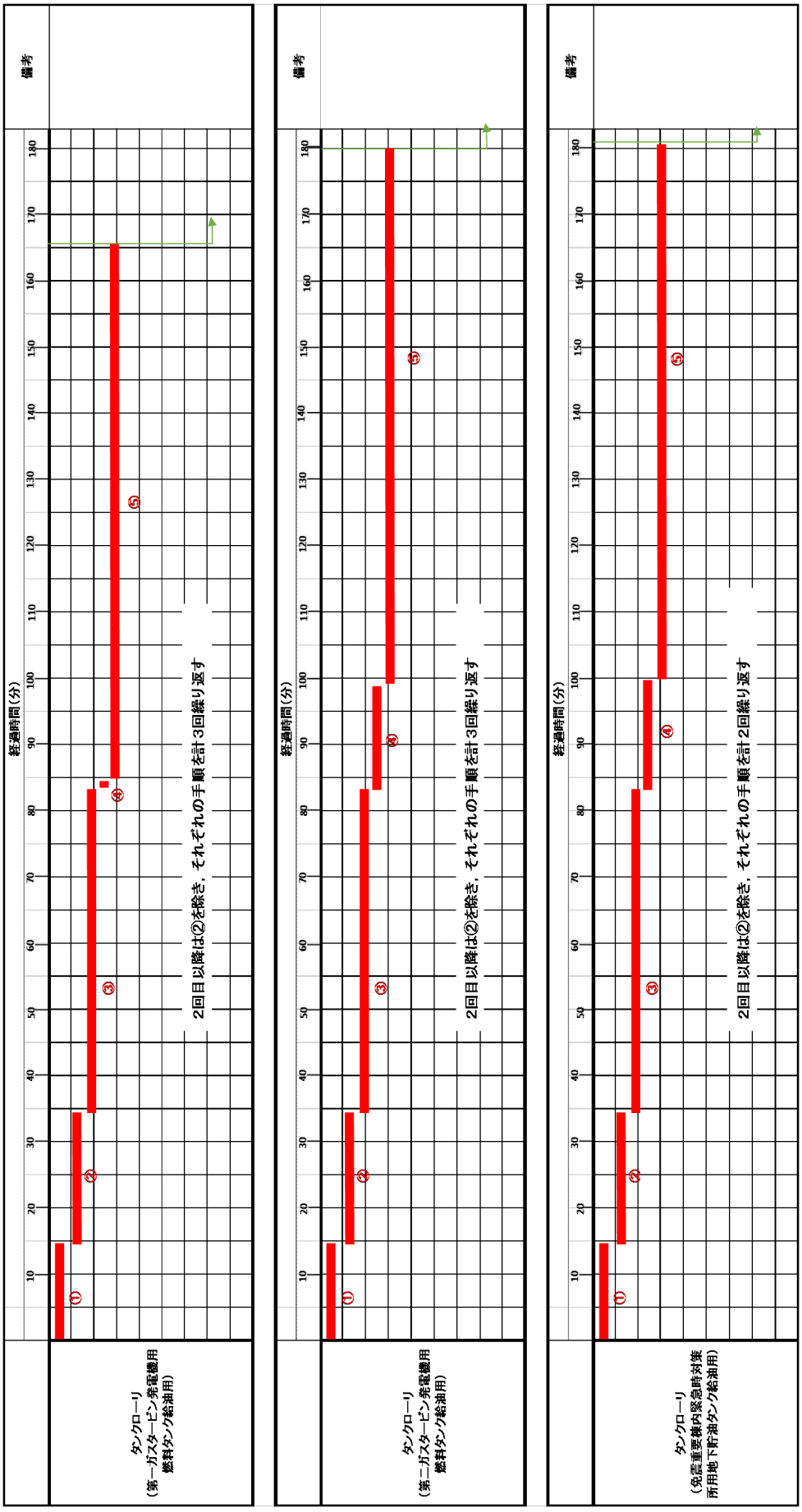


図 57-11-9　タンクローリ（16kL）による給油タイムチャート

11.3　格納容器ベントに伴う給油作業への悪影響有無について

格納容器ベント後数時間においては，プラント周辺の雰囲気線量が上昇するため，各可搬型重大事故等対処設備への給油が困難になる可能性がある。ここでは，格納容器ベント後の給油作業成立性について述べる。

11.3.1　検討条件について

運転中の 6 号炉及び 7 号炉が同時に被災し，いずれか 1 プラントが格納容器ベントに至ることを想定する。以下，6 号炉：格納容器ベント実施，7 号炉：代替循環冷却成功と仮定する※。交流電源は第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機によりプラントに供給されていると仮定する。同条件下において，機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備は以下のとおり。

6 号炉：可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）3 台（復水貯蔵槽注水用），
　　電源車 2 台（代替原子炉補機冷却系用）
7 号炉：電源車 2 台（代替原子炉補機冷却系用）
6，7 号炉共用：第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機 1 台，
　　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 1 台，
　　3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 1 台
　　モニタリング・ポスト用発電機 3 台

格納容器ベント後のプラント周辺の雰囲気線量評価結果を表 57-11-1 に示す。6 号炉がプラント被災から約 38 時間以降に格納容器ベントに至ることを考慮し，上記重大事故等対処設備についてはプラント被災から約 38 時間後までに一度給油を行うこととする。

※中央制御室設計における被ばく評価にて想定する基本シナリオと同じ

表 57-11-1　6 号炉放出時における燃料補給に伴う単位時間当たり被ばく量※
（6 号炉と 7 号炉からの寄与の和）　（mSv/h）

	格納容器ベント開始後経過時間[h]				
	1	2	3	4	5
給油作業に伴う単位時間当たりの被ばく量	1.3×10^{3}	4.3×10^{2}	2.2×10^{2}	1.5×10^{2}	1.2×10^{2}

	格納容器ベント開始後経過時間[h]		
	13	28	75
給油作業に伴う単位時間当たりの被ばく量	6.3×10^{1}	4.6×10^{1}	3.0×10^{1}

※評価点は図 57-11-3 の 6 号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置箇所
評価結果については配置見直し等により，今後見直す可能性がある

11.3.2　タンクローリ（4kL）を用いた給油作業時の被ばく線量について

タンクローリ（4kL）を用いて給油を行う対象は，電源車（代替原子炉補機冷却系用），3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（復水貯蔵槽注水用），モニタリング・ポスト用発電機である。以下，各設備の実負荷での燃料消費量から，連続運転可能時間の評価を行う。なお，各々の設備への給油は配備しているタンクローリ（4kL）3 台で並行して行うことを想定する。

【電源車（代替原子炉補機冷却系用）】

電源車（代替原子炉補機冷却系用）は 2 台が並列運転しており，1 台あたりの連続最大負荷は 6 号炉：約 186kW，7 号炉：約 151kW と，電源車の定格出力（400kW）の半分以下である。ここでは負荷容量が大きい 6 号炉を例として連続運転可能時間を評価する。発電機出力と燃費の関係から，連続最大負荷約 186kW での連続運転可能時間は，

250L÷55L/h＝4.5h

となる。

【3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車】

3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の連続最大負荷は約 40kW と，電源車の定格出力の約 1/10 である。発電機出力と燃費の関係から，連続最大負荷約 40kW での連続運転可能時間は，

250L÷18L/h＝13.8h

となる。

【可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（復水貯蔵槽注水用）】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の連続運転可能時間は，

68L÷18L/h＝約 3.7h

となる。

【モニタリング・ポスト用発電機】

モニタリング・ポスト用発電機の連続運転可能時間は，

190L÷9L/h＝約 21.1h

となる。

上述のとおり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（復水貯蔵槽注水用）が連続運転可能時間が一番短く，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（復水貯蔵槽注水用）は，プラント被災から約 38 時間後までに一度給油した後，格納容器ベントから約 3 時間後（プラント被災から約 41 時間後）に再度給油を行う必要がある。その場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）給油作業に伴う被ばく線量は，給油に伴う現場作業を約 15 分と見積もると，以下のとおりとなる。

220mSv/h×（15÷60）h＝55mSv

なお，プラント周辺の雰囲気線量率は時間経過に伴い低下していくことから，これ以降の給油作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

11.3.3　タンクローリ（16kL）を用いた給油作業時の被ばく線量について

タンクローリ（16kL）を用いて給油を行う対象は，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機である。以下，各設備の実負荷での燃料消費量から，連続運転可能時間の評価を行う。

【第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機】

第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の連続運転可能時間は，

50kL÷1.705kL/h＝29.3h

となる。

【免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機】

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の連続運転可能時間は，

30kL÷0.437kL/h＝68.6h

となる。

上述のとおり，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機が連続運転可能時間が一番短く，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機は，プラント被災から約 38 時間後までに一度給油した後，格納容器ベントから約 29 時間後（プラント被災から約 67 時間後）に再度給油を行う必要がある。タンク容量が大きく，タンクローリ（4kL）と比べて給油に時間を要することから，格納容器ベントから約 28 時間後に給油を行うとすると，その場合の第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機給油作業に伴う被ばく線量は，給油に伴う現場作業時間を約 90 分と見積もると，以下のとおりとなる。

46mSv/h×（90÷60）h＝69mSv

なお，プラント周辺の雰囲気線量率は時間経過に伴い低下していくことから，これ以降の給油作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

11.3.4　検討結果

上述のとおり，格納容器ベント後のプラント周辺の雰囲気線量を考慮し，給油作業の成立性を確認した結果，格納容器ベント後の給油作業時の被ばく線量は最大で 69mSv であることから給油作業は実施可能であると判断する。

以　上

57-12

洞道内電路について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

外部電源喪失時に重大事故等の対処に必要な設備に電源供給する設備は下記の設計基準事故対処設備である①と重大事故防止設備である②があるが，これらは独立性を有する設計とすることにより同時にその機能を損なわれることがない設計としている。(57-2-46)

①非常用ディーゼル発電機～非常用所内電気設備

(設計基準事故対処設備)

電路は原子炉建屋内に布設

②常設代替交流電源設備～代替所内電気設備

(重大事故防止設備)

②-1 (第一ガスタービン発電機から) 緊急用断路器～６号及び７号炉緊急用電源切替箱断路器 (代替所内電気設備) 電路は屋外及び原子炉建屋，コントロール建屋内ともに単独電路にて布設。

②-2 (第二ガスタービン発電機から) 緊急用高圧母線～６号及び７号炉緊急用電源切替箱断路器 (代替所内電気設備) 電路は洞道とコントロール建屋内にて布設 (詳細設計中のため，コントロール建屋内の電路のルートについては未記載)。緊急用高圧母線～６号及び７号炉緊急用電源切替箱断路器電路を含め，洞道内には表 57-12-1 に示す電路が布設されている。

屋内の電路のルートについては，57-9-(57-1)～(57-21)参照。

表 57-12-1　洞道内に布設されている電路一覧

重大事故防止設備（代替所内電気設備）			安全施設（外部電源系）		
(1)	緊急用高圧母線	5 号炉非常用高圧母線	(4)	北側 66kV 起動用開閉所	No.2 工事用変圧器
(2)	緊急用高圧母線	6 号炉非常用高圧母線	(5)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 5SA
(3)	緊急用高圧母線	7 号炉非常用高圧母線	(6)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 5SB
			(7)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 6SA
			(8)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 6SB
			(9)	北側 66kV 起動用開閉所	南側 66kV 起動用開閉所
			(10)	北側 66kV 起動用開閉所	南側 66kV 起動用開閉所
			(11)	北側 66kV 起動用開閉所	No.3 起動用開閉所変圧器

（上記以外にも開閉所関係のケーブルが布設されている。）

また，以下の自主的な取り組みを実施している。

(1) 重大事故防止設備の独立性の確保について

上記②の電路は具体的には，重大事故防止設備である下記の②-1 と②-2 があるが，これらも上記のとおり独立性を有する設計とすることにより同時にその機能を損なわれることがない設計とする。(57-2-46)

(2) 洞道内の電路について

(2-1) 火災防護対策について

洞道内の電路である②-2 は，安全施設である外部電源系の電路を布設している既設洞道に設置する設計としており，重大事故防止設備である第二ガスタービン発電機からのケーブルが，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無いような設計としている。

具体的には，重大事故防止設備である第二ガスタービン発電機からのケーブルが，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無いよう，難燃ケーブルの使用と過電流による過熱防止対策による火災の発生防止，かつ，下記の(a)の通り異なる 2 種の火災感知を設置し，下記の(b)の通り消火活動が可能な設計としている。

(a) 洞道内火災の感知について

荒浜側及び大湊側の開削洞道は随所に設置されている換気塔からの雨水の浸入によって高湿度環境になりやすく，一般的なアナログ式の煙感知器（光電スポット型）による火災感知に適さない。このため，異なる 2 種の感知器として，湿気の影響を受けにくいアナログ機能を有する光ファイバケーブル式の熱感知器，及び防湿対策を施した煙吸引式のアナログ機能を有する煙感知器を設置する設計とする。荒浜～大湊間のシールド洞道は，雨水が浸入するような換気塔が設置されておらず，湿気による誤作動のおそれがないことから，異なる 2 種の感知器としてアナログ機能を有する光ファイバケーブル式の熱感知器と一般的なアナログ機能を有する煙感知器（光電スポット型）を設置する設計とする。（図 57-12-1 参照））

図 57-12-1　第二ガスタービン発電機の屋外ケーブル布設エリアの概要図

(b) 洞道内火災の消火について

洞道内には換気設備（給気ファン，排気ファン並びに換気塔）を設置することから，万が一火災が発生した場合においても洞道内に煙が充満するおそれがなく消火活動が困難とならない場所として選定する。洞道内については，随所に設置した換気塔から火災源にアクセスし，粉末消火器または二酸化炭素消火器を用いた消火活動を行う設計とする。（図 57-12-2 参照）

図 57-12-2　第二ガスタービン発電機の屋外ケーブル布設エリアの概要図

(2-2)　その他の対策

(2-2-1)　洞道内では，第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備への電路（②-2）は外部電源系の電路とは独立したサポートに固縛することで，プラント内への電源供給に関する信頼性を向上する観点から，外部電源系の電路と可能な限り独立な設計とする（図 57-12-3～6 参照）。

(2-2-2)　洞道内で外部電源系の電路と第二ガスタービン発電機から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備への電路（②-2）が同時にその機能を喪失した場合でも，第二ガスタービン発電機から大湊側緊急用高圧母線を経由し非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源供給する電路（ケーブルトラフ及び多孔管を用いる地上電路）を設け，第二ガスタービン発電機からの電源供給，及び外部電源からの電源供給を可能とする（図 57-12-7 参照）。

図 57-12-3　洞道ルート図

※電路構成は図 57-12-4～5 参照
　電路布設状況詳細は図 57-12-6 参照

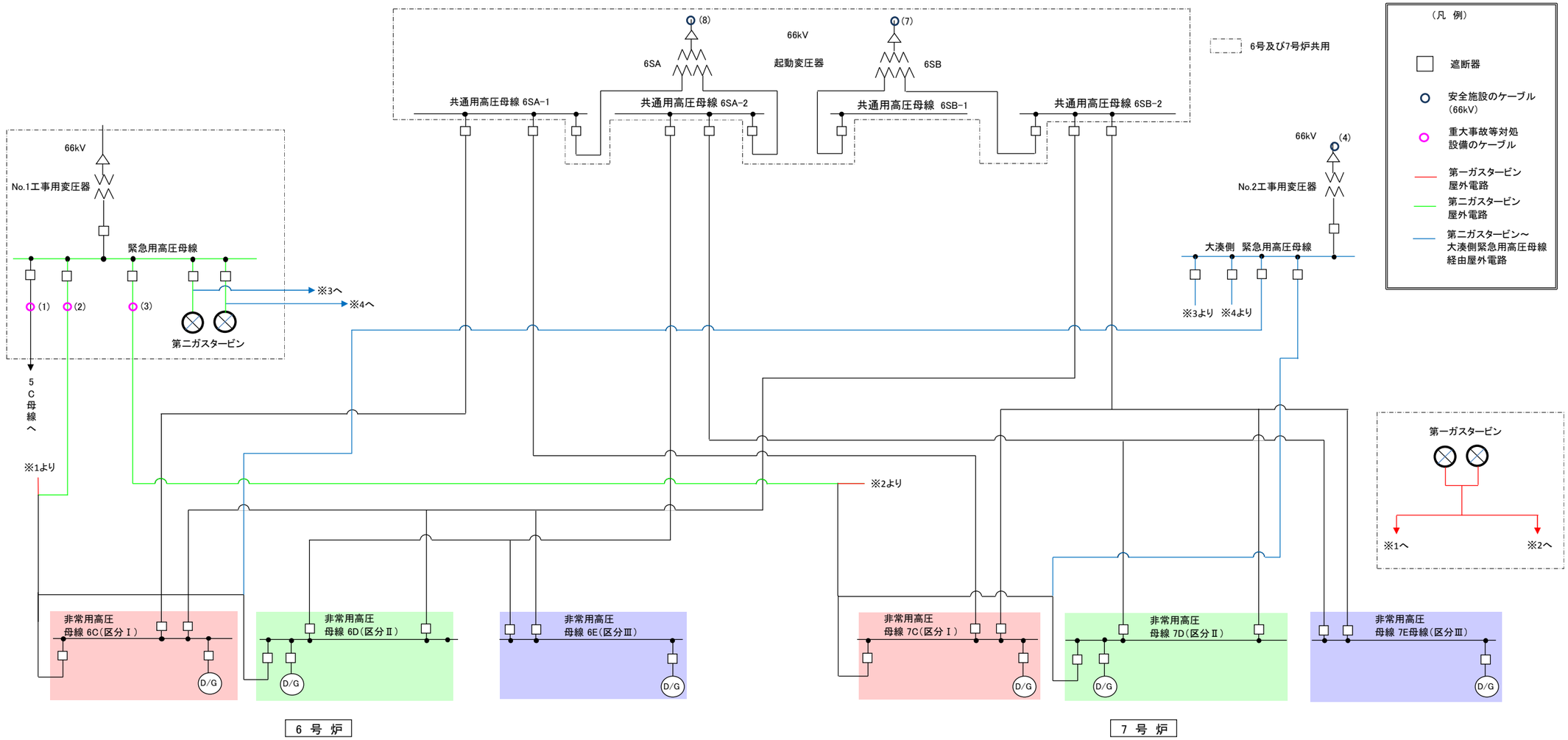


図 57-12-4　所内単線結線図（洞道内のケーブル）

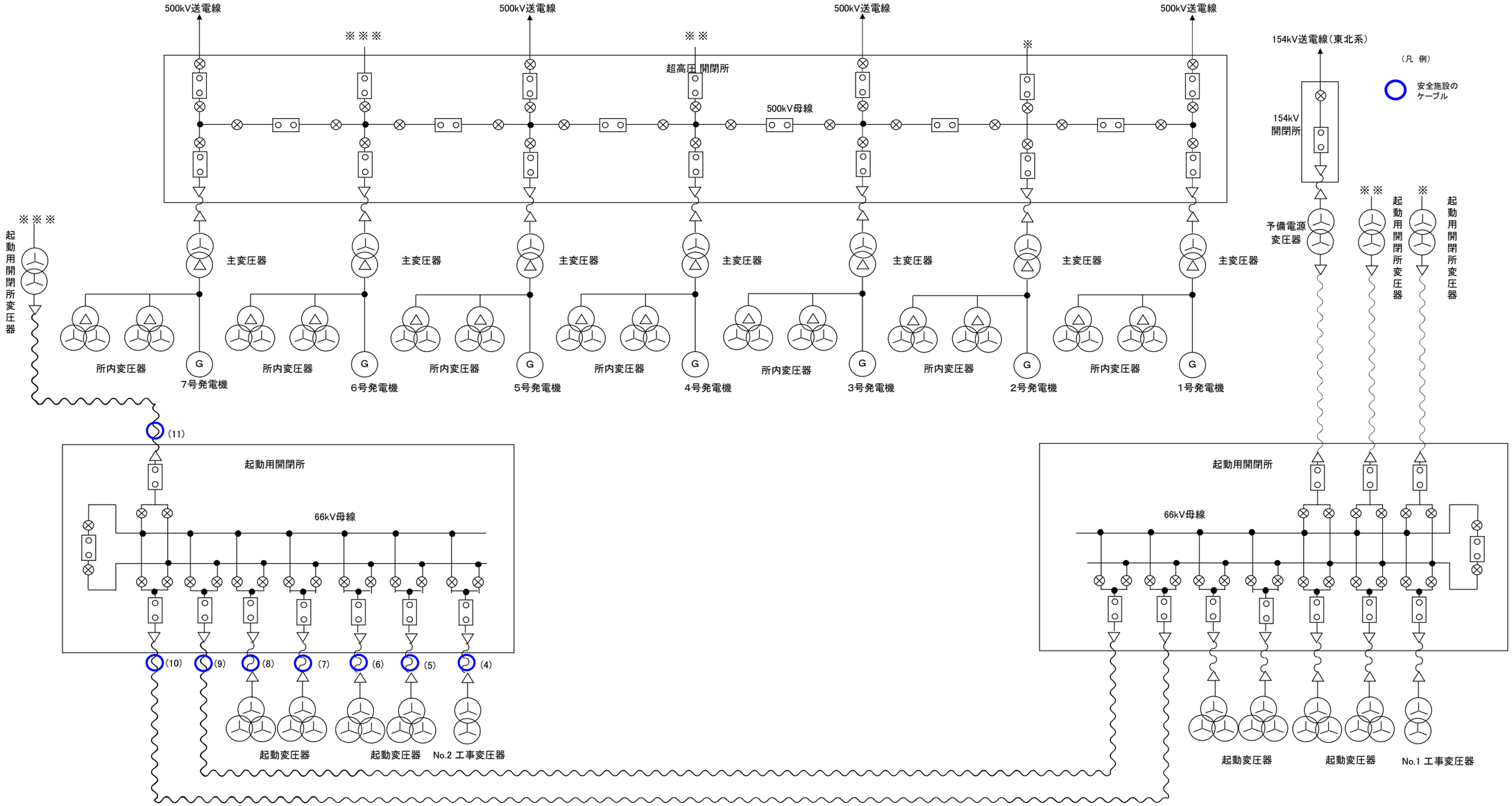


図 57-12-5　開閉所単線結線図（洞道内のケーブル）

※電路全体図は図57-12-2～3参照

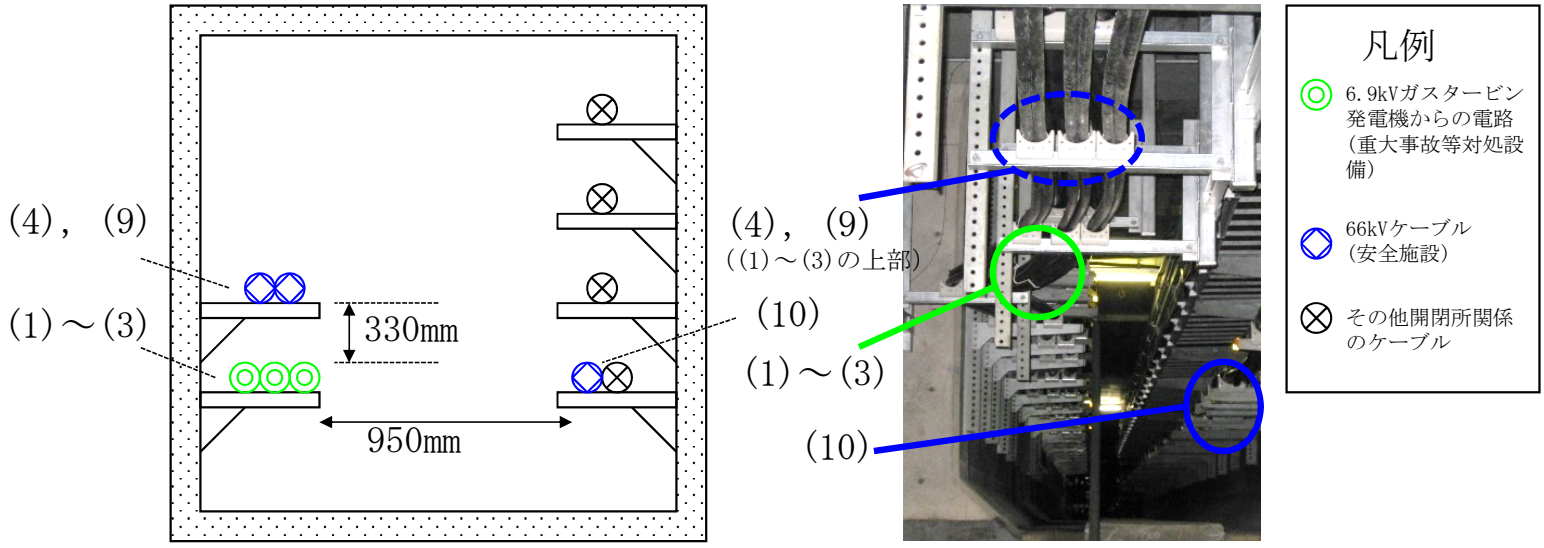


図57-12-6(1)　A-A矢視

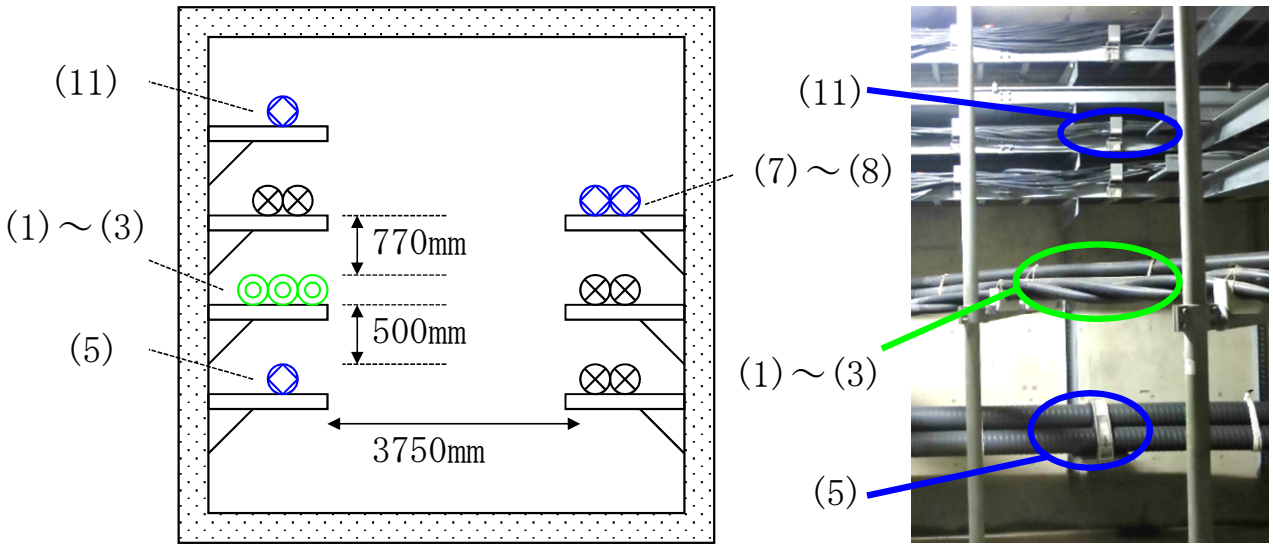


図57-12-6(2)　B-B矢視

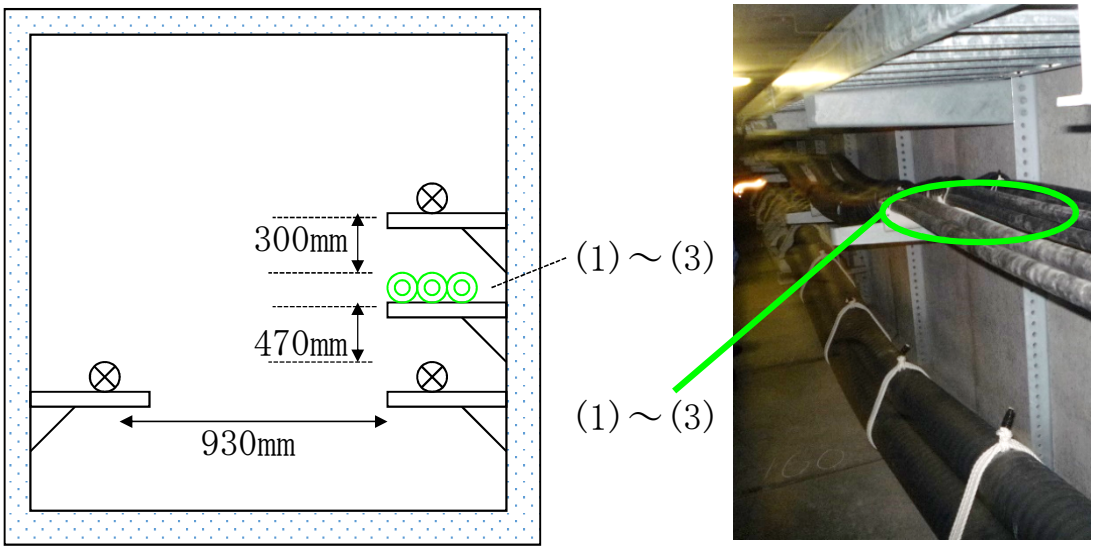


図57-12-6(3)　C-C矢視

※電路全体図は図57-12-2～3参照

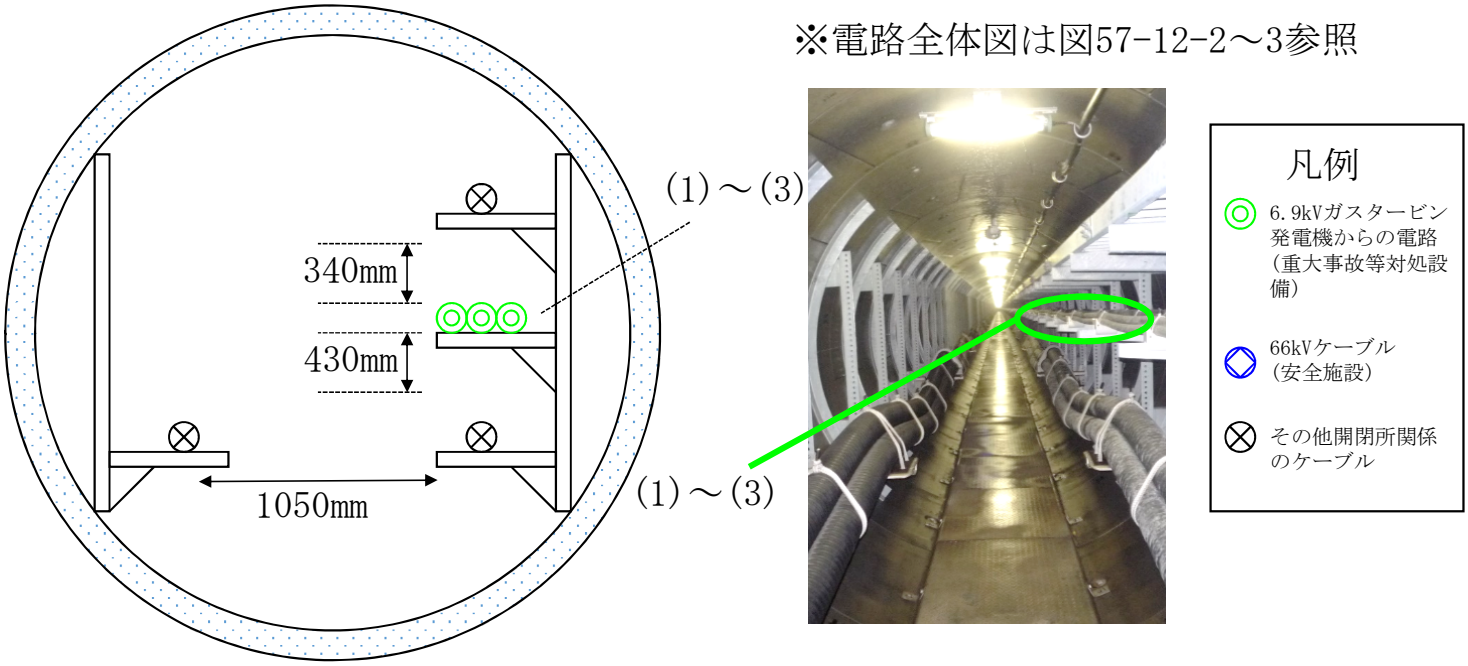


図57-12-6(4)　D-D矢視

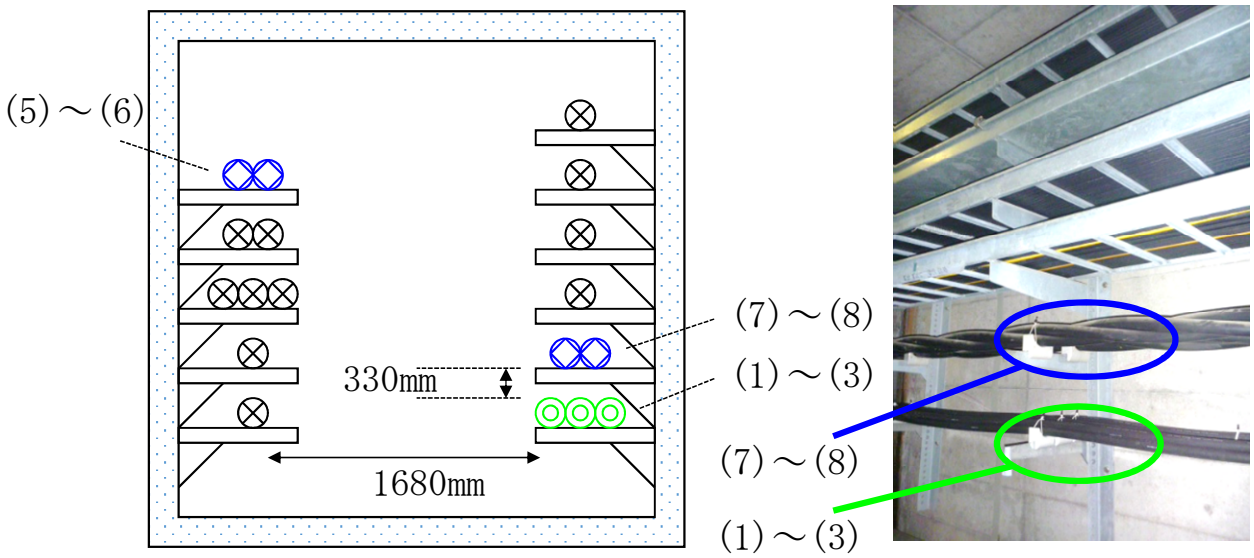


図57-12-6(5)　E-E矢視

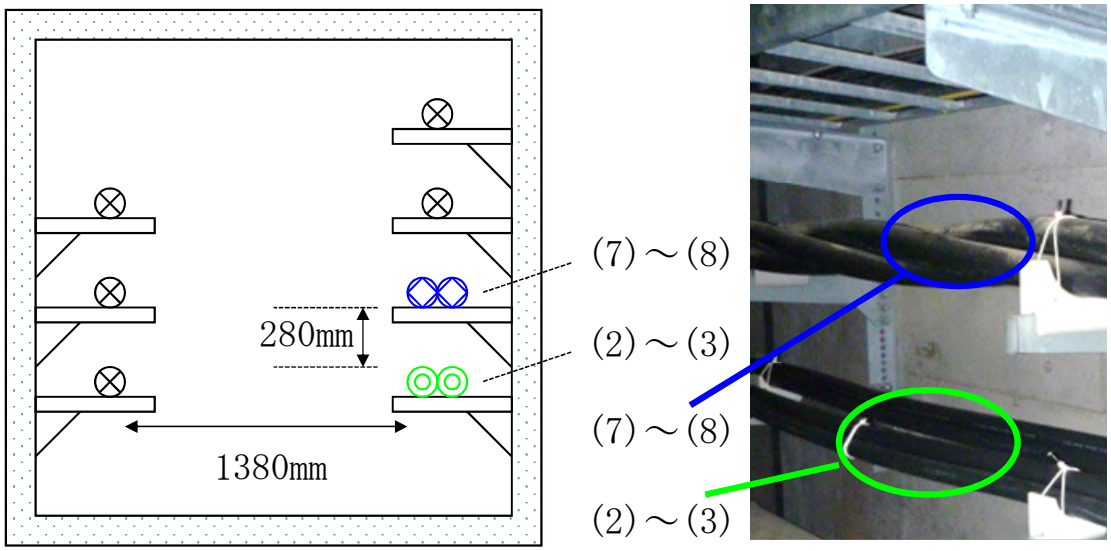


図57-12-6(6)　F-F矢視

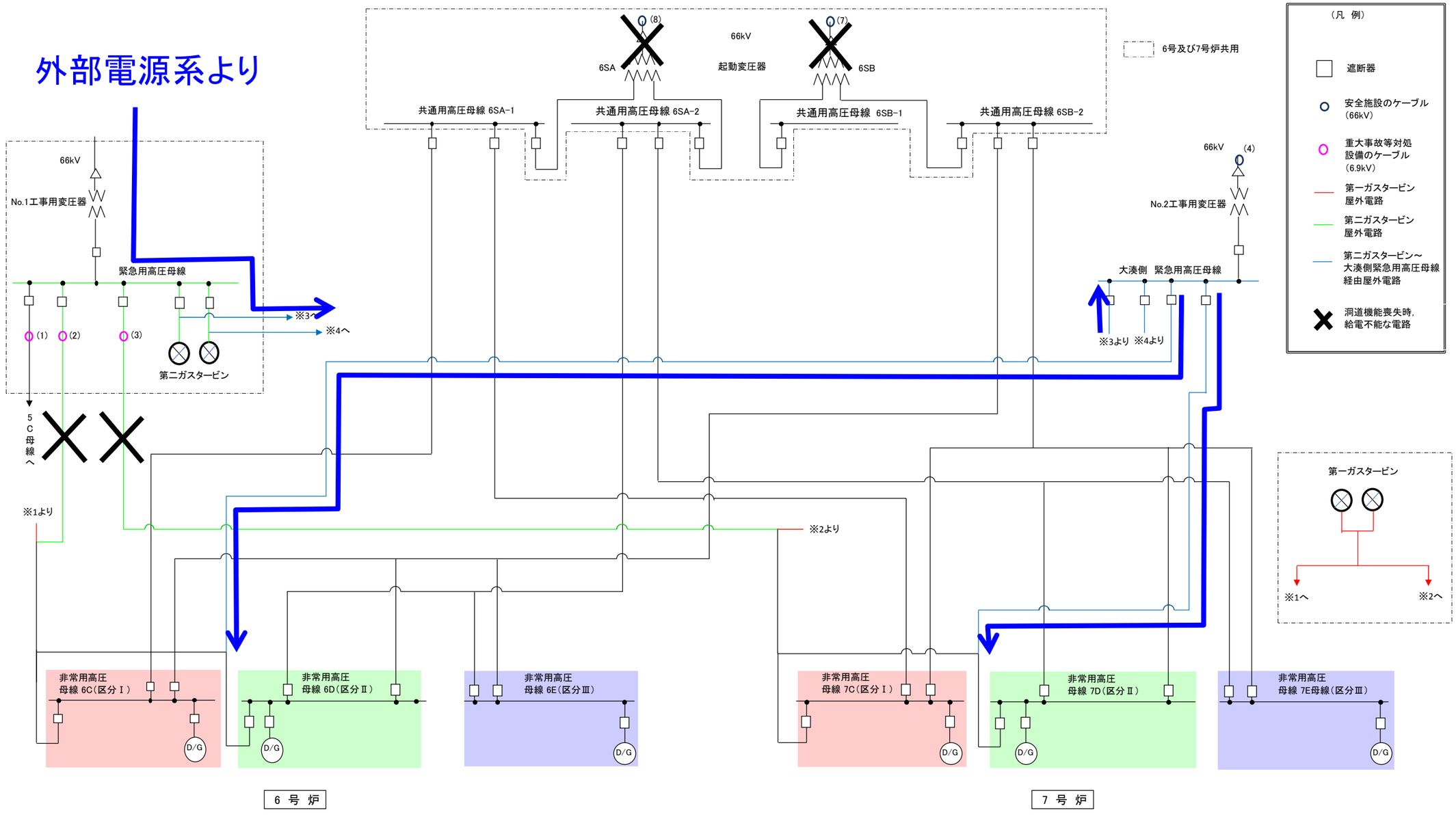


図 57-12-7　洞道機能喪失時の外部電源系からのルート

58-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉圧力容器温度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系熱交換器入口温度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉圧力	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉圧力（ＳＡ）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	Ｂ
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉水位	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉水位（ＳＡ）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					高圧代替注水系系統流量	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉隔離時冷却系系統流量	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					高圧炉心注水系系統流量	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系系統流量	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					復水補給水系流量（原子炉格納容器）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					ドライウェル雰囲気温度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					サプレッション・チェンバ気体温度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					サプレッション・チェンバ・プール水温度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内圧力（D／W）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内圧力（S／C）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					サプレッション・チェンバ・プール水位	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器下部水位	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内水素濃度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		・58-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内水素濃度（ＳＡ）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	Ａ
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	Ｂ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					起動領域モニタ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					平均出力領域モニタ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					復水補給水系温度（代替循環冷却）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					フィルタ装置水位	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	Ｂ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					フィルタ装置入口圧力	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					フィルタ装置出口放射線モニタ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋外	Ａｂ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					フィルタ装置水素濃度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		現場操作（操作スイッチ操作，弁操作）	Ｂｄ，Ｂｆ
			関連資料		・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	Ｂａ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		・58-3　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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					フィルタ装置金属フィルタ差圧	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	Ｂ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					フィルタ装置スクラバ水 pH	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		現場操作（操作スイッチ操作，弁操作）	Ｂｄ，Ｂｆ
			関連資料		・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		・58-3　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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					耐圧強化ベント系放射線モニタ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他 （他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系熱交換器出口温度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉補機冷却水系系統流量	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B，C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分 （ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					復水移送ポンプ吐出圧力	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉建屋水素濃度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					静的触媒式水素再結合器　動作監視装置	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器内酸素濃度	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		・58-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	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		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	Ｂ
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	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		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		・58-6　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（代替対象ＤＢ設備有り）-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備とヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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(代替対象ＤＢ設備有り)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備としゃ断器，ヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	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		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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　配置図	
		第2号	操作性		現場操作	Bd,Bf
			関連資料		・58-3　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		・58-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他（他の設備としゃ断器，ヒューズによる分離を行う）	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		・58-3　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		・58-6　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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		操作不要（ＳＰＤＳ表示装置を除く），現場操作（緊急時対策所，ＳＰＤＳ表示装置，操作スイッチ操作）	対象外，Ｂｄ
			関連資料		・58-3　配置図	
		第 3 号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		通信連絡設備	L
			関連資料		・58-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		操作不要（ＳＰＤＳ表示装置を除く），現場操作（緊急時対策所）（ＳＰＤＳ表示装置）	対象外，Ａａ
			関連資料		・58-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分（ＤＢ施設と同仕様の計測範囲で設計）	B
			関連資料		－	
		第 2 号	共用の禁止		共用する設備	A
			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	（同一機能の設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	・58-2　単線結線図，58-3　配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（可搬）

第58条：計装設備					可搬型計測器	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	Ｂｂ，Ｂｇ
			関連資料		・58-3 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		・58-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	－	対象外
				関連資料	・58-3 配置図	
		第6号	設置場所		現場操作	Ａａ
			関連資料		・58-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備（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）計測用として6号炉，7号炉それぞれ1セット23個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として23個（6号及び7号炉共用）の合計69個）	C
			関連資料		・58-9 可搬型計測器について	
		第2号	可搬SAの接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		・58-9 可搬型計測器について	
		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		・58-3 配置図，58-9 可搬型計測器について	
		第5号	保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	Ａｂ
			関連資料		・58-3 配置図	
		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		・58-9 可搬型計測器について	
		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・緩和以外（代替するＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	サポート系なし	対象外
				関連資料	－	

58-2
単線結線図

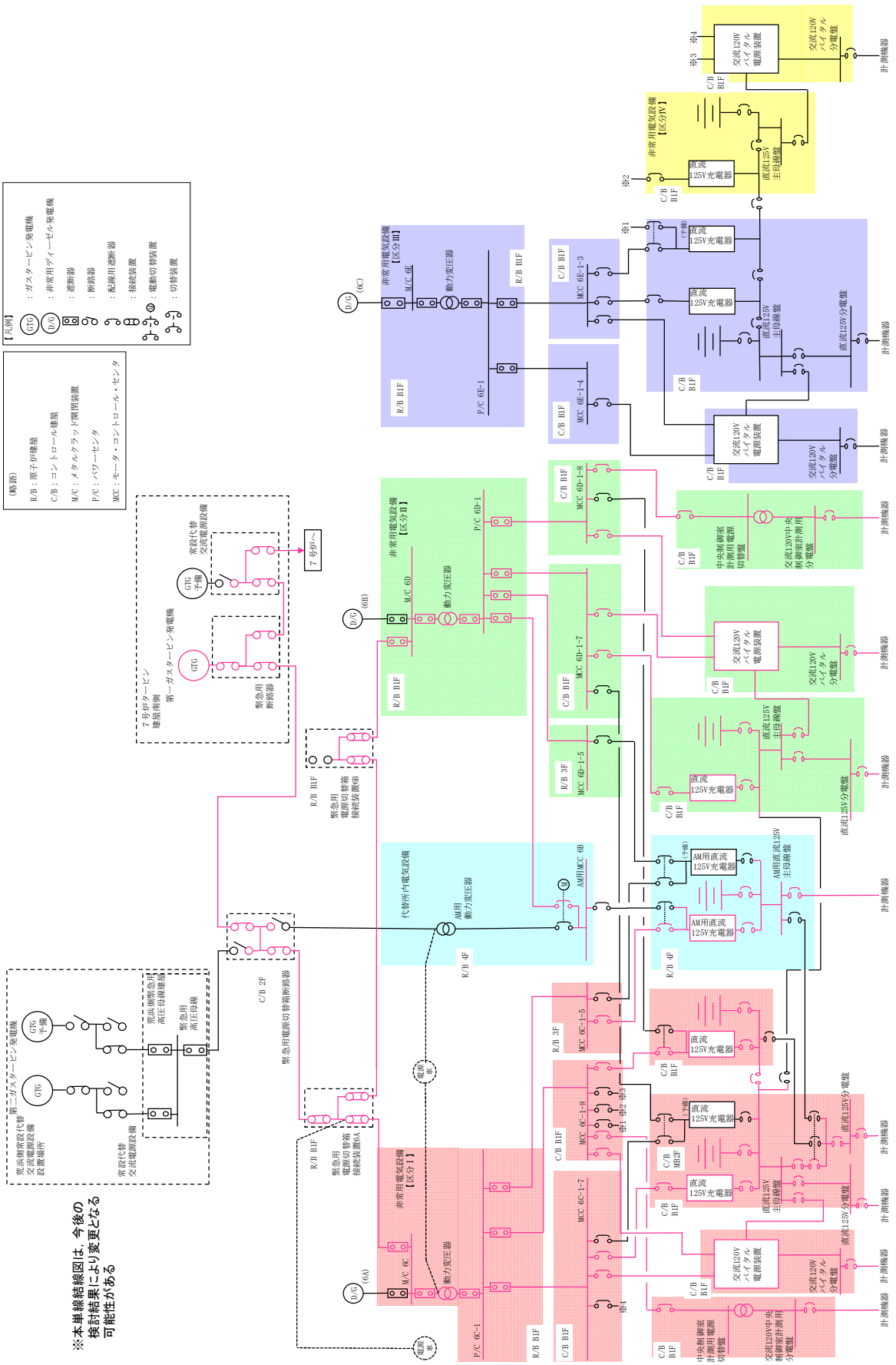


図 58-2-1　単線結線図（6 号炉）

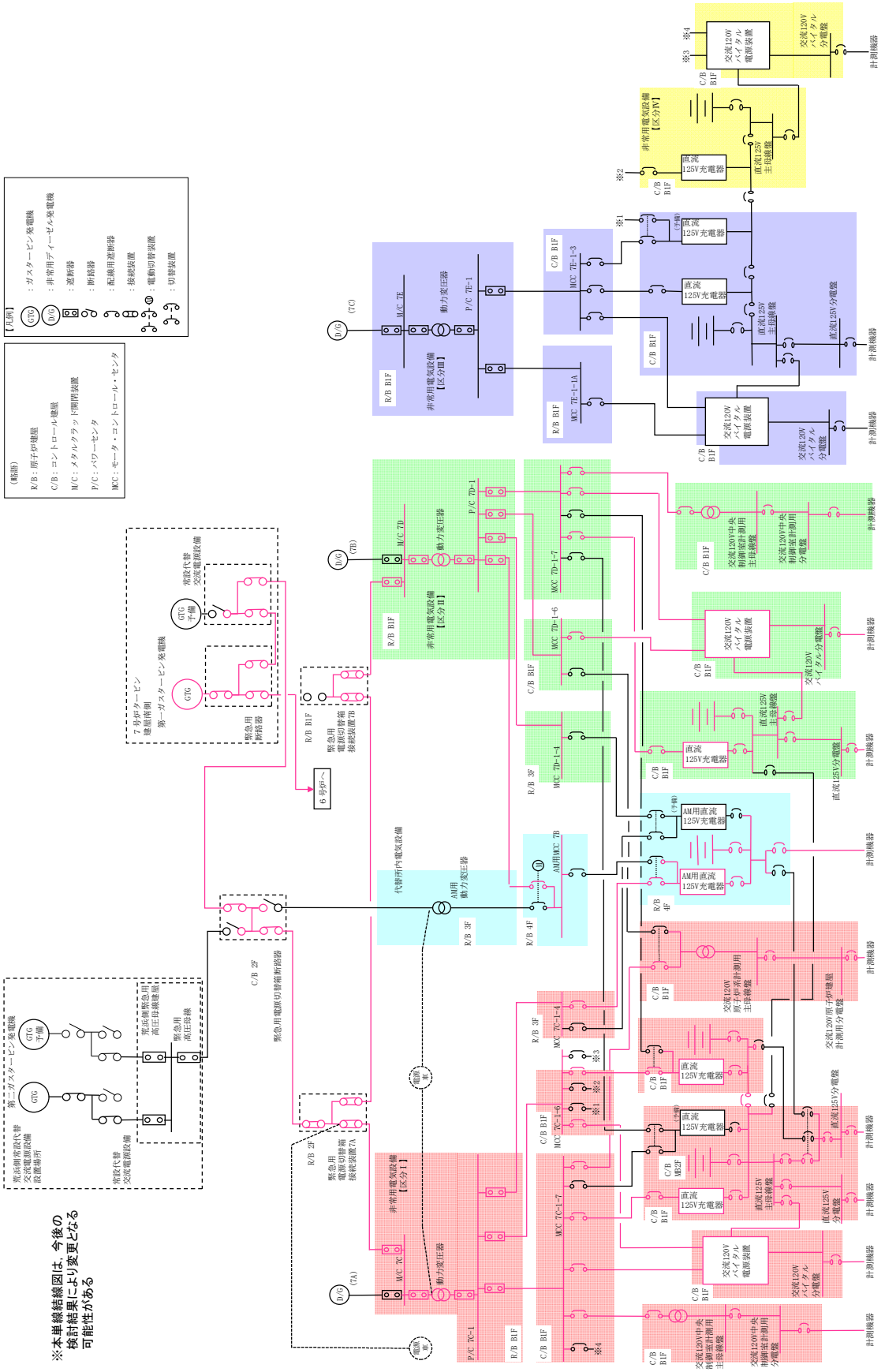


図 58-2-2　単線結線図（7 号炉）

58-3
配置図

表 58-3-1　配置図一覧表（6 号炉）

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
原子炉水位（ＳＡ）	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系流量（原子炉格納容器）	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-2, 3
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-2, 7
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-8
格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	図 58-3-4, 6
格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ）	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
復水補給水系温度（代替循環冷却）	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
フィルタ装置水位	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）	図 58-3-13
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外（原子炉建屋屋上）	図 58-3-13
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）	図 58-3-13
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）	図 58-3-13
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階, タービン建屋地下 2 階	図 58-3-1, 10
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 2, 3 階	図 58-3-1, 2
復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
	原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階,　地上 2 階	図 58-3-2, 3, 6
静的触媒式水素再結合器　動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
データ伝送装置	コントロール建屋地上 1 階	図 58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	3 号炉原子炉建屋地上 2 階，免震重要棟地上 1 階	図 58-3-28, 29
SPDS 表示装置	3 号炉原子炉建屋地上 2 階，免震重要棟地上 1, 2 階	図 58-3-28, 29, 30
可搬型計測器（6 号炉）	コントロール建屋地上 2 階	図 58-3-31
可搬型計測器（6 号及び 7 号炉共用）	3 号炉原子炉建屋地上 2 階	図 58-3-28

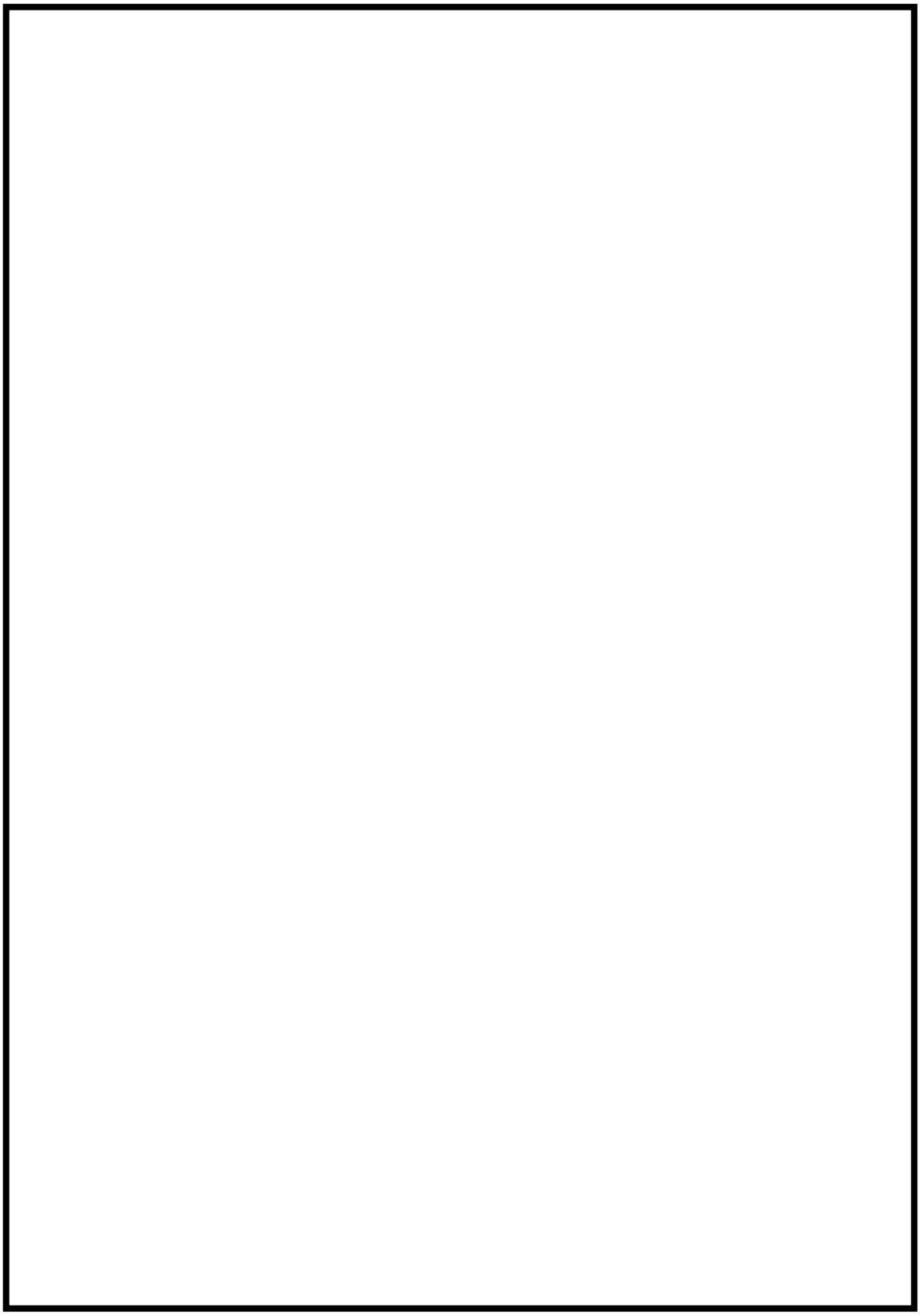


図 58-3-1　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 3 階）

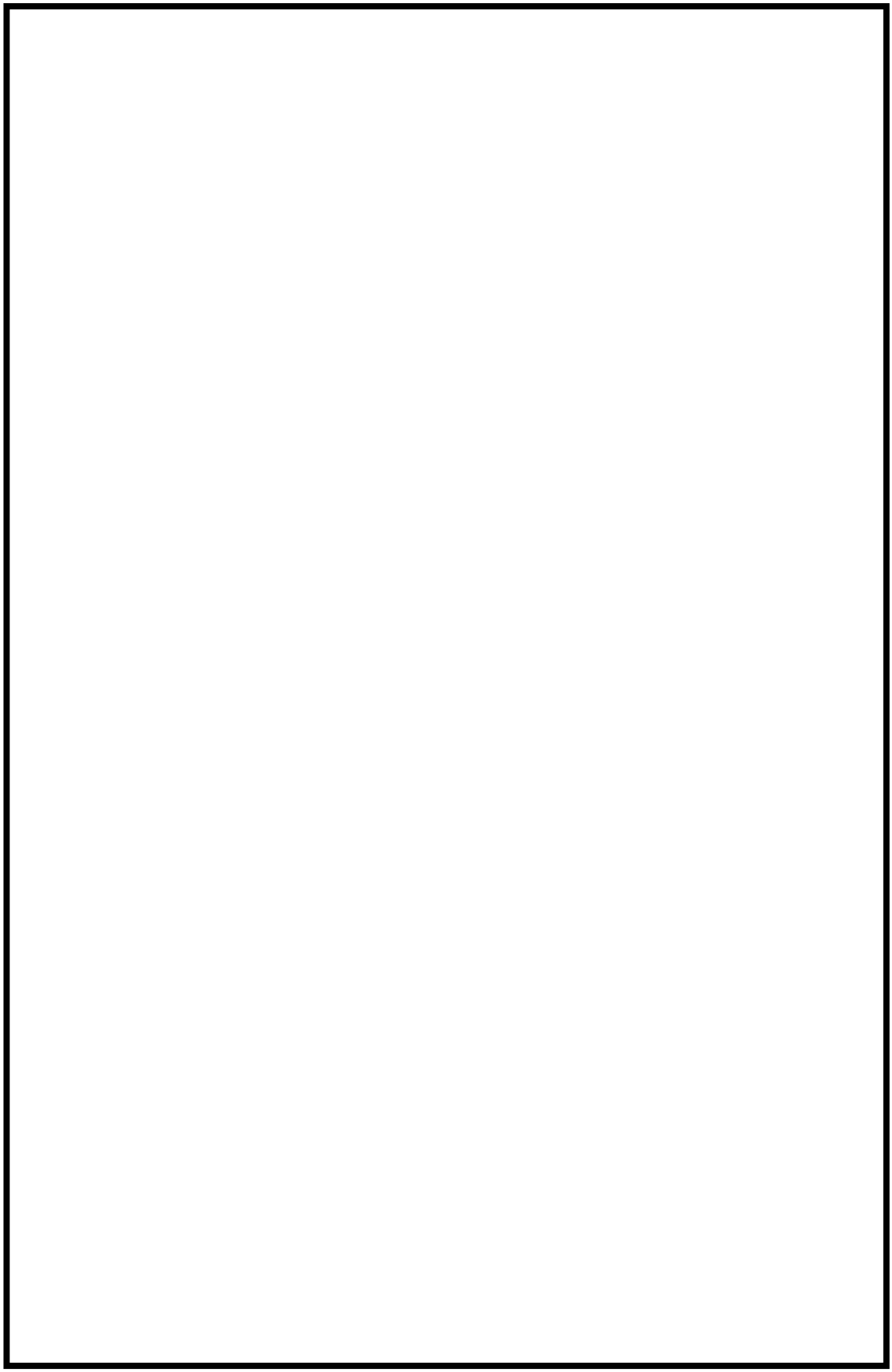


図 58-3-2　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 2 階及び地下中 2 階）

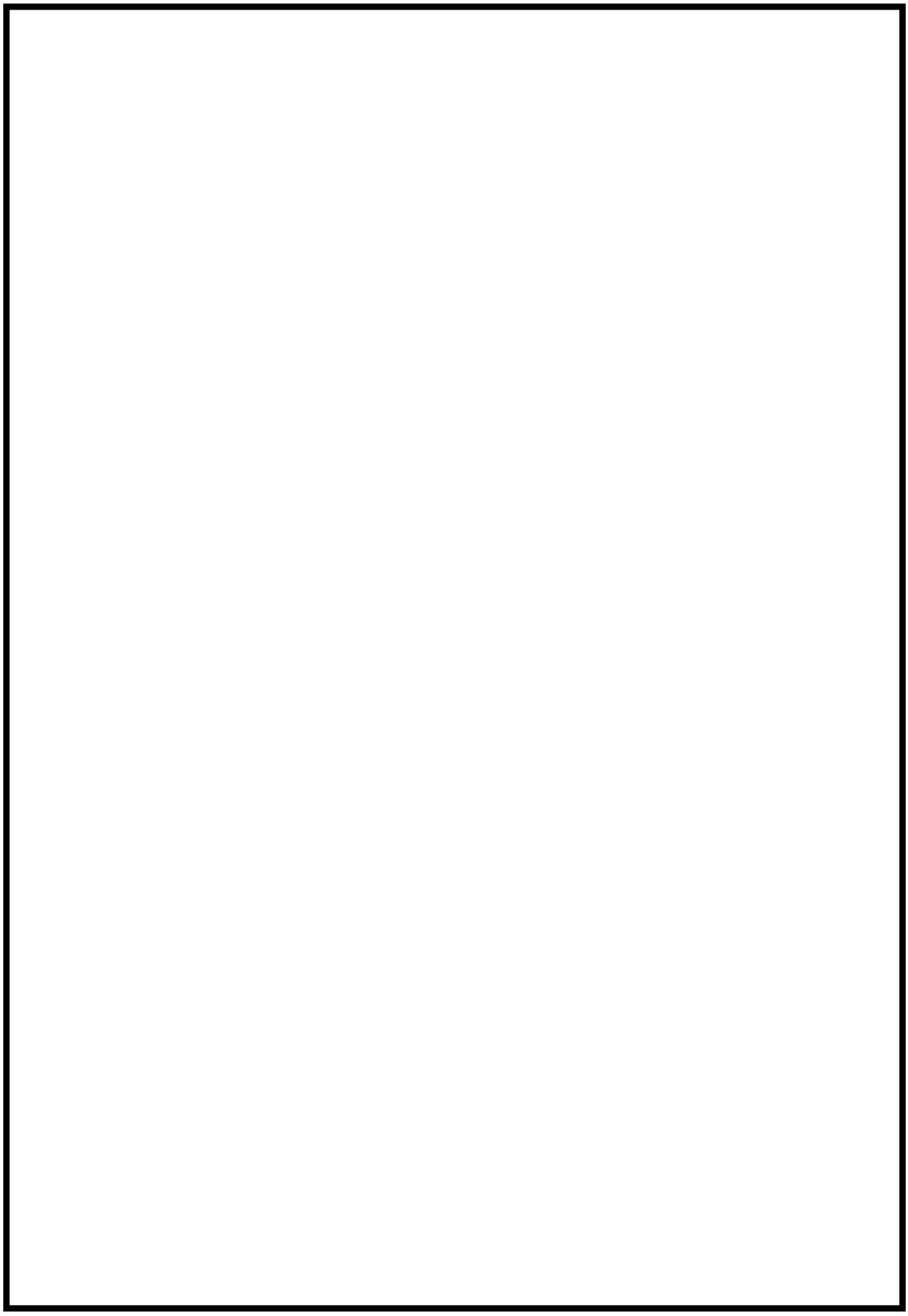


図 58-3-3　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

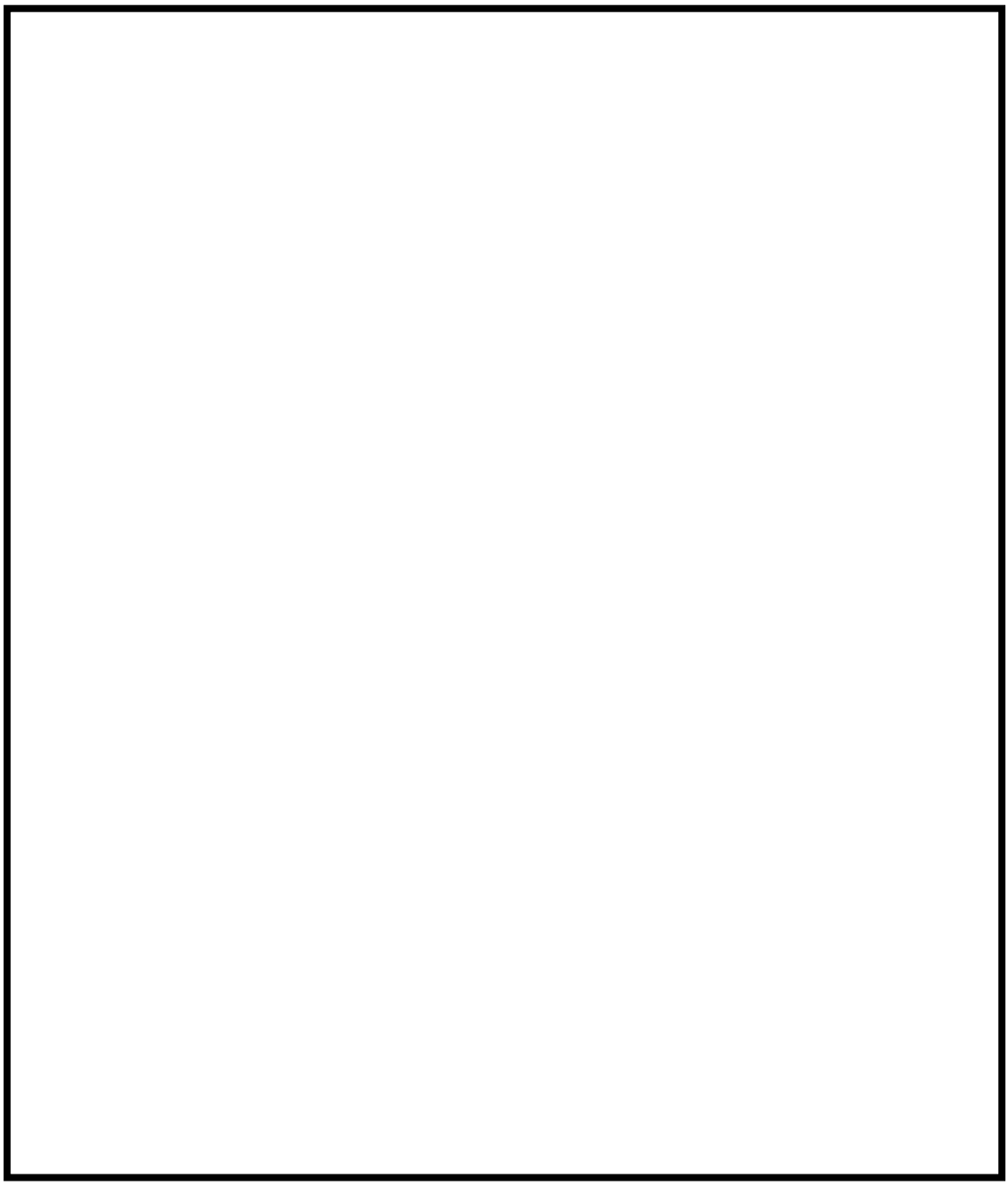


図 58-3-4　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下中 1 階）

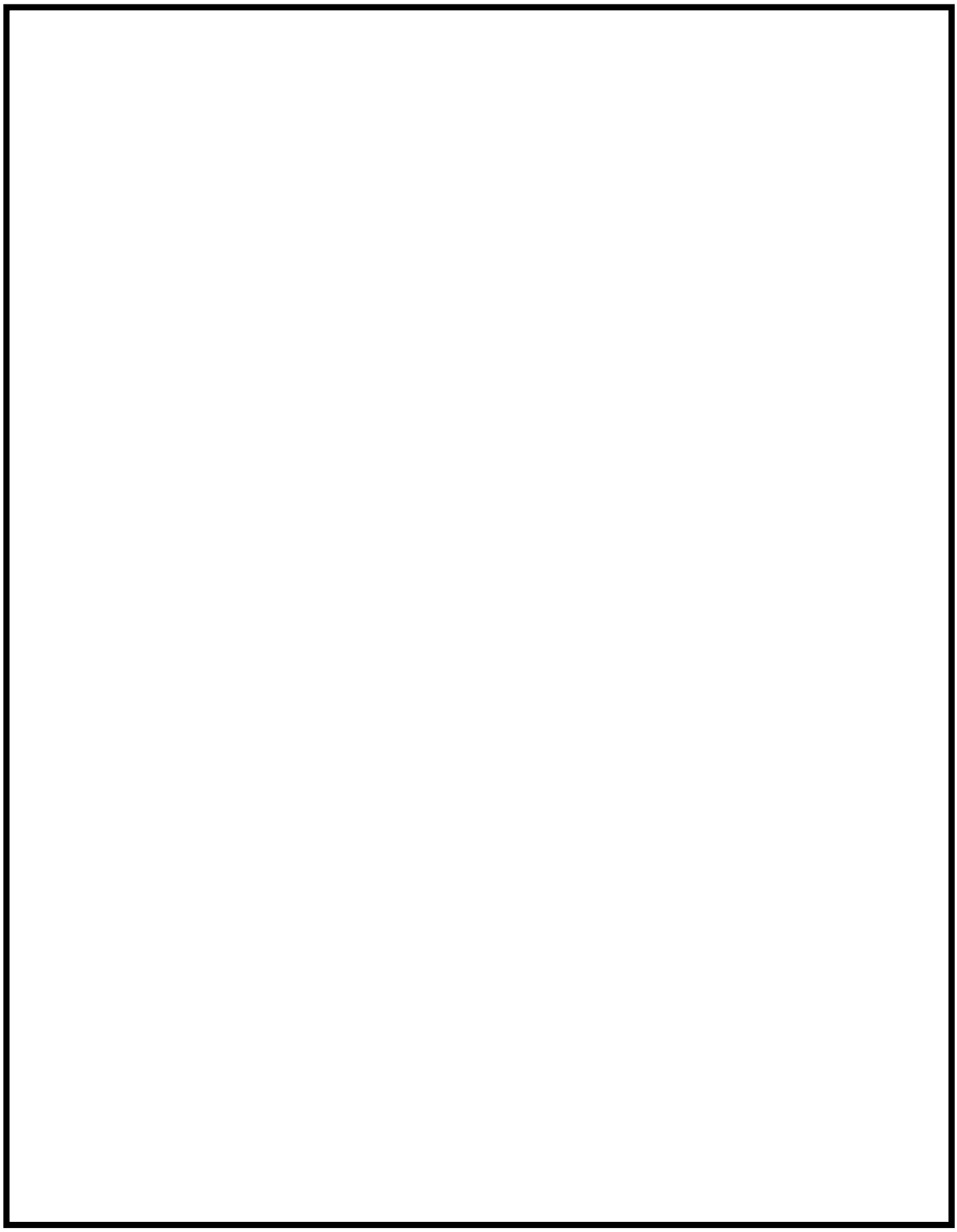


図 58-3-5　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

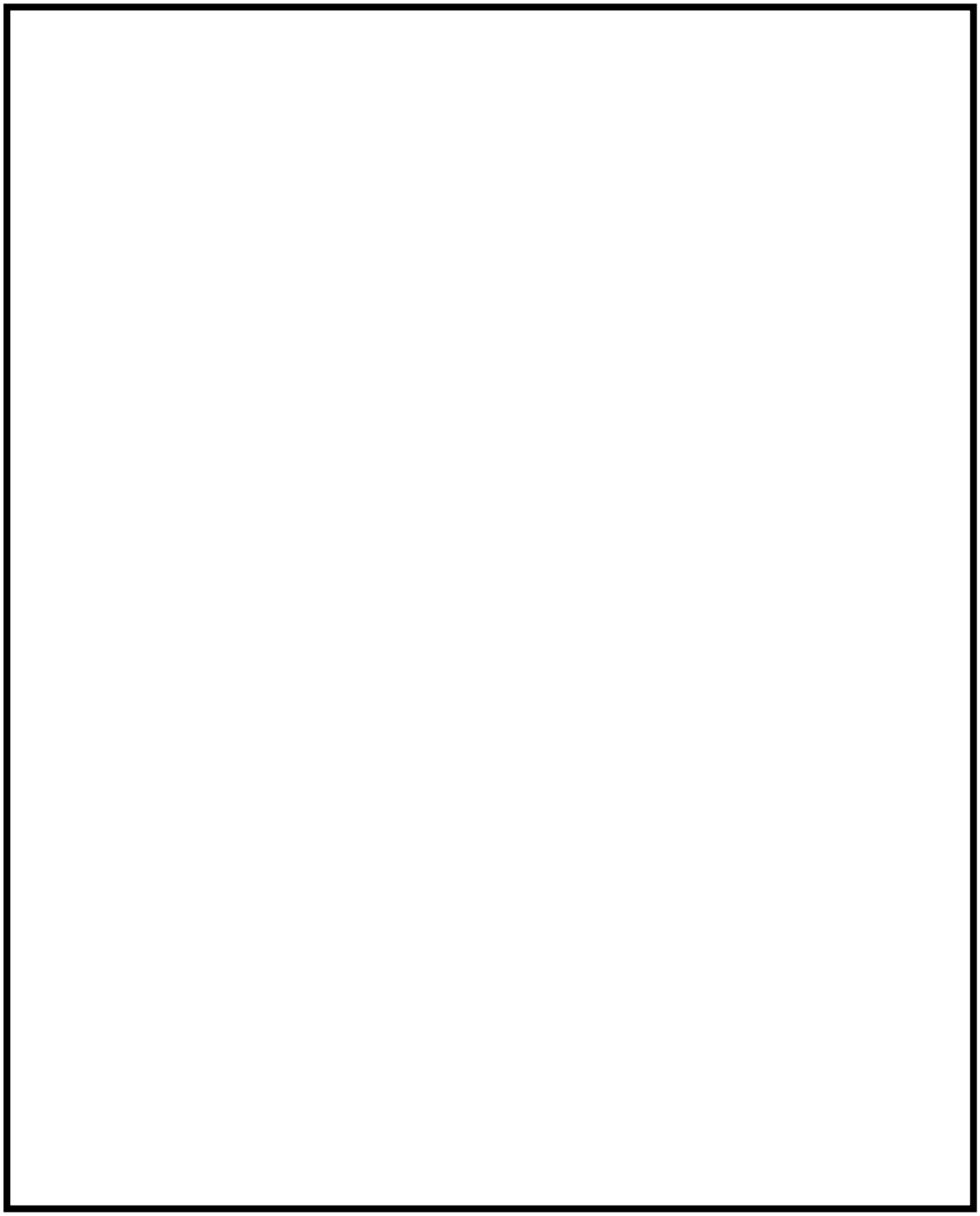


図 58-3-6　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

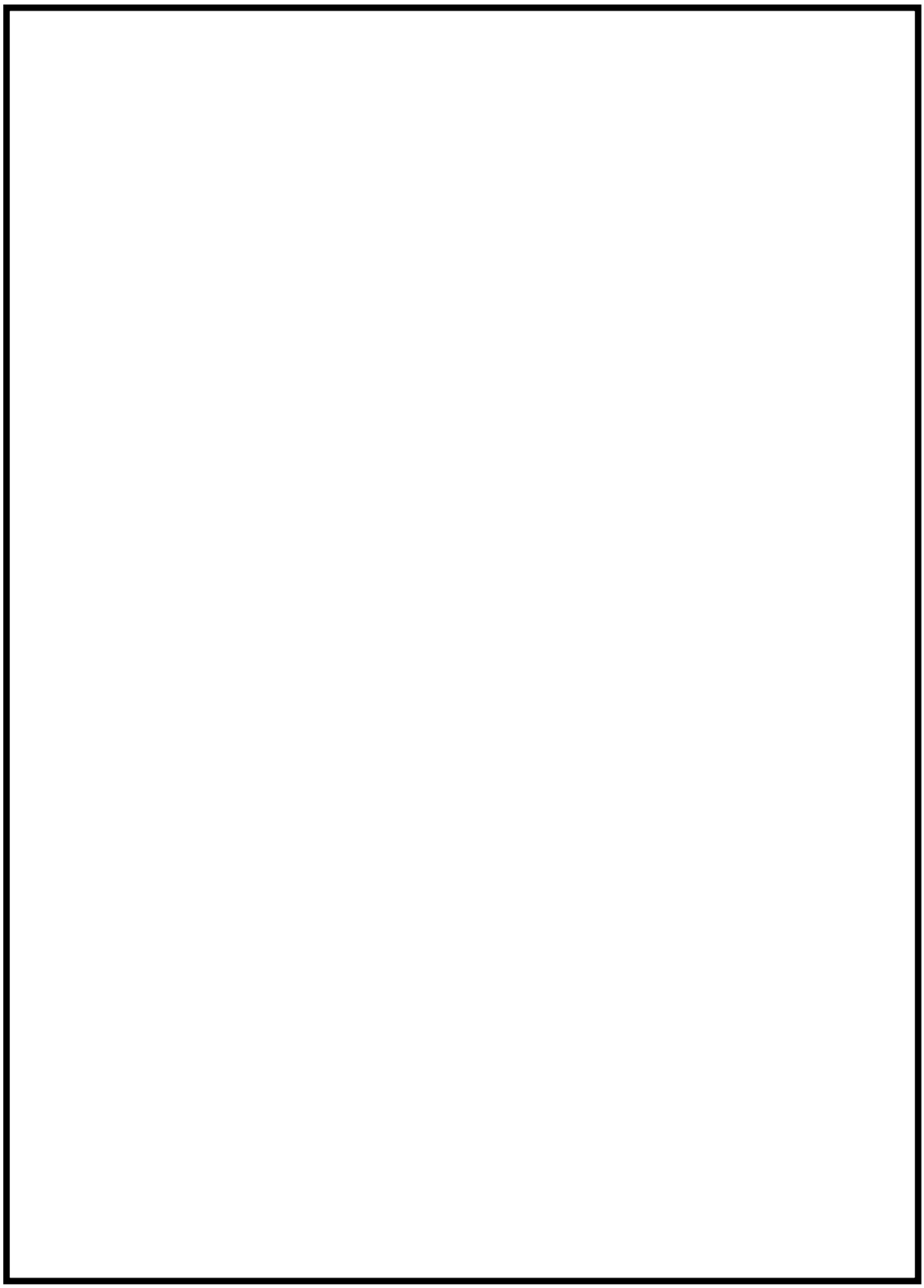


図 58-3-7　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

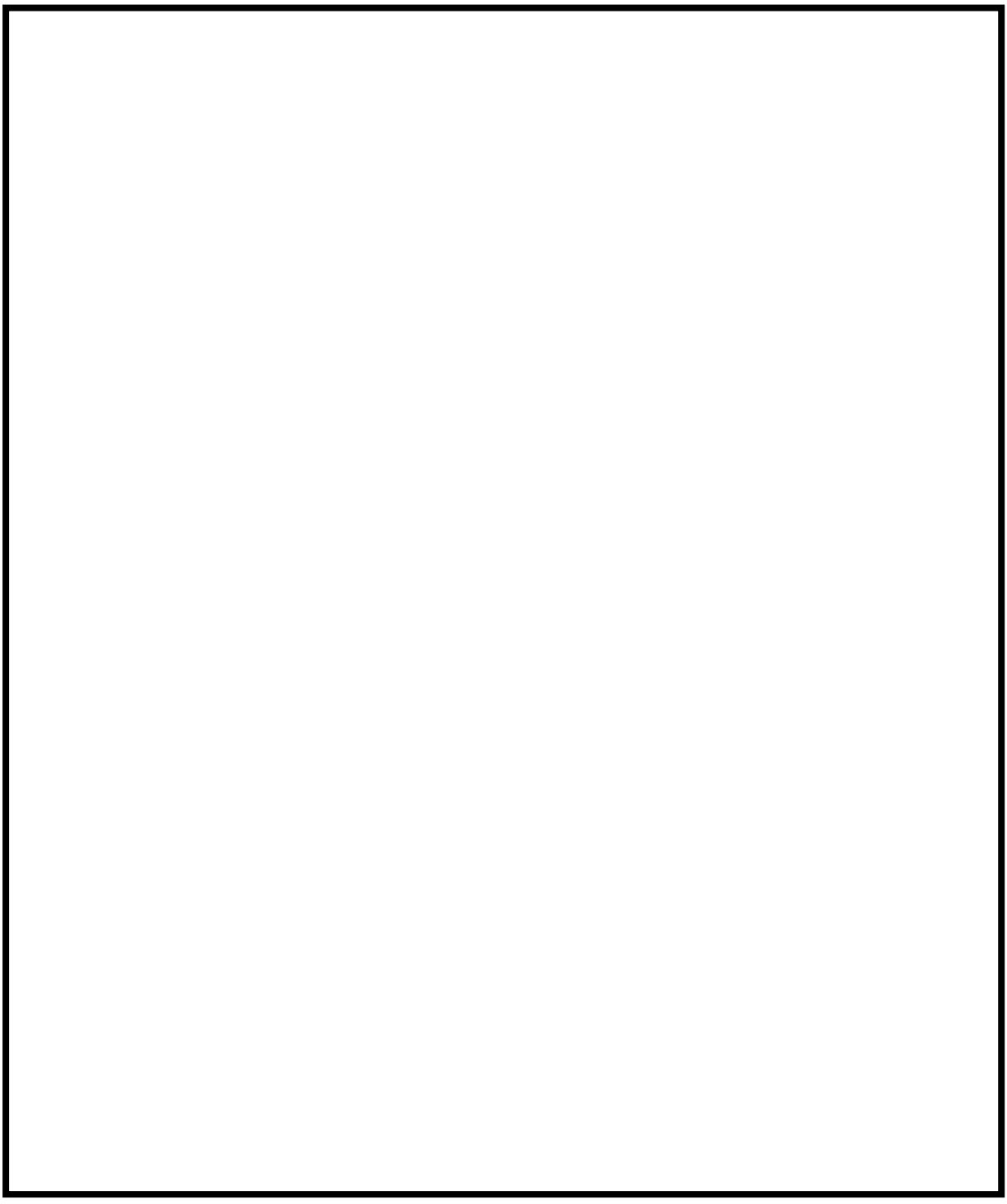


図 58-3-8　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上中 3 階）

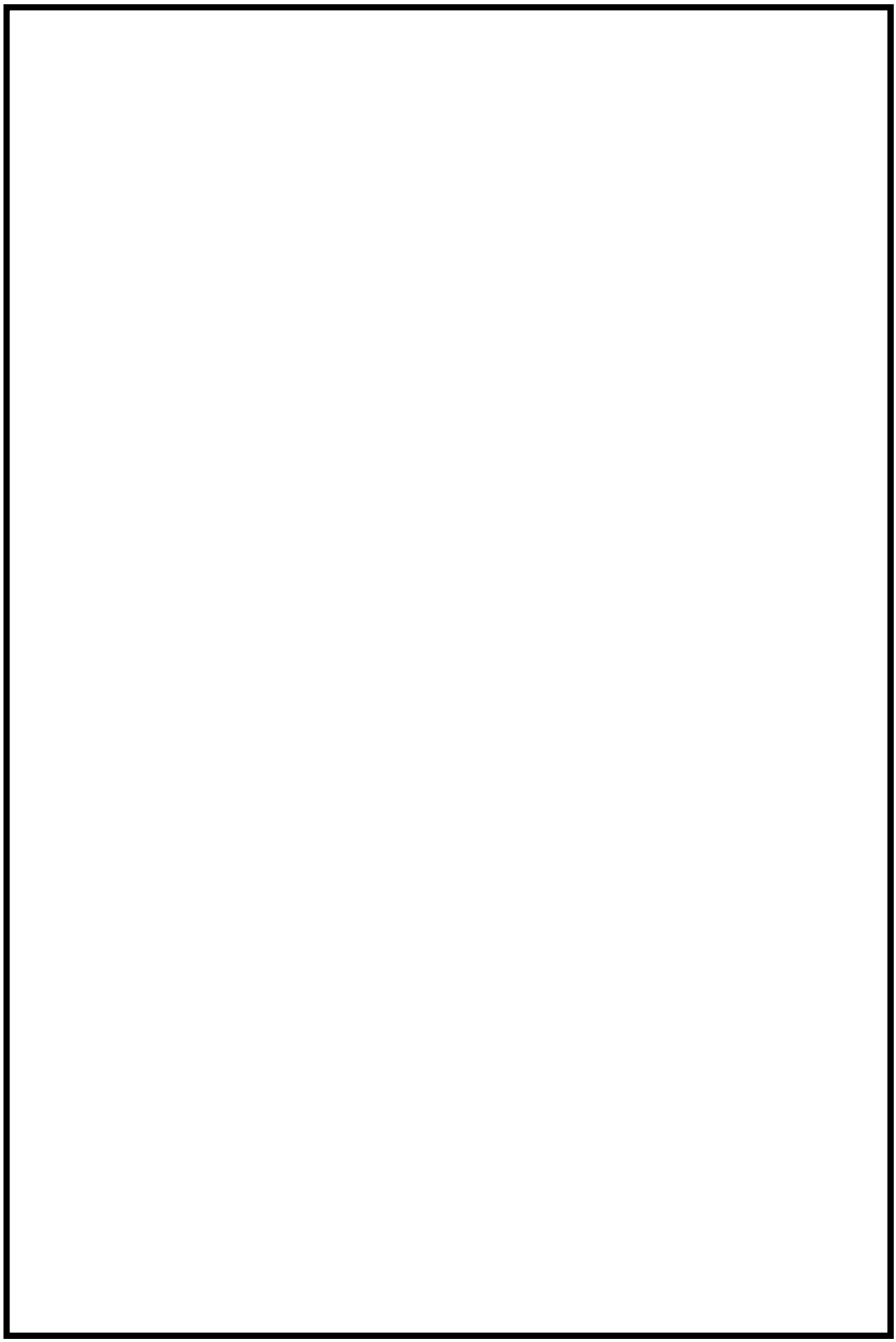


図 58-3-9　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 4 階）

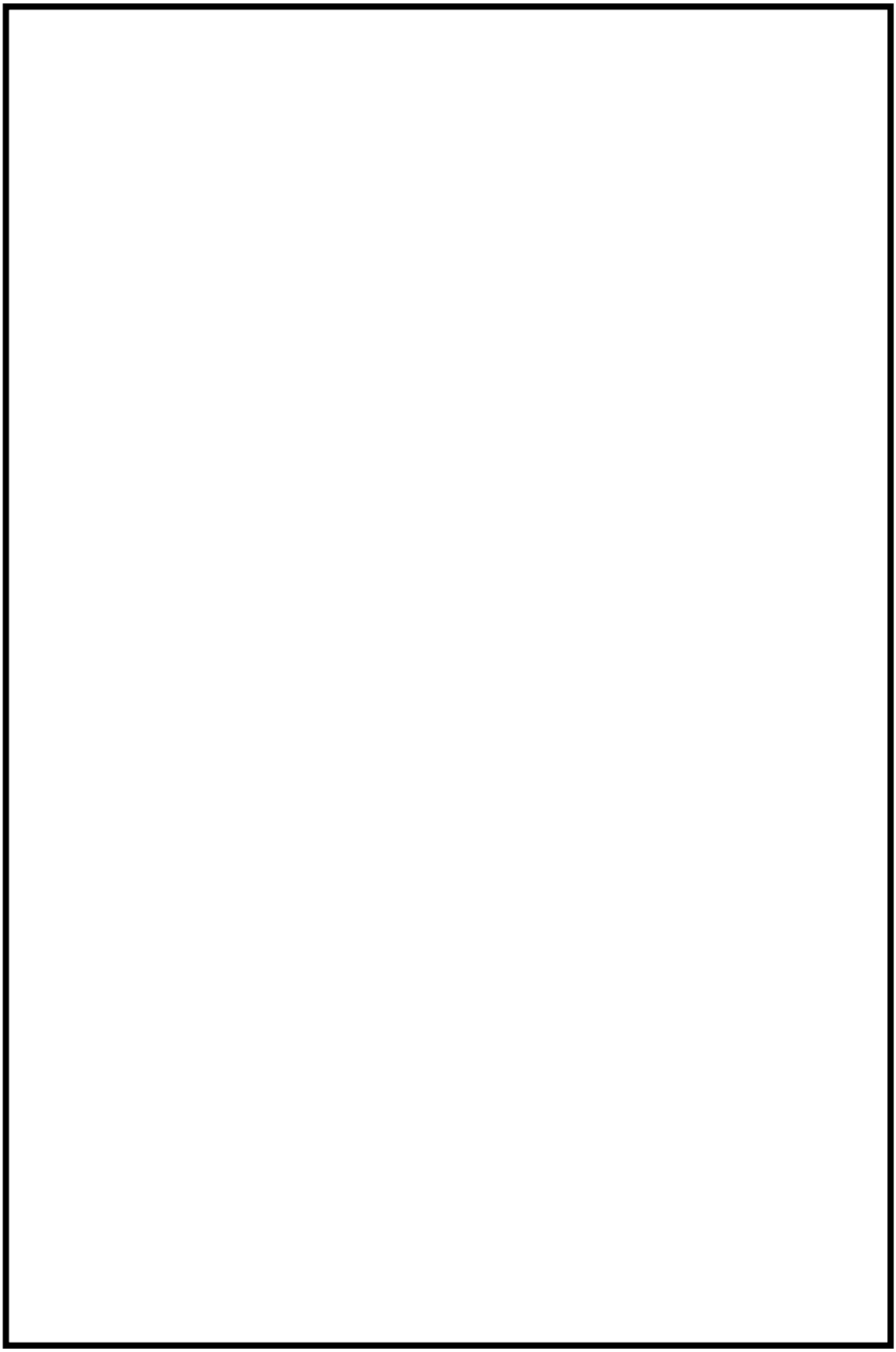


図 58-3-10　機器配置図（6 号炉　タービン建屋地下 2 階）

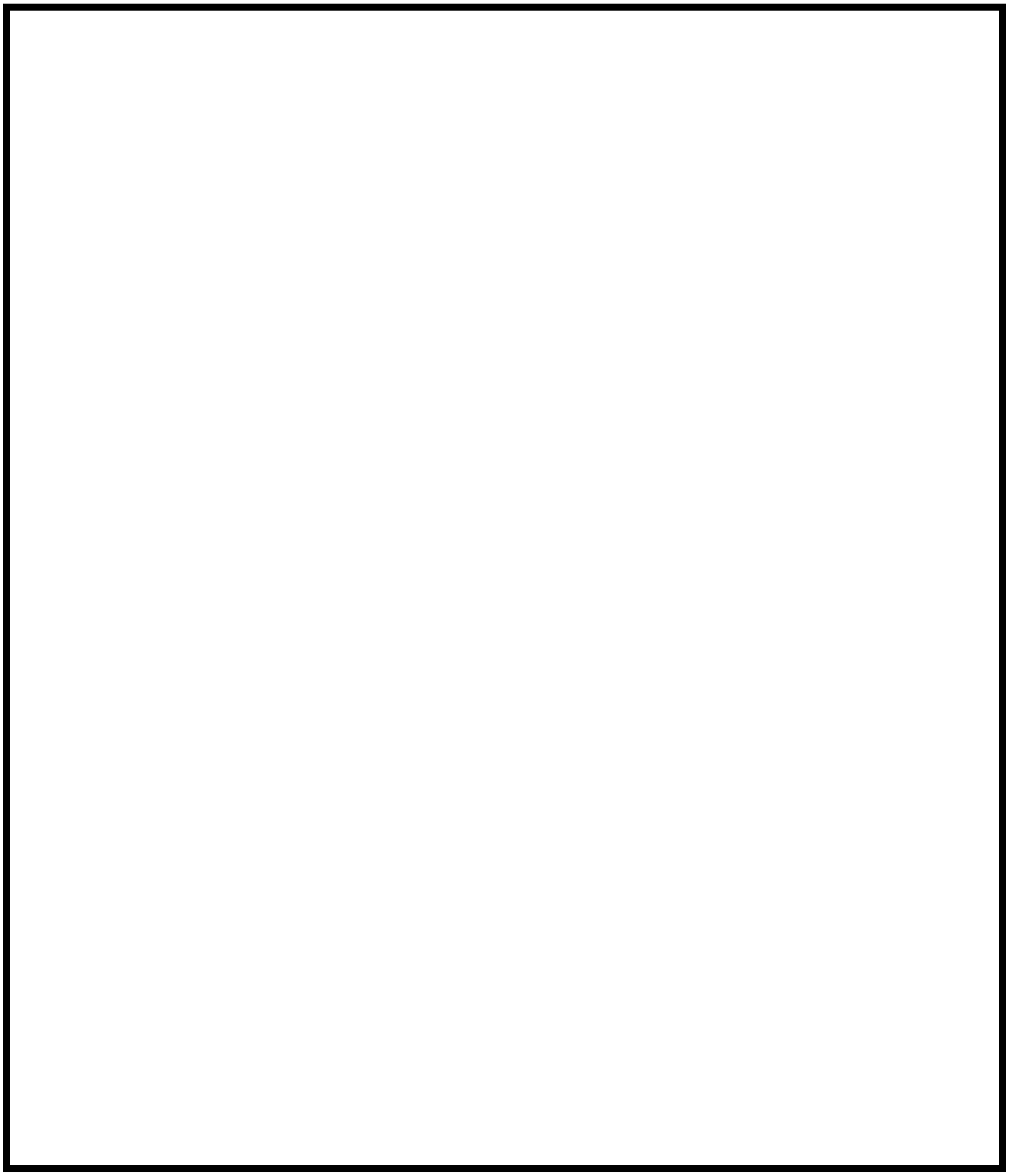


図 58-3-11　機器配置図（廃棄物処理建屋地下 3 階）

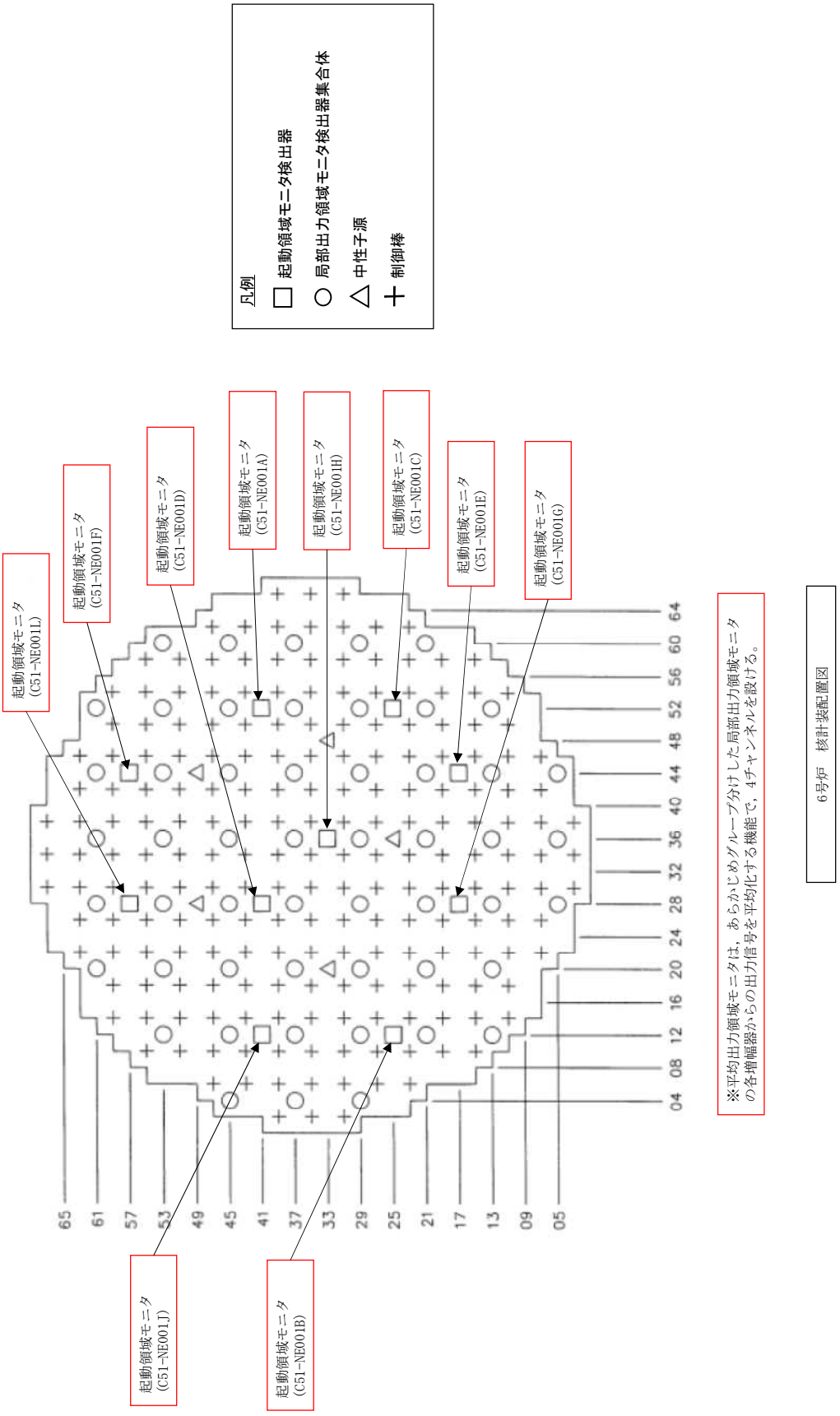


図 58-3-12　機器配置図（6 号炉　核計装配置図）

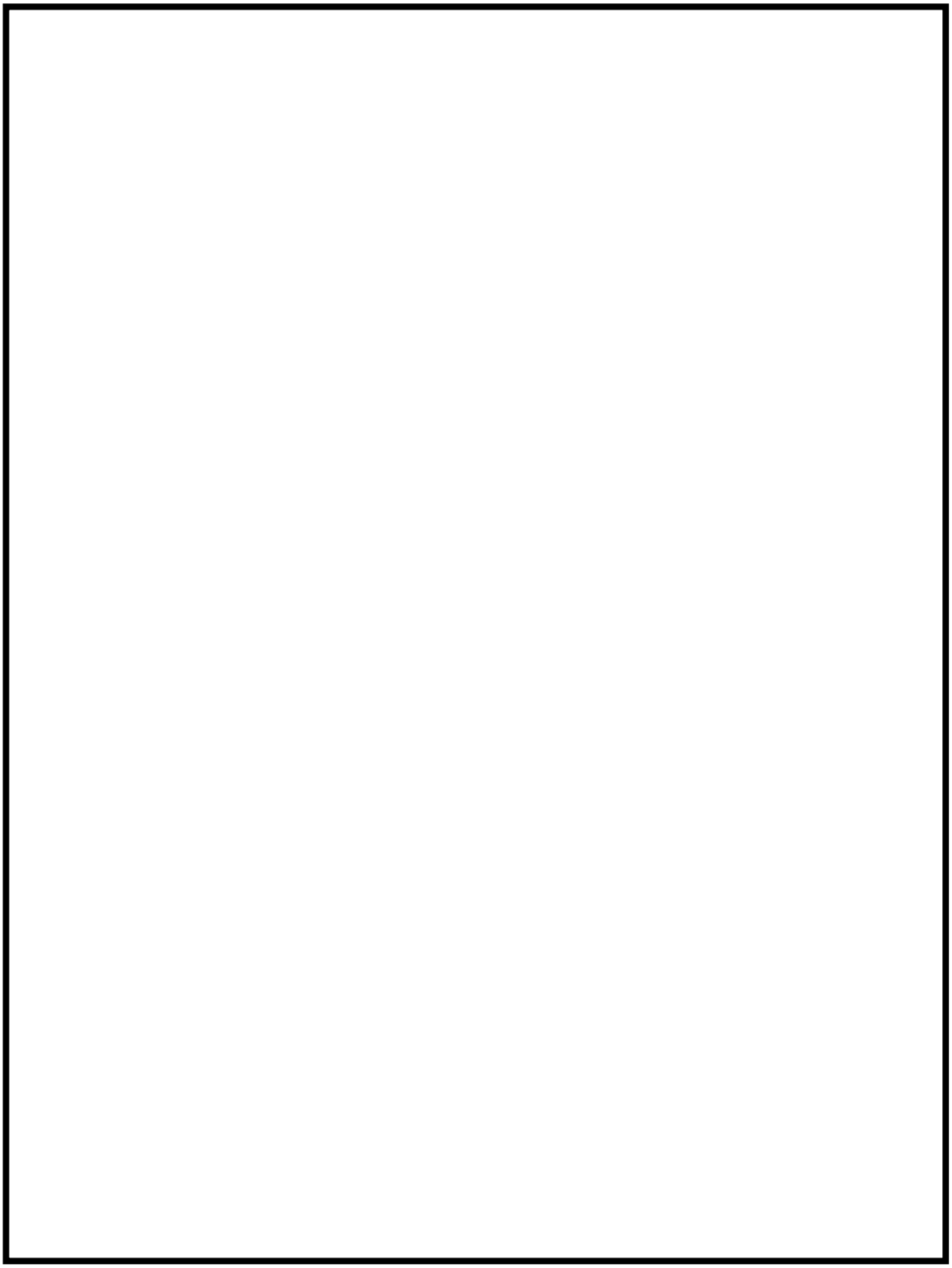


図 58-3-13　機器配置図（6 号炉　屋外）

表 58-3-2　配置図一覧表（7 号炉）

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-14, 16
原子炉水位（ＳＡ）	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-15, 16
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	原子炉建屋地下 1 階，地上 1 階	図 58-3-16, 17
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量（原子炉格納容器）	原子炉建屋地下 2 階，地上 1 階	図 58-3-15, 17
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14, 19
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 17
格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ）	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
復水補給水系温度（代替循環冷却）	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
フィルタ装置水位	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）	図 58-3-26
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外（原子炉建屋屋上）	図 58-3-26
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）	図 58-3-26
フィルタ装置スクラバ水pH	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）	図 58-3-26
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉補機冷却水系系統流量	タービン建屋地下 1, 2 階	図 58-3-22, 23
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
	原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階，地上 2 階	図 58-3-15, 16, 18
静的触媒式水素再結合器　動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
データ伝送装置	コントロール建屋地上 1 階	図 58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	3 号炉原子炉建屋地上 2 階，免震重要棟地上 1 階	図 58-3-28, 29
SPDS 表示装置	3 号炉原子炉建屋地上 2 階，免震重要棟地上 1, 2 階	図 58-3-28, 29, 30
可搬型計測器（7 号炉）	コントロール建屋地上 2 階	図 58-3-31
可搬型計測器（6 号及び 7 号炉共用）	3 号炉原子炉建屋地上 2 階	図 58-3-28

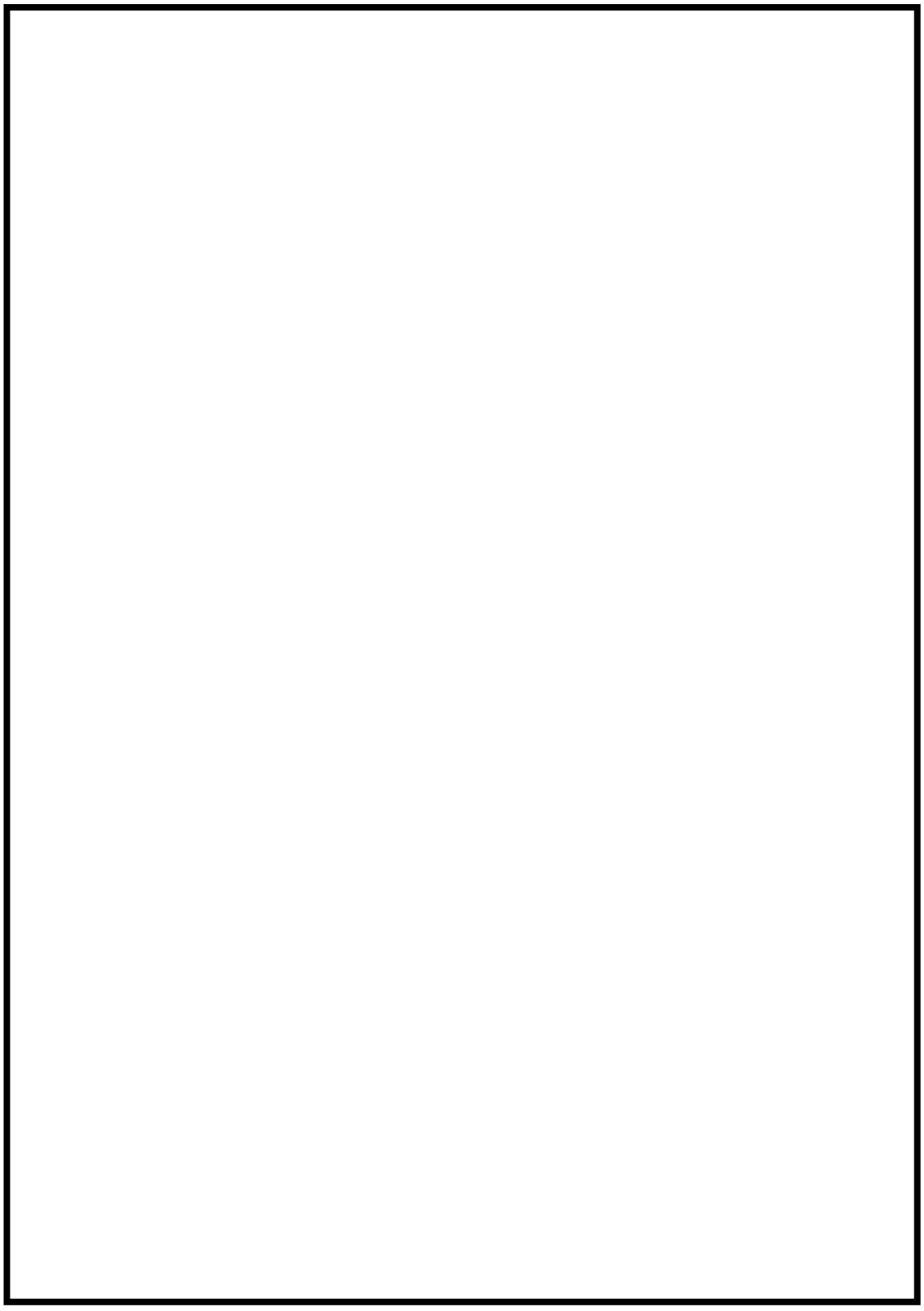


図 58-3-14　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 3 階）

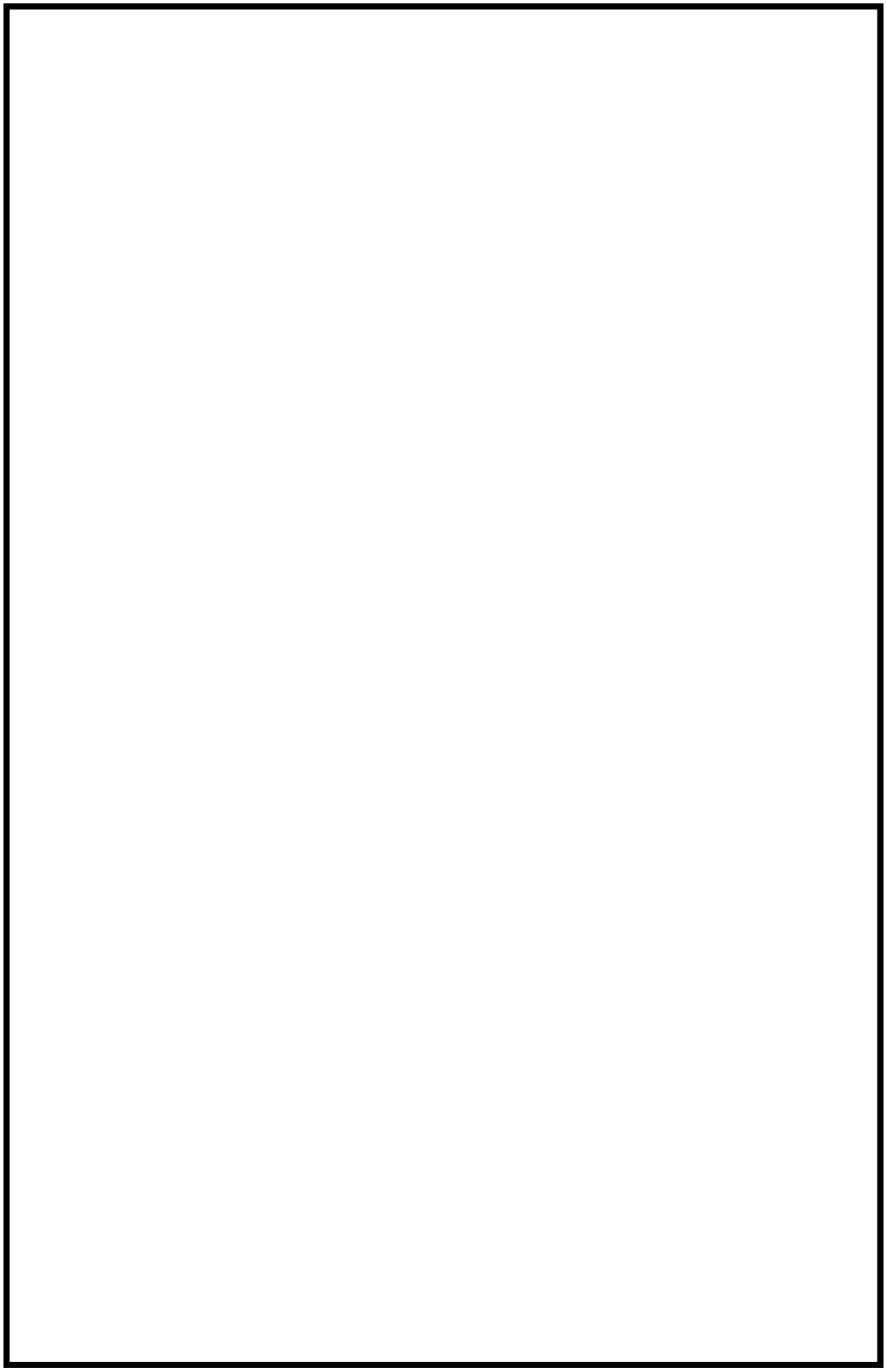


図 58-3-15　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 2 階及び地下中 2 階）

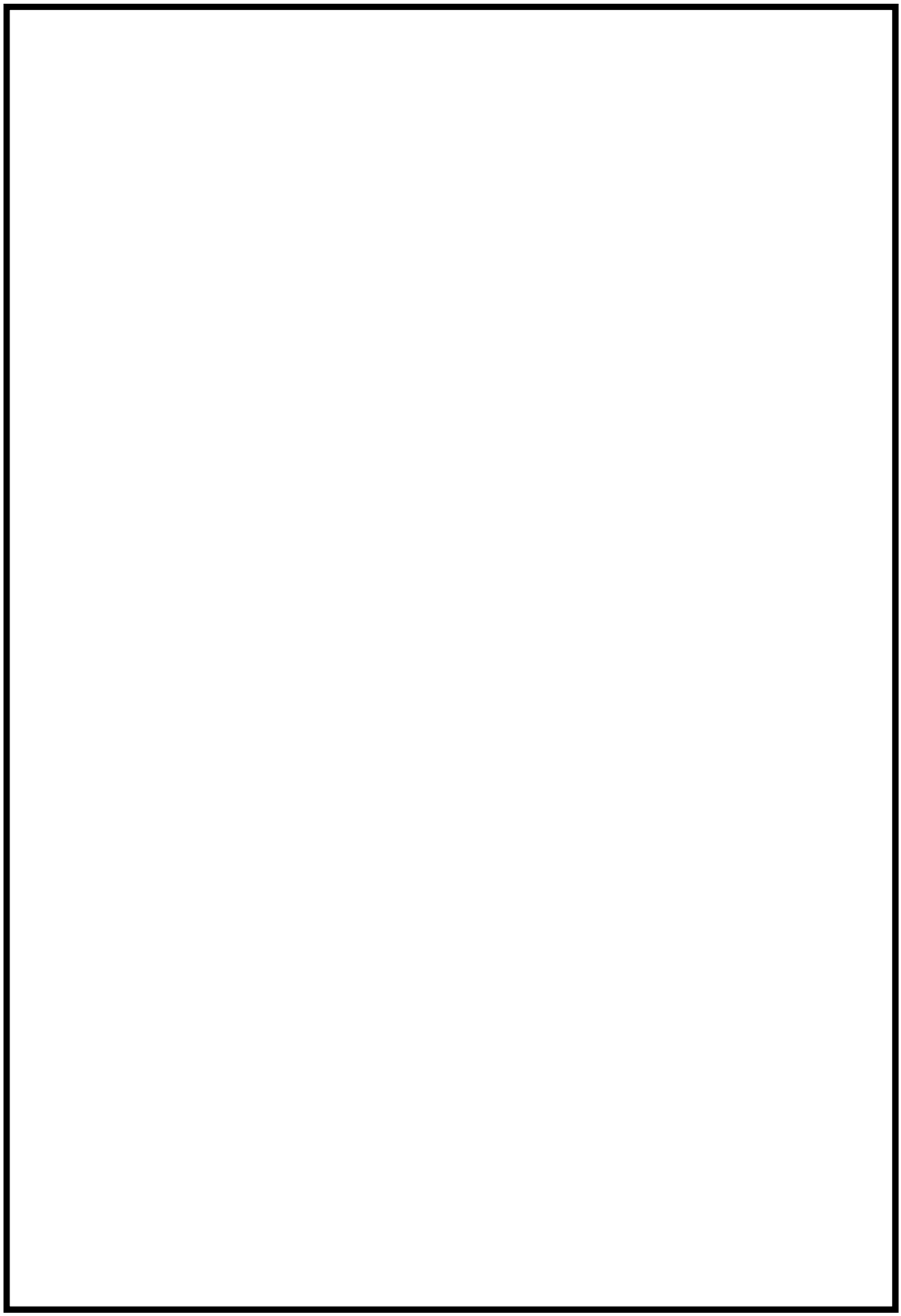


図 58-3-16　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

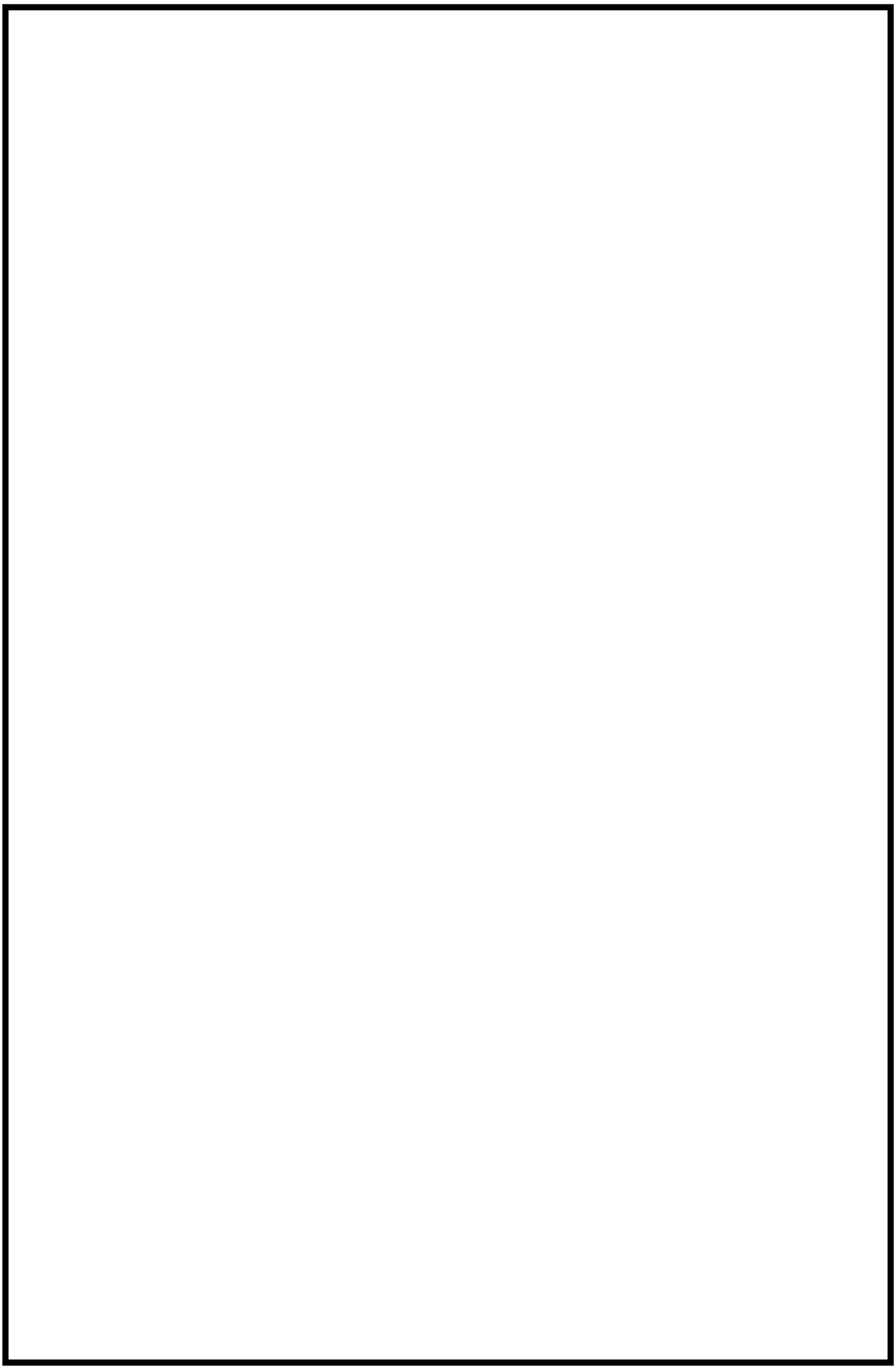


図 58-3-17　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

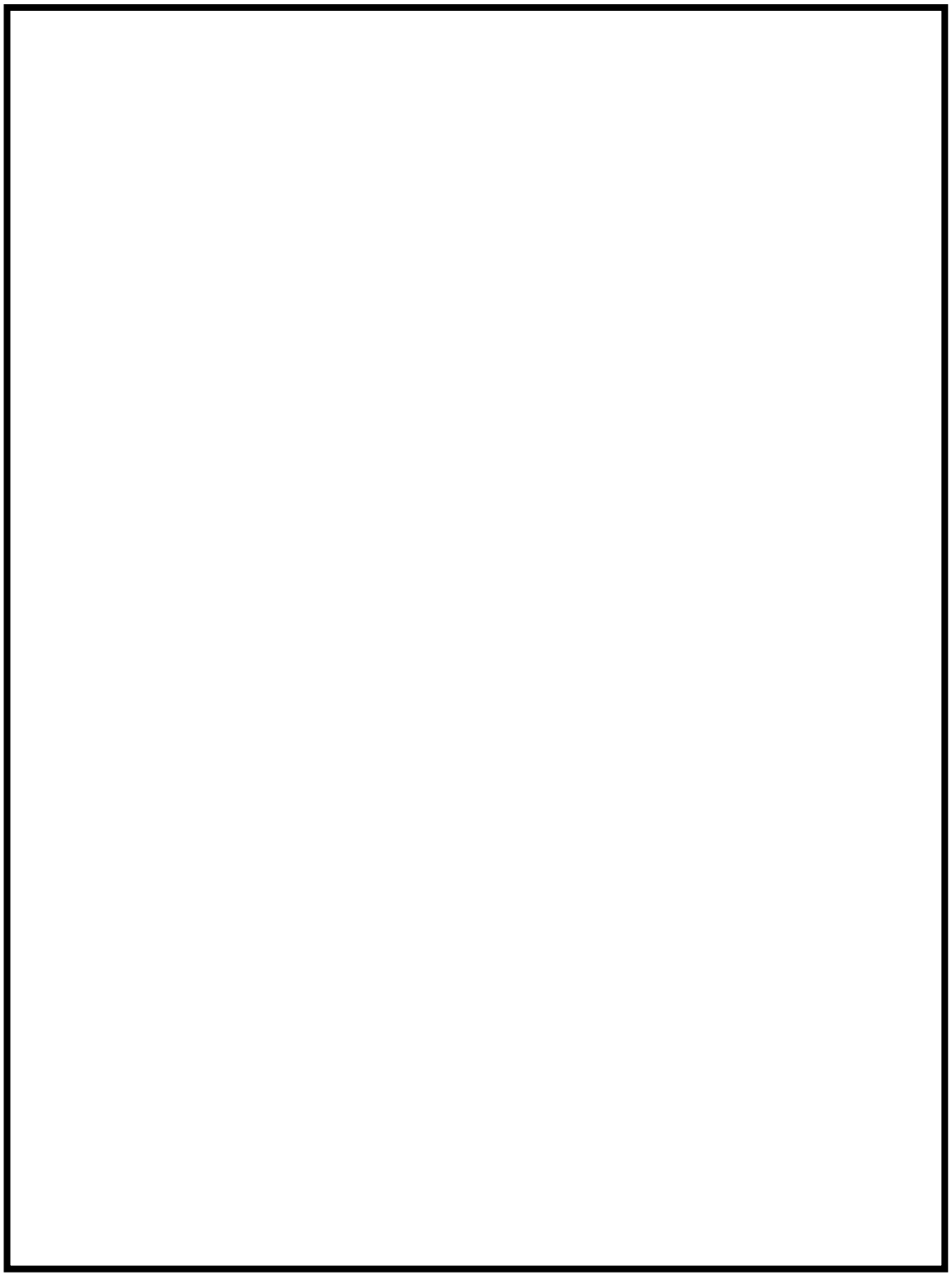


図 58-3-18　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

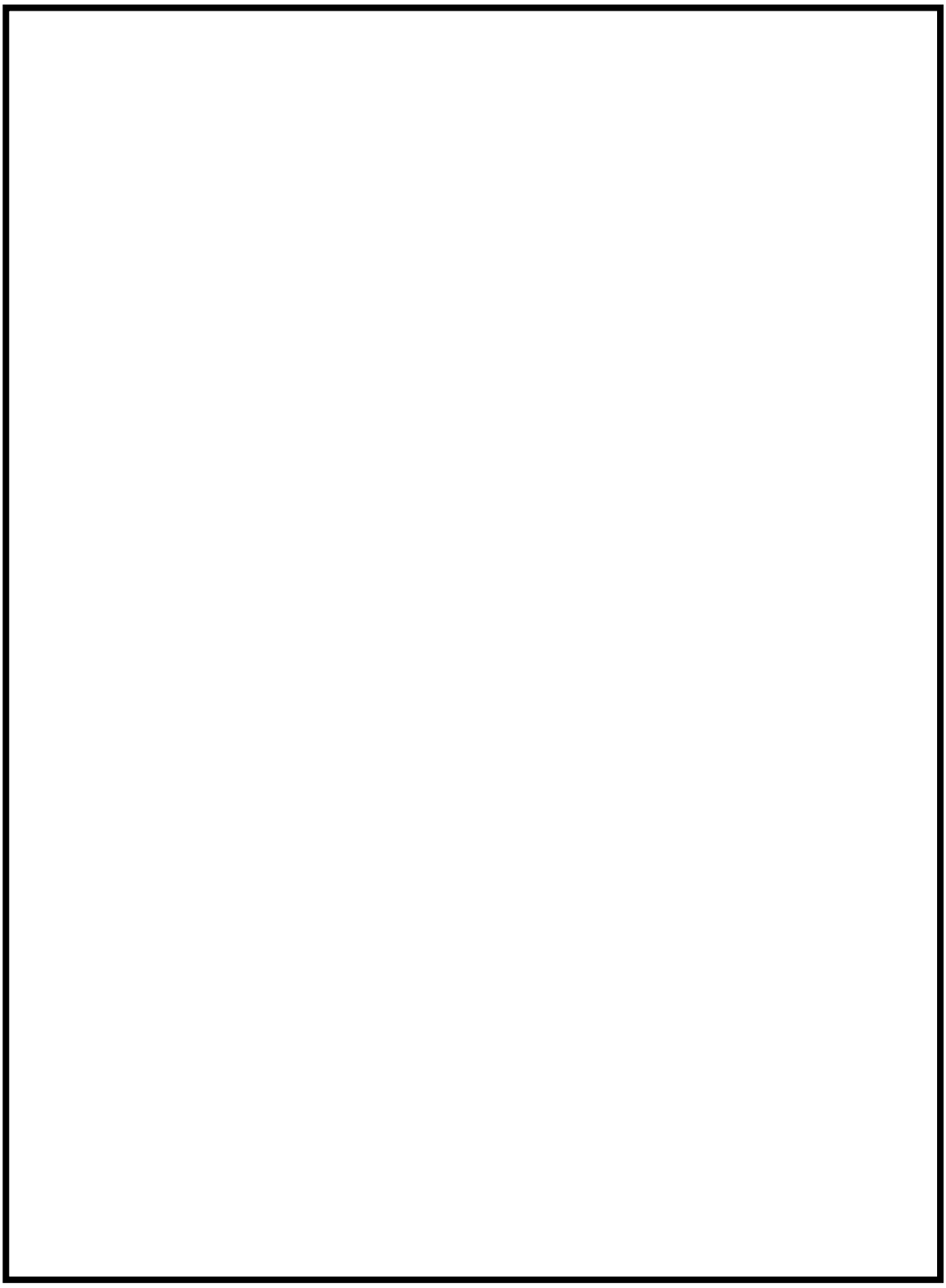


図 58-3-19　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

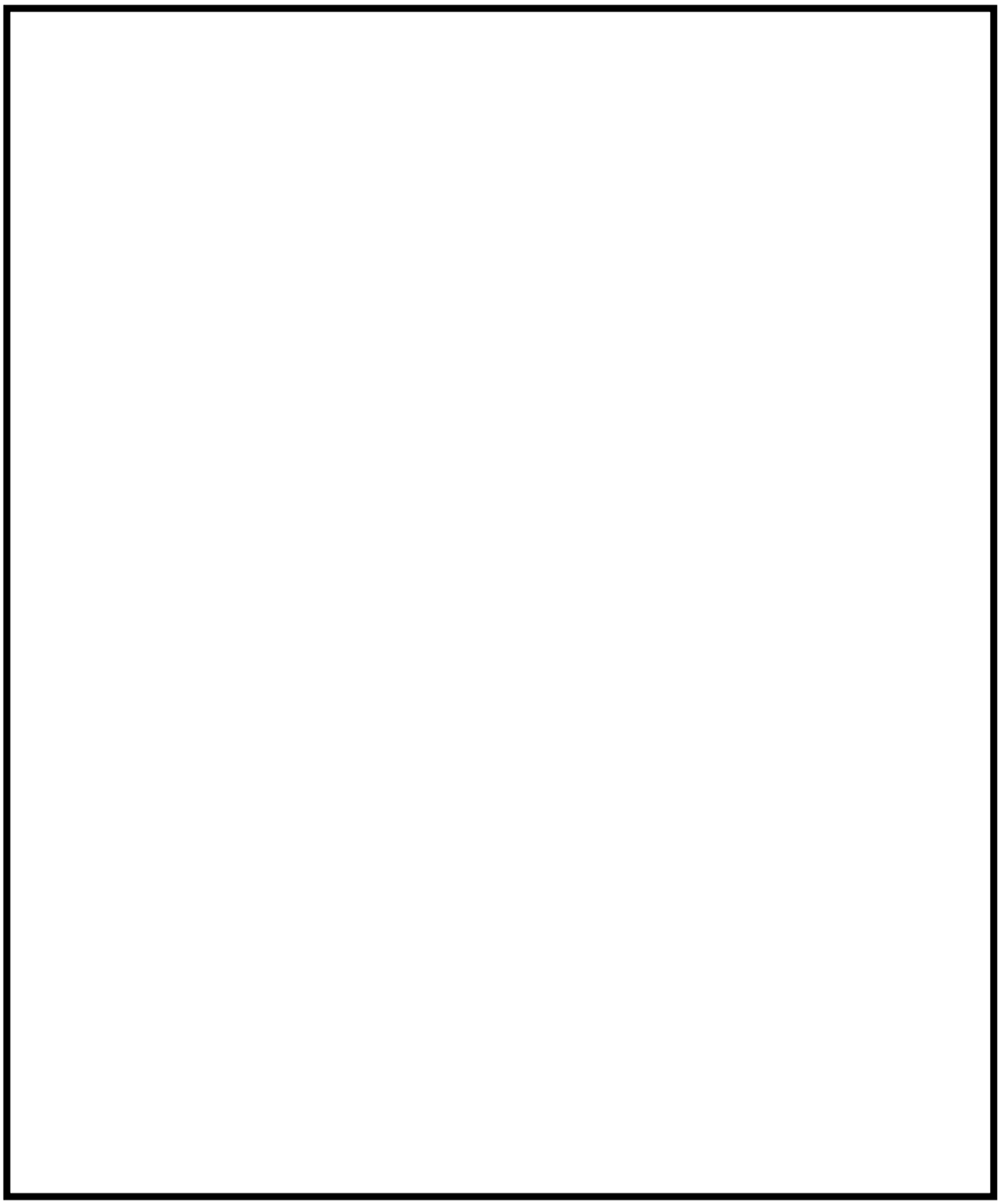


図 58-3-20　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上中 3 階）

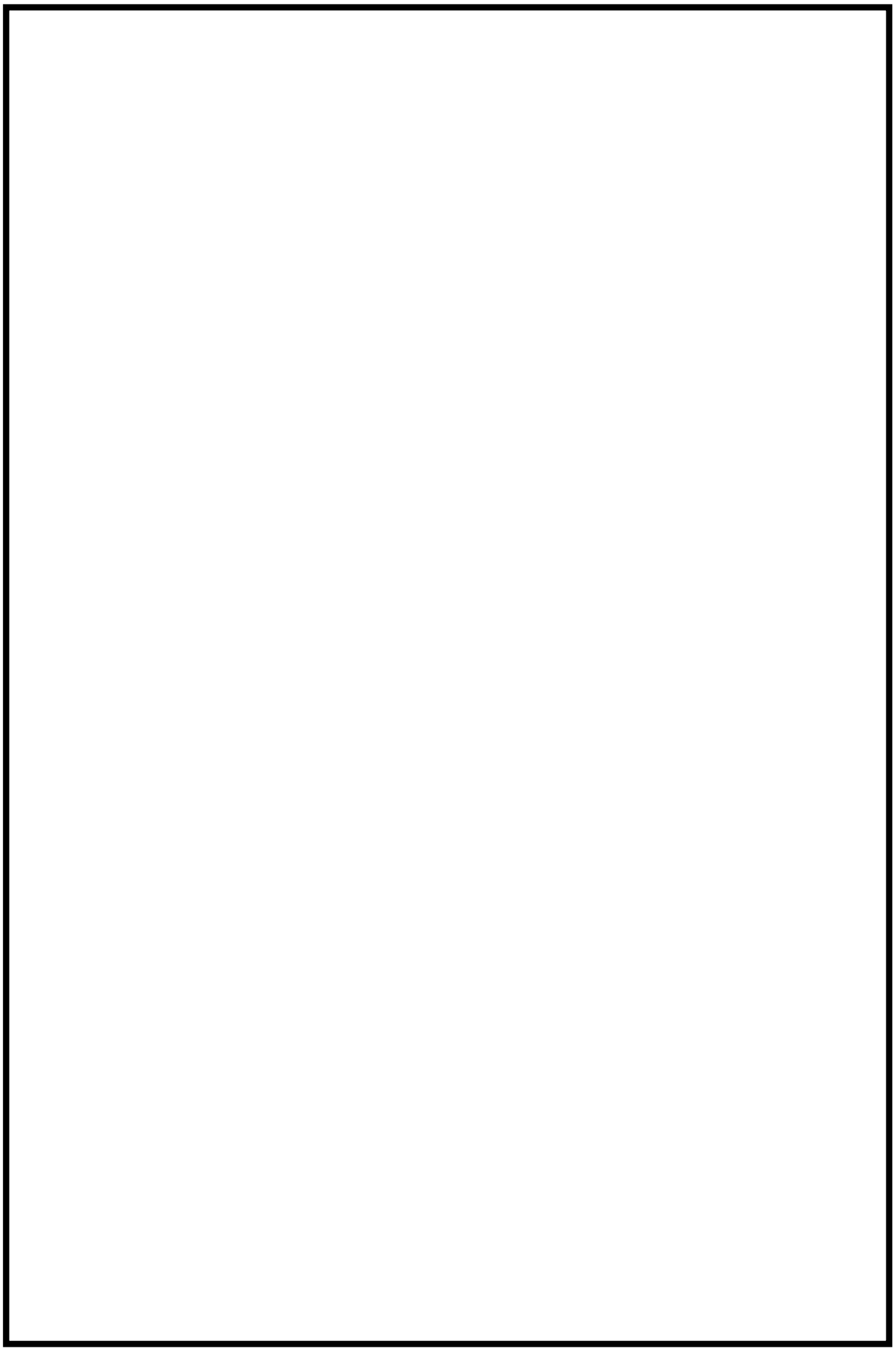


図 58-3-21　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 4 階）

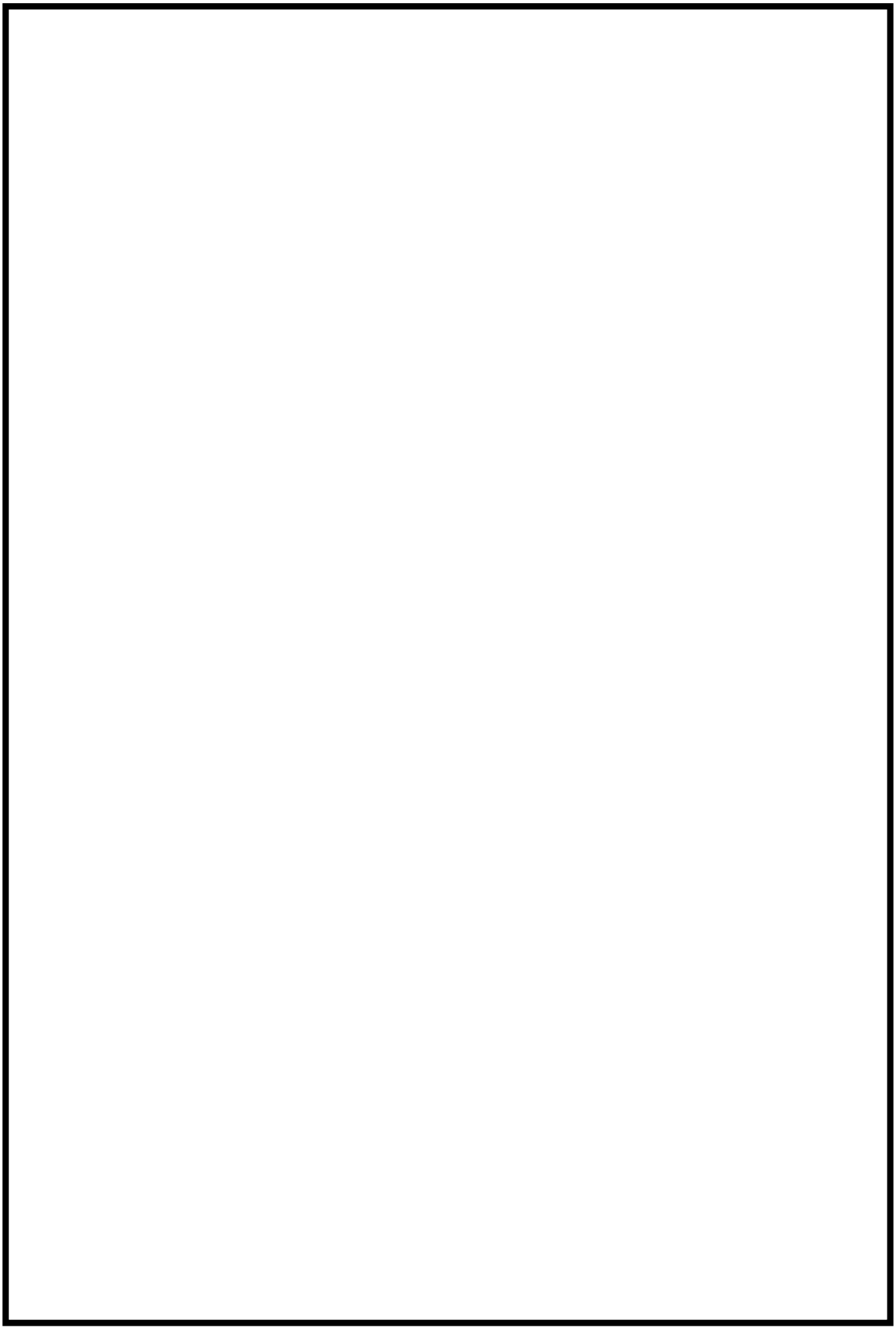


図 58-3-22　機器配置図（7 号炉　タービン建屋地下 2 階）

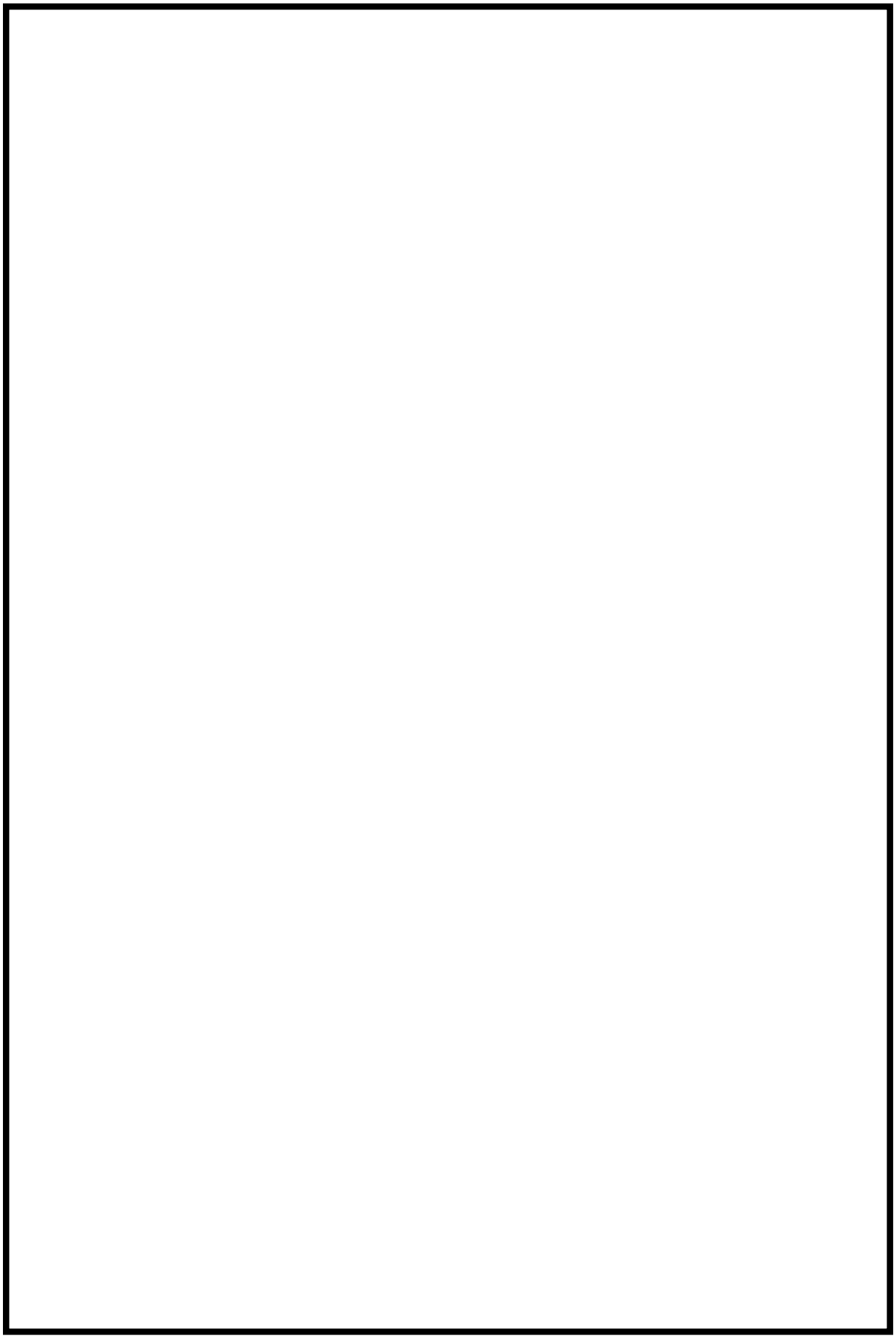


図 58-3-23　機器配置図（7 号炉　タービン建屋地下 1 階）

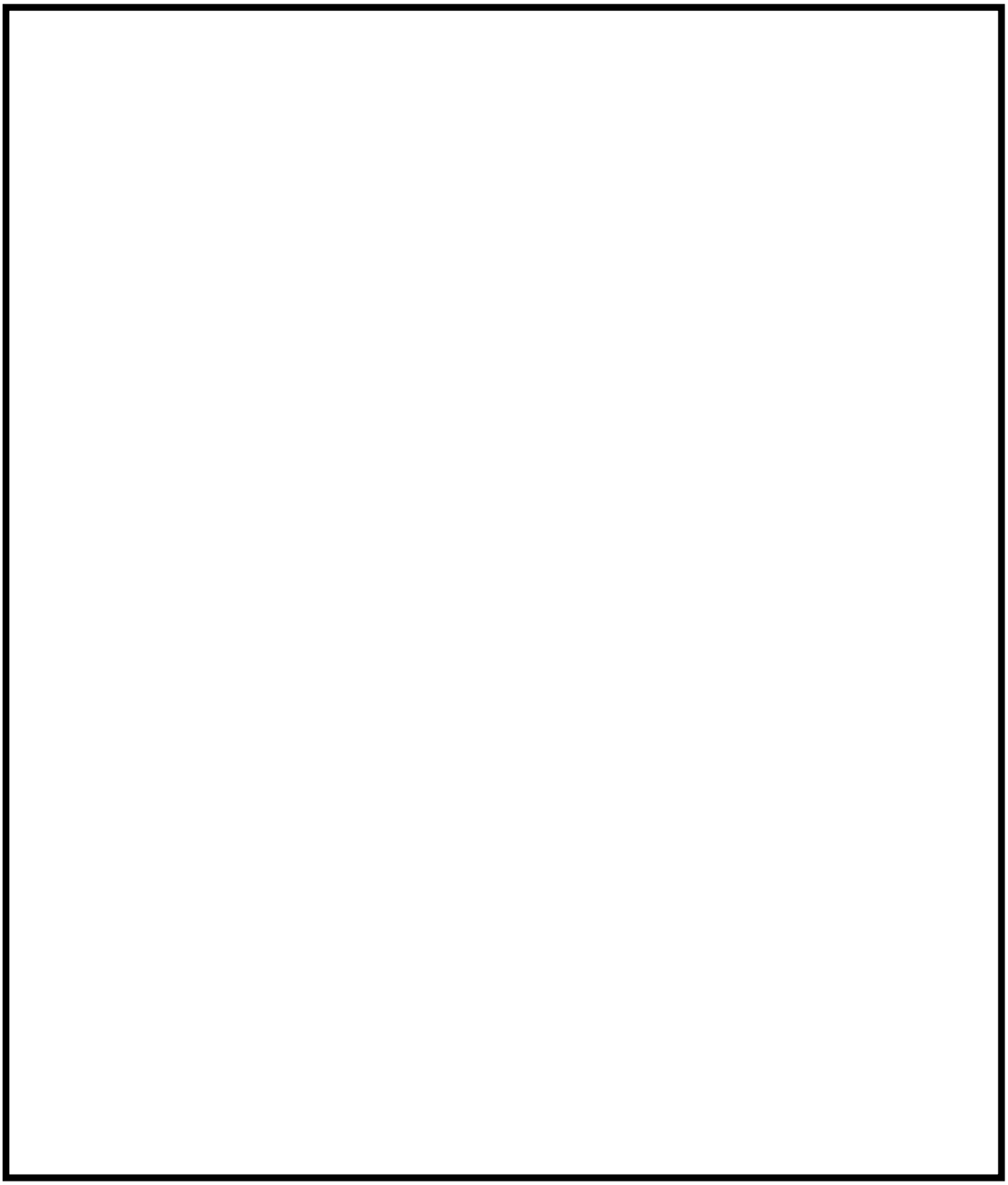
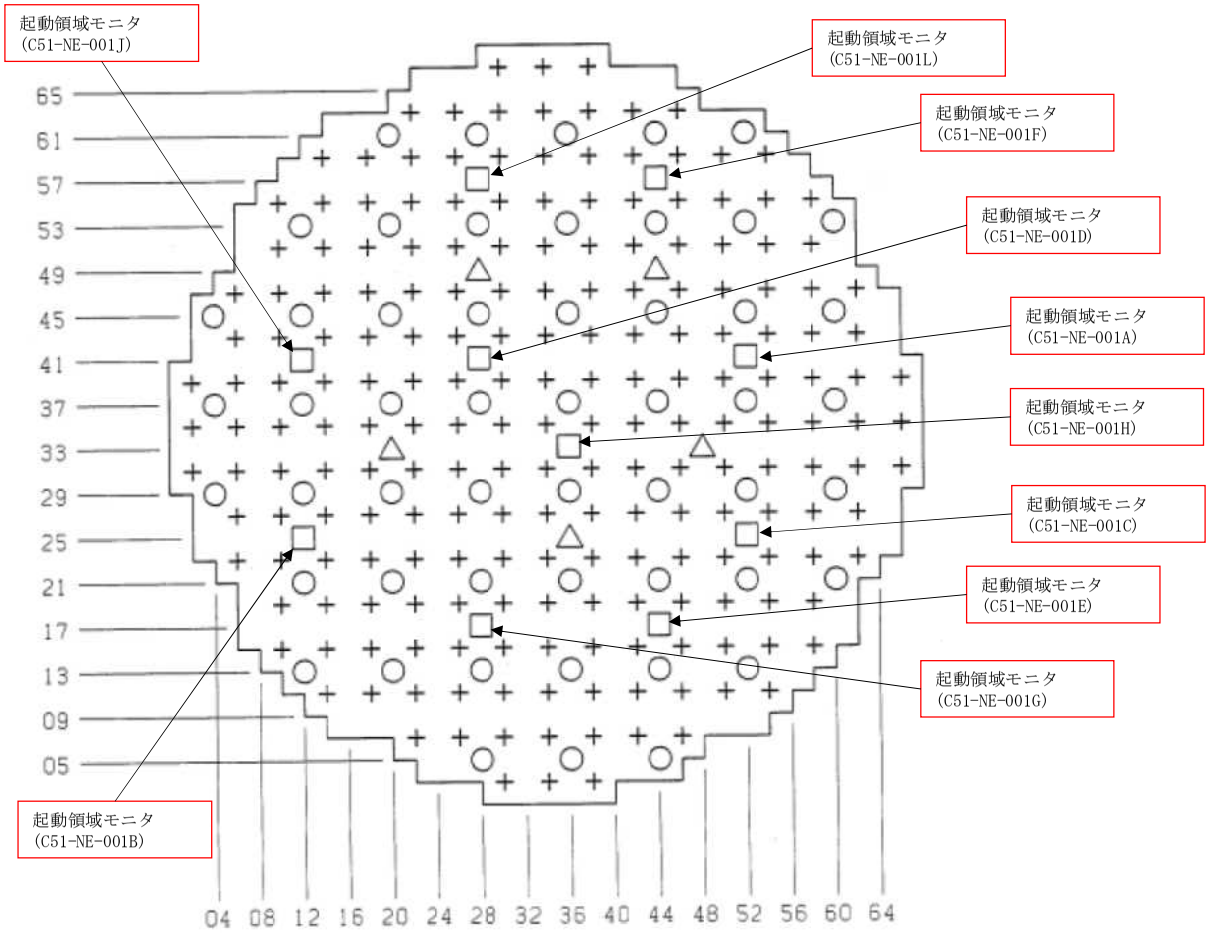


図 58-3-24　機器配置図（廃棄物処理建屋地下 3 階）



凡例

起動領域モニタ検出器

局部出力領域モニタ検出器集合体

中性子源

制御棒

※平均出力領域モニタは，あらかじめグループ分けした局部出力領域モニタの各増幅器からの出力信号を平均化する機能で，4チャンネルを設ける。

7号炉　核計装配置図

図 58-3-25　機器配置図（7 号炉　核計装配置図）

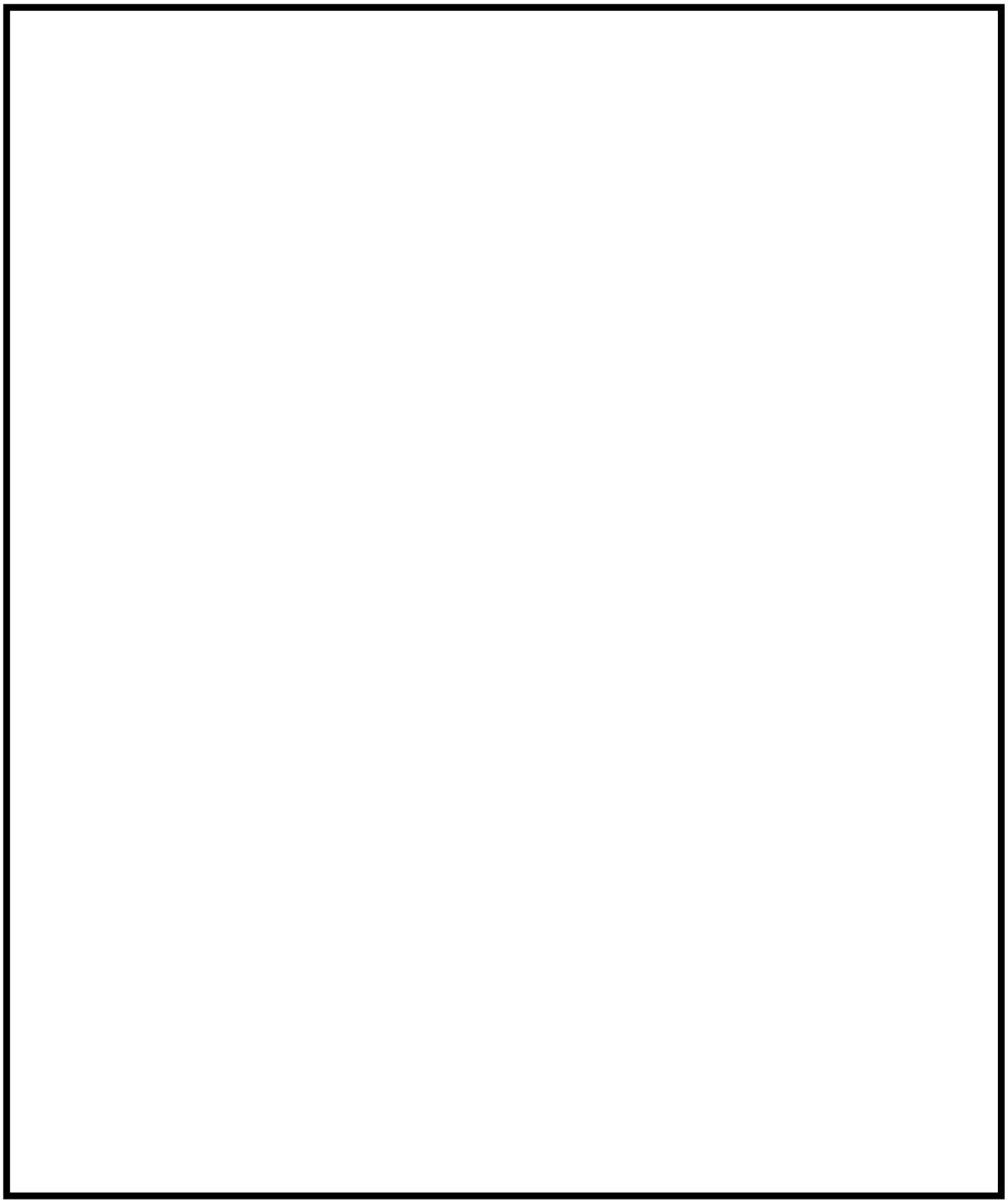
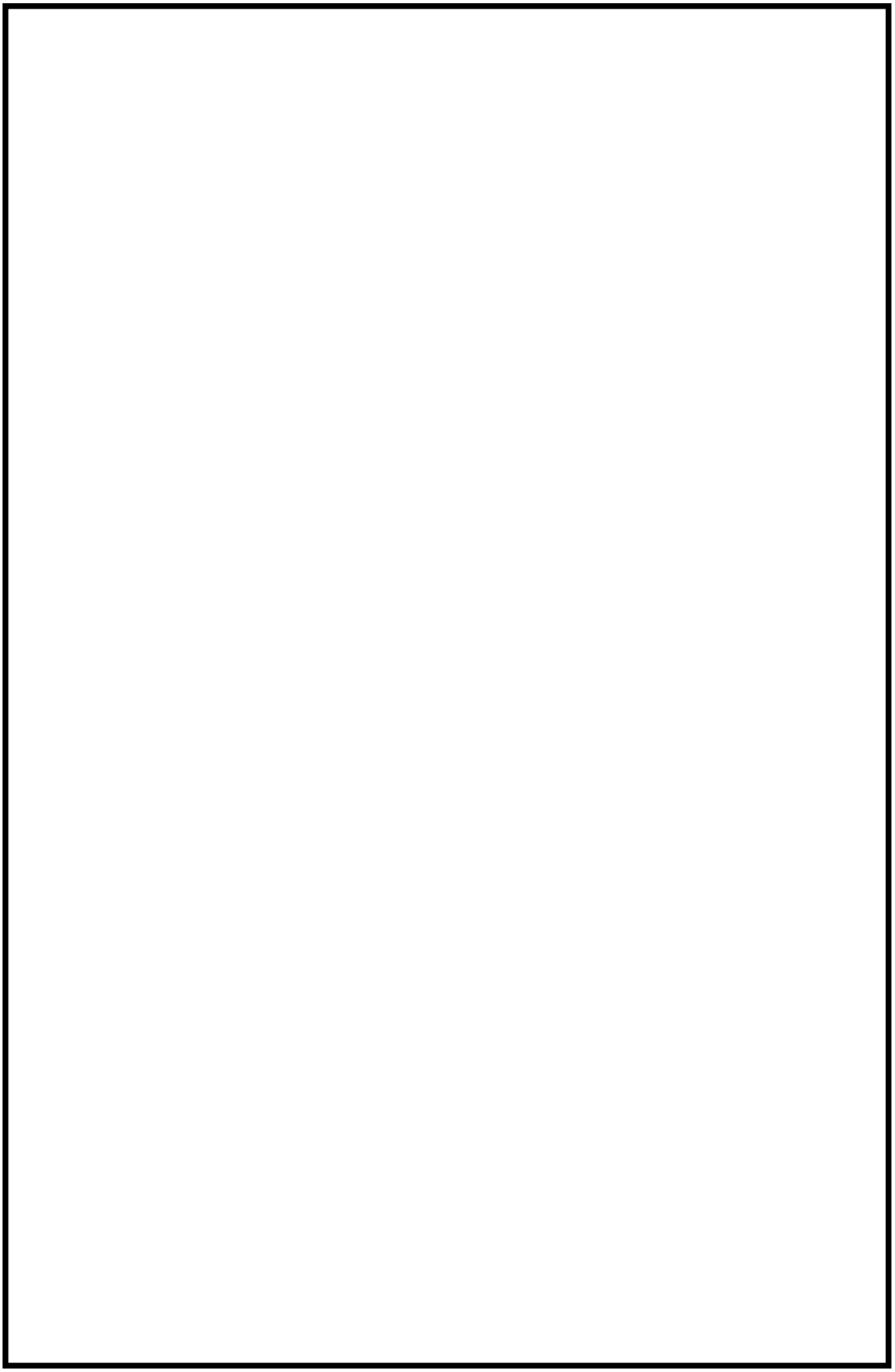


図 58-3-26　機器配置図（7 号炉　屋外）



・写真については、イメージ，例を含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

図 58-3-27　コントロール建屋（6/7 号炉地上１階）　中央制御室

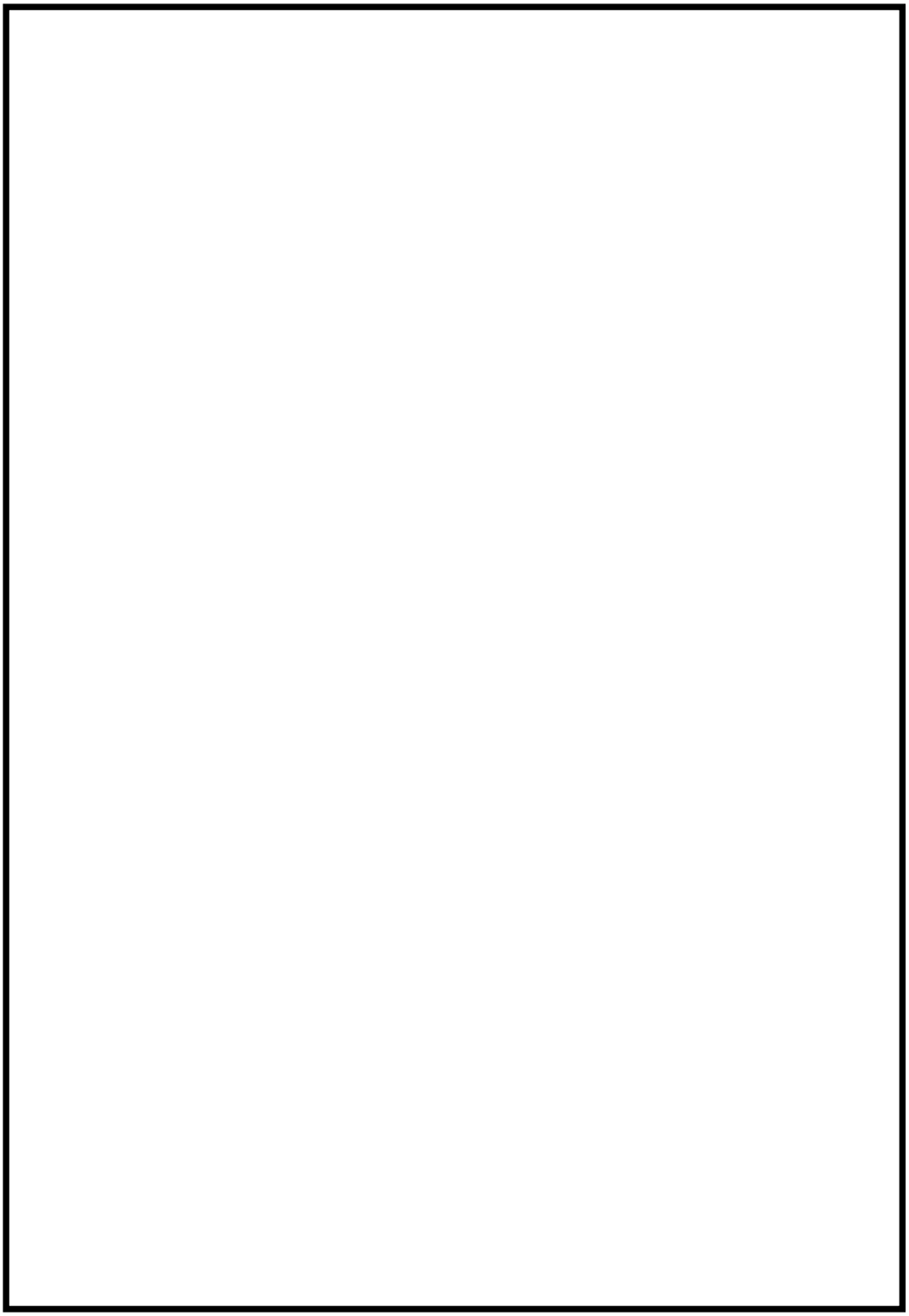
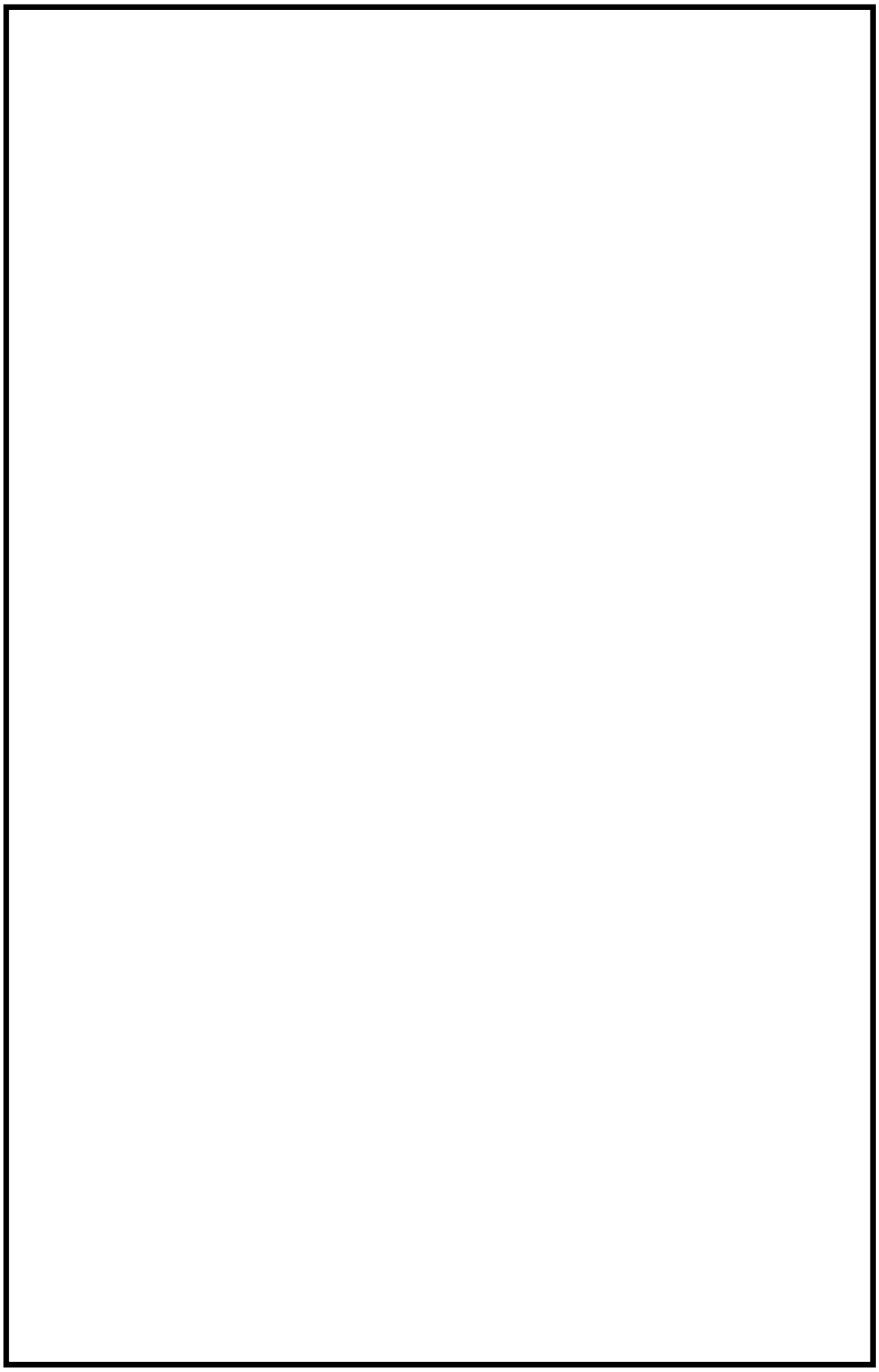
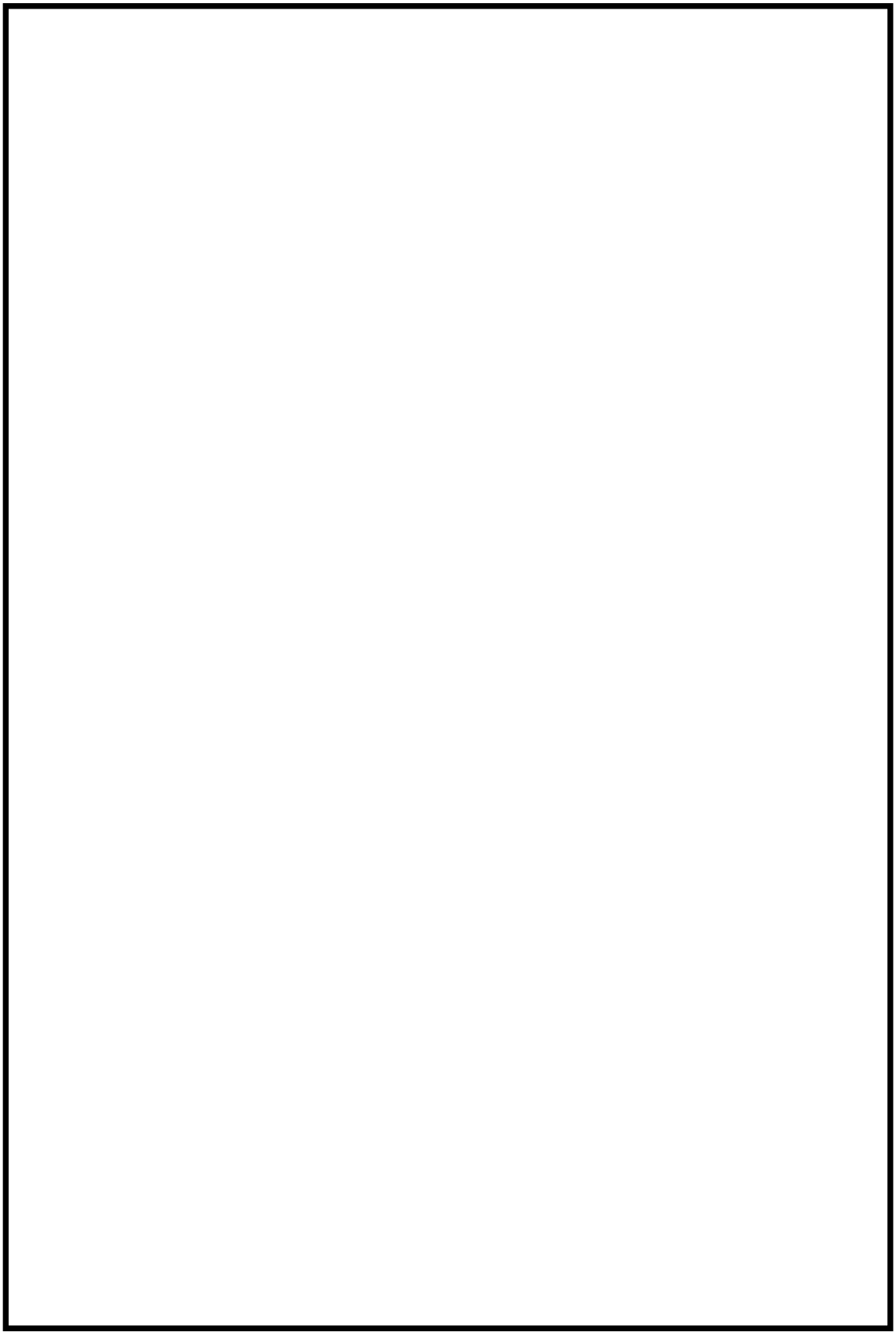


図 58-3-28　3 号炉原子炉建屋地上 2 階　3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所



・写真については、イメージ，例を含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

図 58-3-29　免震重要棟地上 1 階　免震重要棟内緊急時対策所



・写真については、イメージ，例を含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

図 58-3-30　免震重要棟地上 2 階　免震重要棟内緊急時対策所

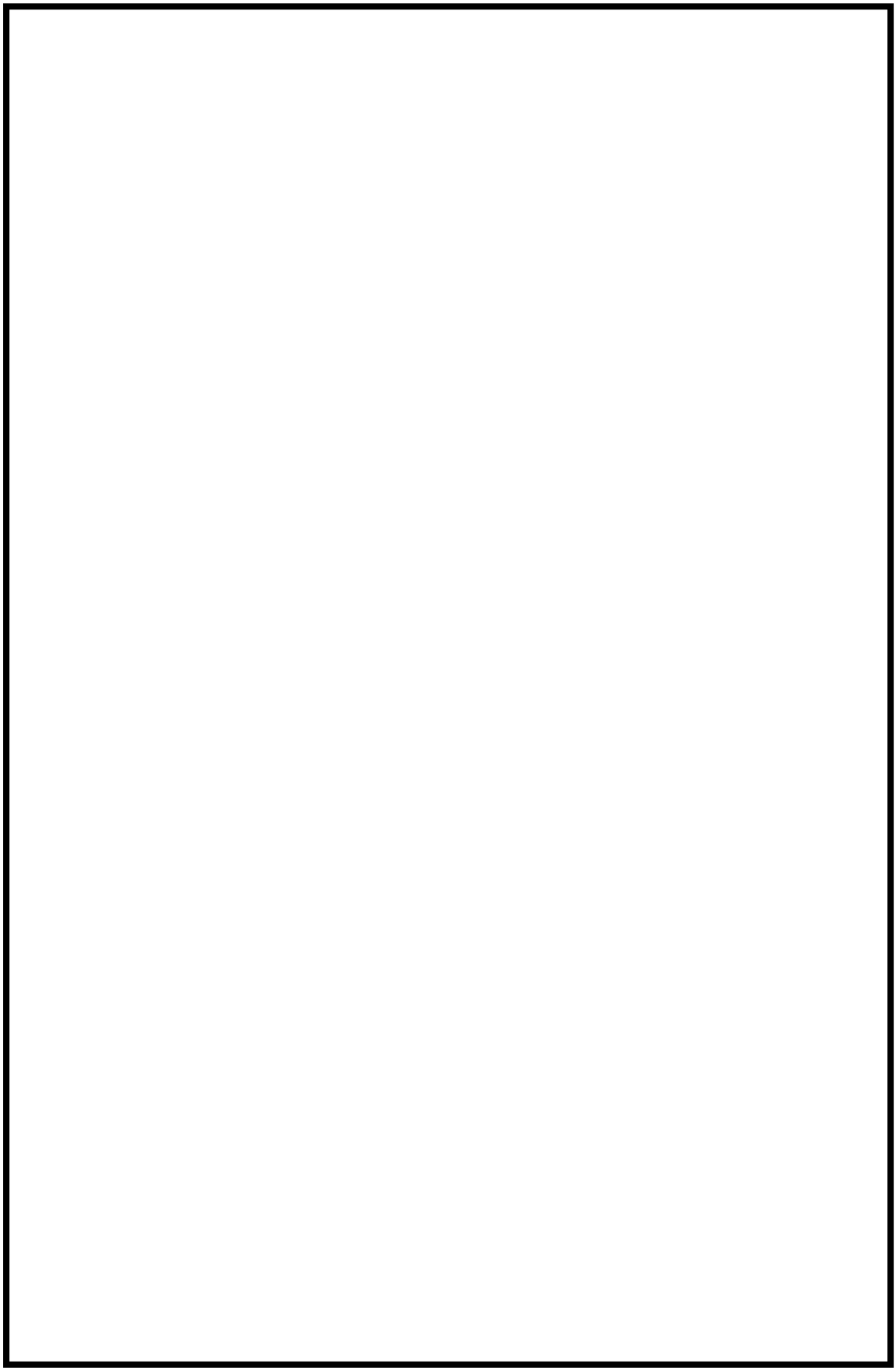


図 58-3-31　コントロール建屋（6/7 号炉　地上 2 階）　中央制御室

58-4
系統図

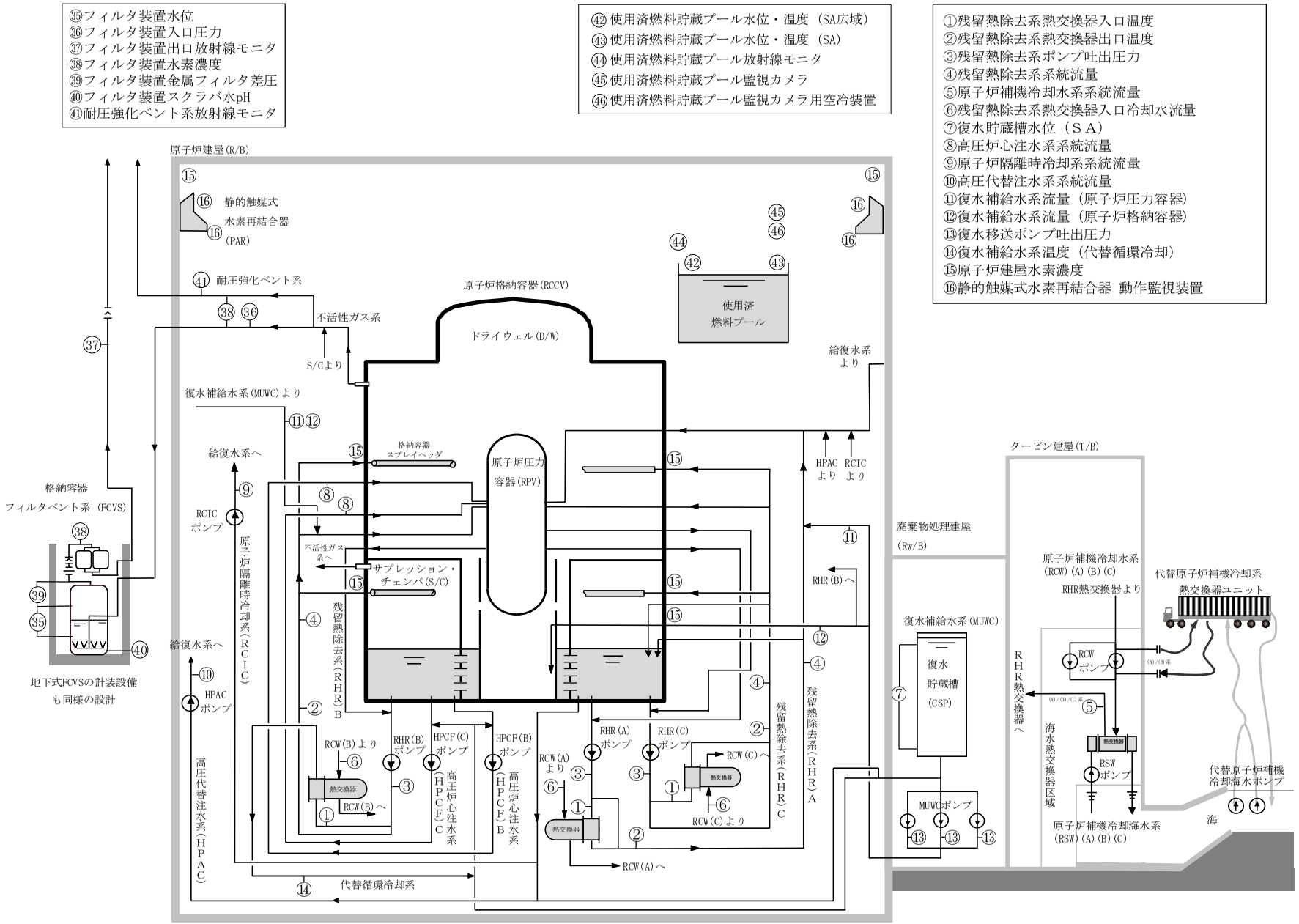


図 58-4-1　主要設備　概略系統図（1/3）

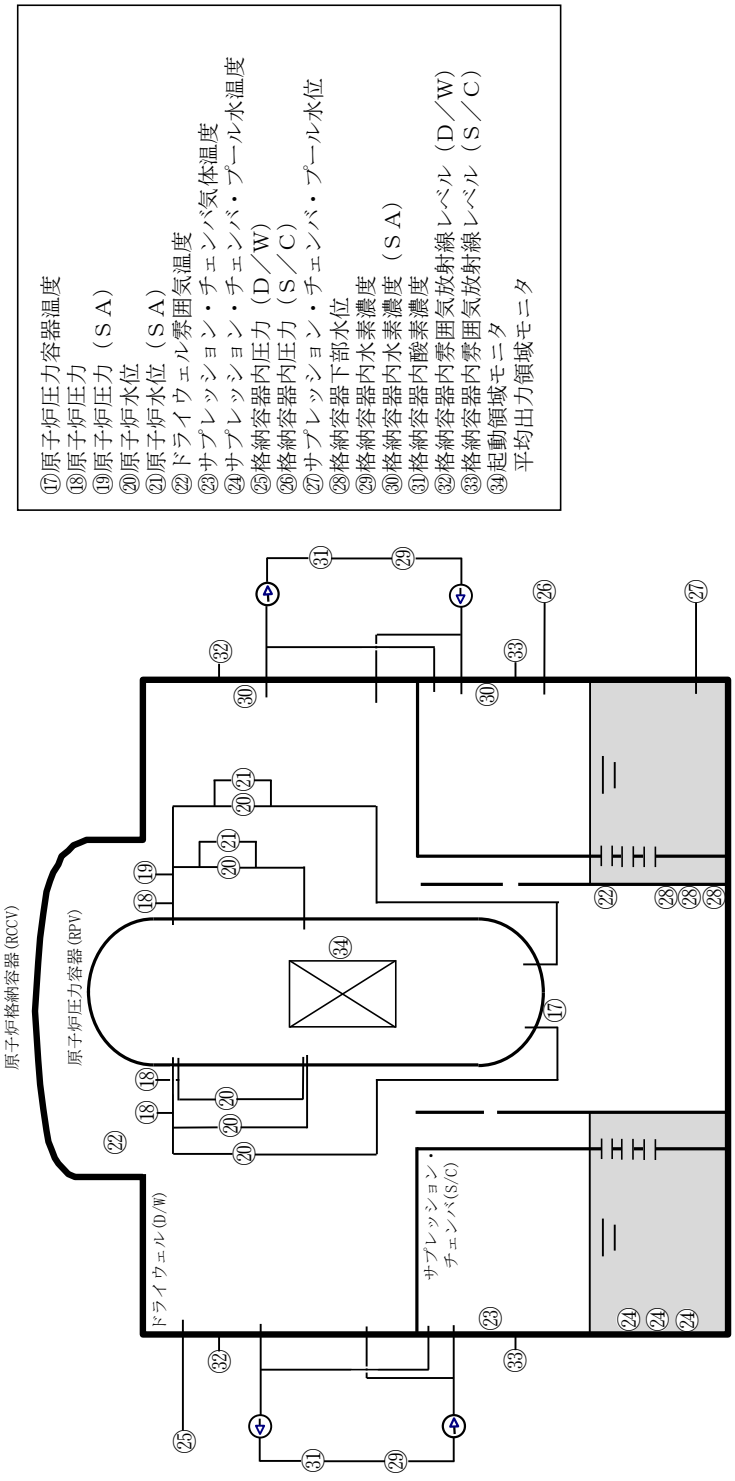


図 58-4-2　主要設備　概略系統図（2/3）

※1：7号炉も同様
※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から緊急時対策支援システム（ERSS）となる。

図 58-4-3　主要設備　概略系統図(3/3)

58-5
試験及び検査

○計装設備の試験・検査について

計装設備は，プラント停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており，点検及び検査内容は図 58-5-1～13 のとおりである。

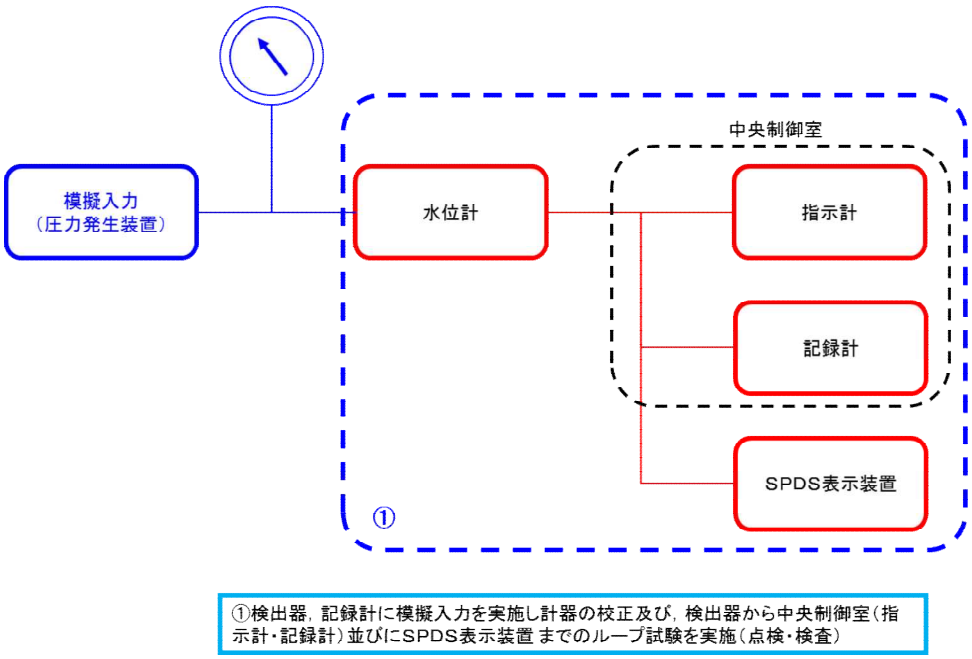


図 58-5-1　水位計の試験及び検査

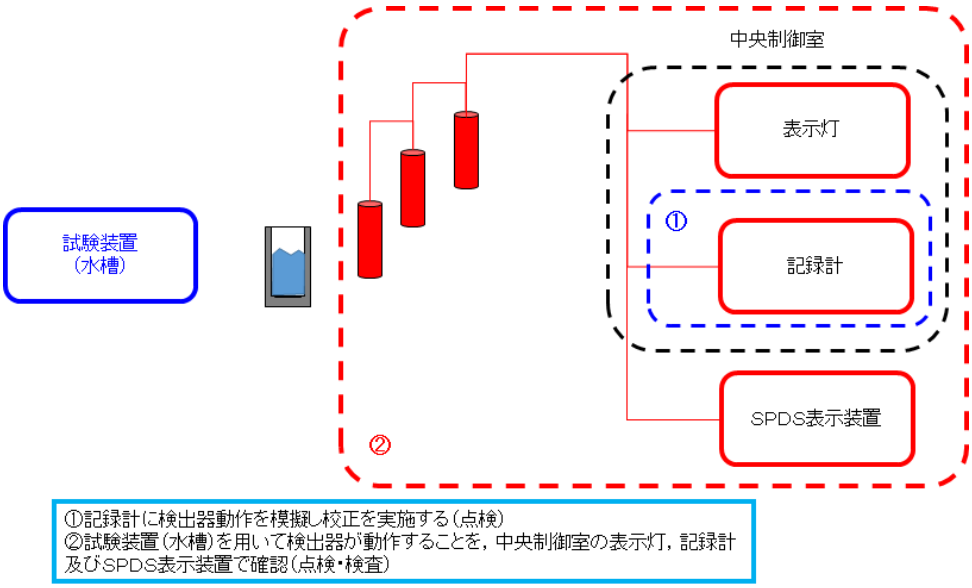


図 58-5-2　水位計の試験及び検査
（格納容器下部水位）

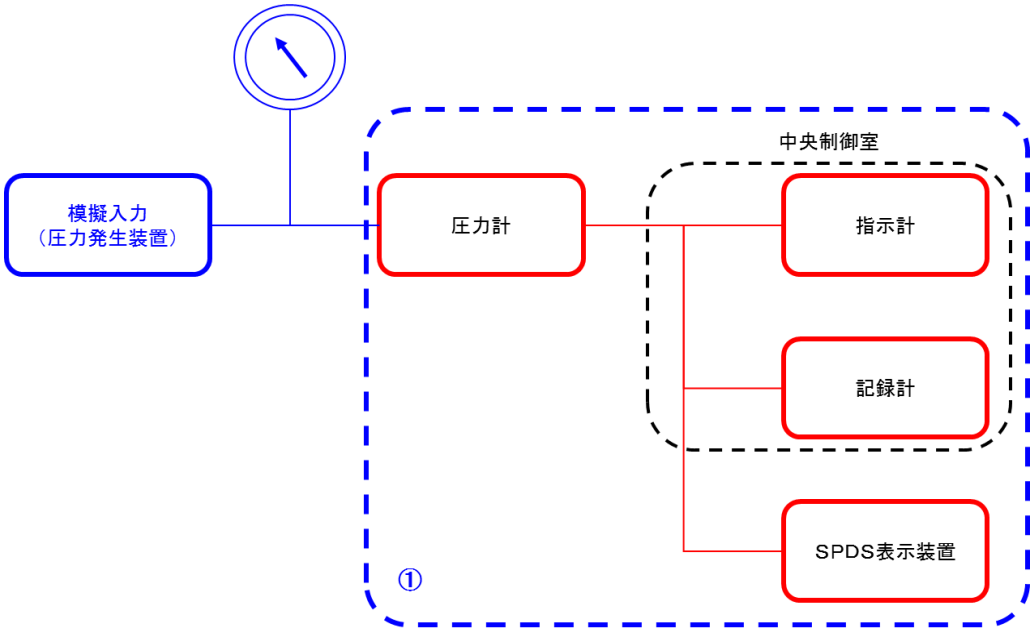


図 58-5-3　圧力計の試験及び検査

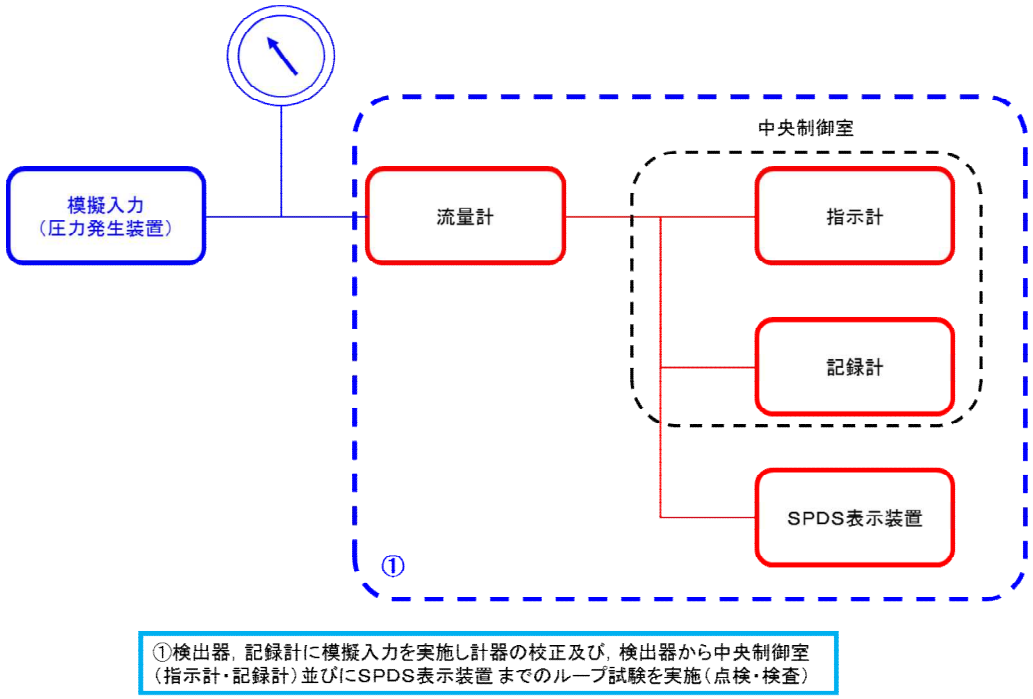


図 58-5-4　流量計の試験及び検査

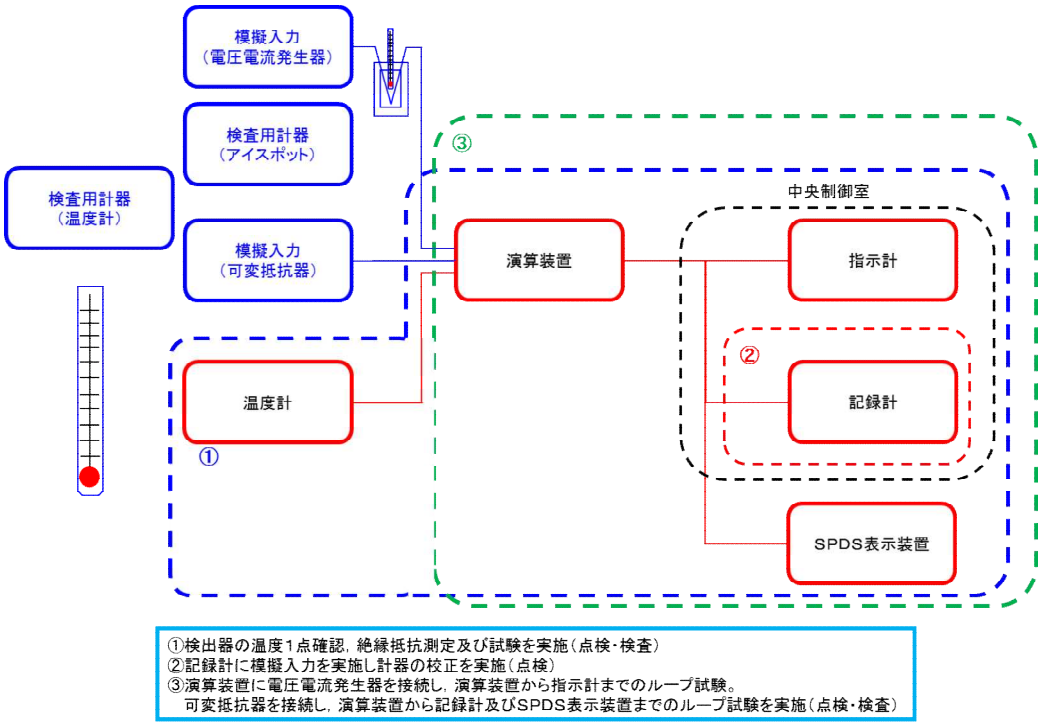


図 58-5-5　温度計の試験及び検査

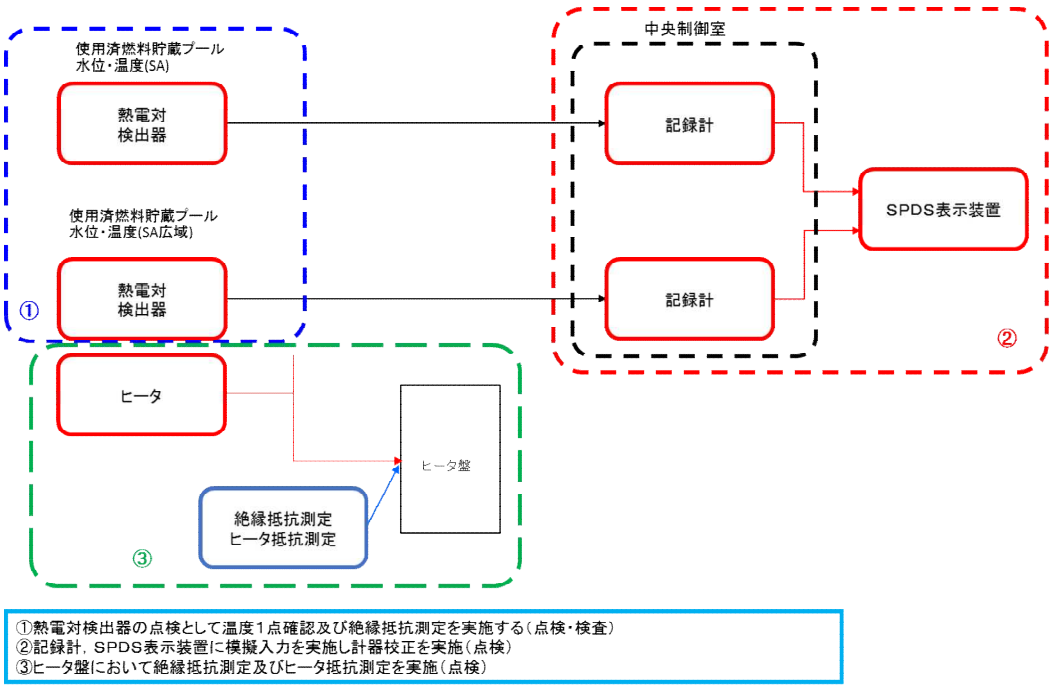
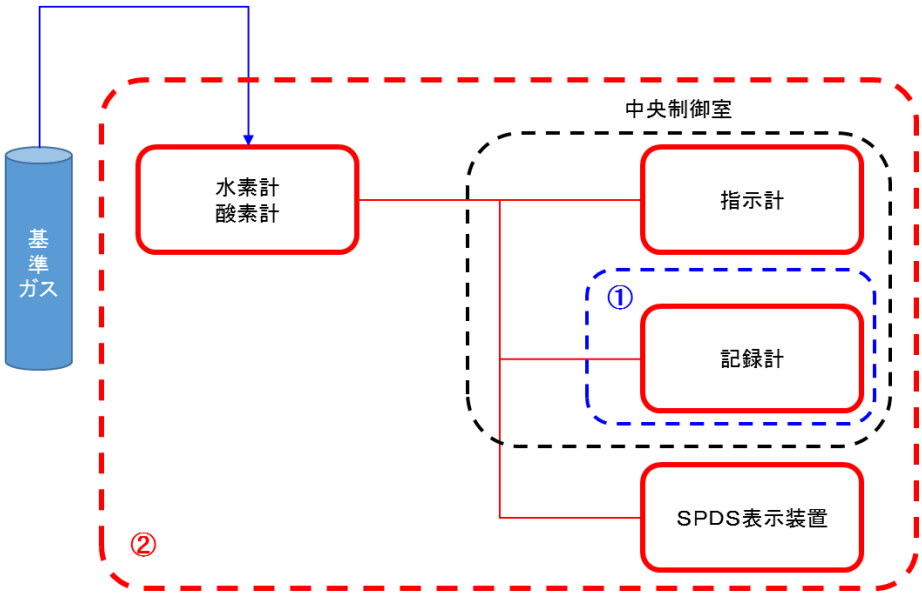
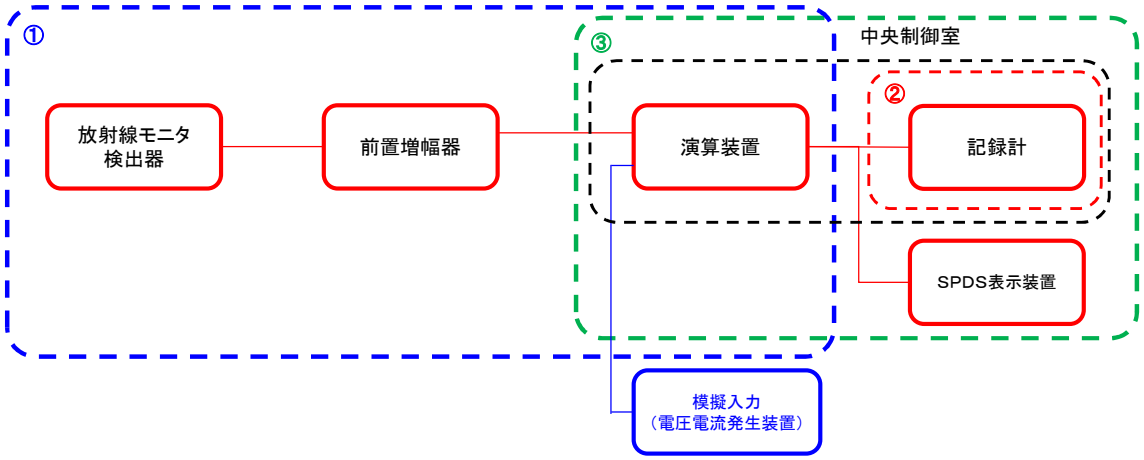


図 58-5-6　温度計の試験及び検査
（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び（SA））



①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施（点検）
②基準ガスによる検出器の校正及び，中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-7　水素・酸素濃度計の試験及び検査



①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
②記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施（点検）
③演算装置に電圧電流発生器を接続し，演算装置から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-8　放射線量率計の試験及び検査

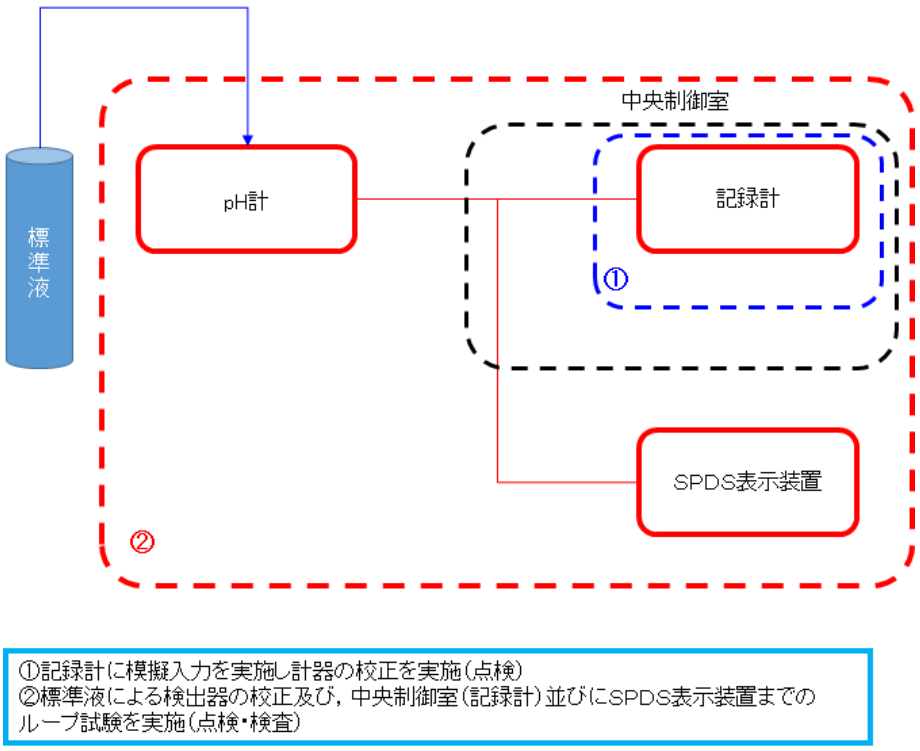


図 58-5-9　pH 計の試験及び検査

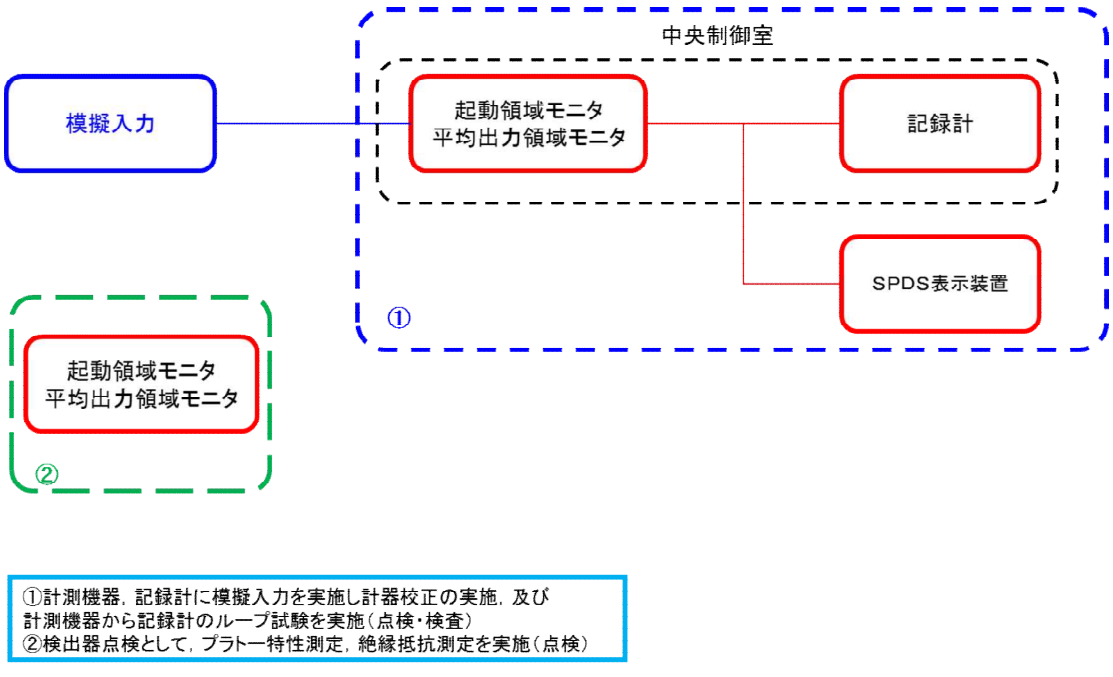


図 58-5-10　原子炉出力の試験及び検査

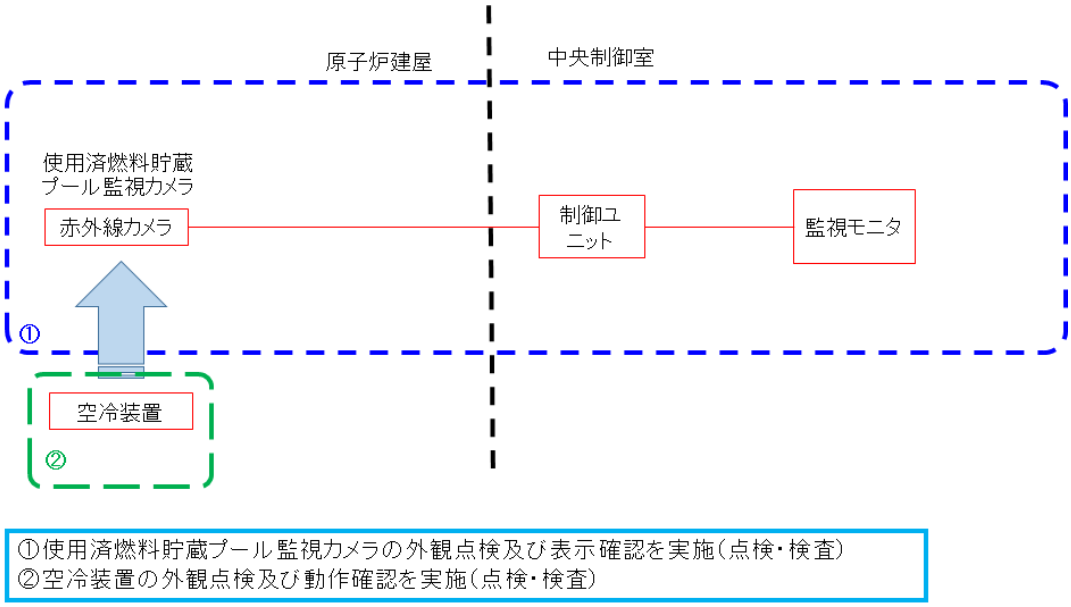
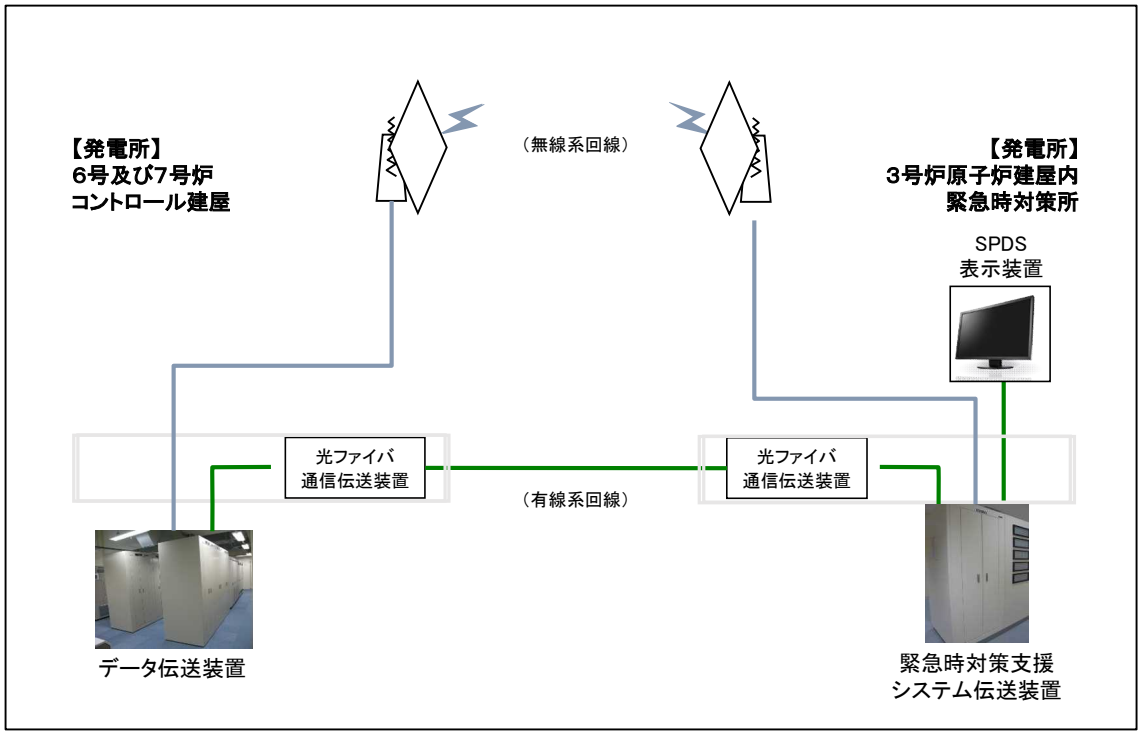
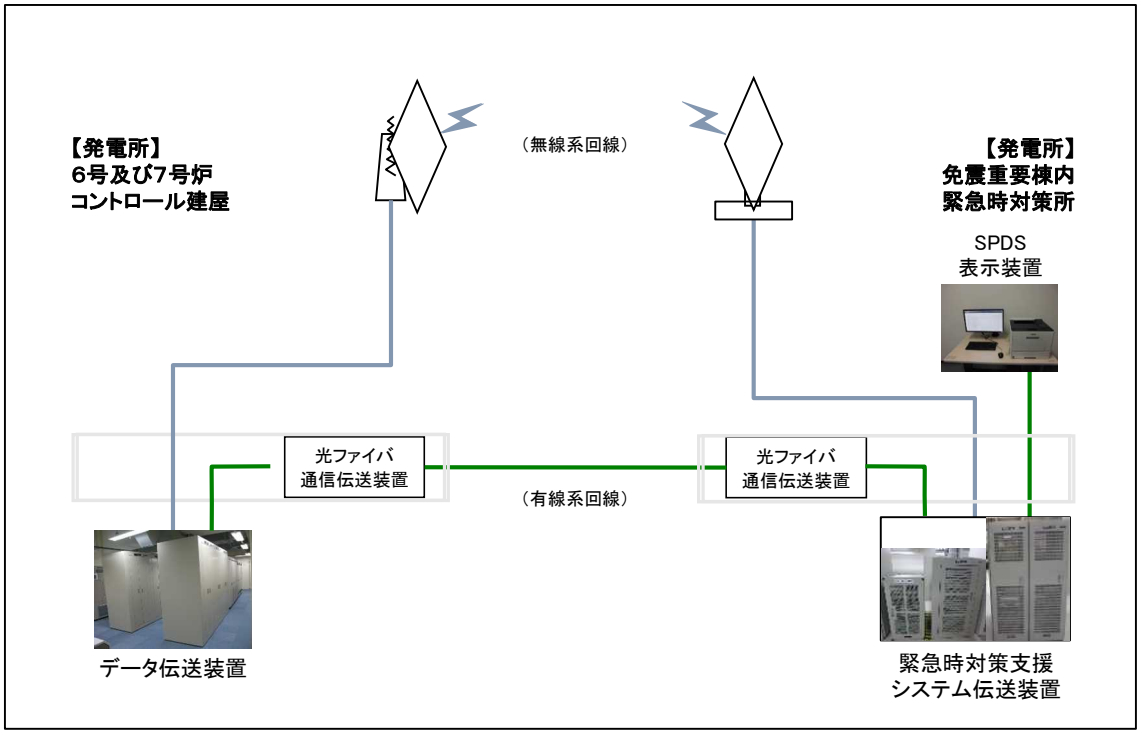


図 58-5-11　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査



※試験区間：6 号及び 7 号炉中央制御室　～　3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所



※　試験区間：6 号及び 7 号炉中央制御室　～　免震重要棟内緊急時対策所

図 58-5-12　データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，
SPDS 表示装置の試験及び検査

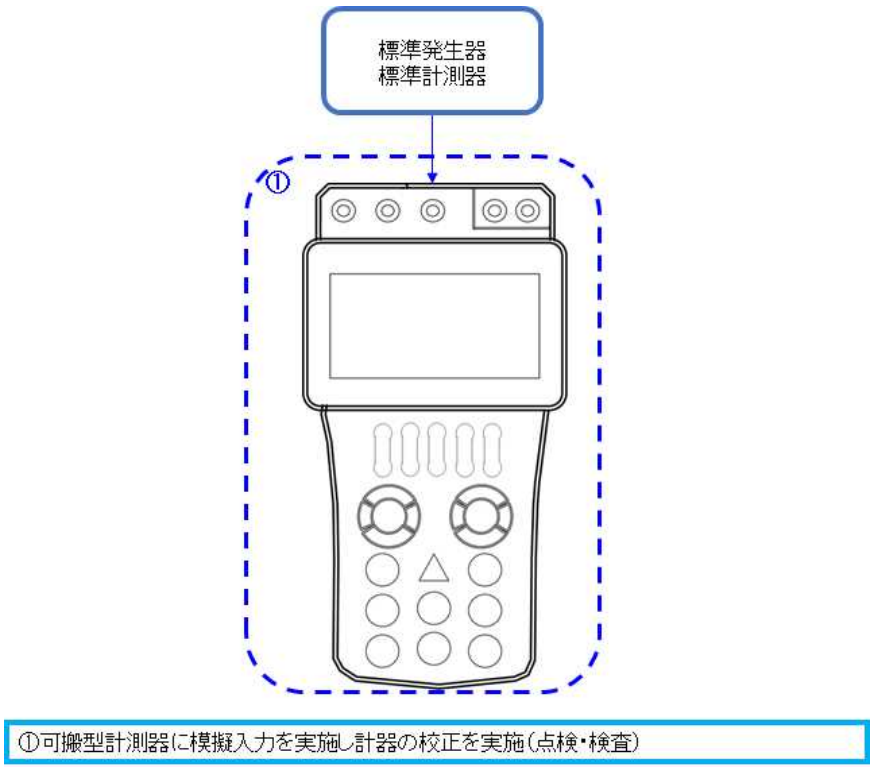


図 58-5-13　可搬型計測器の試験及び検査

58-6
容量設定根拠

1. 概要

本説明書は,計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

(1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置
(2) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
(3) 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
(4) 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
(5) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
(6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
(7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
(8) 放射線管理用計測装置
(9) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

重大事故時において，原子炉施設の主要なプロセス量を計測して，その計測結果を中央制御室において監視するため，以下に示す計測装置を設置する。また，重大事故等時において期待されるパラメータに対して,その計測結果を中央制御室において監視するため，以下に示す計測装置を設置する。

2.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は，炉心中性子束レベル（起動領域，出力領域）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度又は流量(代替注水の流量を含む。）を計測する装置

本計測装置は，原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度（原子炉圧力容器温度，復水補給水系温度（代替循環冷却），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）及び流量（高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉圧力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ））及び水位（原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.4　原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体内の圧力（格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ)），温度（ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度），酸素濃度（格納容器内酸素濃度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（ＳＡ））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.5　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体への冷却材流量（復水補給水系流量（原子炉格納容器))）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.6　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位(サプレッション・チェンバ・プール水位)を計測して,その計測結果を中央制御室に指示し,記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位（格納容器下部水位）を計測する装置は，溶融炉心の冷却に必要な水量があることを計測して，その計測結果を中操制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.7　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は，原子炉建屋内の水素濃度を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.8　放射線管理用計測装置

本計測装置は，格納容器内の線量当量率(格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ)，格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）)，フィルタ装置出口の線量当量率（フィルタ装置出口放射線モニタ)，耐圧強化ベント系の線量当量率（耐圧強化ベント系放射線モニタ）及び使用済燃料貯蔵プールの線量当量率（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ))）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.9　その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は,その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ（原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量，復水貯蔵槽水位（ＳＡ)，復水移送ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置，フィルタ装置水位，フィ

ルタ装置入口圧力，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水 pH，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）/（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラを計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

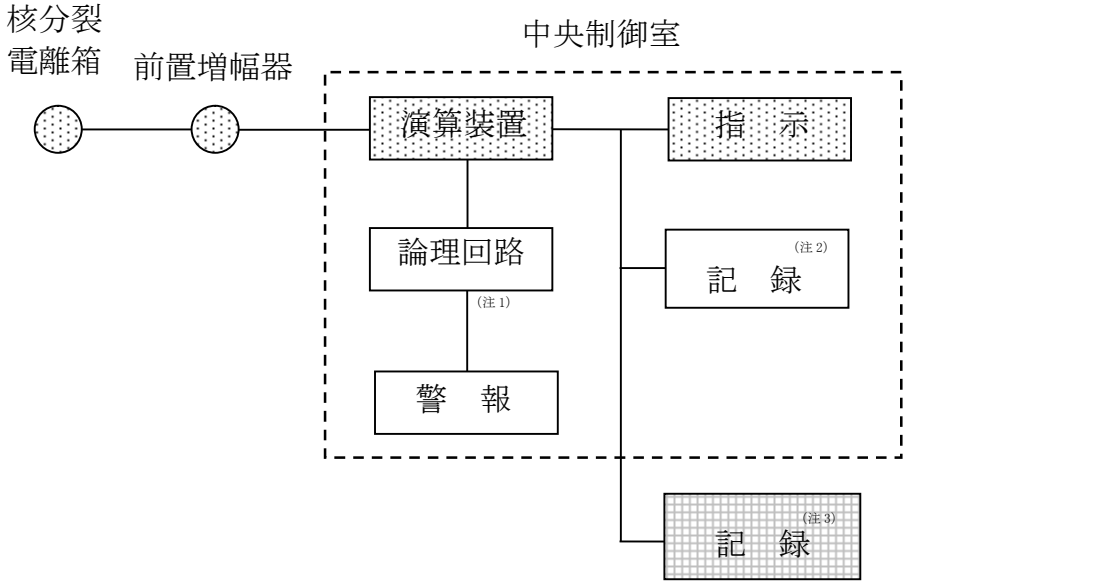
3.　計測装置の構成

3.1　起動領域計測装置及び出力領域計測装置

3.1.1　起動領域計測装置

(1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，起動領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後，前置増幅器で電気信号を増幅し，演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-1「起動領域モニタの概略構成図」参照。）



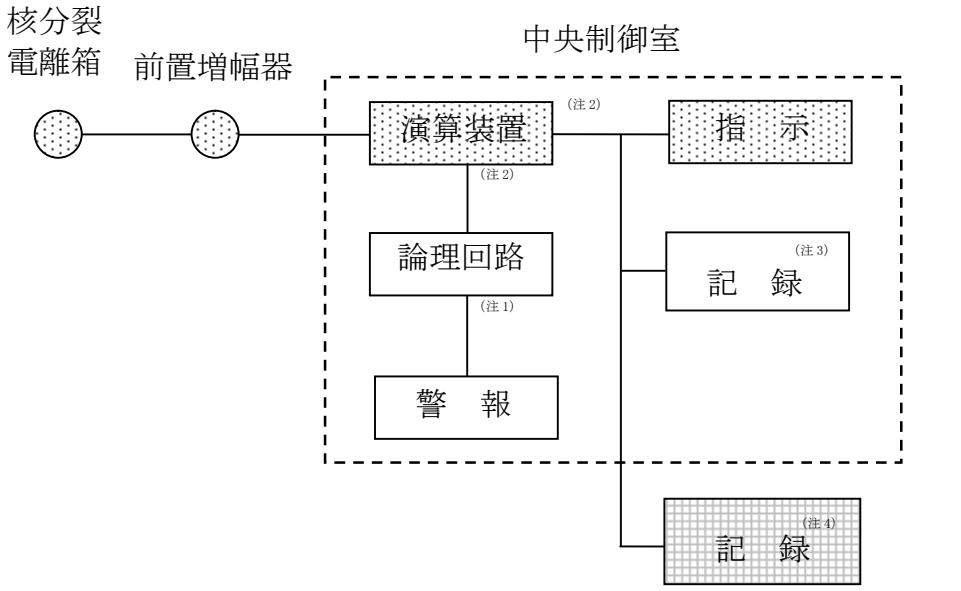
（注 1）原子炉周期（ペリオド）短短
　　原子炉スクラム
（注 2）記録計
（注 3）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-1　起動領域モニタの概略構成図

3.1.2　出力領域計測装置

(1) 平均出力領域モニタ

平均出力領域モニタは,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，出力領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後,演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行い，中性子束レベルを中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-2「平均出力領域モニタの概略構成図」参照。）



（注 1）中性子束レベル高高（モードスイッチ運転位置以外）原子炉スクラム，中性子束レベル高高（モードスイッチ運転位置）原子炉スクラム，中性子束高高（自動可変設定）原子炉スクラム

（注 2）平均中性子束

（注 3）記録計

（注 4）緊急時対策支援システム伝送装置

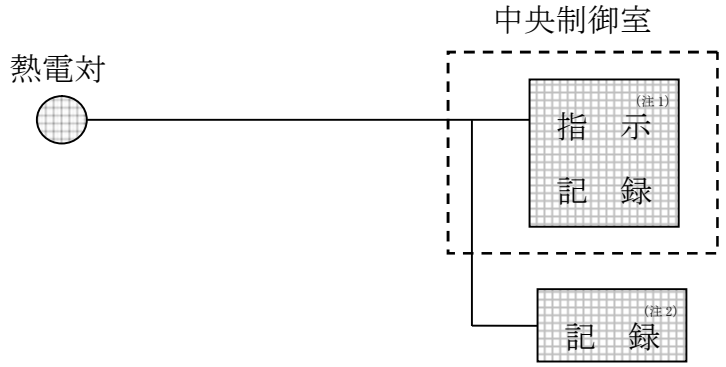
図 58-6-2　平均出力領域モニタの概略構成図

3.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

3.2.1　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力容器温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-3「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

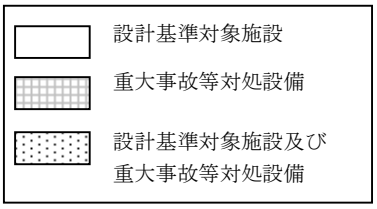


図 58-6-3　原子炉圧力容器温度の概略構成図

(2) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は，重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-4「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）

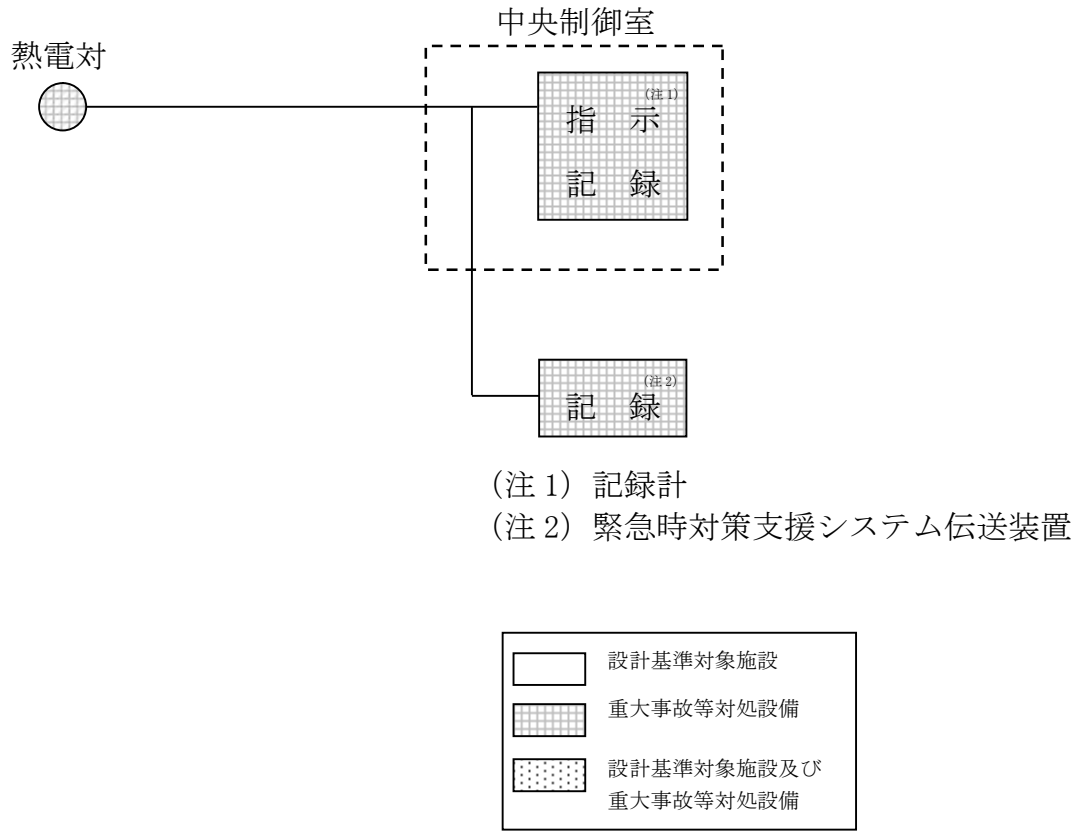
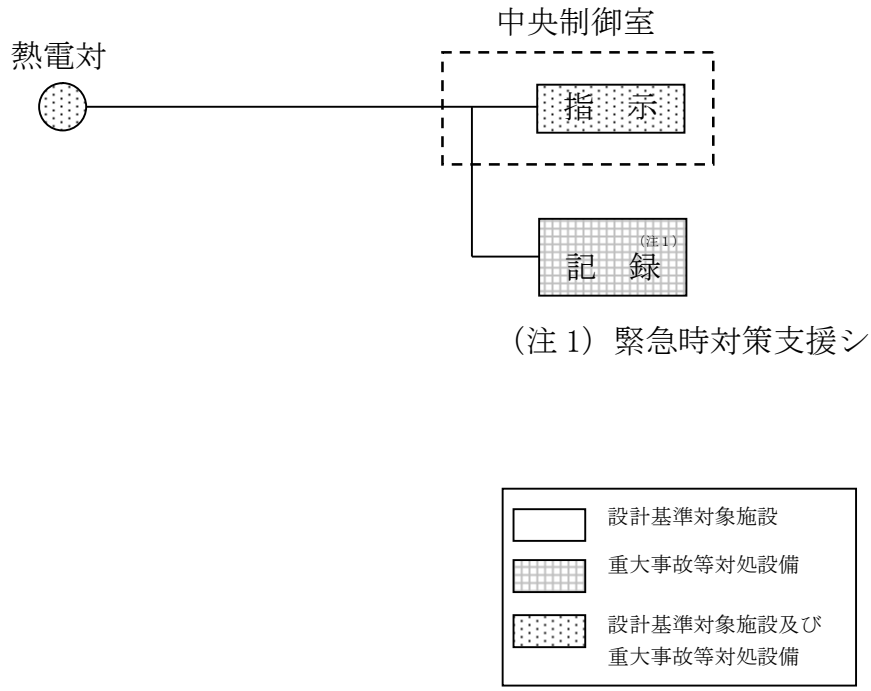


図 58-6-4　復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-5「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-5　残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(4) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-6「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）

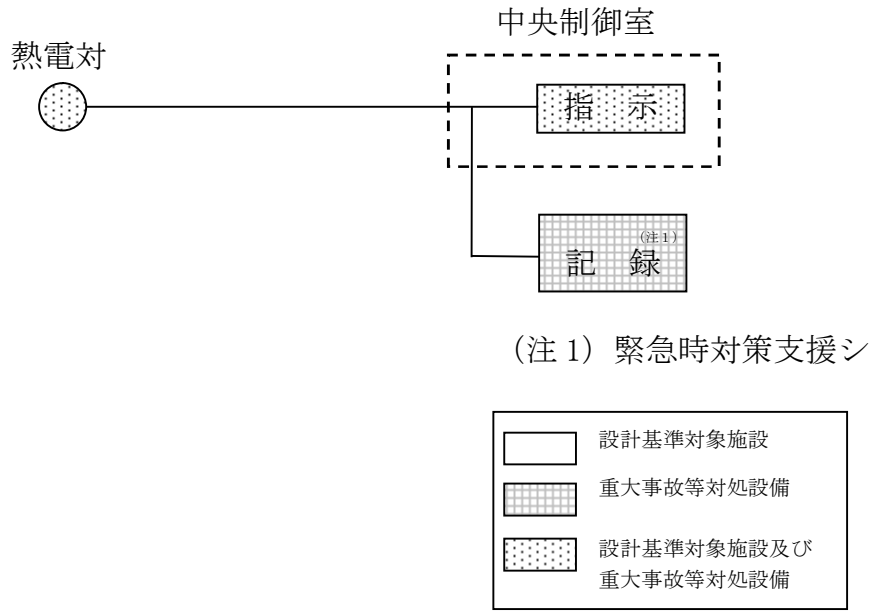
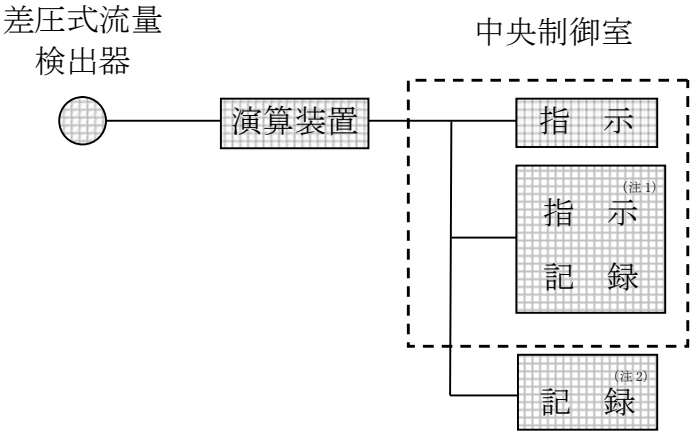


図 58-6-6　残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

3.2.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧代替注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-7「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

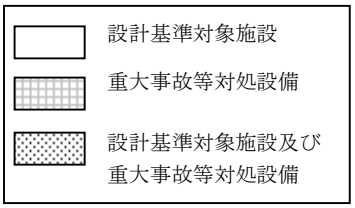
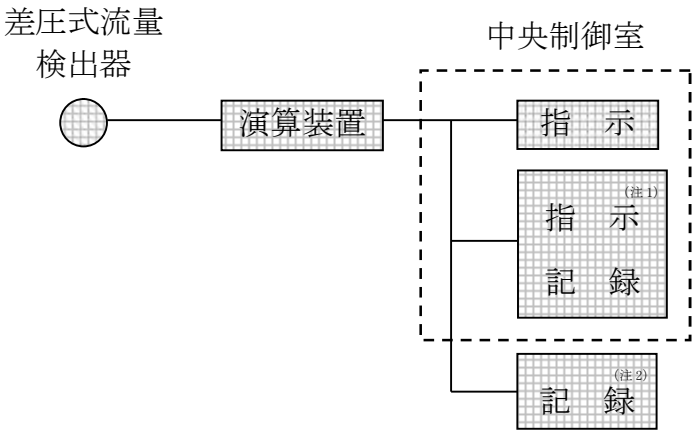


図 58-6-7　高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(2) 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）

復水補給水系流量（原子炉圧力容器）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）を中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-8「復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

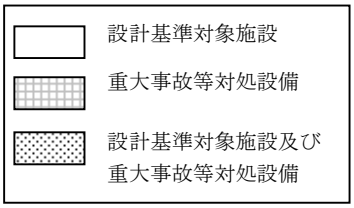


図 58-6-8　復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の概略構成図

(3) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-9「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。）

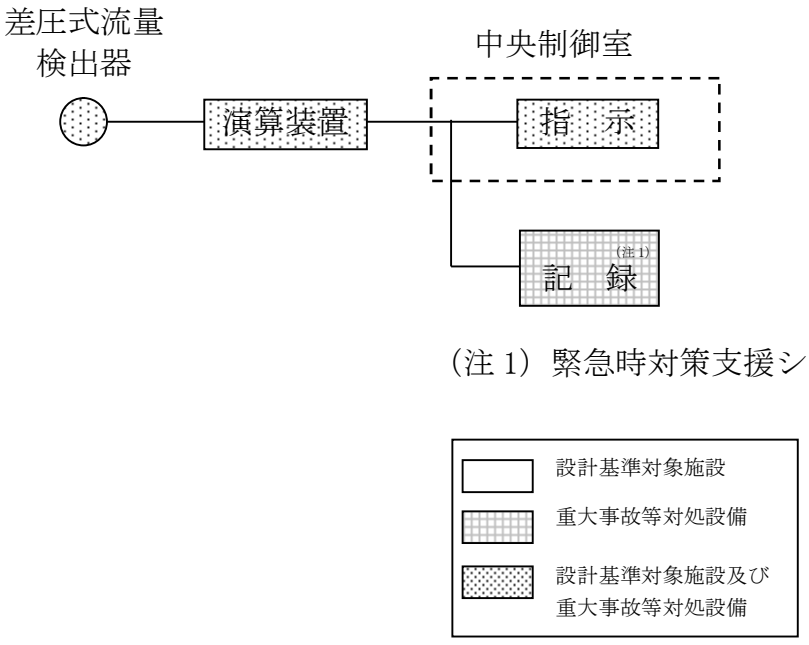
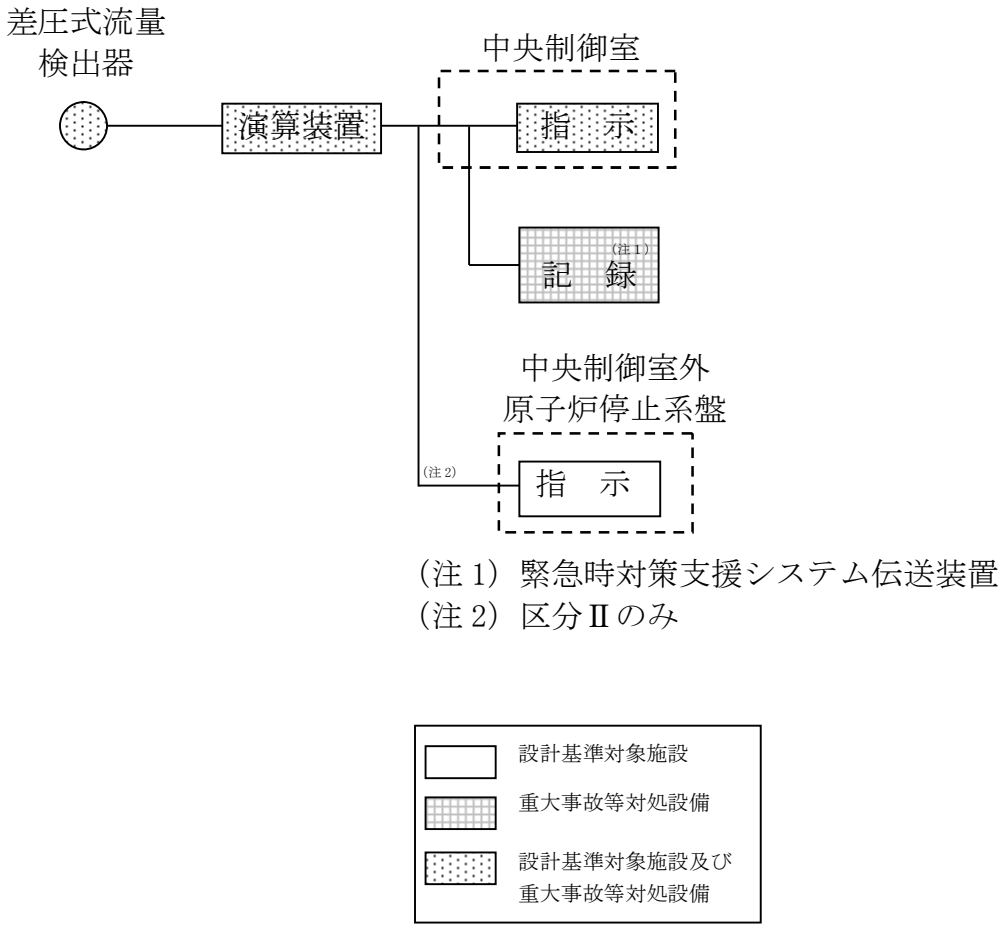


図 58-6-9　原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(4) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-10「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」参照。）

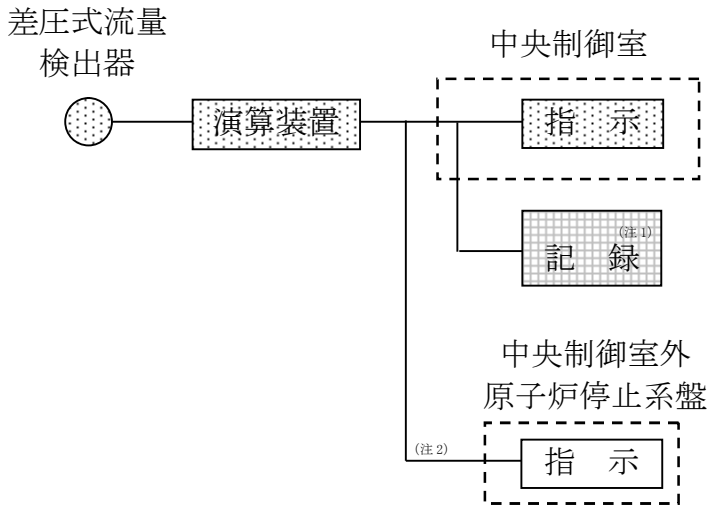


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置
（注 2）区分Ⅱのみ

図 58-6-10　高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

(5) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-11「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置
（注 2）区分Ⅰ，Ⅱのみ

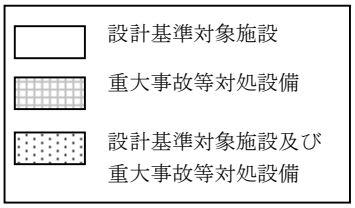


図 58-6-11　残留熱除去系系統流量の概略構成図

3.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1　原子炉圧力容器本体内の圧力

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-12「原子炉圧力の概略構成図」参照。）

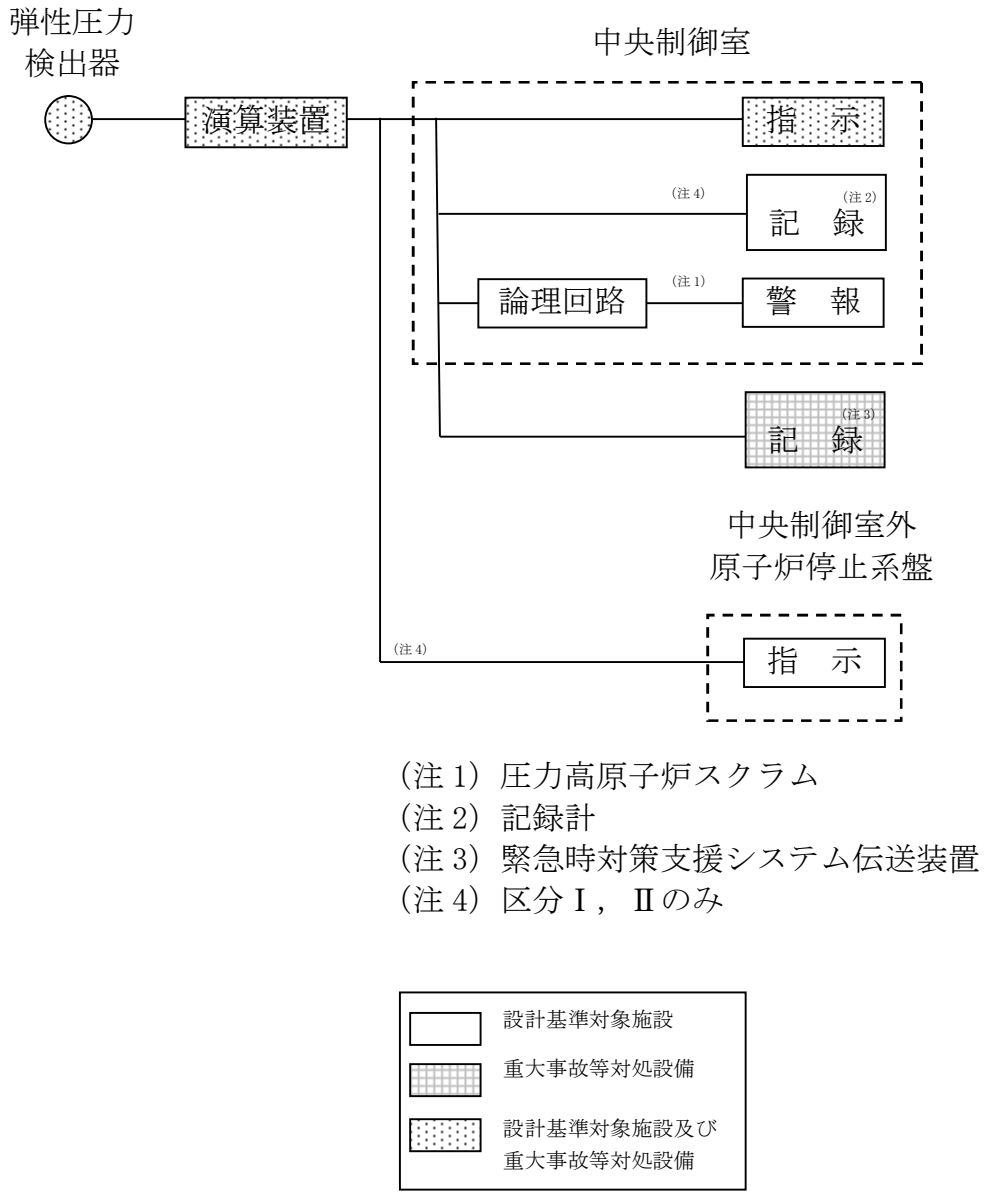
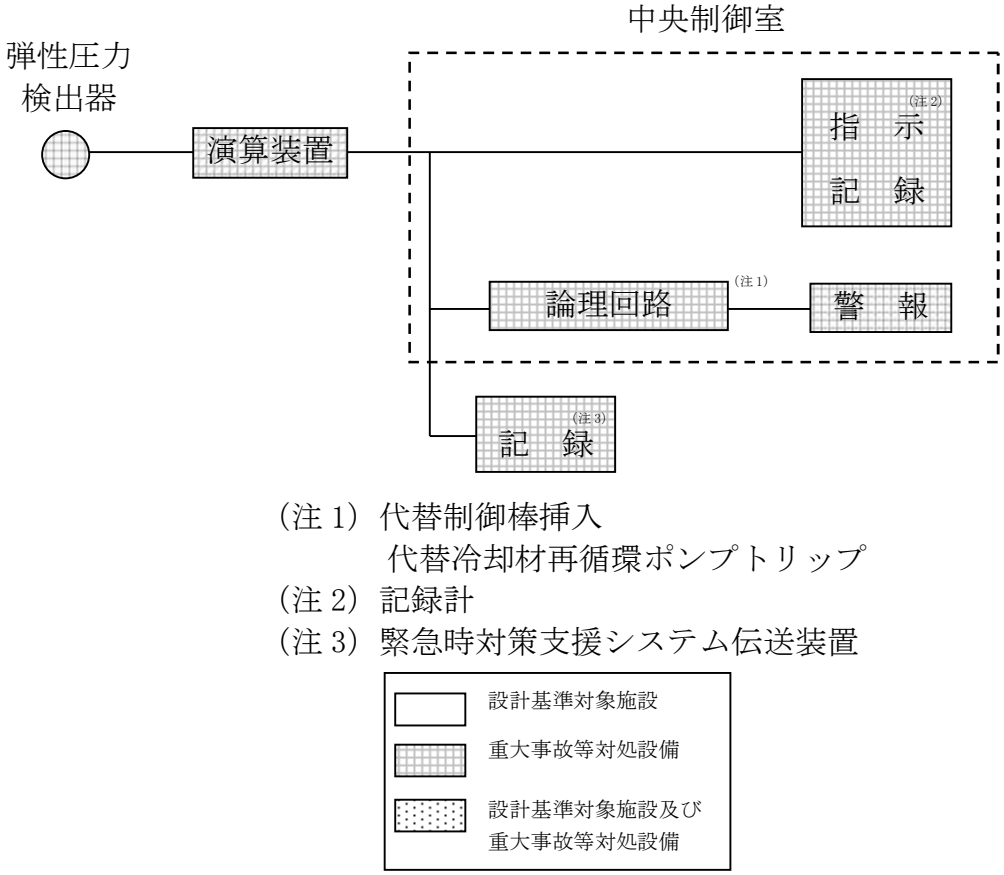


図 58-6-12　原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力（ＳＡ）

原子炉圧力（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力（ＳＡ）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に警報し，記録する。（図58-6-13「原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



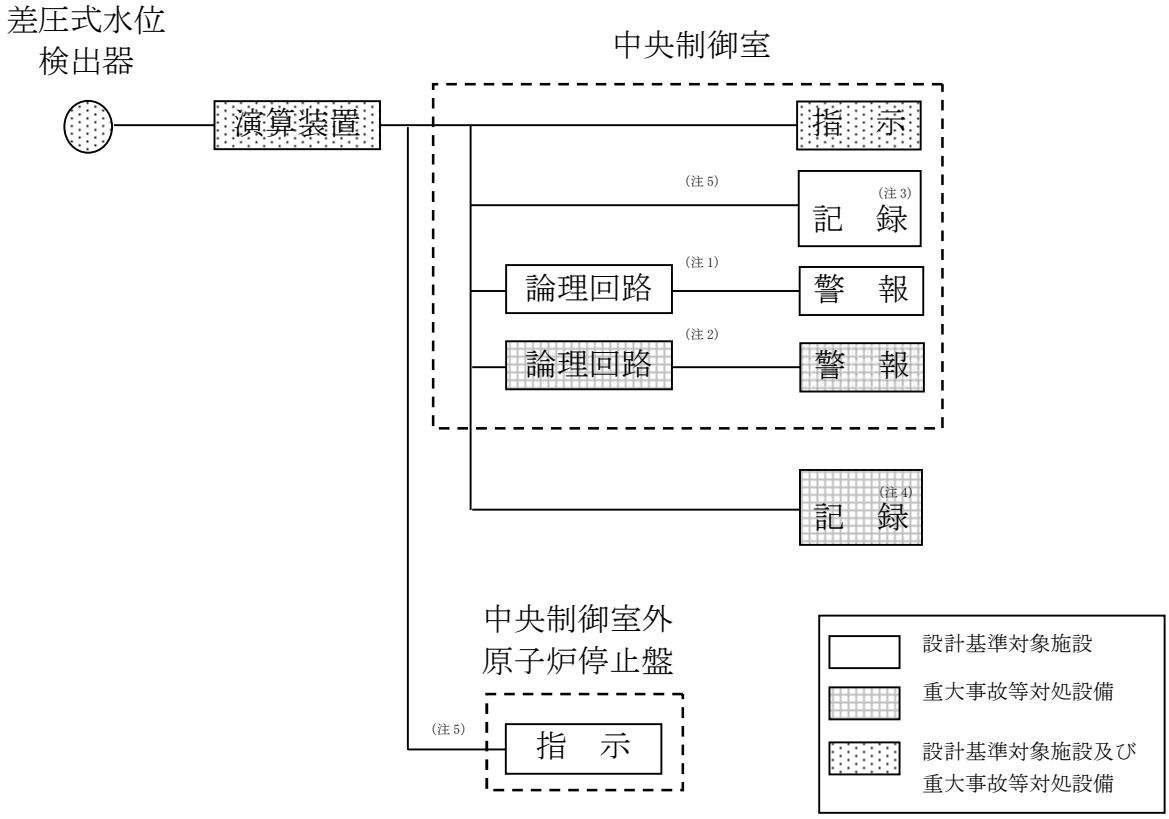
（注 1）代替制御棒挿入
　　代替冷却材再循環ポンプトリップ
（注 2）記録計
（注 3）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-13　原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図

3.3.2　原子炉圧力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位

原子炉水位は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-14,15「原子炉水位の概略構成図」参照。）



（注 1）原子炉格納容器隔離弁閉
　　原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）
　　高圧炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）
　　残留熱除去系（低圧注水系）起動
　　自動減圧系起動（水位低と格納容器圧力高の一致）
（注 2）代替制御棒挿入（区分Ⅰ，Ⅲのみ）
　　代替冷却材再循環ポンプトリップ（区分Ⅰ，Ⅲのみ）
　　代替自動減圧系作動（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅱのみ）
（注 3）記録計
（注 4）緊急時対策支援システム伝送装置
（注 5）区分Ⅰのみ

図 58-6-14　原子炉水位の概略構成図

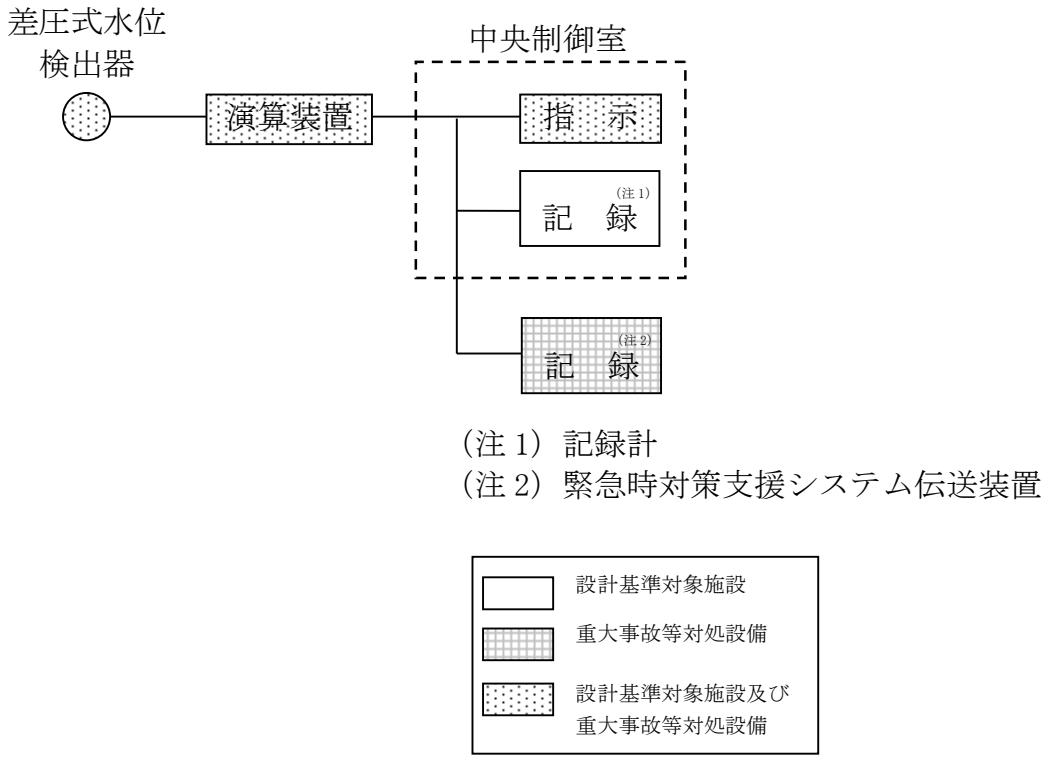


図 58-6-15　原子炉水位の概略構成図

(2) 原子炉水位（ＳＡ）

原子炉水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（ＳＡ）の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-16「原子炉水位（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

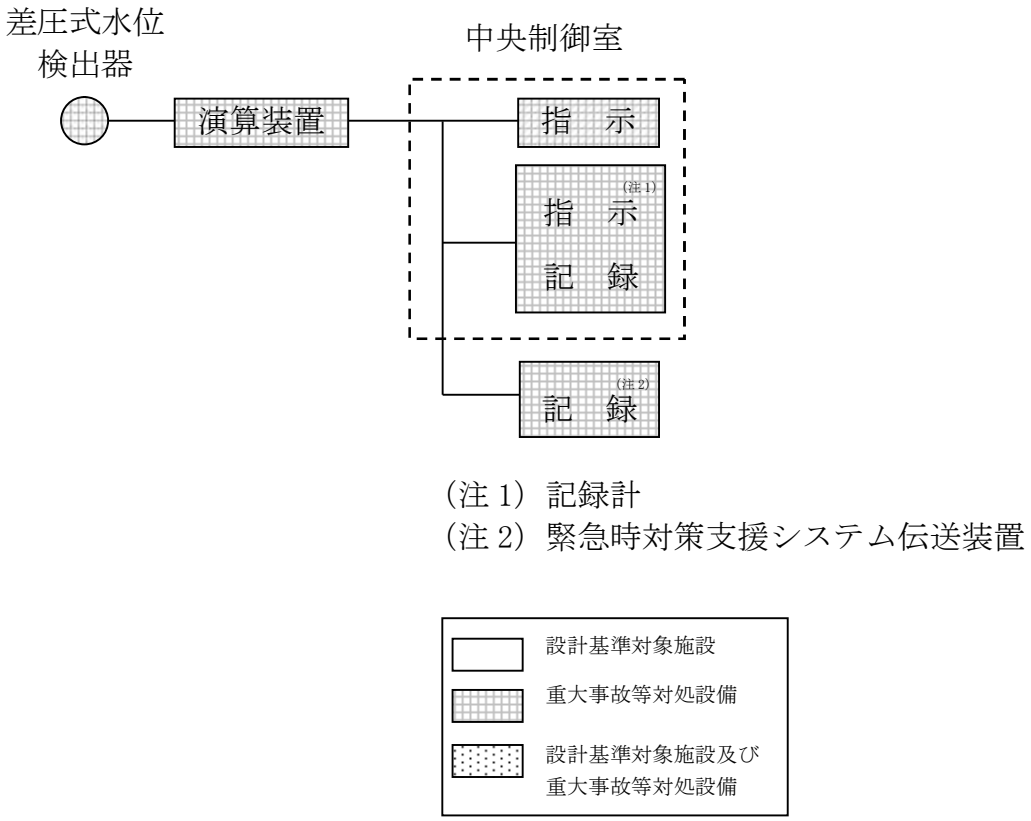


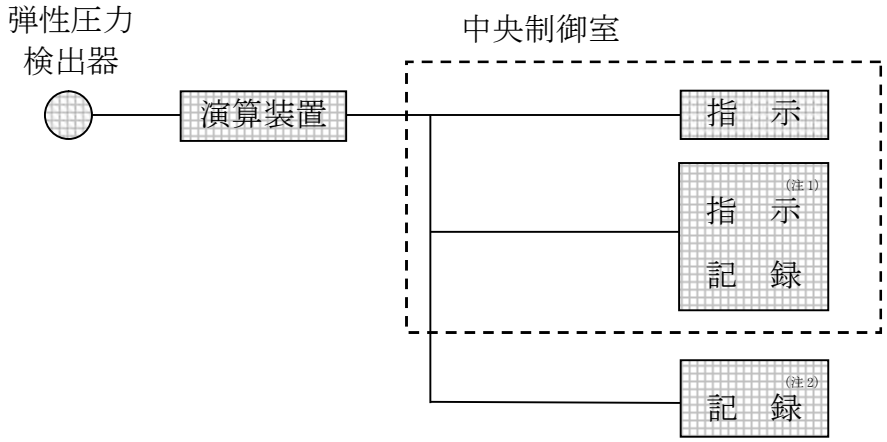
図 58-6-16　原子炉水位（ＳＡ）の概略構成図

3.4　原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

3.4.1　原子炉格納容器本体内の圧力

(1) 格納容器内圧力（D／W）

格納容器内圧力（D／W）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内圧力（D／W）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内圧力（D／W）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-17「格納容器内圧力（D／W）の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

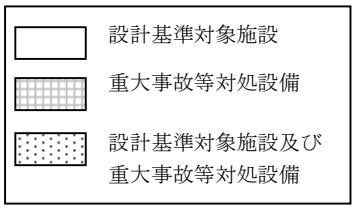
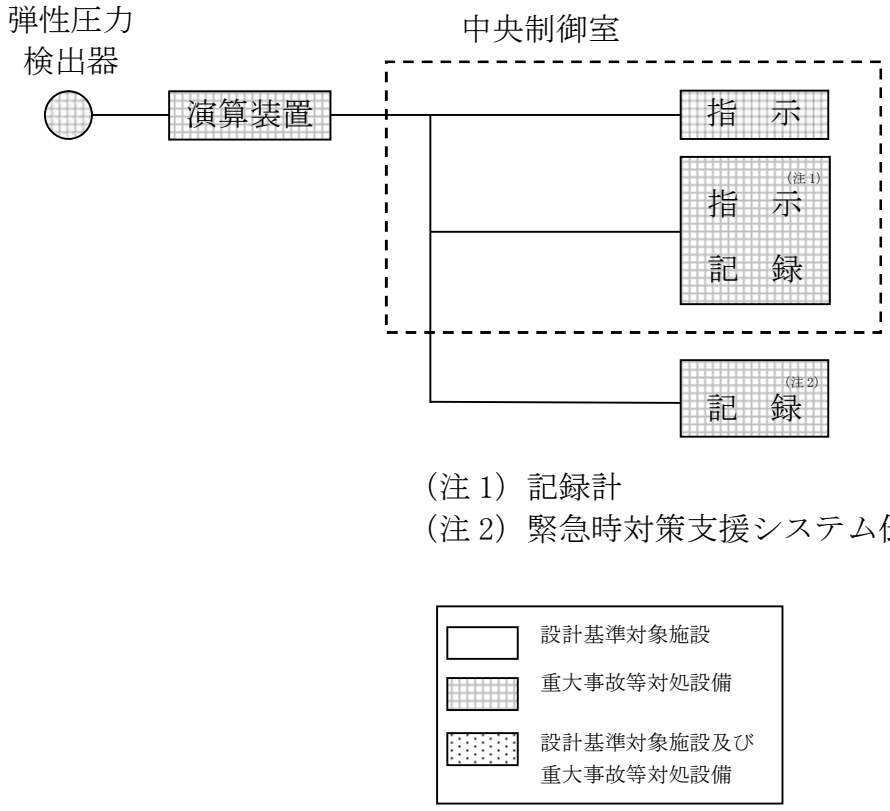


図 58-6-17　格納容器内圧力（D／W）の概略構成図

(2) 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）

格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-18「格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）の概略構成図」参照。）



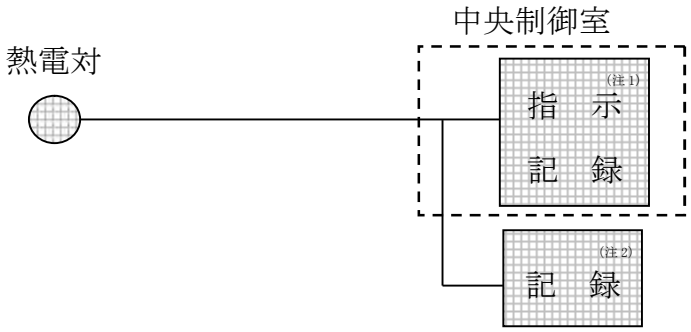
（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-18　格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）の概略構成図

3.4.2　原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル雰囲気温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-19「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

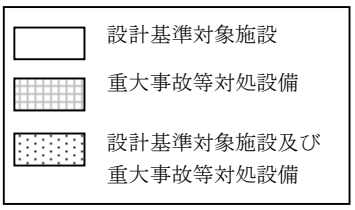
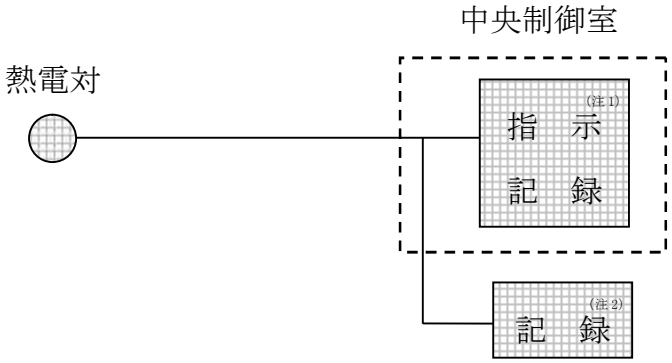


図 58-6-19　ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ気体温度

サプレッション・チェンバ気体温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ気体温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，サプレッション・チェンバ気体温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-20「サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

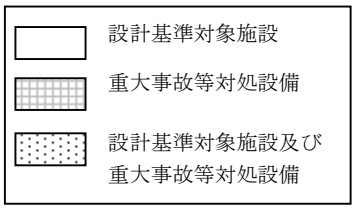
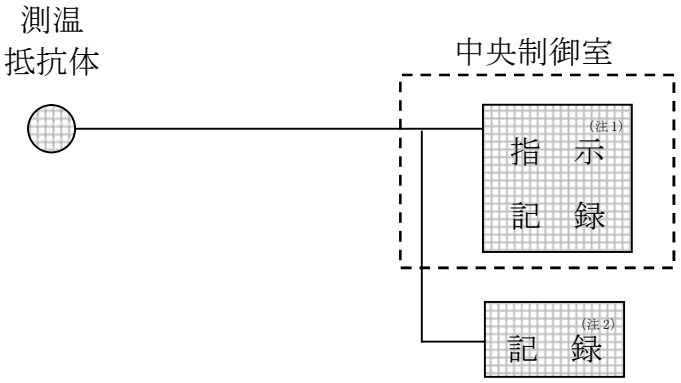


図 58-6-20　サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図

(3) サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は，測温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後，サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-21「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

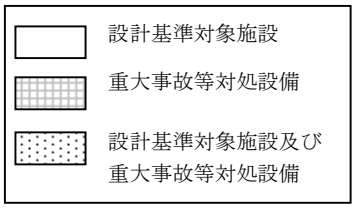
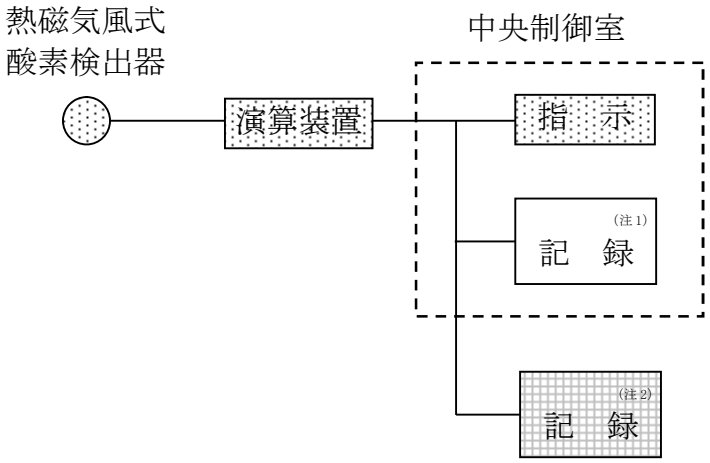


図 58-6-21　サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

3.4.3　原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-22「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

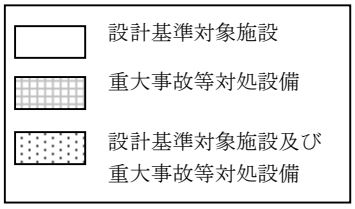
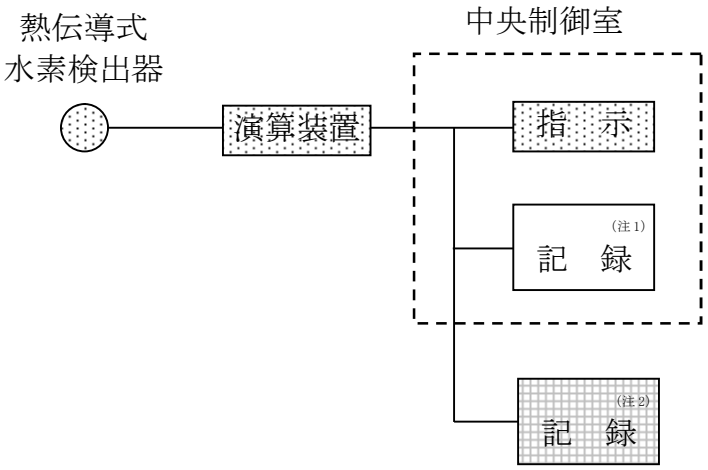


図 58-6-22　格納容器内酸素濃度の概略構成図

3.4.4　原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-23「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

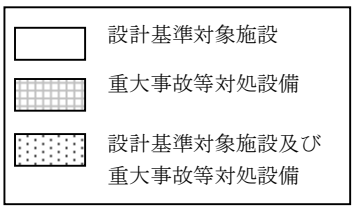
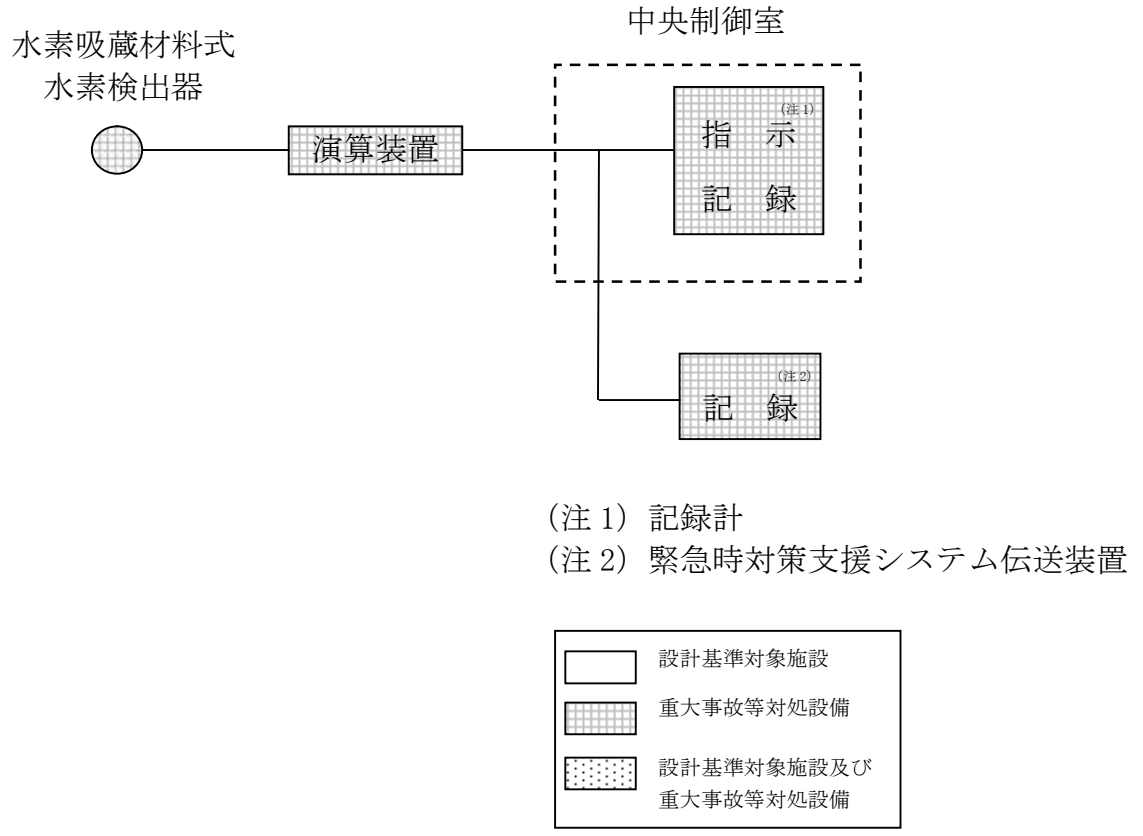


図 58-6-23　格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度（ＳＡ）

格納容器内水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度（ＳＡ）の検出信号は，水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-24「格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-24　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図

3.5　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-25「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）

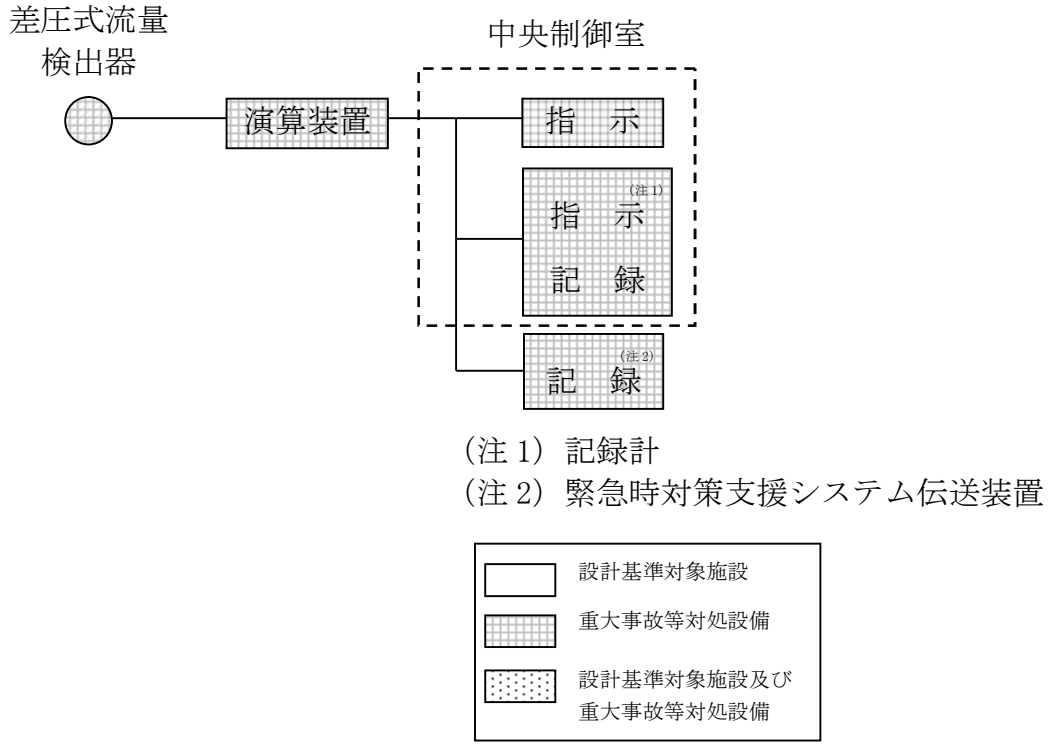
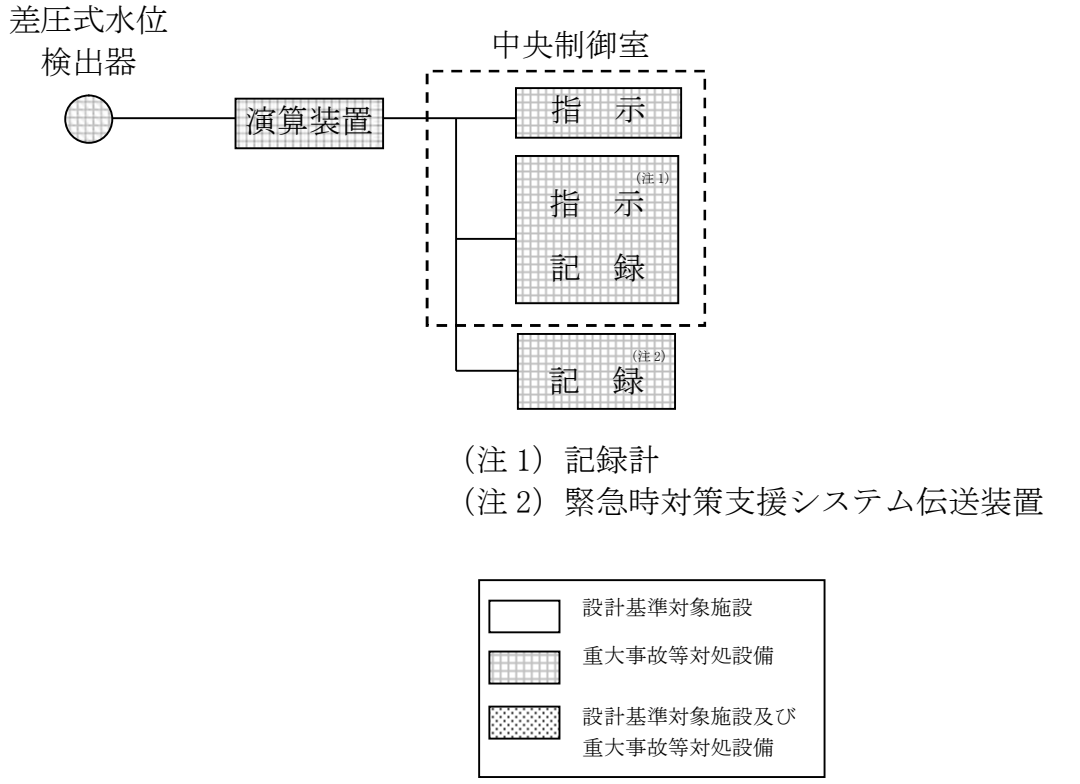


図 58-6-25　復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図

3.6　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プール水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ・プール水位の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ・プール水位を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-26「サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図」参照。）



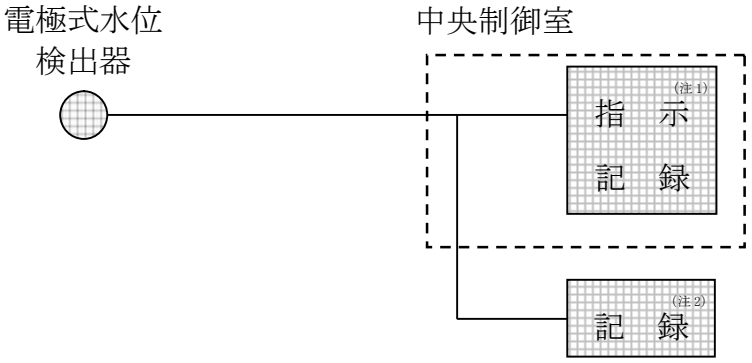
（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-26　サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-27「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

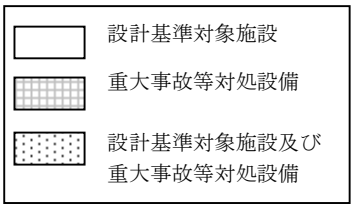


図 58-6-27　格納容器下部水位の概略構成図

3.7　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-28，29「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

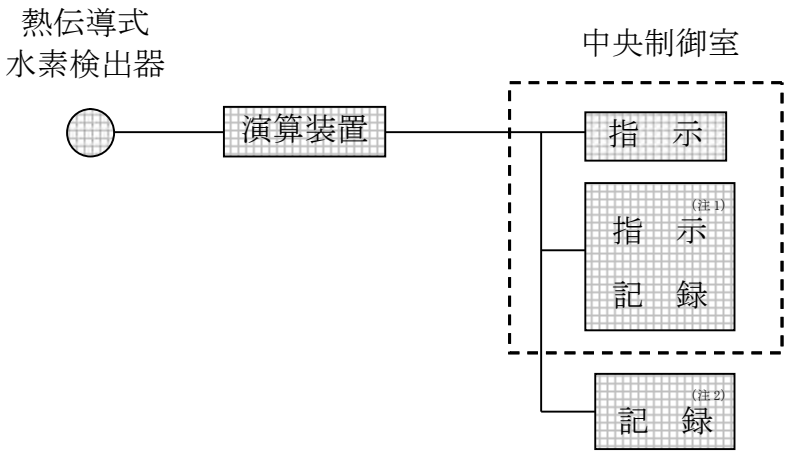
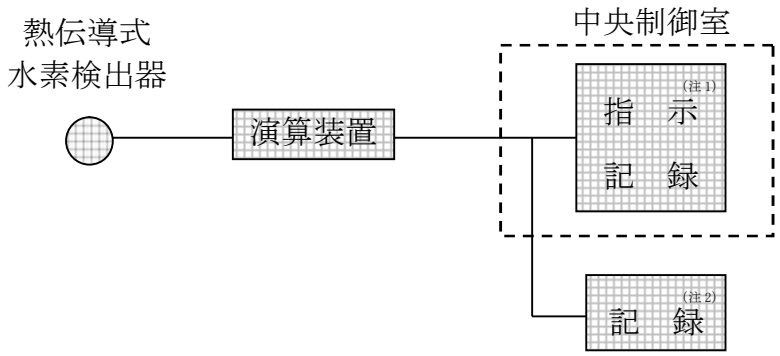


図 58-6-28　原子炉建屋水素濃度の概略構成図



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

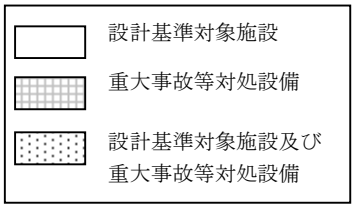


図 58-6-29　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

3.8　放射線管理用計測装置

(1) 格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）

格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）の検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-30「格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）の概略構成図」参照。）

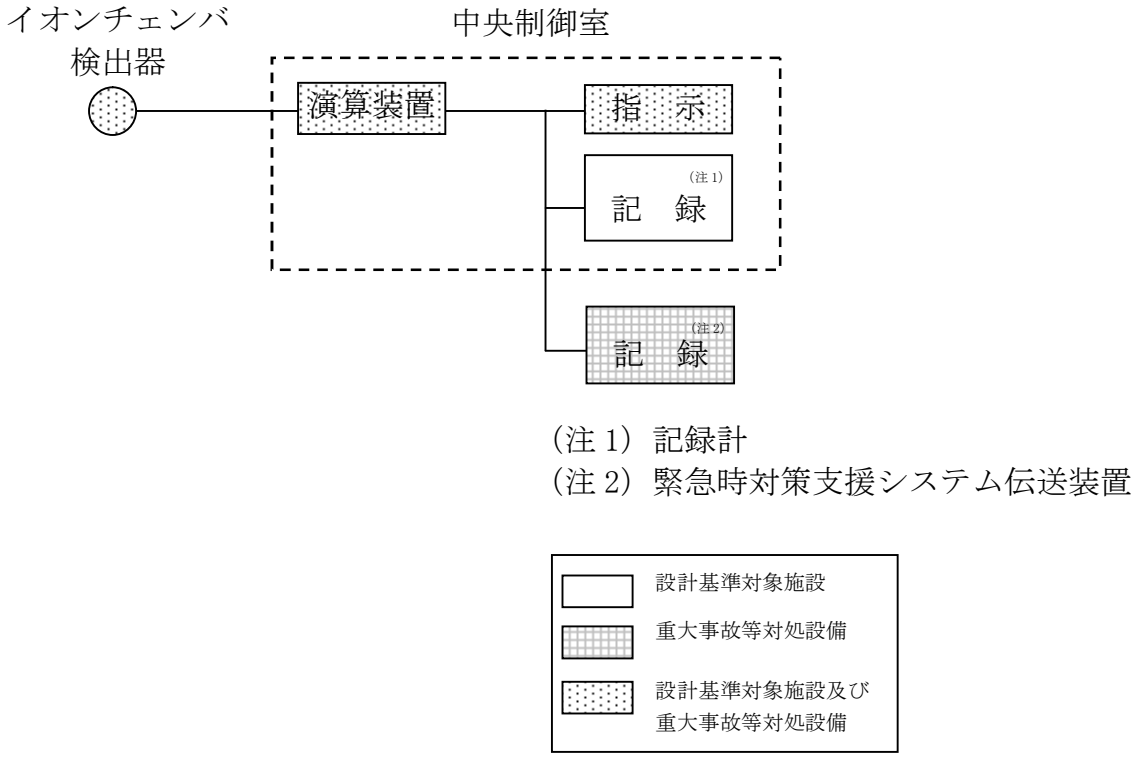


図 58-6-30　格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）

格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-31「格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）の概略構成図」参照。）

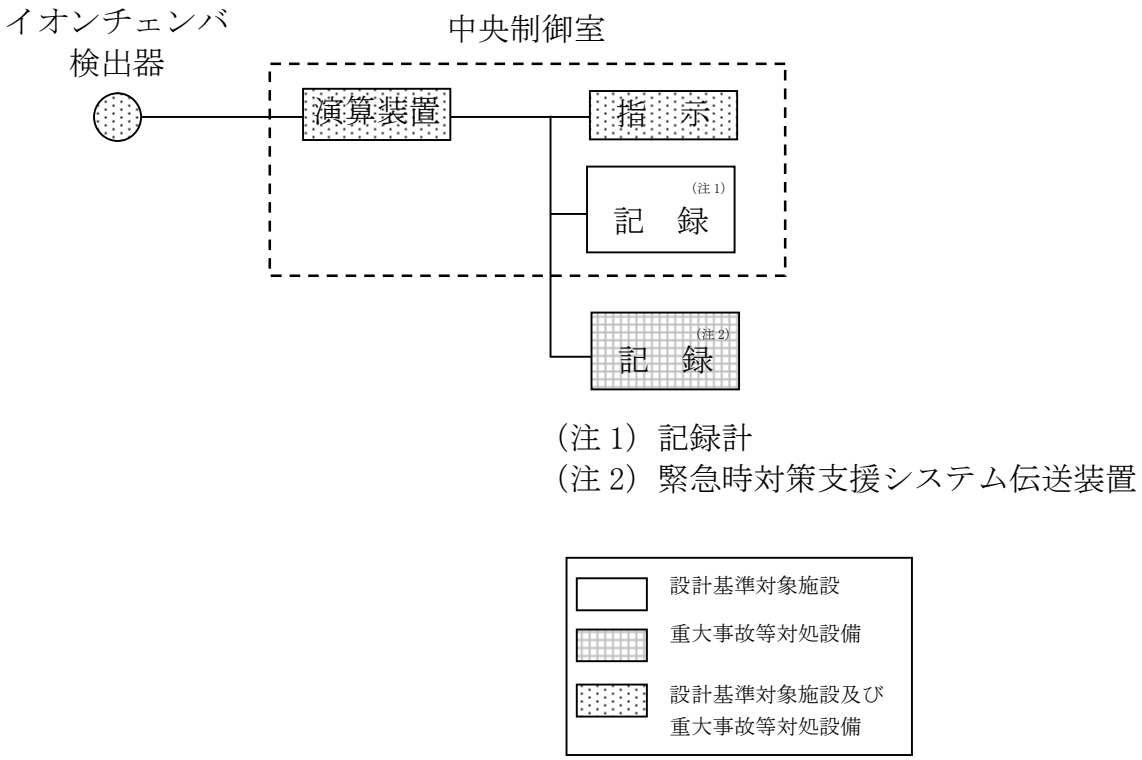
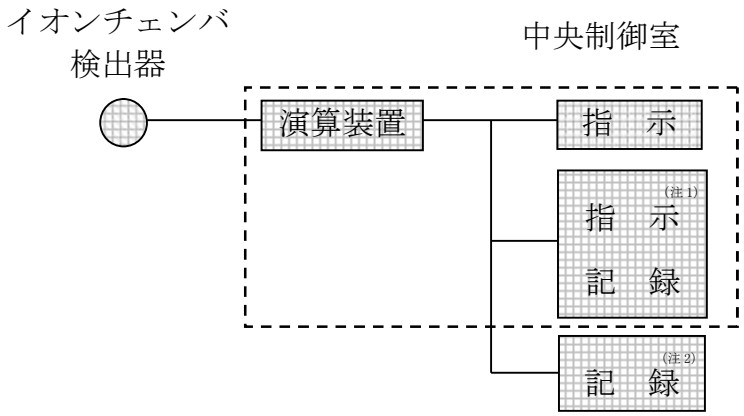


図 58-6-31　格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）の概略構成図

(3) 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,重大事故等対処設備の機能を有しており,フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-32　「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

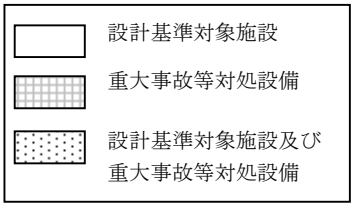


図 58-6-32　フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは,重大事故等対処設備の機能を有しており,耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-33　「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。）

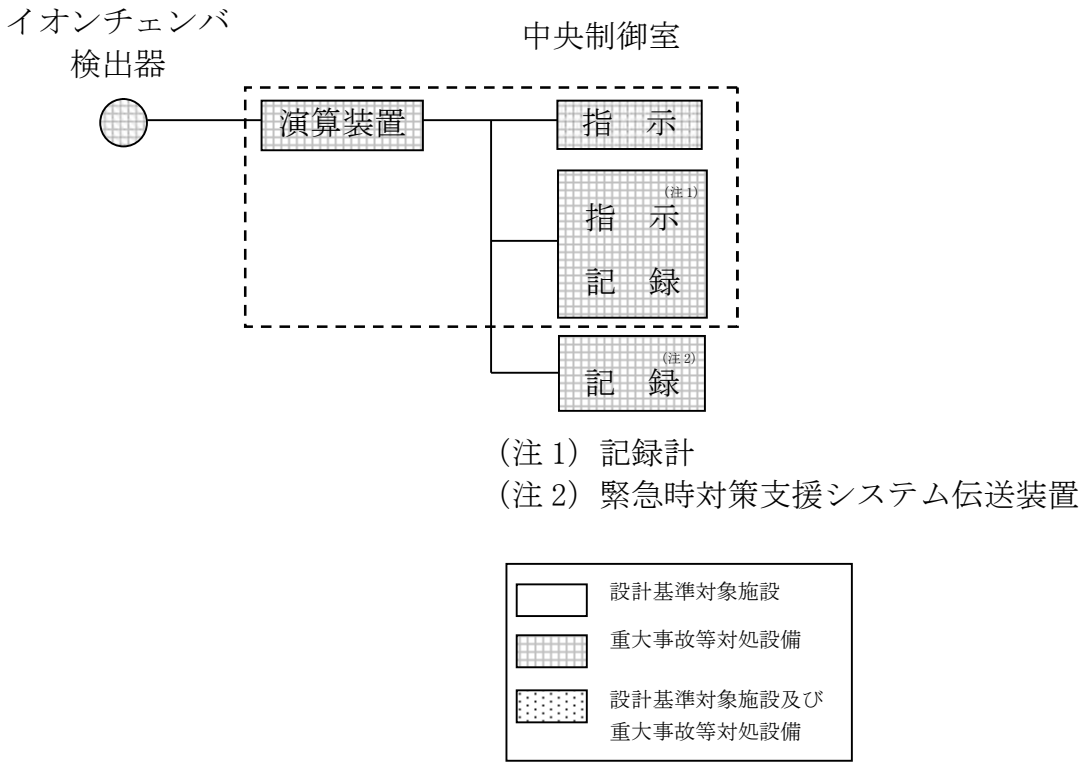


図 58-6-33　耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-34　「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）

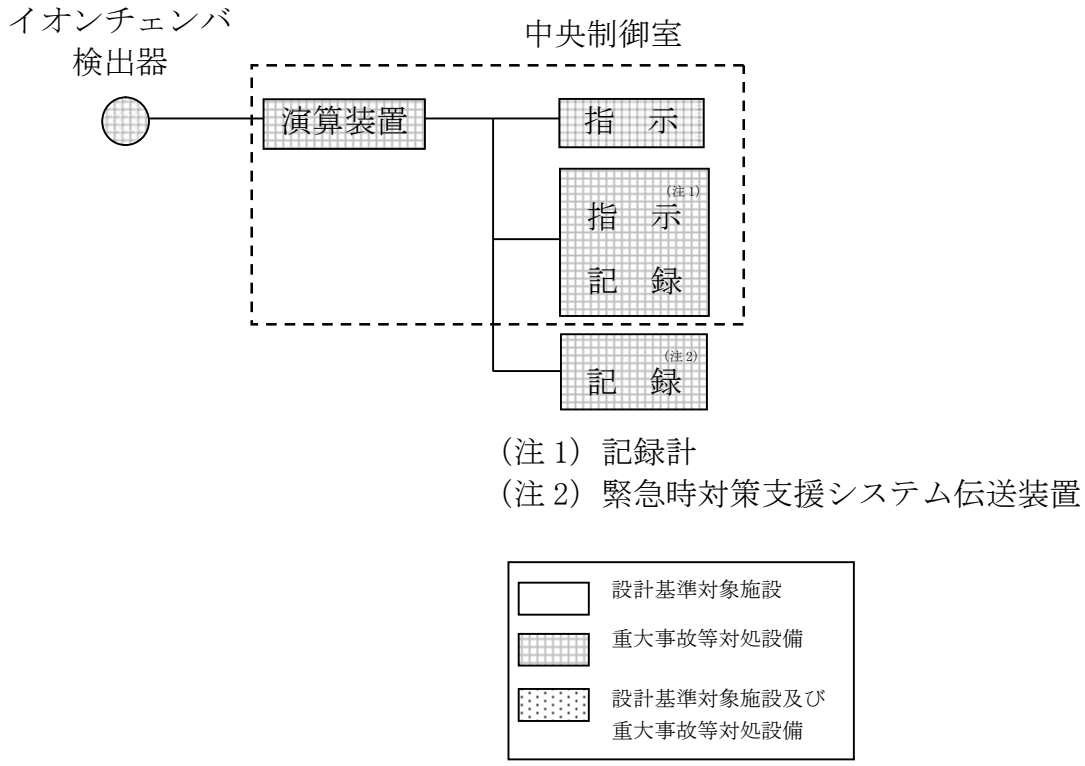


図 58-6-34　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

3.9　その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-35「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）

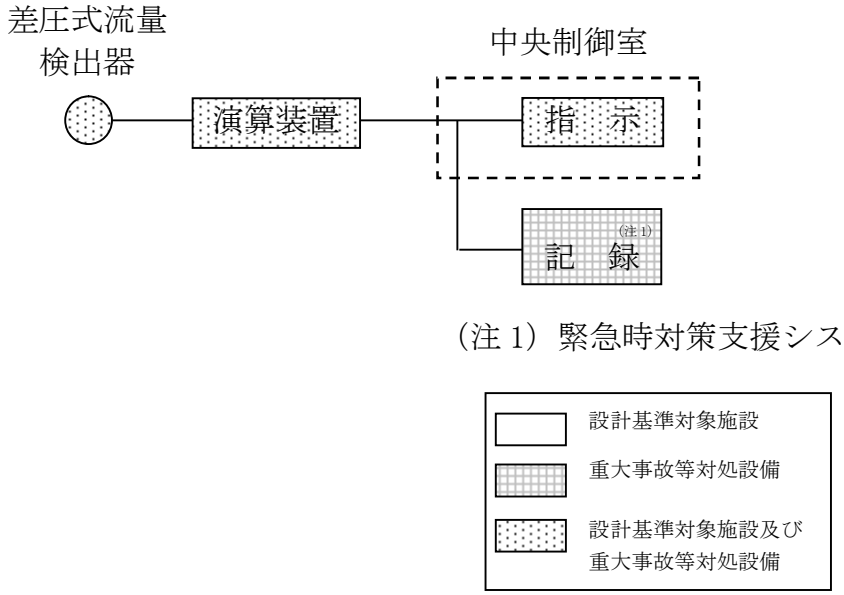


図 58-6-35　原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-36「残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」参照。）

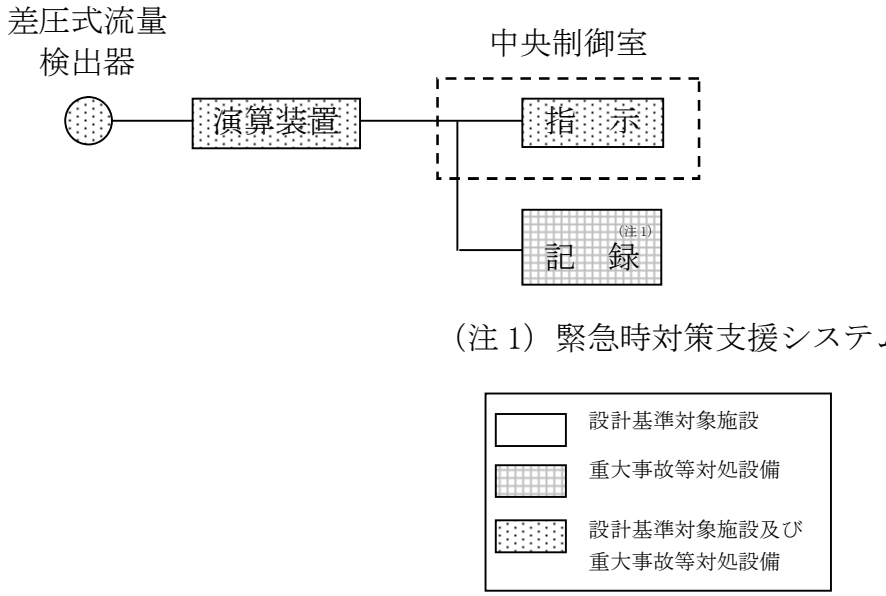
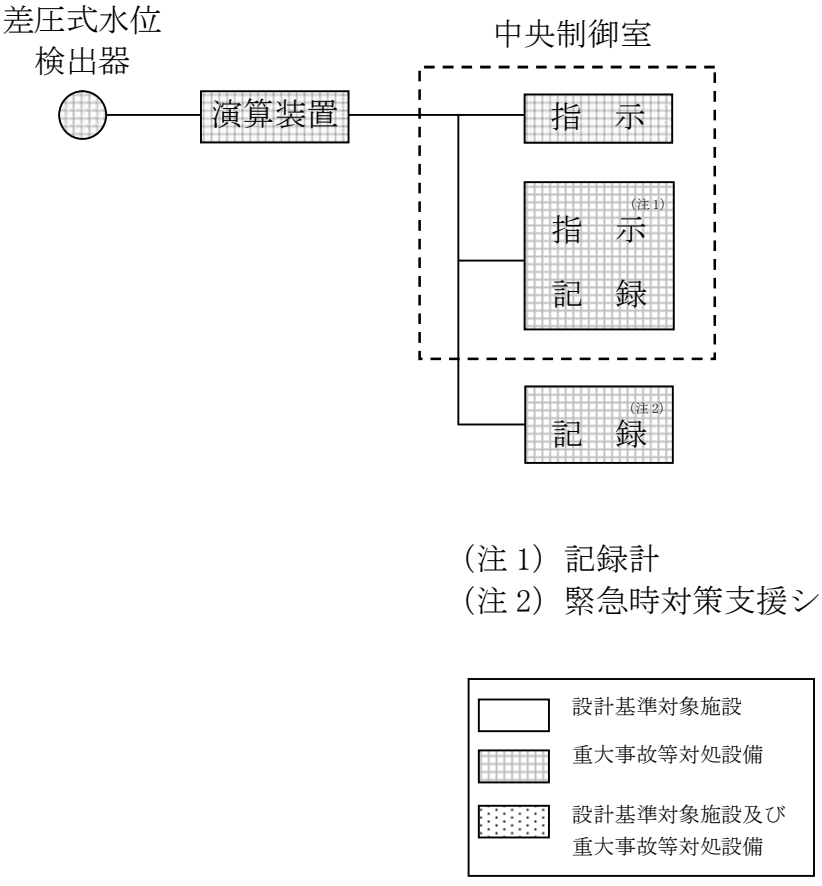


図 58-6-36　残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

(3) 復水貯蔵槽水位（ＳＡ）

復水貯蔵槽水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水貯蔵槽水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-37「復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

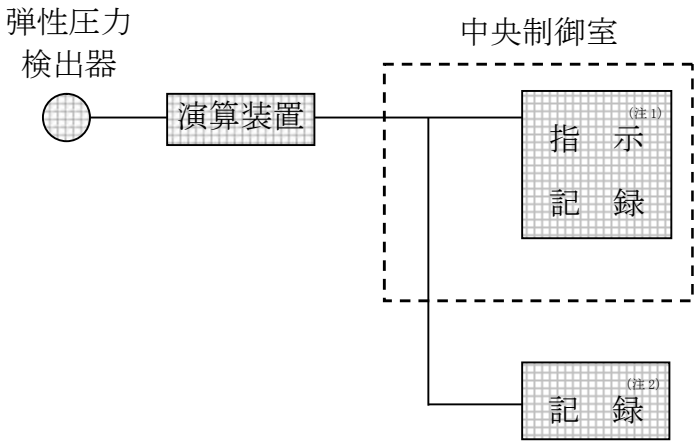


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-37　復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の概略構成図

(4) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-38「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

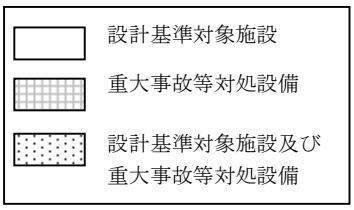
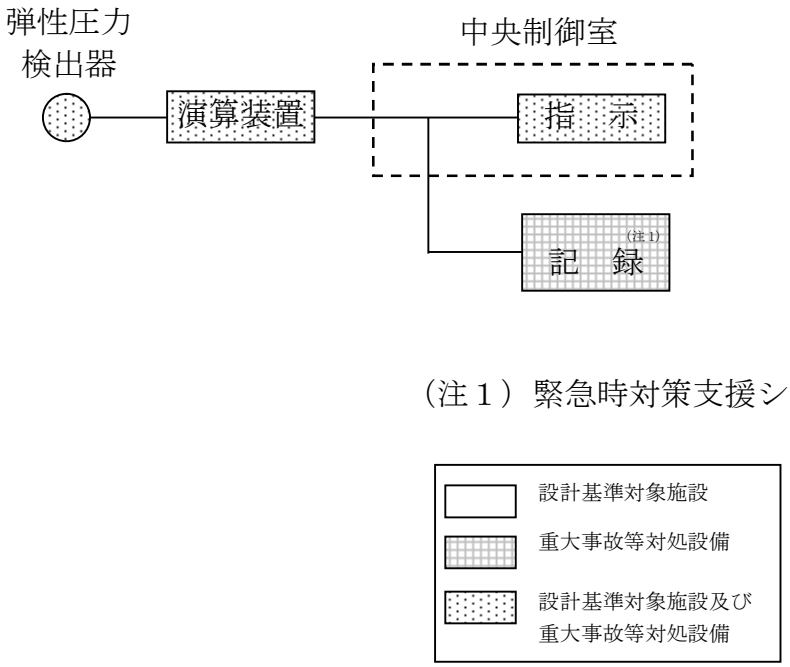


図 58-6-38　復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

(5) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-39「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）

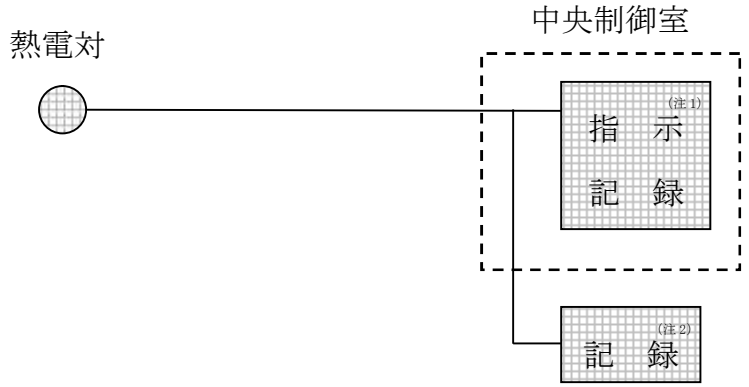


（注１）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-39　残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(6) 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置は,重大事故等対処設備の機能を有しており,静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の検出信号は,熱電対にて温度を電気信号に変換した後,静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し,記録する。(図 58-6-40 「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

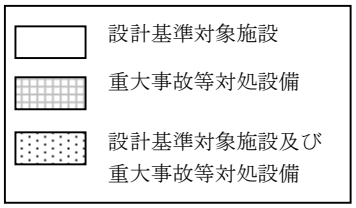


図 58-6-40 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(7) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-41　「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）

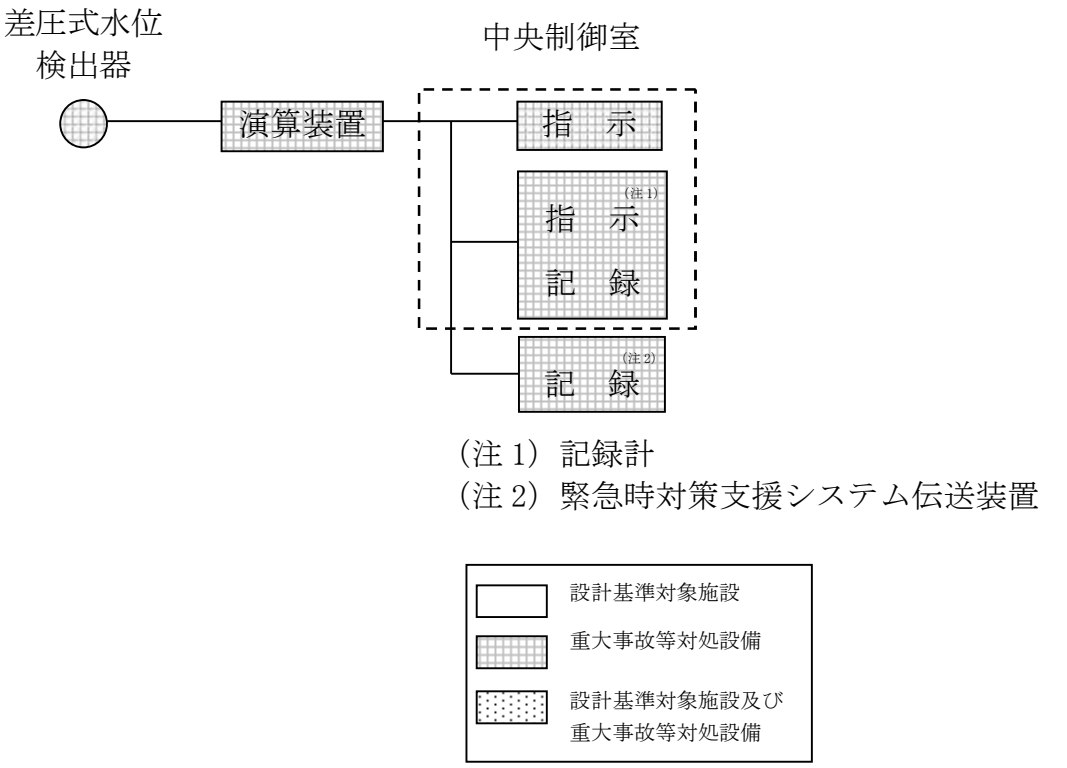


図 58-6-41　フィルタ装置水位の概略構成図

(8) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置入口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-42　「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。）

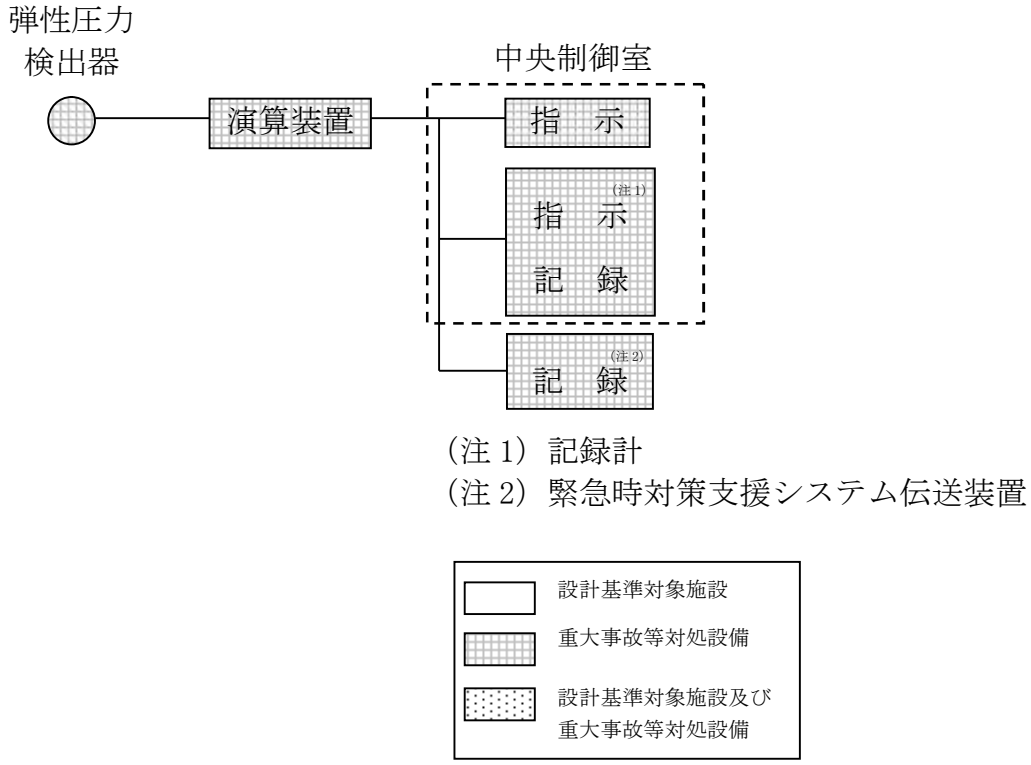
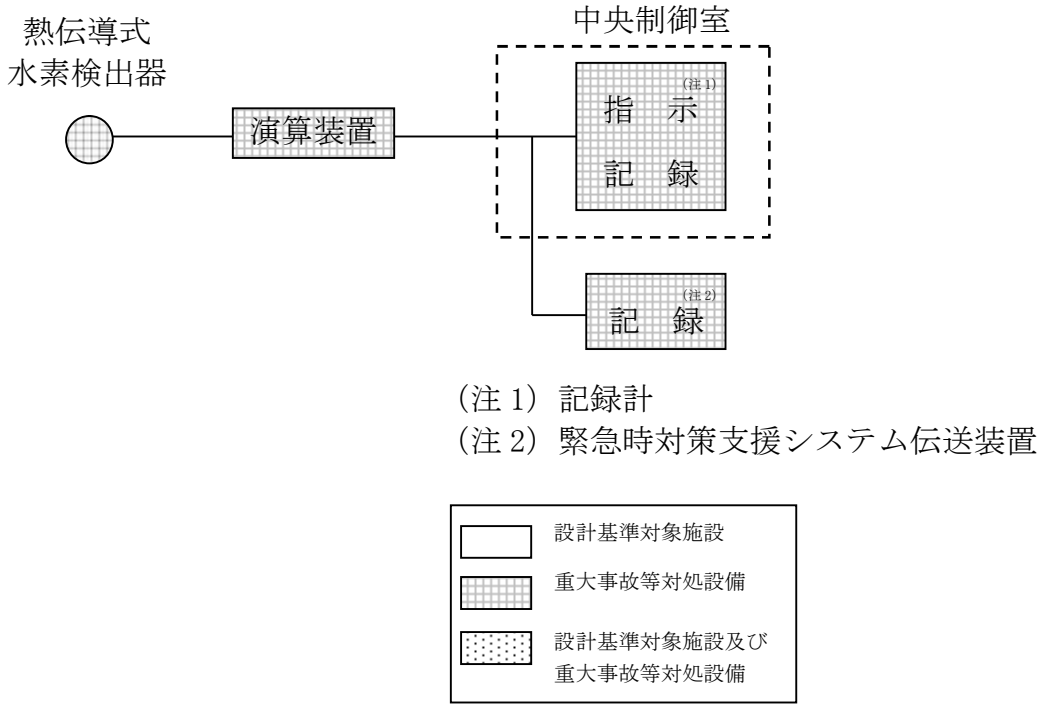


図 58-6-42　フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(9) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-43　「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-43　フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(10) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は,重大事故等対処設備の機能を有しており,フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は，差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-44　「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。）

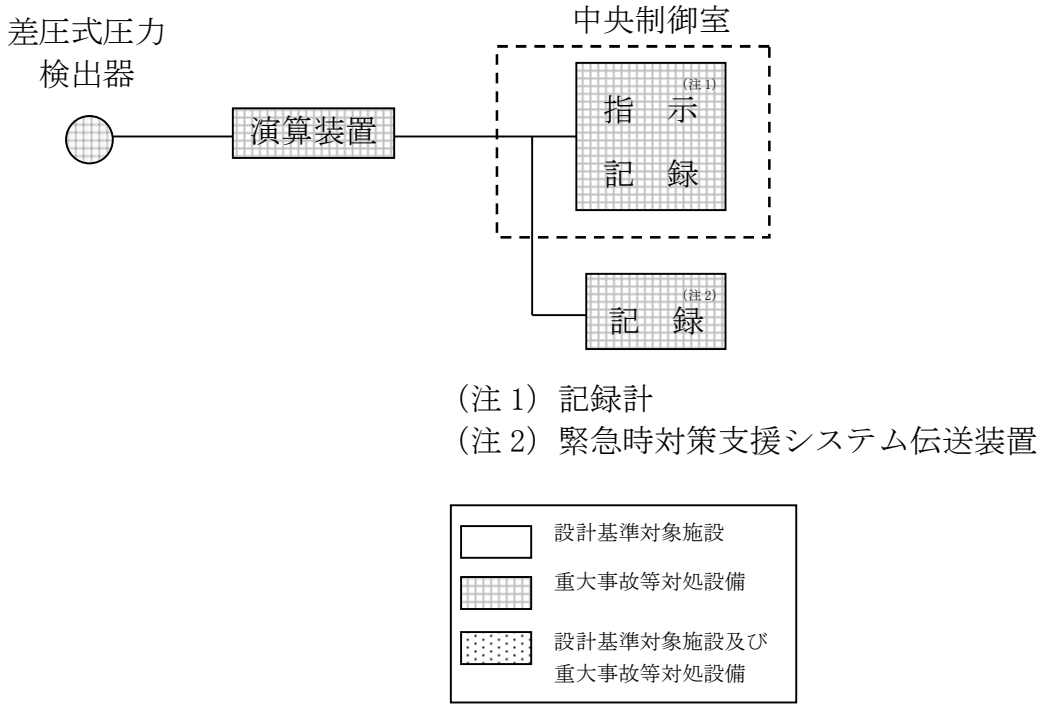
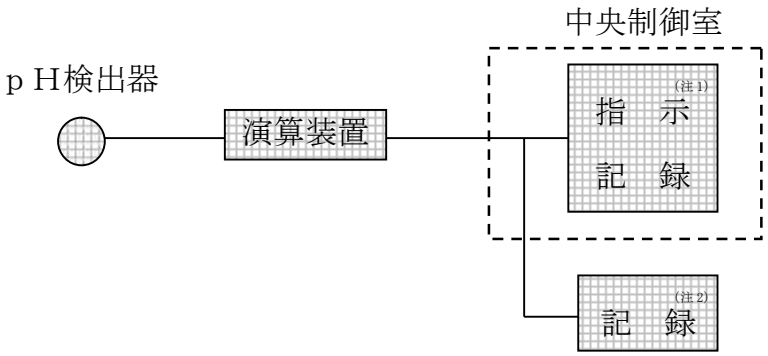


図 58-6-44　フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(11) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は，pH 検出器にて pH を検出し，演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-45　「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

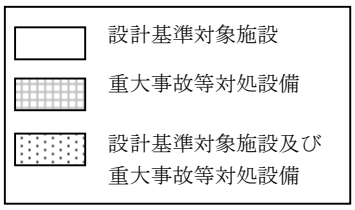
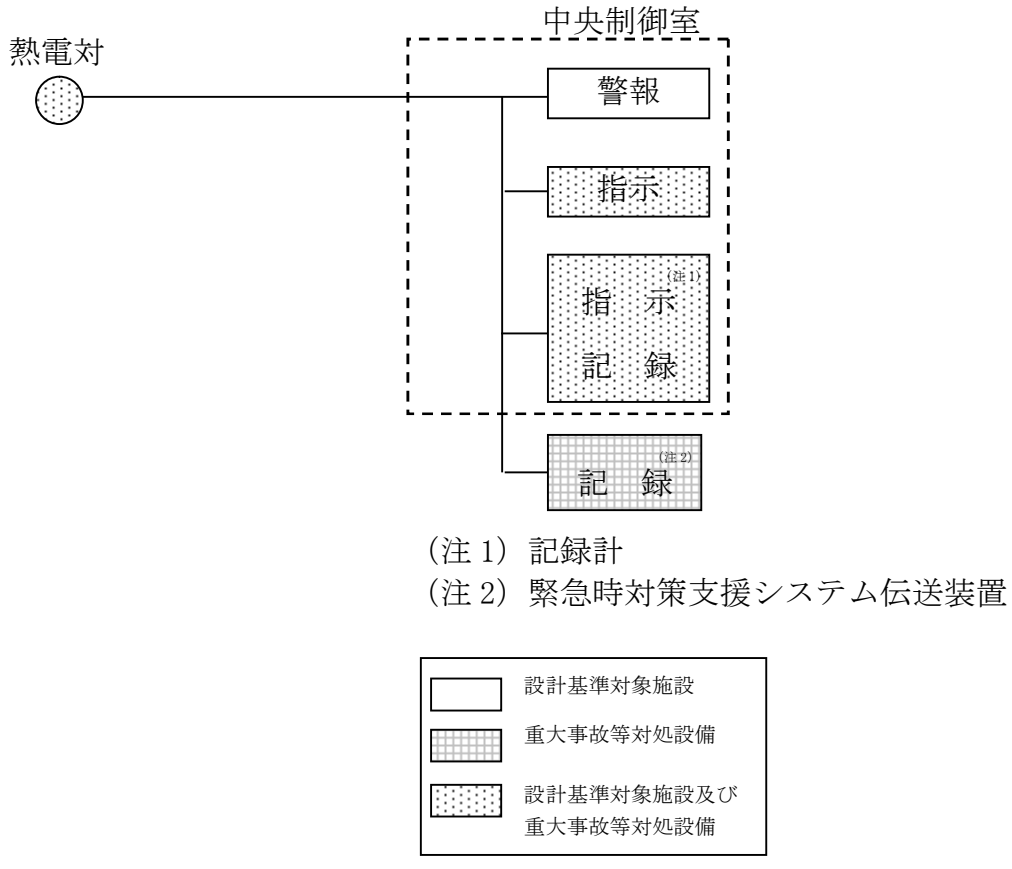


図 58-6-45　フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(12) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）

使用済燃料貯蔵プール温度（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（ＳＡ広域）の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，使用済燃料貯蔵プール温度（ＳＡ広域）を中央制御室に指示し，記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，T.M.S.L.20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後，中央制御室に指示し，記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 58-6-46　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-46　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図

(13) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）

使用済燃料貯蔵プール温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，使用済燃料貯蔵プール温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，T.M.S.L.23420mm（6 号炉），T.M.S.L.23373mm（7 号炉）から 9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後，中央制御室に指示し，記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 58-6-47　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

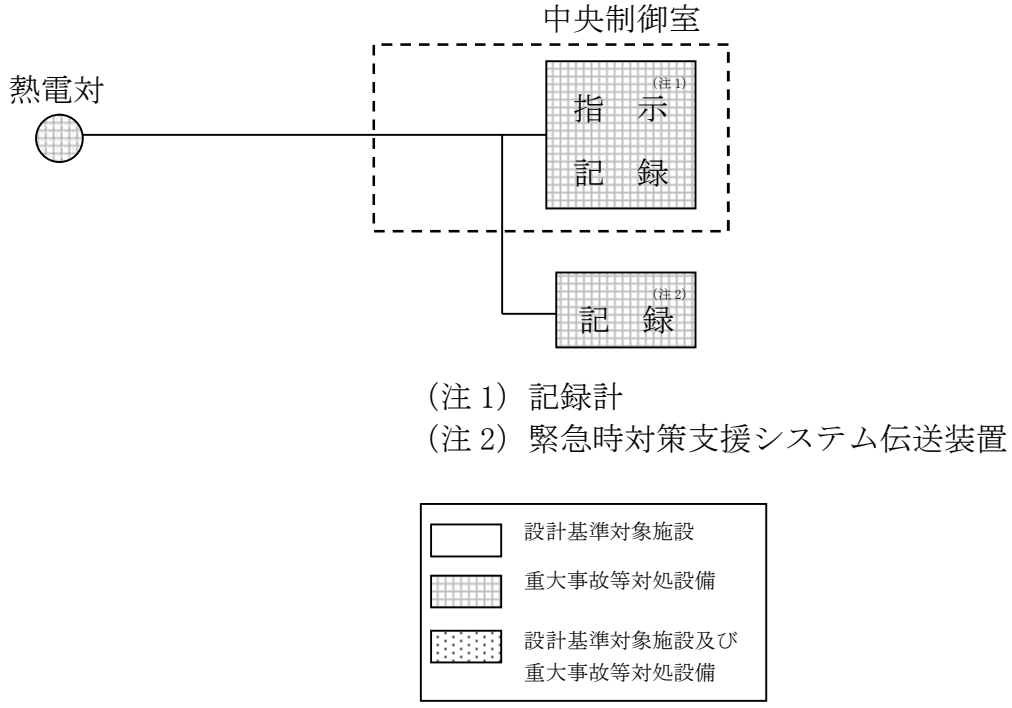


図 58-6-47　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図

(14) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は，制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサー，冷却器及びホース等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(図 58-6-48　「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照。)

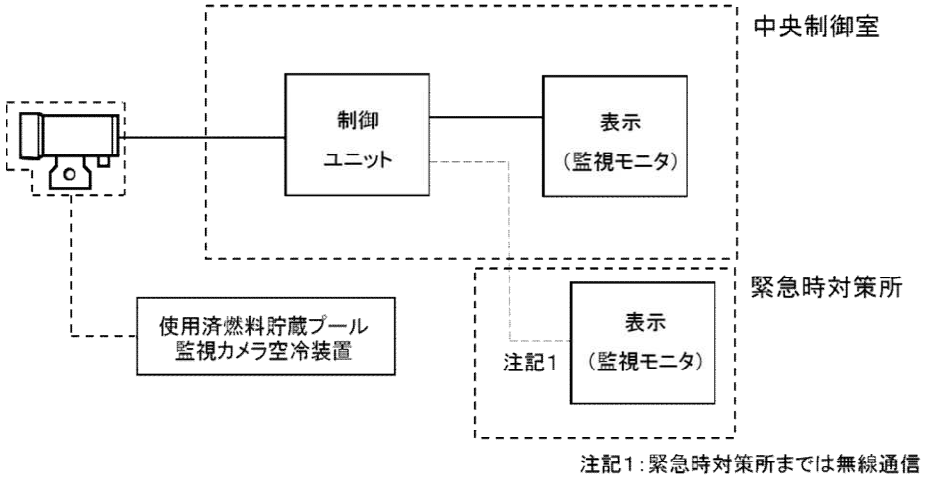


図 58-6-48　使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

4.　計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について，表 58-6-1,2 に示す。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（1/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～300℃	287℃	300℃以下	300℃以上	300℃以上*1	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉圧力容器温度（0～300℃）を設定する。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系熱交換器入口温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下	7.07MPa[gage]以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa[gage]）を包絡する範囲として設定する。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。
原子炉圧力（ＳＡ）	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下	7.07MPa[gage]以下	
原子炉水位	-3200～3500mm*2	1179 mm*2 1300 mm*3	-2880～1650mm*2 465～1300 mm*3	-6830～1650mm*2 -3640～4840mm*3	－	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）及び有効燃料棒上端付近まで監視可能である。
	-4000～1300mm*3					
原子炉水位（ＳＡ）	-3200～3500mm*2	1179 mm*2	-2880～1650mm*2			
	-8000～3500mm*2					

＊1：300℃以上となる場合があるが，炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。
＊2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）
＊3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（2/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高圧代替注水系系統流量	0～300m³/h	－	－	182m³/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧代替注水系系統流量（182m³/h）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h　（7 号炉）	－	－	150m³/h	150m³/h	代替低圧注水系による原子炉注水への必要流量（150m³/h）が計測可能な範囲とする。
	0～350m³/h	－	－	300m³/h	300m³/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，復水補給水系流量（300m³/h）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m³/h	0m³/h	182m³/h	182m³/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却系系統流量（182m³/h）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系系統流量	0～1000m³/h	0m³/h	727m³/h	727m³/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心注水系系統流量（727m³/h）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系系統流量	0～1500m³/h	0m³/h	954m³/h	954m³/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系系統流量（954m³/h）に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（3/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m^3/h	－	－	140m^3/h	140m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器スプレイ時における復水補給水系流量（140m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
	0～150m^3/h（6 号炉） 0～100m^3/h（7 号炉）	－	－	－	90m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器下部注水時における復水補給水系流量（90m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	57℃	138℃以下	140℃以下	207℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器内温度（207℃）に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	35℃	138℃以下	146℃以下	164℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ気体温度（約164℃）に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	35℃	97℃以下	139℃以下	149℃以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ・プール水温度（約 149℃）に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（4/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内圧力（D／W）	0～1000kPa[abs]	5.0kPa[gage]	246kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kPa[gage]以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器内圧力（620kPa[gage]）に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内圧力（S／C）	0～980.7kPa[abs]	5.0kPa[gage]	197kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kPa[gage]以下	
サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m（T.M.S.L.-7150～+9850mm）	0m（T.M.S.L.-1150mm）	-2.59～0m（T.M.S.L.-3740～-1150mm）	0～10.05m（T.M.S.L.-1150～+8950mm）	0～10.05m（T.M.S.L.-1150～+8950mm）	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ・プール水位（0～10.05m）に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器下部水位	+1m，+2m，+3m（T.M.S.L.-5600mm，-4600mm，-3600mm）	－	－	0m（T.M.S.L.-6600mm）	約 13.4m（T.M.S.L.+6820mm）	格納容器下部における注水状況を確認するため，溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。 操作上 2m まで計測できれば問題ない。
格納容器内水素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	0vol%	6.2vol%以下	－	38vol%以下	重大事故時において，格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能である。
格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	－	6.2vol%以下	－	38vol%以下	炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～100vol%）を計測可能な範囲とする。
格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2×10^{-1}Sv/h	10Sv/h 未満*1	10Sv/h 未満*1	3×10^{4}Sv/h 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。
格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	1×10^{-2}Sv/h	10Sv/h 未満*1	10Sv/h 未満*1	3×10^{4}Sv/h 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。

T.M.S.L. =東京湾平均海面

*1：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，炉心損傷しないことからこの値を下回る。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（5/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域モニタ	10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	停止時：100cps 前後 臨界時：10^{4}cps 前後	定格出力の約 10 倍	10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	－	原子炉の停止時から起動時の中性子束（約 100～10^{4}cps 前後）を測定できる範囲として 0.1～10^{6}cps に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ（中性子源領域）が測定できる範囲を超えた場合は，起動領域モニタ（中間領域），平均出力領域モニタによって監視可能。
	0～40%又は 0～125%（1.0×10^{8}～$2.0\times10^{13}\ cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	奇数レンジ：25/40%でレンジアップ 偶数レンジ：80/125%でレンジアップ		－	－	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として，中性子源領域とのオーバーラップを考慮して 1.0×10^{8}～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$ に設定している。
平均出力領域モニタ	0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}\ cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	モードスイッチ起動→運転：通常 7～10% 定格時：約 100%		定格出力の約 3 倍	－	原子炉の起動時から定格出力運転時，運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0～125%に設定している。 設計基準事故及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻であるため，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（6/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	－	－	－	85℃以下	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。
フィルタ装置水位	0～6000mm	－	－	500～2200mm	500～2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限水位：約 2200mm，下限水位：約 500mm を監視可能。
フィルタ装置入口圧力	0～1MPa[gage]	－	－	0.62MPa[gage]以下	0.62MPa[gage]以下	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa[gage]）が監視可能。また，待機時に，窒素置換（約 0.01MPa[gage]以上）が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	－	約 7×10^{4}mSv/h 以下		格納容器ベント実施時に，想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 7×10^{4}mSv/h）を監視可能。
フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－	－	－	38vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値（38vol%（ドライ条件））を監視可能。
フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	－	－			金属フィルタの差圧［　　］が監視可能。
フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－	－			フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（7/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	－	約 7×10^{4}mSv/h 以下		耐圧強化ベント実施時に，想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 7×10^{4}mSv/h）を監視可能。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系熱交換器出口温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ），800m³/h（7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m³/h）を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7 号炉）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 800m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ），800m³/h（7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m³/h）を監視可能。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（8/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	－	0～15.5m（6 号炉） 0～15.7m（7 号炉）	0～15.5m（6 号炉） 0～15.7m（7 号炉）	0～15.5m（6 号炉） 0～15.7m（7 号炉）	重大事故等時において，復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6 号炉：0～15.5m，7 号炉：0～15.7m）を監視可能である。
復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa[gage]	－	－	0.92MPa[gage]	0.92MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，復水移送ポンプ吐出圧力（0.92MPa[gage]）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系ポンプ吐出圧力（2.2MPa[gage]）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－	－	－	2vol%以下	重大事故時において，水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	－	－	－	300℃以下	重大事故時において，静的触媒式水素再結合器の最高使用温度（300℃）を監視可能である。
格納容器内酸素濃度	0～30vol% (6 号炉) 0～10vol% /0～30vol% (7 号炉)	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故時において，格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を把握する上で監視可能である。

表 58-6-1　計測装置の計測範囲（9/9）

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	T.M.S.L.20180～31170mm（6 号炉） T.M.S.L.20180～31123mm（7 号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉） （N.W.L 付近）	N.W.L から-1.2m(T.M.S.L.30195mm)　(6 号炉) N.W.L から-1.2m(T.M.S.L.30190mm)　(7 号炉)		重大事故時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲について水位及び温度を監視可能である。
	0～150℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	T.M.S.L.23420～30420mm（6 号炉） T.M.S.L.23373～30373mm（7号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉）	－	N.W.L から-1.2m(T.M.S.L.30195mm)　(6 号炉) N.W.L から-1.2m(T.M.S.L.30190mm)　(7 号炉)		重大事故時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲について水位及び温度を監視可能である。
	0～150℃	52℃以下	－	0～100℃		
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{1}～10^{8}mSv/h 10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）	バックグラウンドレベル	－	1.0×10^{-1}mSv/h 以下		重大事故時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲について放射線量を監視可能である。
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－	－	－		重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料貯蔵プールの及びその周辺の状況を監視可能である。

＊1：プラント状態の定義は，以下のとおり。

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

表 58-6-2　計測装置の警報動作範囲（1／3）

名　称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	起動領域モニタ （中間領域）	ペリオド： 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度投入による燃料損傷を防止するため，中性子束の異常上昇を検知し，原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち，最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して，燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるように設定するものとし，また，起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し，ペリオド 10 秒以上を設定値とする。
	平均出力領域 モニタ	モードスイッチ「運転」 位置で定格出力の 120%以下	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし，平均中性子束信号により原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として 120%以下とする。
		モードスイッチ「運転」 位置以外で定格出力の 15%以下	原子炉の起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし，異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時までに誤トリップを起こさない値として 15%以下とする。
		自動可変設定 （0.68W＋54%以下※ 又は 115%）	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し，燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう炉心流量の関数として自動可変設定とし，炉心流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として（0.68W＋54%）以下又は 115%とする。

※：W は定格炉心流量に対する炉心流量(%)

表 58-6-2　計測装置の警報動作範囲（2／3）

名　称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.34MPa[gage] 以下	原子炉圧力が上昇すると，炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され，燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため，原子炉をスクラムさせる。 圧力上昇を防止するため，上限値 7.51MPa[gage]（逃がし安全弁第一設定圧力）及び下限値 6 号炉:7.34MPa[gage](通常運転時の負荷変動等による圧力変動分加味した値),7 号炉:7.27MPa[gage]（原子炉圧力高警報に余裕を考慮した値）を超えない値として，原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下を設定値とする。
		7.48MPa[gage] 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時，圧力容器内圧力上昇を緩和し，かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム（7.34MPa[gage]）の発生前に本インターロックが動作することなく，かつ事象の早期緩和を図るため逃がし弁第 1 段設定圧 7.51MPa[gage]以下となるよう，原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下を設定値とする。

表 58-6-2　計測装置の警報動作範囲（3／3）

名　称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉水位	-590mm 以上※	原子炉水位が低下した場合に，原子炉隔離冷却系を起動（冷却材補給機能）し，原子炉の水位低下を防ぐとともに，原子炉冷却材浄化系隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合，原子炉水位 L-2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L-1.5 を下回らないよう十分高い水位にするとともに，原子炉水位 L-3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう，L-3 水位より十分に低い水位である，原子炉水位-590mm 以上を設定値とする。
		-2040mm 以上※	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉隔離冷却系（事故時炉心冷却機能）を起動するとともに，炉水水質を確保するという観点からサプレッションプール水位高信号が受信されても，水源が復水貯蔵槽からサプレッションプールに切り替わらないようにするため，原子炉隔離時冷却系圧力抑制室側吸込隔離弁開許可のインターロックを動作させる。 原子炉隔離時冷却系が通常補給機能として作動する水位 L-2（-590mm）以下の水位において，補給機能のバックアップとして高圧炉心注水系が動作する水位 L-1.5（-2040mm）にあわせ原子炉水位-2040mm 以上を設定値とする。
		-2880mm 以上※	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため，非常用炉心冷却系を起動し，速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L-2 で原子炉隔離時冷却系が作動しなかった場合，原子炉水位 L-1.5 で主蒸気隔離弁が閉となり高圧炉心注水系が起動することにより,L-1 に達しないように十分低い値とするとともに，非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり，冠水維持されて冷却が十分達成されるよう原子炉水位-2880mm 以上を設定値とする。
		-590mm 以上※	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時，圧力容器内圧力上昇を緩和し，かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ6台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L-3 で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位-590mm（L-2）以上を設定値とする。

※：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）

58-7
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

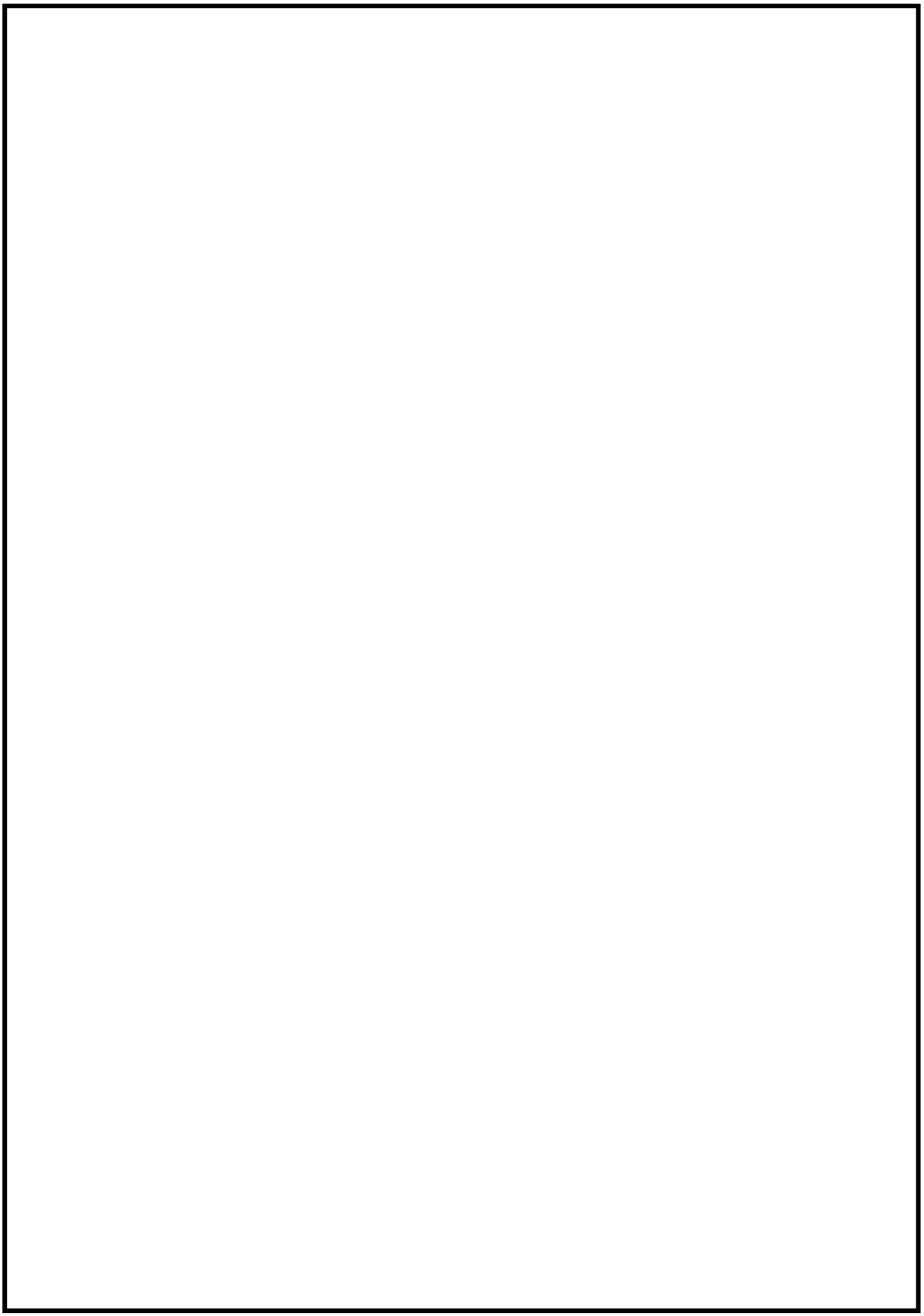


図 58-7-1　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

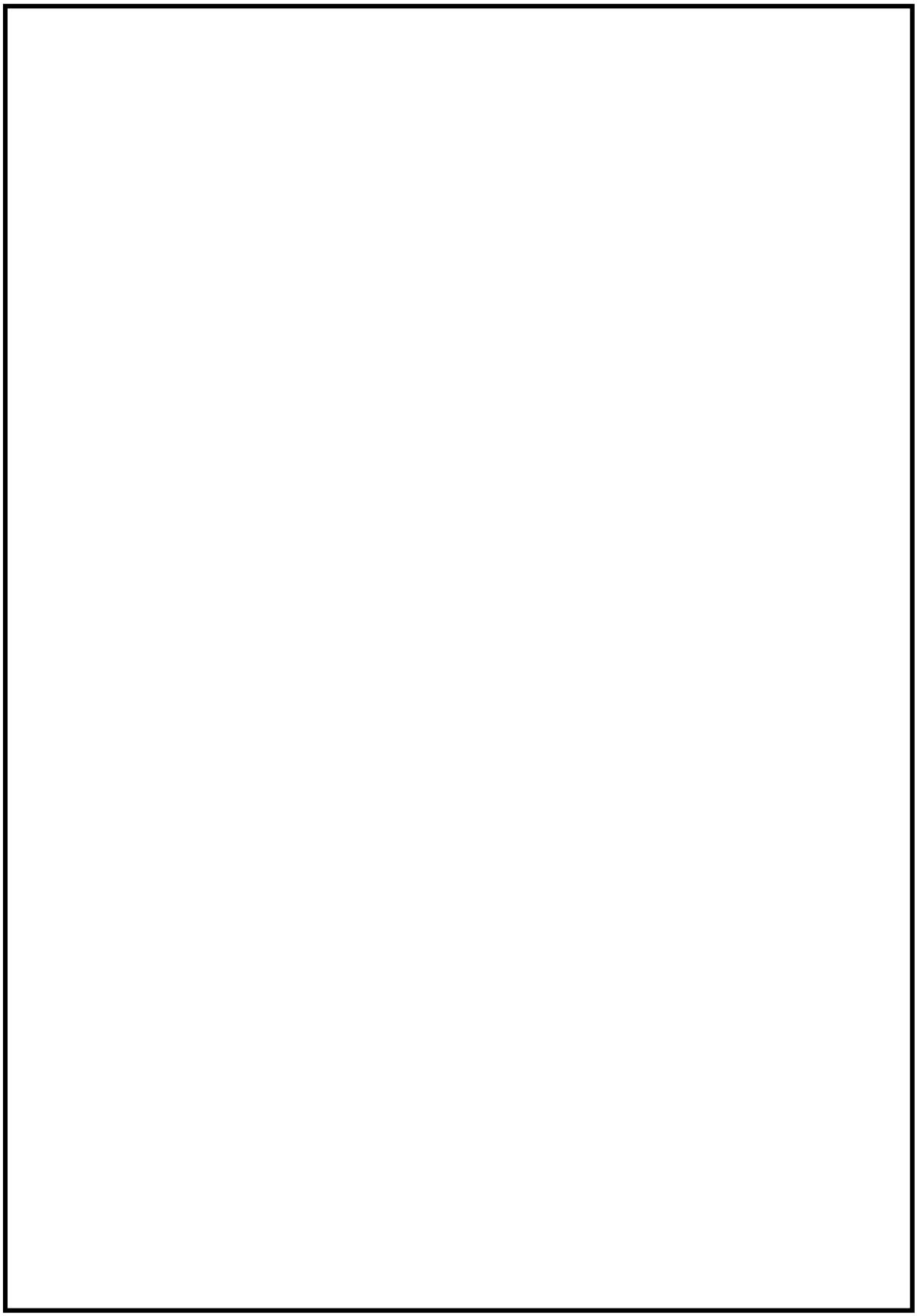


図 58-7-2　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(2/14)

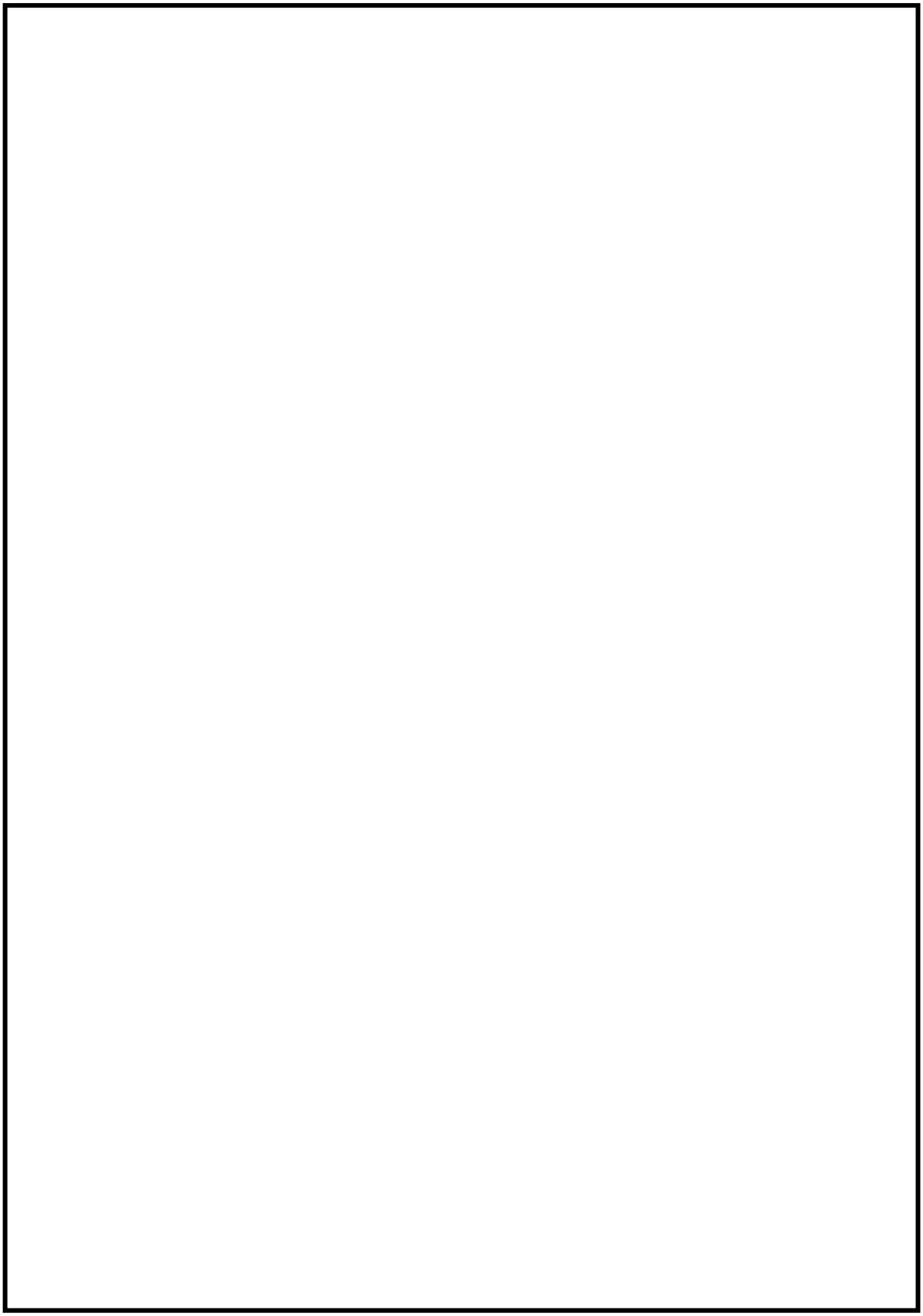


図 58-7-3　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(3/14)

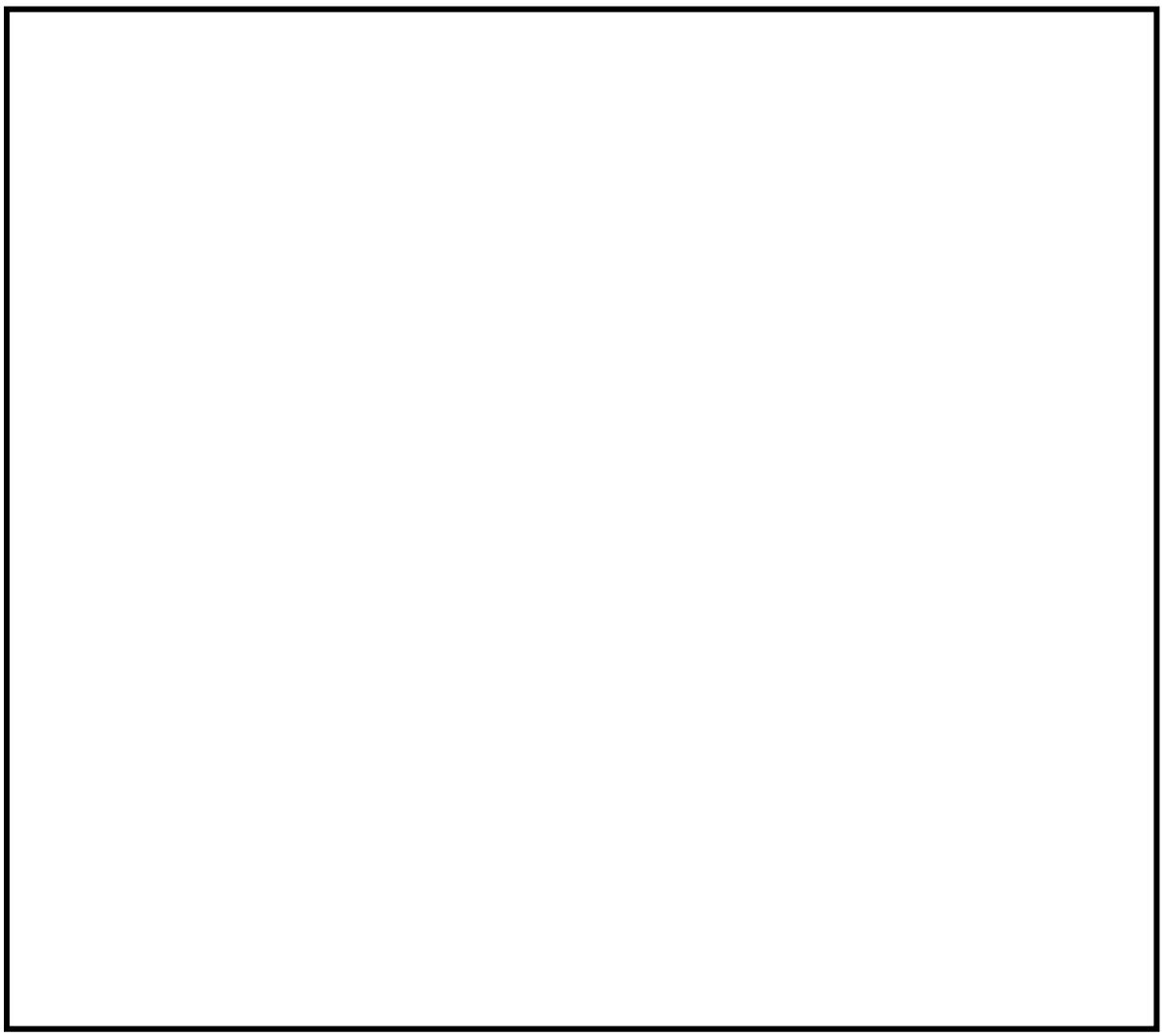


図 58-7-4　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

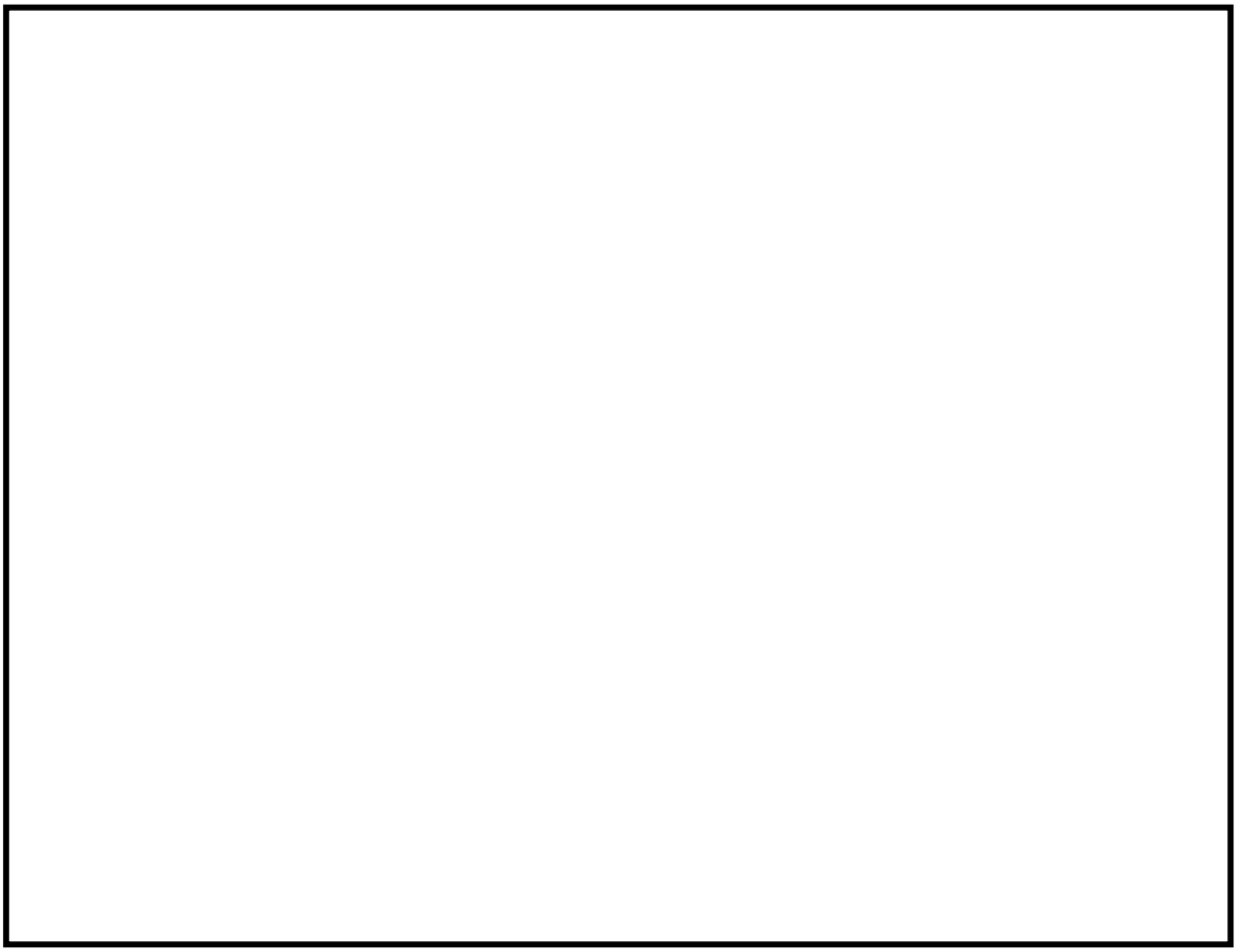


図 58-7-5　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

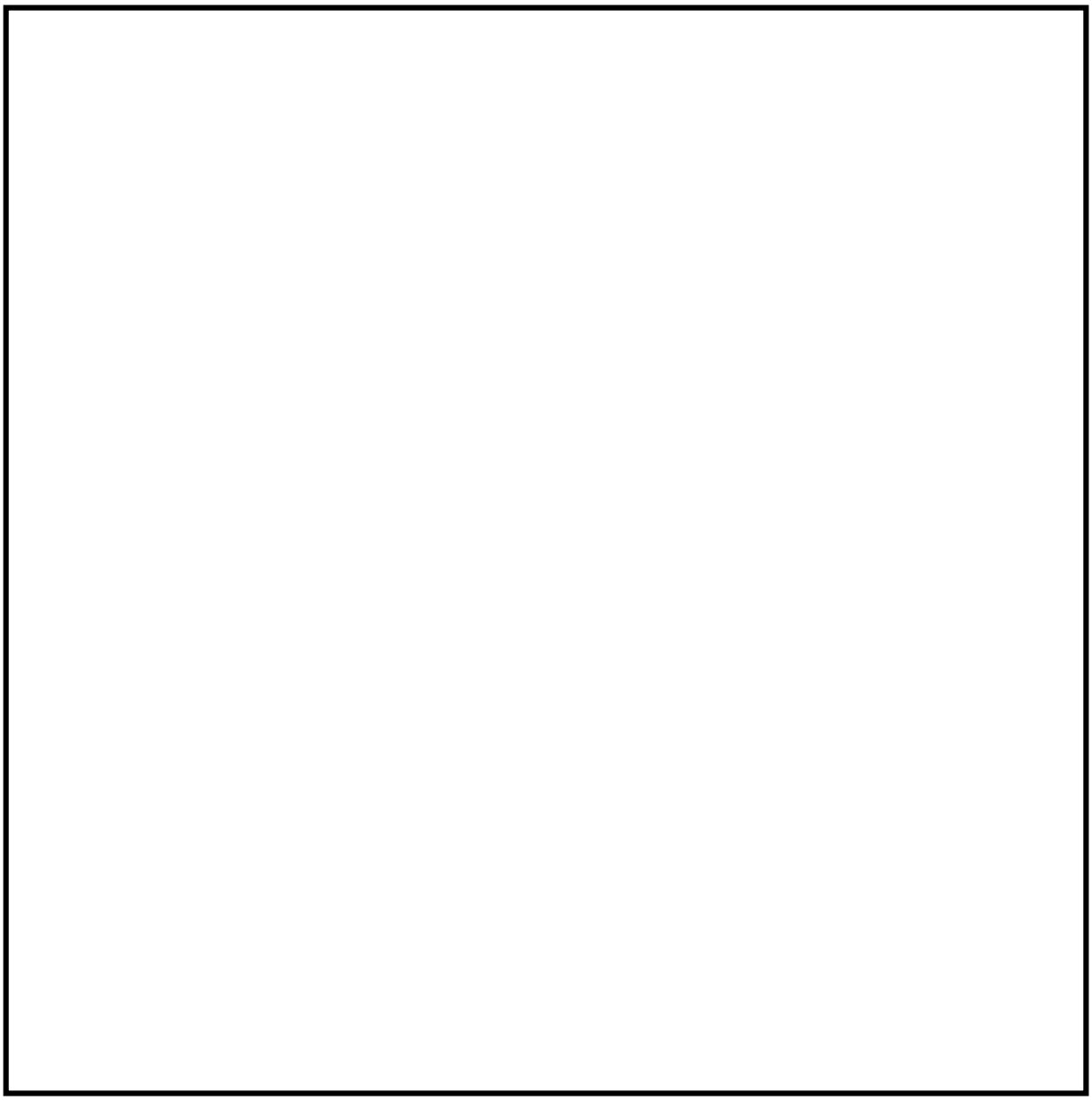


図 58-7-6　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(6/14)

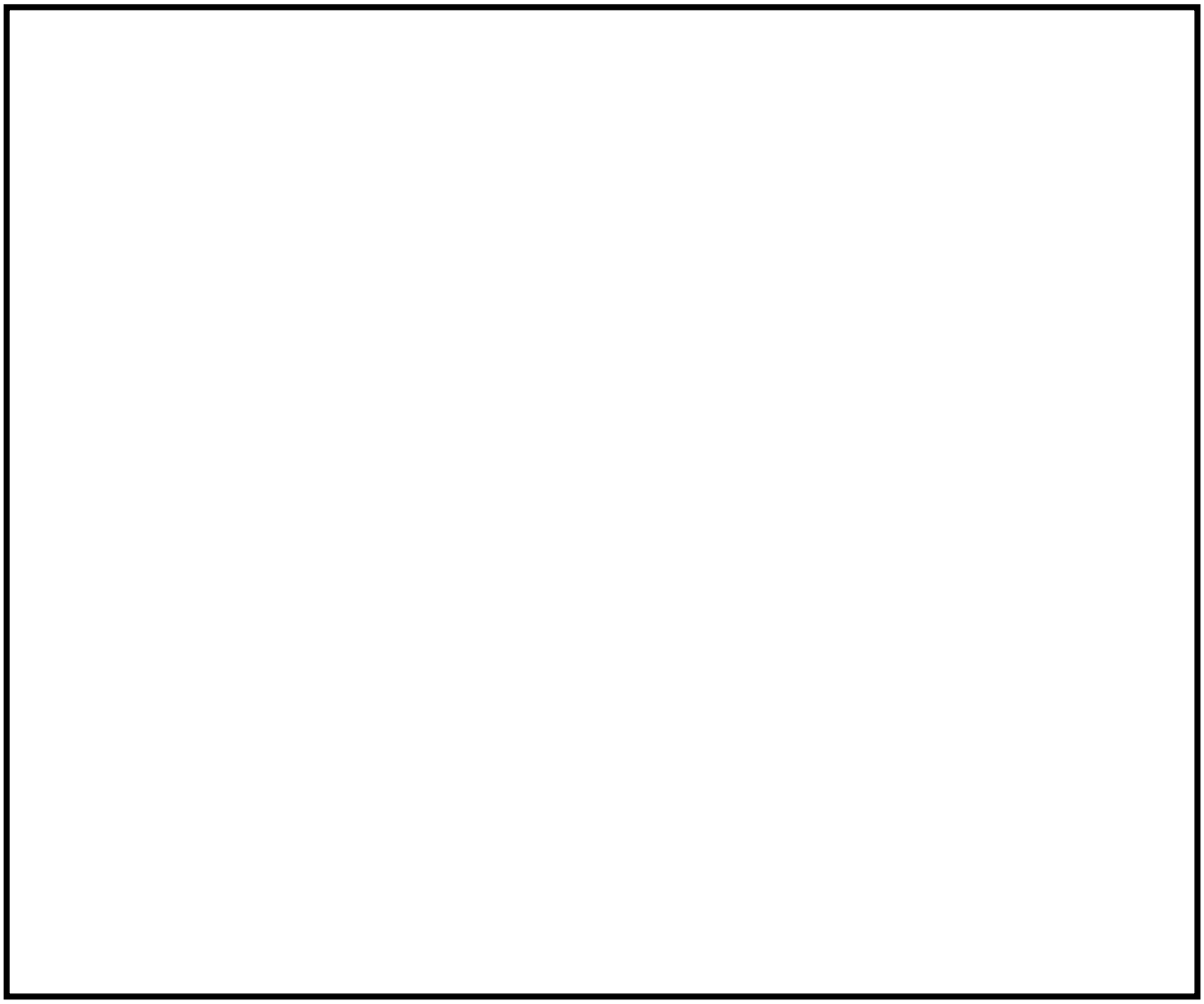


図 58-7-7　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

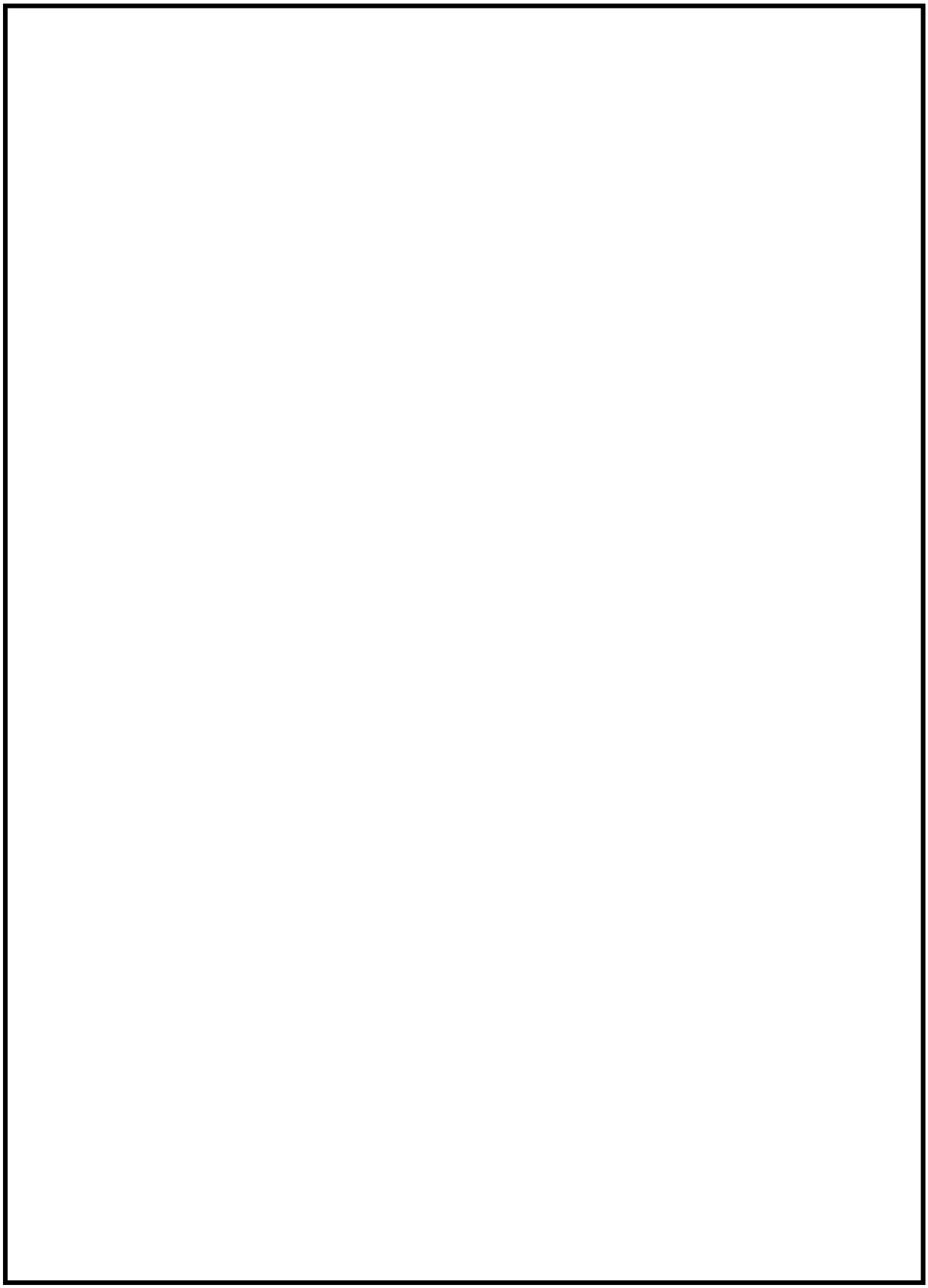


図 58-7-8　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)

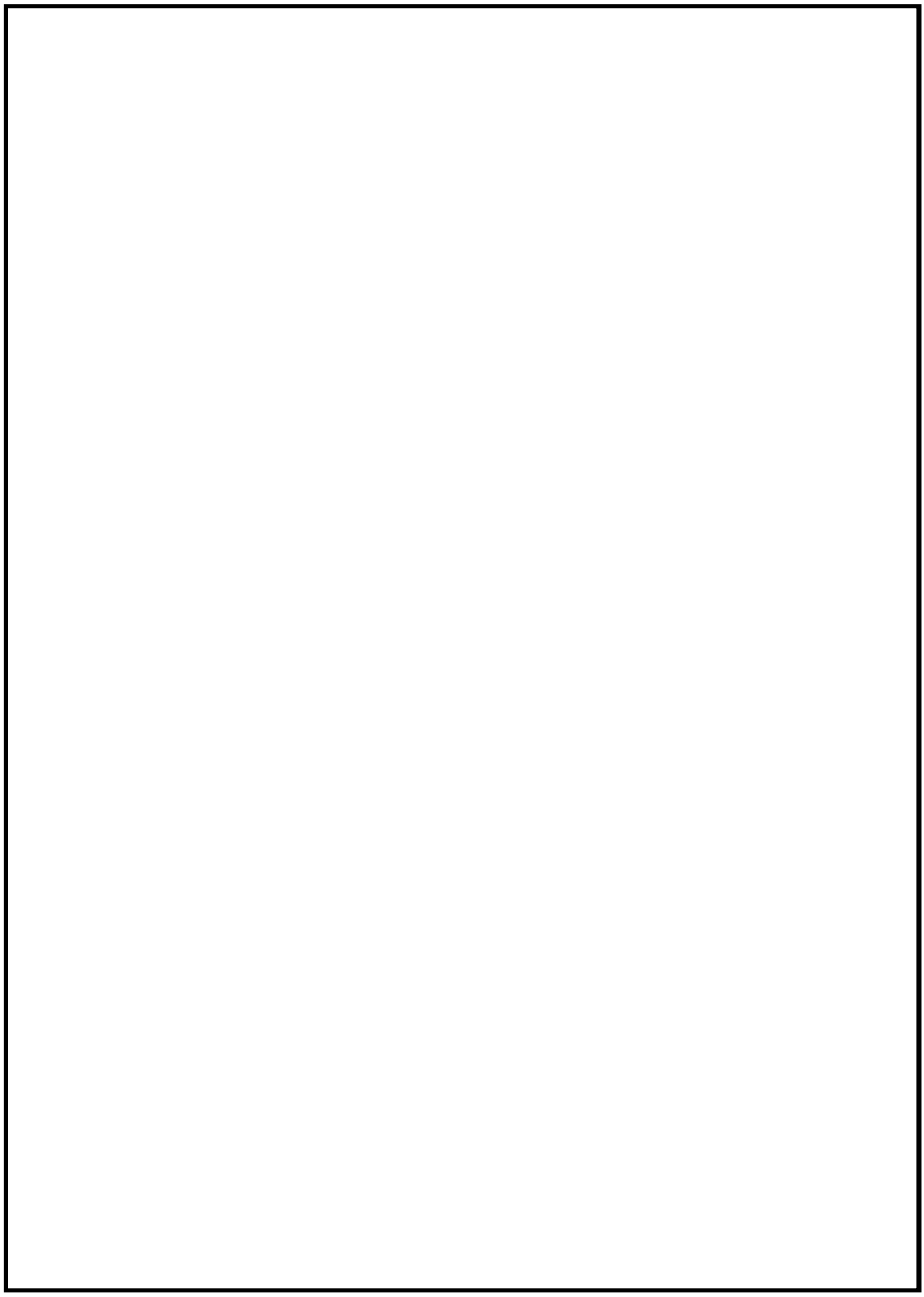


図 58-7-9　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(9/14)

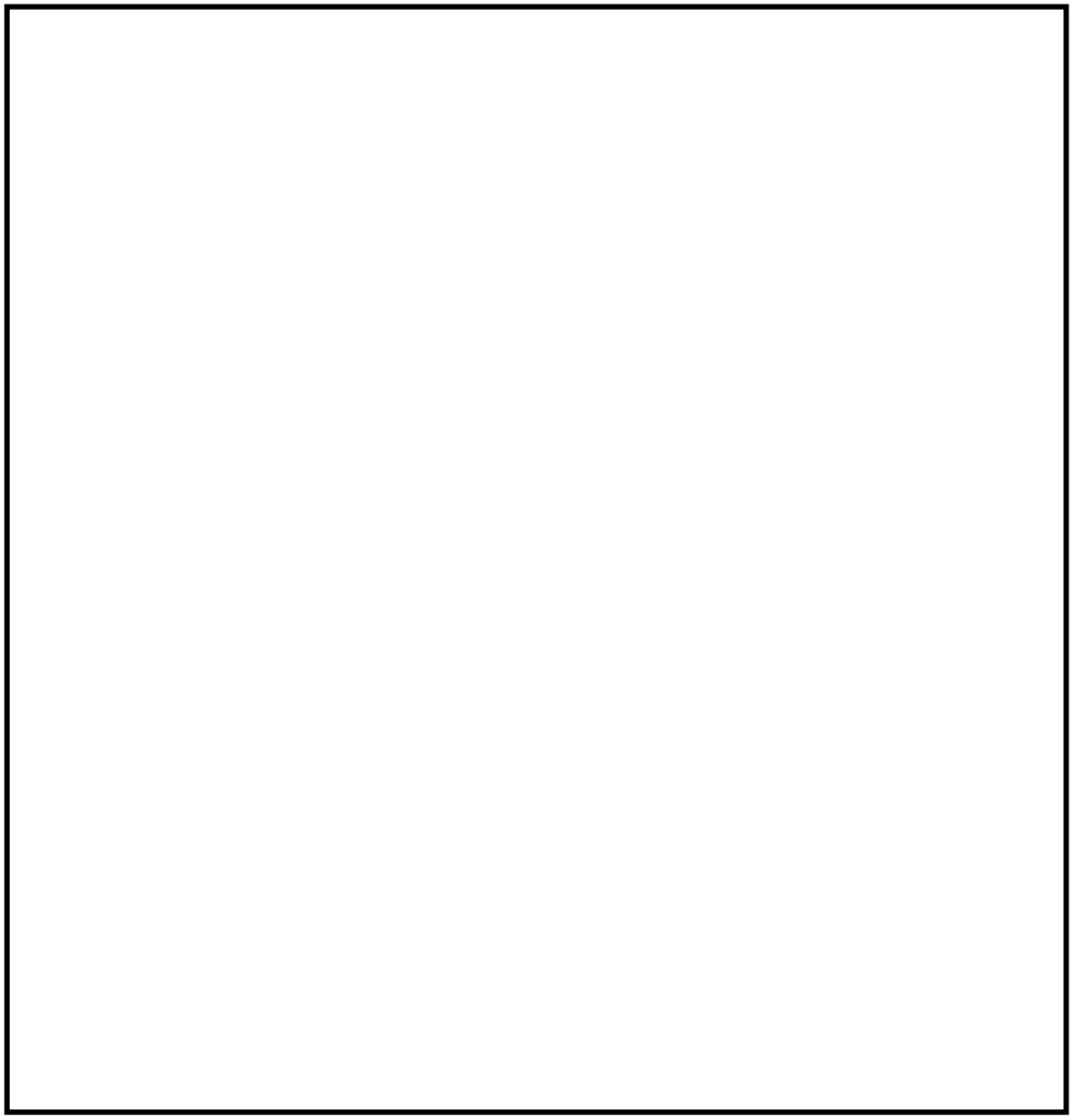


図 58-7-10　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

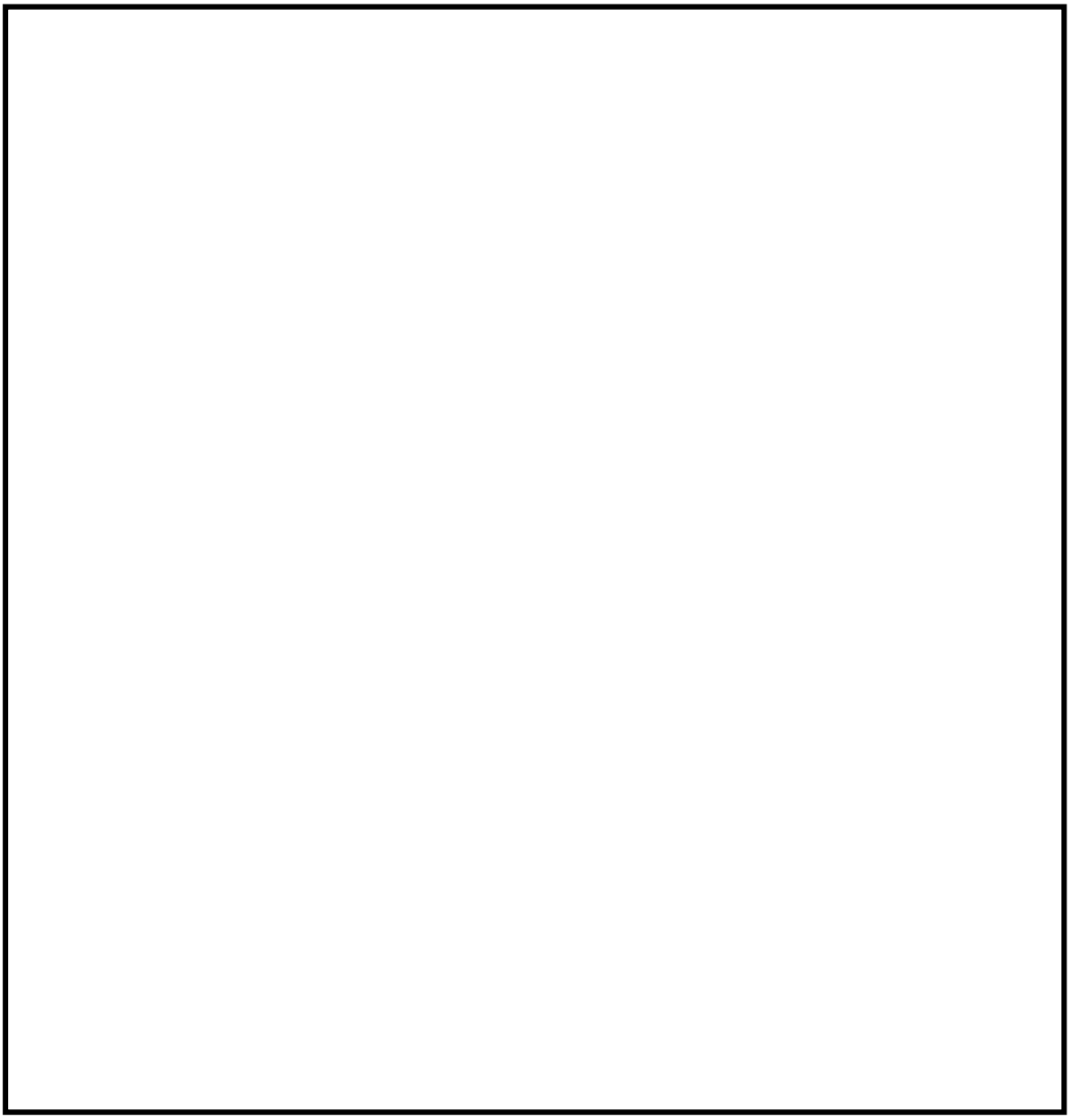


図 58-7-11　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)

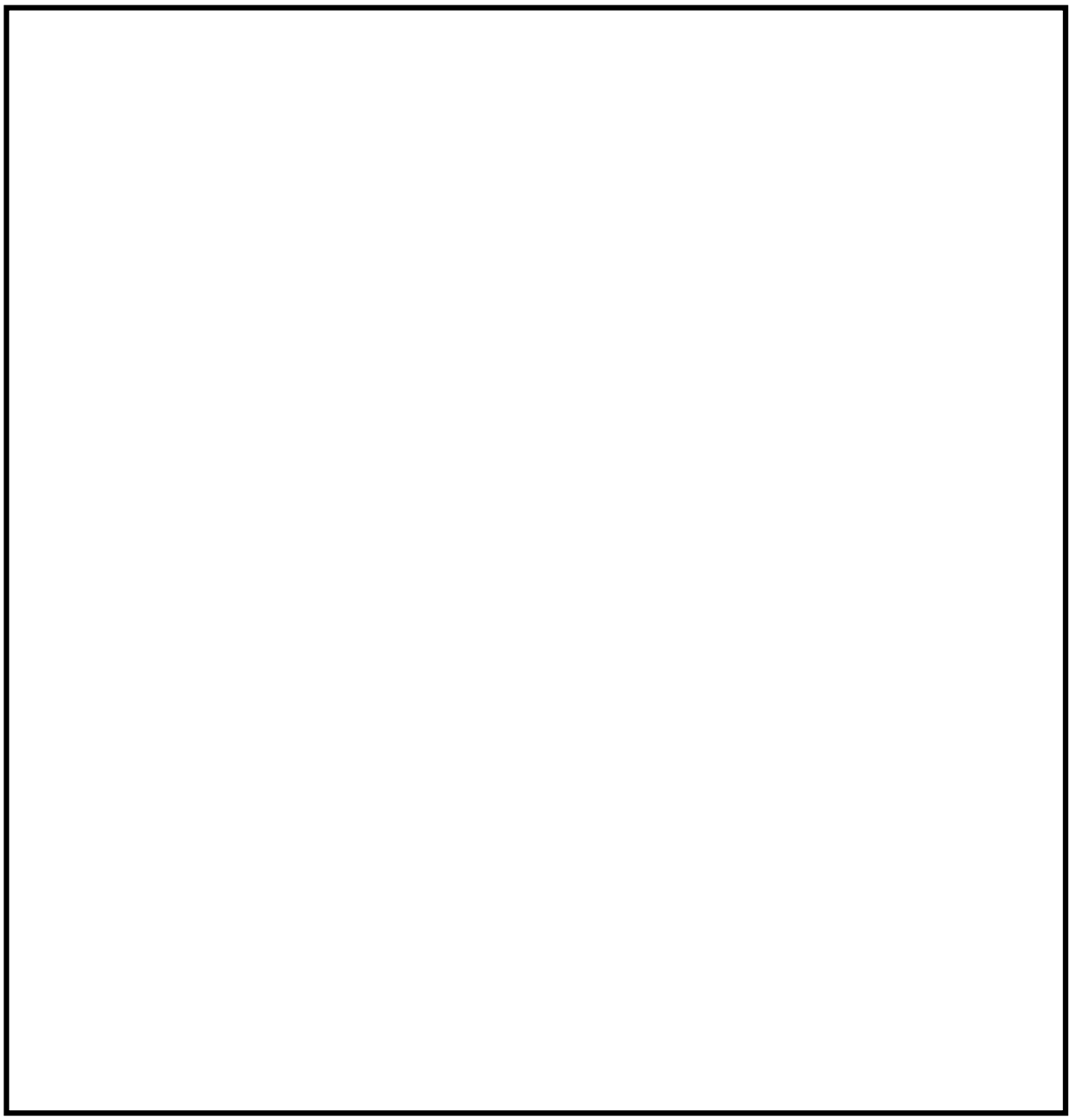


図 58-7-12　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)

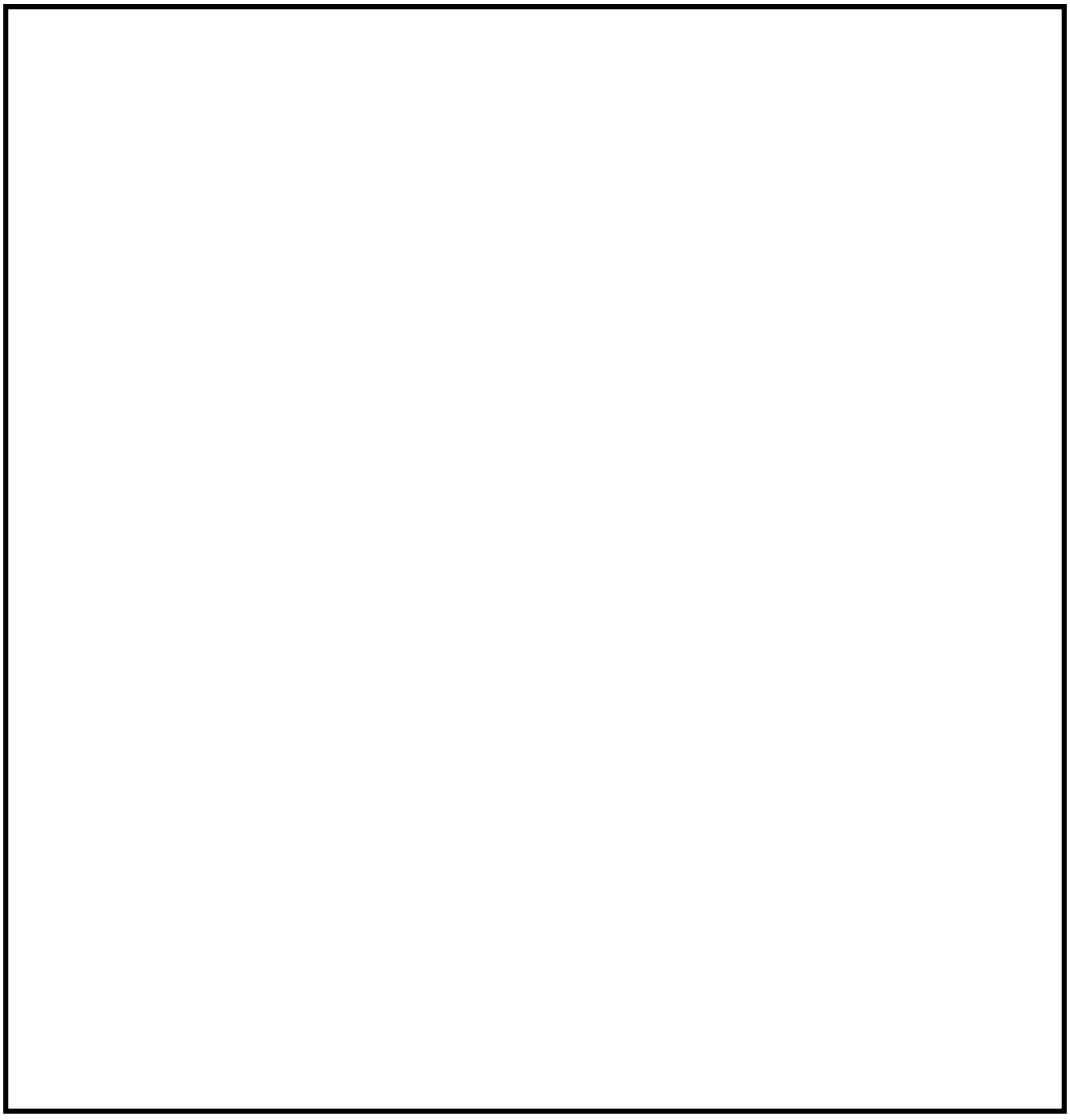


図 58-7-13　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(13/14)

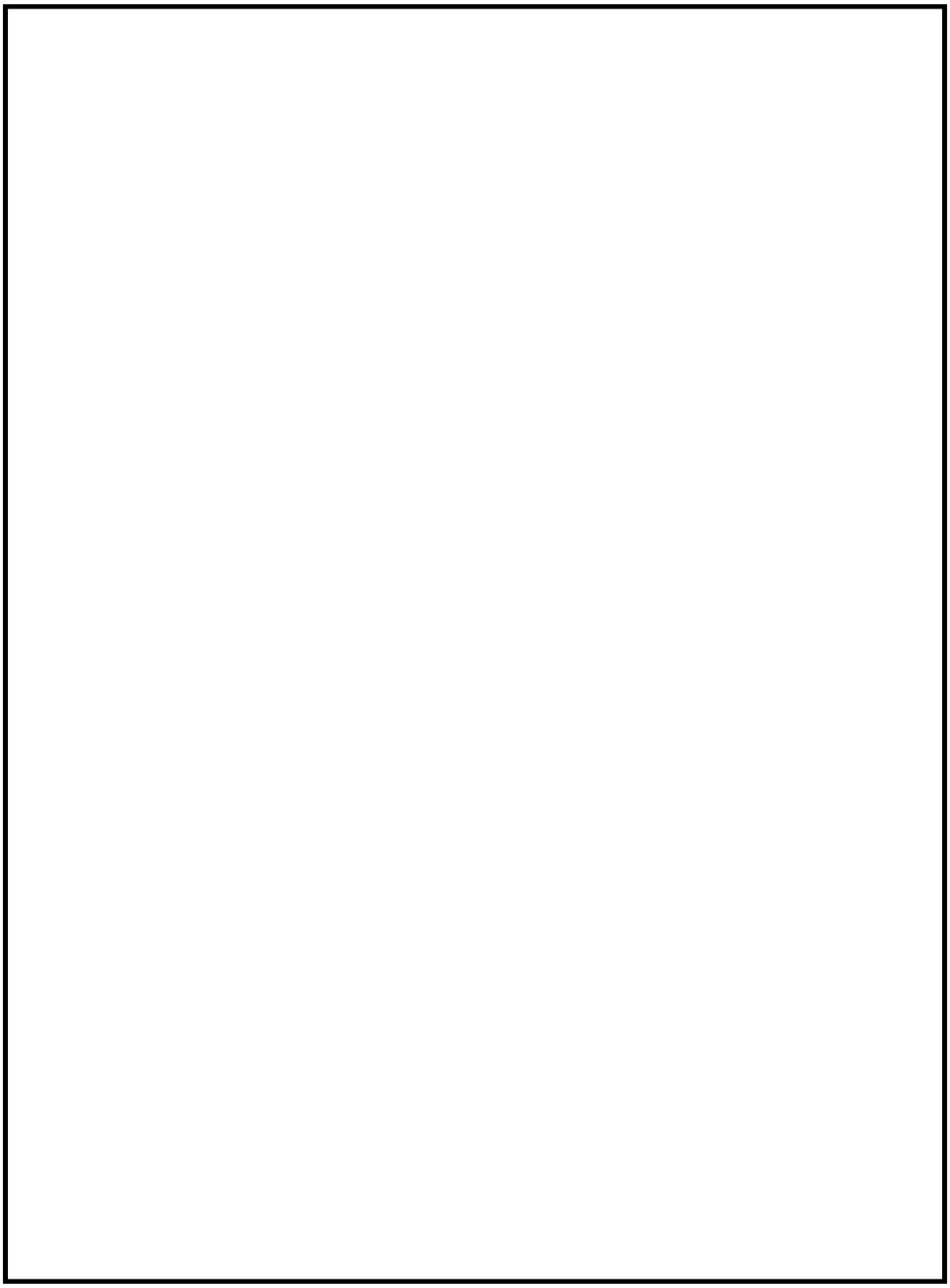


図 58-7-14　格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

58-8
主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～300℃	300℃
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
代替パラメータ	①原子炉圧力 （原子炉圧力容器温度の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（ＳＡ） （原子炉圧力容器温度の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉水位 （原子炉圧力容器温度の代替）	－3200～3500mm*1 －4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位（ＳＡ） （原子炉圧力容器温度の代替）	－3200～3500mm*1 －8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	①原子炉圧力容器温度 （残留熱除去系熱交換器入口温度の代替）	0～300℃	300℃
	②残留熱除去系熱交換器入口温度 （原子炉圧力容器温度の代替）	0～300℃	182℃
	＊1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） ＊2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉圧力容器への注水に期待できない場合，原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し，炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり，冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合，炉心の冷却状態を把握し，事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。		
推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が有効燃料棒頂部（ＴＡＦ）に到達してからの経過時間より燃料（表面）温度を推定できる。 残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は，以下のとおりである。 ①原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合には，飽和状態と想定し，飽和温度／圧力の関係を利用し，図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100～310℃		

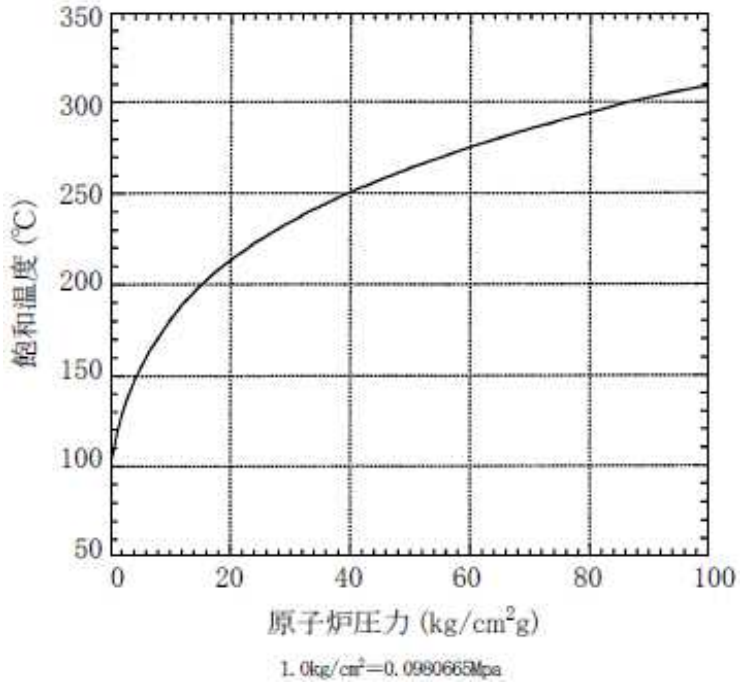


図 58-8-1　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）

原子炉水位がＴＡＦ以下の場合には，原子炉水位がＴＡＦ以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。

（専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。）

推定可能範囲：全範囲

※推定概要

＜推定方法＞

図 58-8-2 に示すシートに時間（スクラムからの時間），原子炉水位を入力することにより，ＴＡＦ到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

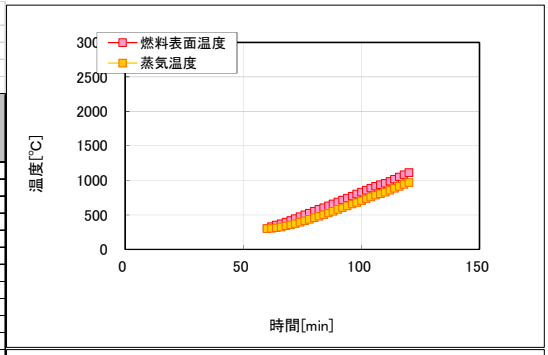
＜注意事項＞

原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

原子炉内燃料温度推定計算シート

【入力データ】

原子力発電所略称*1		KK-7			
タイムステップ[s]*2		10.0	【評価結果】		
時間*3 [min]	原子炉水位*4（燃料域） [mm]		崩壊熱 [MW]	燃料表面温度 [℃]	蒸気温度 [℃]
60	0		56.35	300	300
62	-100		55.79	329	304
64	-200		55.24	352	313
66	-300		54.71	374	324
68	-400		54.19	396	339
70	-500		53.70	420	355
72	-600		53.23	445	374
74	-700		52.77	473	395
76	-770		52.34	499	416
78	-840		51.92	526	437
80	-910		51.51	552	458
82	-980		51.13	578	480
84	-1050		50.75	605	504
86	-1120		50.39	632	527
88	-1190		50.04	660	552
90	-1260		49.71	688	578
92	-1330		49.38	716	604
94	-1380		49.07	745	630
96	-1430		48.76	774	656
98	-1480		48.47	802	681
100	-1530		48.18	831	707
102	-1580		47.91	860	734
104	-1630		47.64	888	761
106	-1680		47.38	915	786
108	-1730		47.12	937	807
110	-1780		46.88	958	829
112	-1830		46.64	986	855
114	-1860		46.41	1017	884
116	-1890		46.18	1050	913
118	-1920		45.96	1081	942
120	-1950		45.75	1112	970



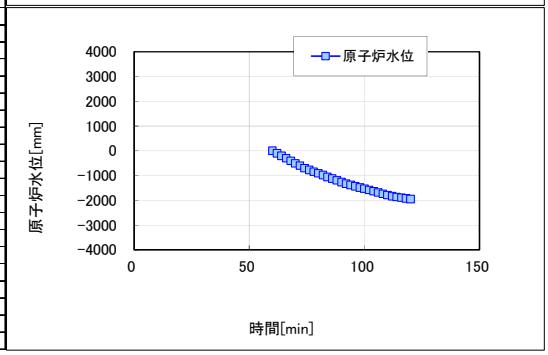


図 58-8-2　原子炉内燃料温度推定計算シート

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位がＴＡＦ以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位がＴＡＦ以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。

＜誤差による影響について＞

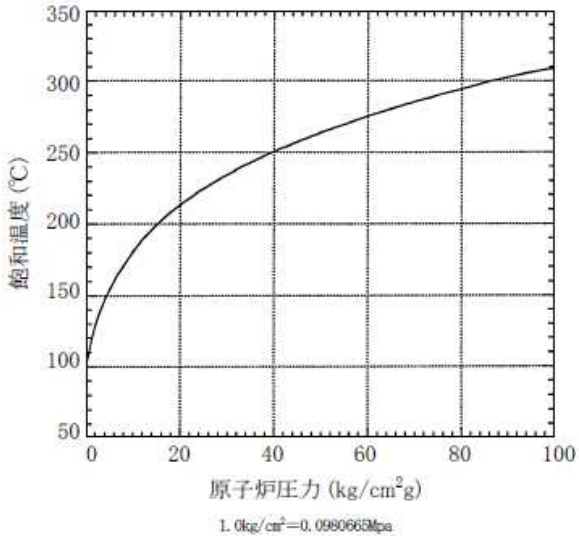
原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉水位）による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.09MPa[gage]から温度に換算した場合は 287±1℃程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。）

代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉圧力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
代替パラメータ	①原子炉圧力（ＳＡ） （原子炉圧力の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	②原子炉水位	－3200～3500mm*1 －4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位（ＳＡ）	－3200～3500mm*1 －8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②原子炉圧力容器温度	0～300℃	300℃
	＊1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） ＊2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を実施することである。		
推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（ＳＡ）（原子炉圧力（ＳＡ）を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は，不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，プラントの状態に依存することなく適用可能である。 ②原子炉圧力容器温度 (1) 飽和温度／圧力の関係を利用し，図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。		

	 図 58-8-3　飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定 （2）温度計が計測範囲（300℃）を逸脱している場合には，熱起電力により温度を求め，原子炉圧力を推定する。なお，原子炉圧力容器破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。
推定の評価	①原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，プラントの状態に依存することなく適用可能である。 ②原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa[gage]（飽和温度;約 147℃），定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：約±3.2℃から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.05MPa[gage]程度，7.0±0.5MPa[gage]程度。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

<table>
<tr><td>項　目</td><td colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</td></tr>
<tr><td></td><td>監視パラメータ</td><td>計測範囲</td><td>設計基準</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要
パラメータ</td><td>原子炉水位</td><td>－3200～3500mm*1
－4000～1300mm*2</td><td>-2880～1650mm*1
465～1300mm*2</td></tr>
<tr><td>原子炉水位（ＳＡ）</td><td>－3200～3500mm*1
－8000～3500mm*1</td><td>-2880～1650mm*1</td></tr>
<tr><td rowspan="8">代替
パラメータ</td><td>①原子炉水位
（原子炉水位（ＳＡ）の代替）</td><td>－3200～3500mm*1
－4000～1300mm*2</td><td>-2880～1650mm*1
465～1300mm*2</td></tr>
<tr><td>①原子炉水位（ＳＡ）
（原子炉水位の代替）</td><td>－3200～3500mm*1
－8000～3500mm*1</td><td>-2880～1650mm*1</td></tr>
<tr><td>②高圧代替注水系系統流量</td><td>0～300m^3/h</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="2">②復水補給水系流量（原子炉圧力容器）</td><td>0～200m^3/h（6 号炉）
0～150m^3/h（7 号炉）</td><td rowspan="2">－</td></tr>
<tr><td>0～350m^3/h</td></tr>
<tr><td>②原子炉隔離時冷却系系統流量</td><td>0～300m^3/h</td><td>182m^3/h</td></tr>
<tr><td>②高圧炉心注水系系統流量</td><td>0～1000m^3/h</td><td>727m^3/h</td></tr>
<tr><td>②残留熱除去系系統流量</td><td>0～1500m^3/h</td><td>954m^3/h</td></tr>
<tr><td colspan="3">＊1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）
＊2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位の計測が困難になった場合，代替パラメータの①原子炉水位（ＳＡ）（原子炉水位（ＳＡ）を推定する場合は原子炉水位にて推定），②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉圧力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は，以下のとおりである。

①原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）
同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。
なお，大破断 LOCA 等により格納容器温度が上昇し，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は，水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は下記の「②原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。

②原子炉圧力容器への注水流量
図 58-8-4 より原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉圧力容器温度にてあわせて確認する。

原子炉水位変化率[mm/min]
＝原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m^3/h]/60min/[redacted]
原子炉圧力容器量レベル換算：[redacted]
推定可能範囲：全範囲</td></tr>
</table>

	 図 58-8-4　原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定
推定の評価	①原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ） 同じ仕様のもので水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ②原子炉圧力容器への注水流量 原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，プラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	高圧代替注水系系統流量	0～300m^3/h	－
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m^3/h（6 号炉） 0～150m^3/h（7 号炉）	－
		0～350m^3/h	－
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m^3/h	182m^3/h
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m^3/h	727m^3/h
	残留熱除去系系統流量	0～1500m^3/h	954m^3/h
代替パラメータ	①復水貯蔵槽水位（ＳＡ） （高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉圧力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量の代替）	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	0～15.5m（6 号炉） 0～15.7m（7 号炉）
	①サプレッション・チェンバ・プール水位 （残留熱除去系系統流量の代替）	-6～11m （T.M.S.L.-7150～+9850mm）	-2.59～0m （T.M.S.L.-3740～-1150mm）
	②原子炉水位	－3200～3500mm*1 －4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位（ＳＡ）	－3200～3500mm*1 －8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	＊1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） ＊2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		

推定方法	原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源である復水貯蔵槽，注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①復水貯蔵槽水位（ＳＡ） 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にてあわせて確認する。 図 58-8-5　復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線 ①サプレッション・チェンバ・プール水位 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にてあわせて確認する。 格納容器注水量[m^3/h] ＝[　　]×１時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h] サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：[　　]

図 58-8-6　サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）

（1）任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。

（2）図 58-8-7 の崩壊熱除去に必要な注水量と（1）で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

原子炉注水量[m^3/h]

＝[redacted]×原子炉水位変化率[mm/min]×60min＋崩壊熱除去に必要な注水量[m^3/h]

原子炉圧力容器水量レベル換算：[redacted]

推定可能範囲：全範囲

	 図 58-8-7　崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定
推定の評価	①復水貯蔵槽水位（ＳＡ） 　復水貯蔵槽水位（ＳＡ）による推定方法は，復水貯蔵槽を水源として使用し，かつ，復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 　本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ①サプレッション・チェンバ・プール水位 　サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は，サプレッション・チェンバ・プール水位を水源として使用し，かつ，サプレッション・チェンバ・プール水への注水流量が把握できる場合に適用できる。 ②原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ） 　原子炉水位による推定方法は，崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して，プラントの状態を考慮した推定としており，崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ＜誤差による影響について＞ 　原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（ＳＡ），サプレッション・チェンバ・プール水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　代替パラメータ（原子炉水位）による推定では，注水先の水位変化量から，注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m^3/h	－
	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	0～150m^3/h（6 号炉） 0～100m^3/h（7 号炉）	－
代替パラメータ	①復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	0～15.5m（6 号炉） 0～15.7m（7 号炉）
	②格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	②格納容器下部水位 （格納容器下部注水流量の代替）	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm)	－
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	格納容器への注水量の主要パラメータである復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測が困難になった場合，以下の通り代替パラメータにより格納容器への注水量を推定することができる。 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の監視が不可能となった場合には，水源である復水貯蔵槽より注水量を推定する。また，格納容器内圧力，注水先の格納容器下部水位により注水量を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①復水貯蔵槽水位（ＳＡ） 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。		

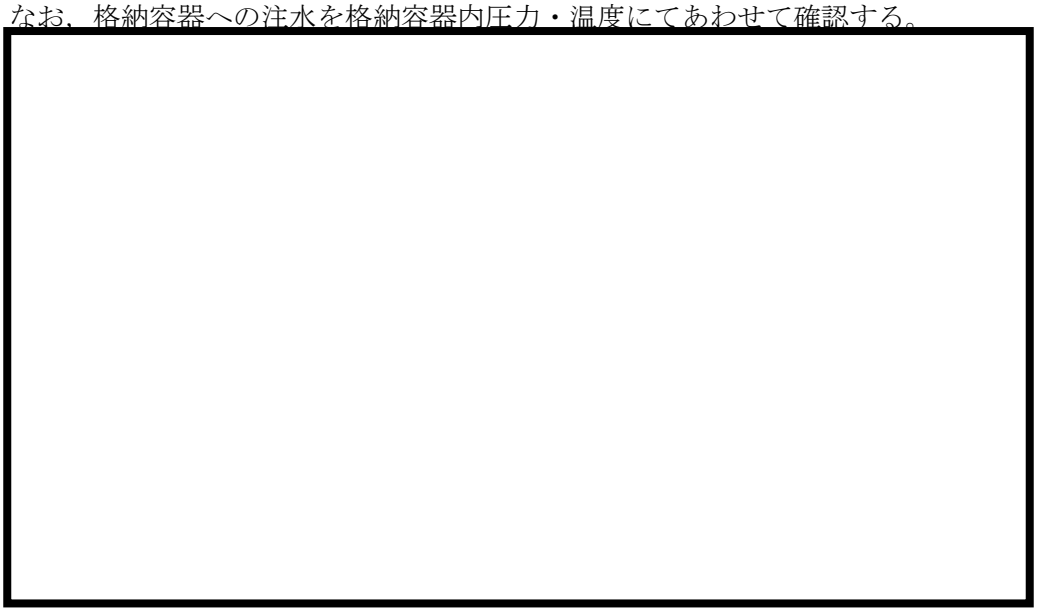
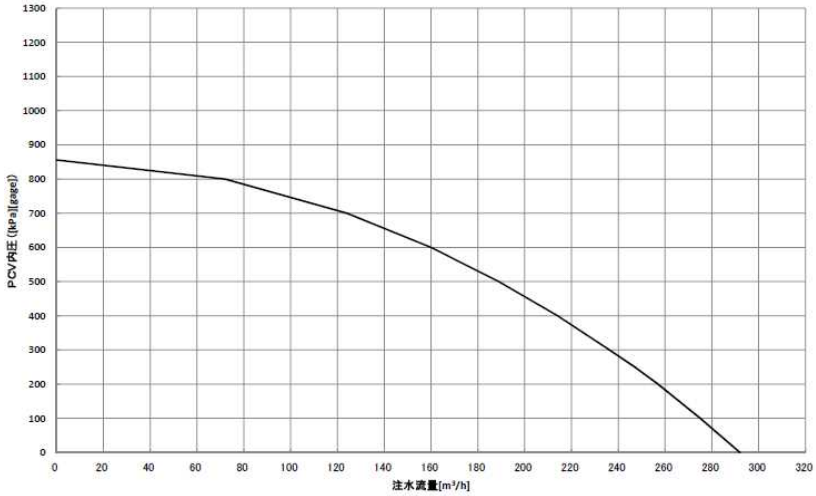


図 58-8-8　復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

	②格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 復水移送ポンプにて注水を行う場合には，運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力にて確認し，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）の注水先圧力より図58-8-9の注水特性を用いて注水流量を推定する。  図 58-8-9　復水移送ポンプによる注水特性 ②格納容器下部水位（格納容器下部注水流量の代替） 格納容器下部へ注水した場合は，格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には，格納容器下部の平面積：約 90m^2 と格納容器下部水位の値から注水量を算出し，注水時間から注水流量を推定する。
推定の評価	①復水貯蔵槽水位（ＳＡ） 復水貯蔵槽水位（ＳＡ）による推定方法は，復水貯蔵槽を水源として使用し，かつ，復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ②格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）による推定方法は，注水特性を用いる上で格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）を確認し，プラントの状態を考慮した推定としており，原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。 ②格納容器下部水位 格納容器下部へ注水した場合は，計測範囲内において適用可能である。なお，格納容器下部への注水の目的は，格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため，初期水張り：約 2m が計測されれば良いため，事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。 ＜誤差による影響について＞ 格納容器への注水量を監視する目的は，注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり，代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（ＳＡ））による

	推定は，水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C））による推定は，流量に換算して原子炉格納容器へ注水されていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（「復水移送ポンプによる注水特性」より，格納容器内圧力 0.31MPa[gage]における流量 234m^3/h に対して，格納容器内圧力の誤差：±17.2kPa[gage]から流量に換算した場合は 234±4m^3/h 程度。） 代替パラメータ（格納容器下部水位）による推定では，注水先の水位から注水量の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

（f）主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
代替パラメータ	①格納容器内圧力（D／W）（ドライウェル雰囲気温度の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①サプレッション・チェンバ・プール水温度（サプレッション・チェンバ気体温度の代替）	0～200℃	97℃
	①サプレッション・チェンバ気体温度（サプレッション・チェンバ・プール水温度の代替）	0～200℃	138℃
	②格納容器内圧力（S／C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		
推定方法	格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内圧力，格納容器内温度（格納容器内の他の計測箇所）により格納容器内の温度を推定することができる。推定方法は，以下のとおりである。 ①ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力（D／W）が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウェル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～185℃		

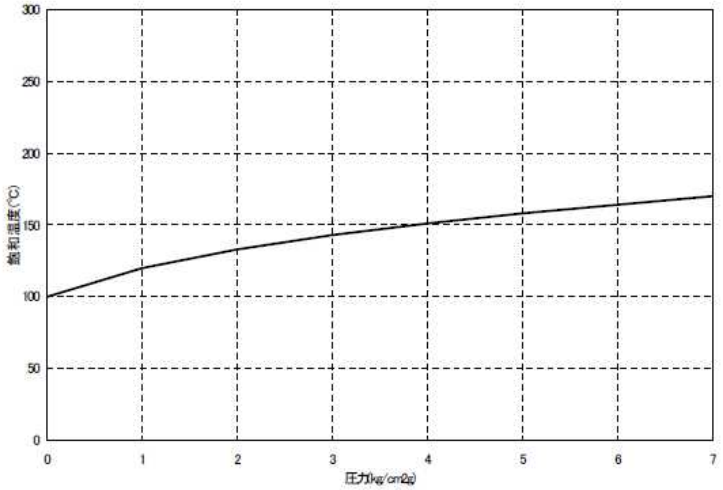


図 58-8-10　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度
　サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下の通り代替パラメータにより推定する。

・サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
・サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ気体温度により推定する。

②格納容器内圧力（S／C）
　①格納容器内圧力（D／W）の推定方法と同様。
　参考として図 58-8-11, 12 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績温度及び本推定手段を用いた推定温度を比較したものを示す。

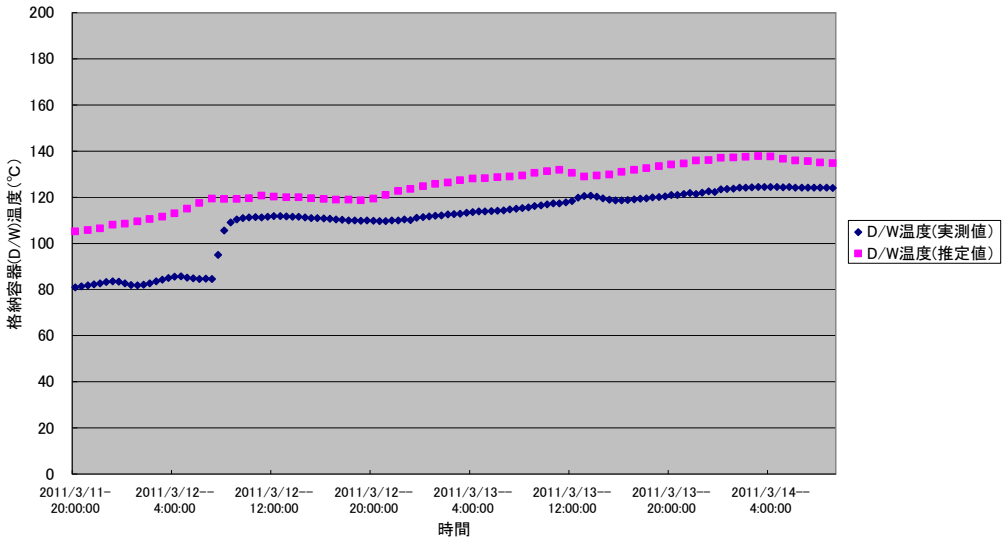


図 58-8-11　福島第二原子力発電所 1 号機におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

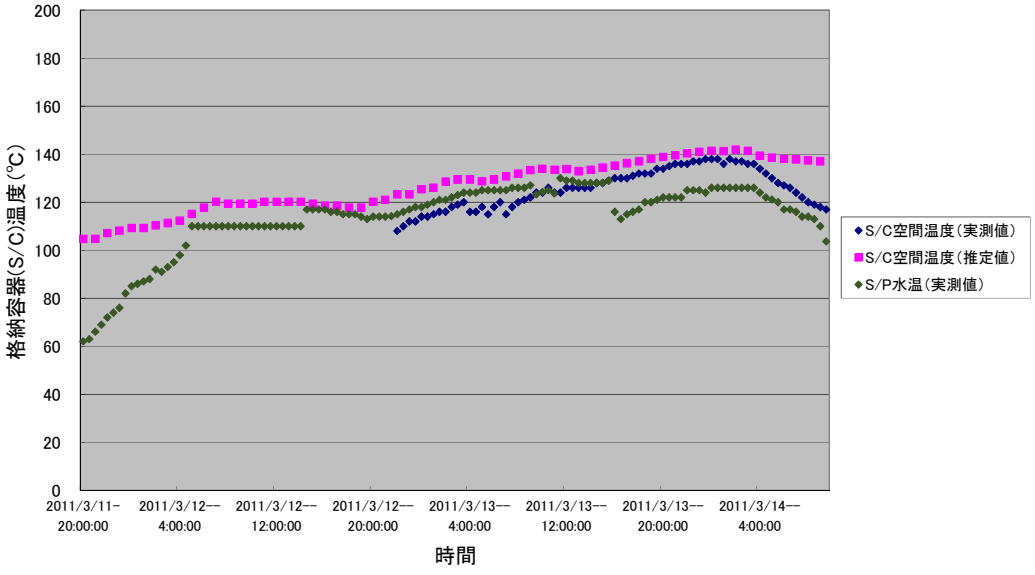
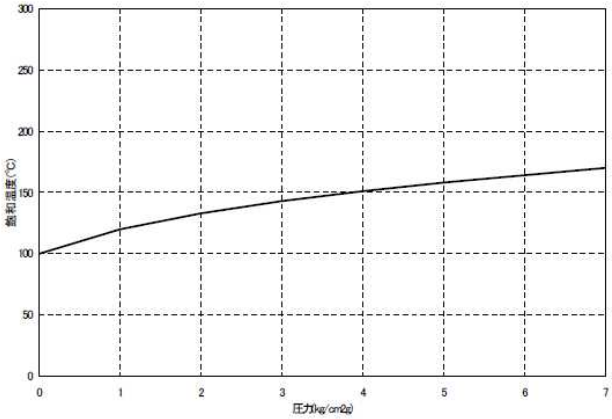
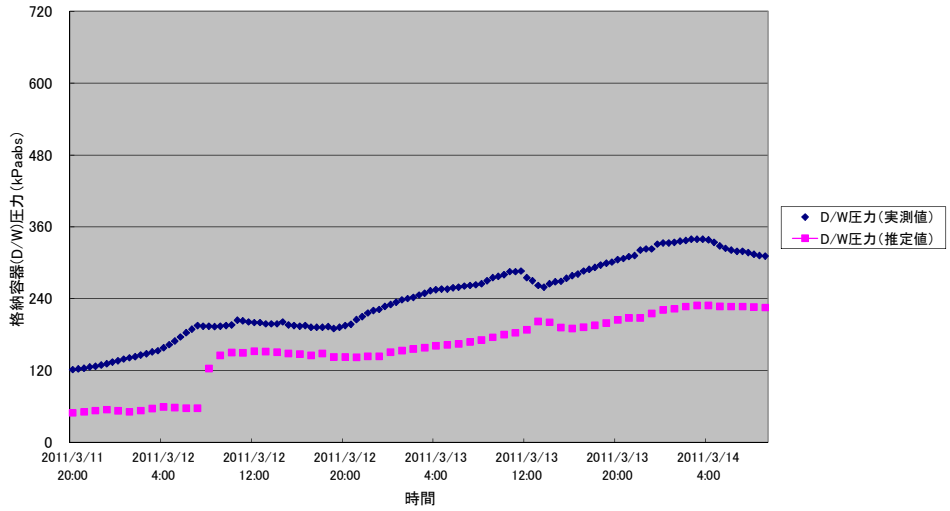
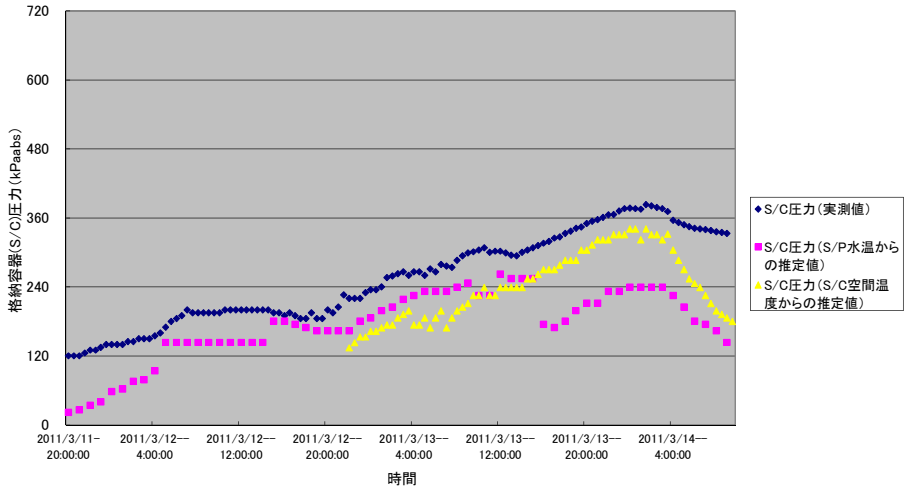


図 58-8-12　福島第二原子力発電所 1 号機におけるサプレッション・チェンバ気体温度と推定温度の関係

推定の評価	①格納容器内圧力（D／W） 格納容器内圧力（D／W）による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)）において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの,その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから，格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ①サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより,格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ②格納容器内圧力（S／C） 格納容器内圧力（D／W）と同様。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。 なお，今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が高め指示）が確認されている。この理由として，格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから,格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの分圧分だけ格納容器内の圧力が高くなるため,本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器温度は低くなると推測される。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は,原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり，代替パラメータ（格納容器内圧力（D／W）及び格納容器内圧力（S／C））による推定は，温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して，格納容器内圧力の誤差：約±17.2kPa[gage]から温度に換算した場合は 145±2℃程度。） 代替パラメータ（サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 本推定方法は，この様な差が生じることを把握しながら推定することで格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の温度推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。

(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内圧力（D／W）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	格納容器内圧力（S／C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
代替パラメータ	①格納容器内圧力（S／C）（格納容器内圧力（D／W）の代替）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	①格納容器内圧力（D／W）（格納容器内圧力（S／C）の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②ドライウェル雰囲気温度（格納容器内圧力（D／W）の代替）	0～300℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ気体温度（格納容器内圧力（S／C）の代替）	0～200℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ・プール水温度（格納容器内圧力（S／C）の代替）	0～200℃	97℃
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内圧力（格納容器内の他の計測箇所），格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。推定方法は，以下のとおりである。 ①格納容器内圧力（D／W）及び格納容器内圧力（S／C） ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，格納容器内圧力（D／W）の計測が困難になった場合，格納容器内圧力（S／C）により推定する（格納容器内圧力（S／C）を推定する場合は格納容器内圧力（D／W）にて推定）。 ②ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0～1021.7kPa[gage]  図 58-8-13　飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定		

	参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号機の実績圧力及び本推定手段を用いた推定圧力を比較したものを示す。  図 58-8-14　福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力（D／W）と推定圧力の関係  図 58-8-15　福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）と推定圧力の関係
推定の評価	①格納容器内圧力 原子炉格納容器内のＤ／Ｗ側又はＳ／Ｃ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，格納容器の加温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ②ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)）において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから，格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

	＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり，代替パラメータ（格納容器内圧力（D／W）及び格納容器内圧力（S／C））による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して，格納容器内の温度の誤差：約±3.2℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.05MPa[gage]程度。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。 なお，今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が低め指示）が確認されている。この理由として，格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから，格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく，格納容器内の温度が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。 本推定方法は，この様な差が生じることを把握しながら推定することで格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の圧力推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T.M.S.L.-7150～+9850mm)	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～-1150mm)
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
代替パラメータ	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～350m^3/h	-
	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量 （格納容器下部水位の代替）	0～150m^3/h（6 号炉） 0～100m^3/h（7 号炉）	-
	②復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	0～15.5m（6 号炉） 0～15.7m（7 号炉）
	③格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	③格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器内の水位を監視する目的は，ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の確認である。		
推定方法	格納容器内の水位の主要パラメータであるサプレッション・チェンバ・プール水位の計測が困難になった場合，以下のとおり代替パラメータにより格納容器内の水位を推定することができる。 ・サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量，水源である復水貯蔵槽の水位変化により，原子炉格納容器内の水位を推定する。また，サプレッション・チェンバとドライウェルの差圧により格納容器内の水位を推定できる。 ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量，水源である復水貯蔵槽の水位変化により，格納容器下部水位を推定できる。 推定方法は，以下のとおりである。		

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）から注水量を算出し，注水先であるサプレッション・チェンバ・プール水位又は格納容器下部水位を推定する。なお，格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。

・サプレッション・チェンバ・プール水位

格納容器注水量[m^3/h]＝［　　］×1 時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：［　　］

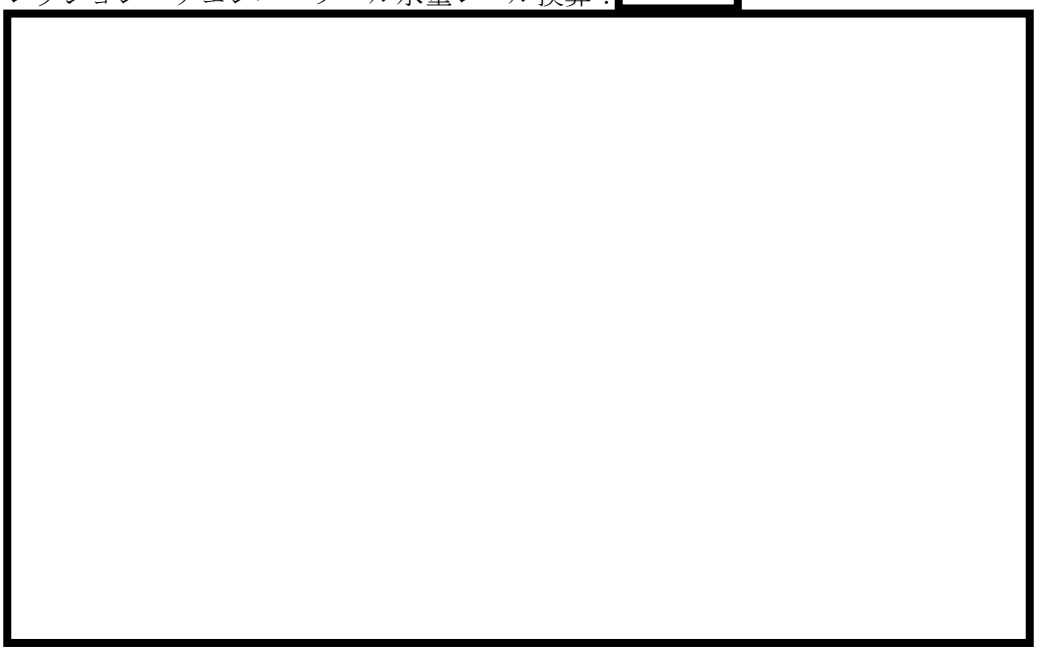


図 58-8-16　サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

・格納容器下部水位

格納容器下部へ注水した場合は，格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には，格納容器下部（ペデスタル）の平面積：約 90m^2 と格納容器下部水位の値から注水量を算出し，注水時間から注水流量を推定する。

	②復水貯蔵槽水位（ＳＡ） 　復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から，原子炉格納容器内の水位を推定する。なお，格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。 図 58-8-17　復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線 ③格納容器内圧力 　格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）と格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧から求める水頭圧力より格納容器内の水位を推定する。 h1≒Ps－Pd＋10.25m h1：格納容器内水位，Ps：格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ），Pd：格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 推定可能範囲：約 10.25～27.2m
推定の評価	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） 　復水補給水系流量（原子炉格納容器）による推定方法は，復水貯蔵槽を水源として使用し，かつ，復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 ②復水貯蔵槽水位（ＳＡ） 　復水貯蔵槽水位（ＳＡ）による推定方法は，復水貯蔵槽を水源として使用し，かつ，復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 上記①②の推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ③格納容器内圧力 　計測範囲が限定されるものの，原子炉格納容器内の水位は上記①②（復水補給水系流量（原子炉格納容器），復水貯蔵槽水位（ＳＡ））で推定ができるため，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

	＜誤差による影響について＞ 格納容器内の水位を監視する目的は，ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の把握することであり，代替パラメータ（復水補給水系流量（原子炉格納容器））による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 （復水補給水系流量（原子炉格納容器）の誤差：約±9.0m^3/h から，サプレッション・チェンバ・プール水位に換算した場合の誤差は約±1.8cm/h であり，有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約±0.684m。格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.1m/h であり，有効性評価における 90m^3/h，2 時間で水張りを想定すると誤差：約±0.2m。） 代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（ＳＡ））による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の誤差：約±0.26m から注水量に換算した場合の誤差は約±35.5m^3 であり，サプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約±0.071m，格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.40m。） 代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）と格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧の関係から推定するため，誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが，他の推定手段と合わせて格納容器内の水位の傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）と格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）の誤差：約±17.2kPa[gage]から，格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±3.51m。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

（i）主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7 号炉）	6.2vol%
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol%	6.2vol%
代替パラメータ	①格納容器内水素濃度（ＳＡ） （格納容器内水素濃度の代替）	0～100vol%	6.2vol%
	①格納容器内水素濃度 （格納容器内水素濃度（ＳＡ）の代替）	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7 号炉）	6.2vol%
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器内の水素濃度を監視する目的は，格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内水素濃度（ＳＡ）（格納容器内水素濃度（ＳＡ）を推定する場合は格納容器内水素濃度にて推定）により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内水素濃度（ＳＡ）により推定する。 格納容器内水素濃度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内水素濃度により推定する。		
推定の評価	①格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（ＳＡ） 格納容器内水素濃度又は格納容器内水素濃度（ＳＡ）による推定は直接的に格納容器内水素濃度を計測するものであり，それぞれ異なる計測原理で計測することから，推定方法として妥当である。 なお，6 号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は 0～30vol%であるが，格納容器の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。 ＜誤差による影響について＞ 格納容器内の水素濃度を監視する目的は，格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（ＳＡ））による推定は，同一物理量からの推定であり，格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。		

（j）主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

※：有効監視パラメータ

項　目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）（格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）の代替）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）（格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）の代替）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	②[エリア放射線モニタ]※	10^{-4}～1mSv/h	－
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器内の放射線量率を監視する目的は，燃料損傷を推定することである。		
推定方法	格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）の計測が困難になった場合，格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）（格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）の場合は格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W））により推定する。 エリア放射線モニタの指示値を用いて，格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①格納容器内雰囲気放射線レベル 格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）により推定する。 格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）により推定する。 ②エリア放射線モニタ 格納容器内の線量が上昇した場合には，エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから，その上昇分より格納容器内の放射線量率を推定する。 ＜推定方法＞ 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合，放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器（ＰＣＶ）内空間に充満することになる。このとき，ＰＣＶ内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として，配管近傍は線量率が上昇することが予想される。 これらから，まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される線量率計測値から配管内の放射能濃度を図 58-8-18～21 より推定し，さらに配管内の放射能濃度とＰＣＶ内の放射能濃度が同程度と仮定することにより，図 58-8-22 よりＰＣＶ内の線量率を推定する。		

＜評価条件＞

・ＰＣＶ内への希ガス放出量は燃料内希ガスの 100%，50%，5%とし，線源は希ガスのみを考慮する。

・燃料から放出された希ガスがＰＣＶ内に均一に充満すると仮定し，ＡＯ弁手前までの配管内にはＰＣＶ内と同濃度で充満するものと仮定し，この配管内希ガスを線源とする。

・ＰＣＶ内線量はＰＣＶ空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。

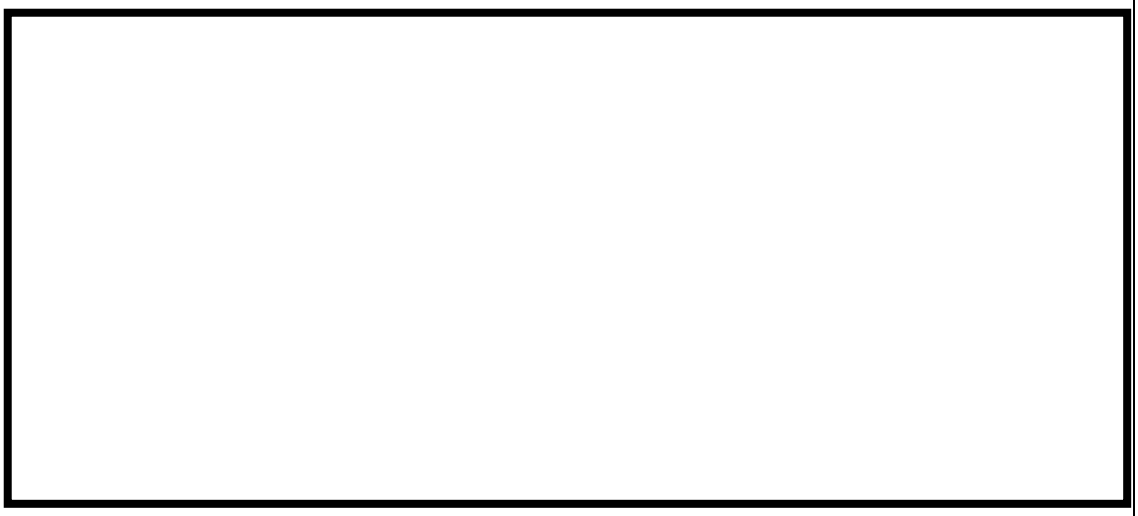


図 58-8-18　6 号炉エリア放射線モニタ No.22 の位置と線量率評価値

図 58-8-19　6 号炉エリア放射線モニタ No.11 の位置と線量率評価値

図 58-8-20　7 号炉エリア放射線モニタ No.10 の位置と線量率評価値

図 58-8-21　7 号炉エリア放射線モニタ No.18 の位置と線量率評価値

図 58-8-22　6 号炉，7 号炉のＰＣＶ内線量推定値

推定の評価	①格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W），格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C） 原子炉格納容器内のD／W側又はS／C側の放射線量率を同じ仕様の検出器で計測することにより，燃料損傷の推定に必要な情報を得ることができる。 ②エリア放射線モニタ 推定による評価条件が限定されるものの，原子炉格納容器内の放射線量率は上記①（格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W），格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C））で推定ができるため，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 ＜誤差による影響について＞ 格納容器内の放射線量率を監視する目的は，燃料損傷を推定することであり，代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル，エリア放射線モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

※：有効監視パラメータ

項　目	未臨界の監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	起動領域モニタ	10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の約10倍
	平均出力領域モニタ	0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の約10倍
	[制御棒操作監視系]※	全挿入～全引抜	－
代替パラメータ	①平均出力領域モニタ（起動領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の約10倍
	①起動領域モニタ（平均出力領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の約10倍
	②[制御棒操作監視系]※（起動領域モニタ，平均出力領域モニタの代替）	全挿入～全引抜	－
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域モニタ（平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定）により推定する。 制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合，代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒操作監視系 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため，制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。		

推定の評価	①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 　起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②制御棒操作監視系 　制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ＜誤差による影響について＞ 　未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	代替循環冷却系による冷却の場合		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	－
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m^3/h（6 号炉） 0～150m^3/h（7 号炉）	－
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m^3/h	－
	格納容器圧力逃がし装置による冷却		
	フィルタ装置水位	0～6000mm	－
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa[gage]	－
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^5mSv/h	－
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa[gage]	－
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－
	耐圧強化ベント系による冷却		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^5mSv/h	－
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－
	残留熱除去系による冷却		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系系統流量	0～1500m^3/h	954m^3/h
	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m^3/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m^3/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m^3/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m^3/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m^3/h(6 号炉区分Ⅲ) 800m^3/h（7 号炉区分Ⅲ）
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m^3/h（6 号炉） 0～1500m^3/h（7 号炉）	1300m^3/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m^3/h(6 号炉区分Ⅲ) 800m^3/h（7 号炉区分Ⅲ）
代替パラメータ	①ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	①サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	①格納容器内圧力（D／W） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①格納容器内圧力（S／C） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	①原子炉圧力容器温度 （残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～300℃	300℃
	①サプレッション・チェンバ・プール水温度 （残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～200℃	97℃

計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお，最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため，単一パラメータで確認することは困難であり，複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。
推定方法	代替循環冷却系による冷却において，主要パラメータの監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 格納容器圧力逃がし装置による冷却において，主要パラメータの監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 残留熱除去系による冷却において，主要パラメータの監視が不可能となった場合には，原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ＜代替循環冷却系による冷却の場合＞ ①ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度 代替循環冷却系による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ＜格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合＞ ①ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ＜耐圧強化ベント系による冷却の場合＞ ①ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 耐圧強化ベント系による冷却において，主要パラメータの計測が困難になった場合，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

	＜残留熱除去系による冷却の場合＞ ①原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度 　残留熱除去系による冷却において，主要パラメータの監視が不可能となった場合には，原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
推定の評価	＜代替循環冷却系による冷却の場合＞ ①ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度 　除熱対象であるドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。 ＜格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合＞ ①ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 　格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。 ＜耐圧強化ベント系による冷却の場合＞ ①ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 　格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C）の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。 ＜残留熱除去系による冷却の場合＞ ①原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度 　除熱対象である原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。 ＜誤差による影響について＞ 　最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり，代替パラメータ（ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C），原子炉圧力容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

※：有効監視パラメータ

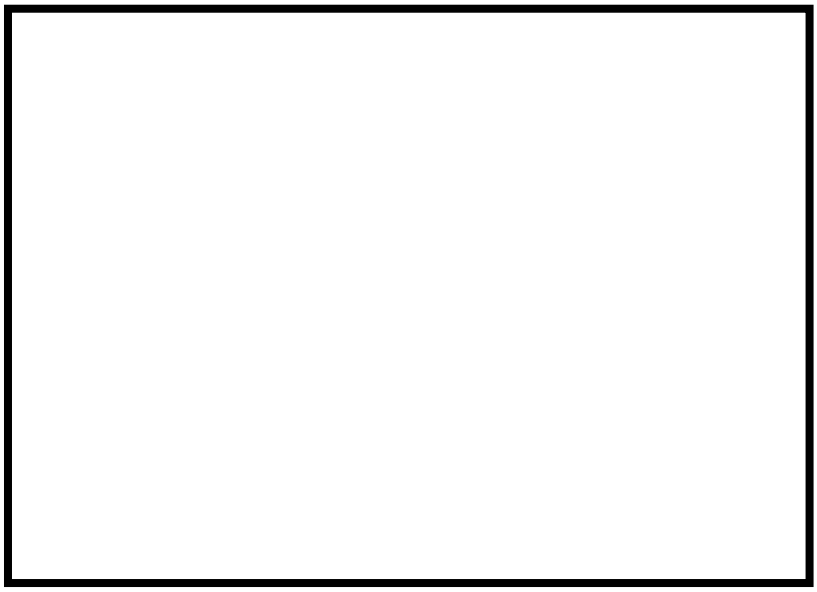
項　目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器パラメータ		
	原子炉水位	－3200～3500mm*1 －4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位（ＳＡ）	－3200～3500mm*1 －8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉格納容器パラメータ		
	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	原子炉建屋パラメータ		
	［エリア放射線モニタ］※	10^{-4}～1mSv/h	－
代替パラメータ	①ドライウェル雰囲気温度（原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），［エリア放射線モニタ］※の代替）	0～300℃	138℃
	①格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）（原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），［エリア放射線モニタ］※の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①［エリア放射線モニタ］※（原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）の代替）	10^{-4}～1mSv/h	－
	①原子炉水位（ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），［エリア放射線モニタ］※の代替）	－3200～3500mm*1 －4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位（ＳＡ）（ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），［エリア放射線モニタ］※の代替）	－3200～3500mm*1 －8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	①原子炉圧力（ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），［エリア放射線モニタ］※の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（ＳＡ）（ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），［エリア放射線モニタ］※の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	＊1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） ＊2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		

計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は，原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお，格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため，単一パラメータで確認することは困難であり，複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。
推定方法	格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは＜原子炉圧力容器パラメータ＞＜原子炉格納容器パラメータ＞＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの＜原子炉格納容器パラメータ＞＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。 ＜原子炉格納容器パラメータ＞の主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。 ＜原子炉建屋パラメータ＞の主要パラメータであるエリア放射線モニタの計測が困難になった場合，代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞＜原子炉格納容器パラメータ＞により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞ ①＜原子炉格納容器パラメータ＞＜原子炉建屋パラメータ＞ ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合，＜原子炉格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。 ＜原子炉格納容器パラメータ＞ ①＜原子炉圧力容器パラメータ＞＜原子炉建屋パラメータ＞ ＜原子炉格納容器パラメータ＞の計測が困難になった場合，＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。 ＜原子炉建屋パラメータ＞ ①＜原子炉圧力容器パラメータ＞＜原子炉格納容器パラメータ＞ ＜原子炉建屋パラメータ＞の計測が困難になった場合，＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜原子炉格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないことにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。
推定の評価	格納容器バイパス発生は，原子炉圧力容器からの漏えい発生を＜原子炉圧力容器パラメータ＞により確認し，原子炉格納容器内での漏えいの傾向がないことを＜原子炉格納容器パラメータ＞により確認し，原子炉建屋での漏えい傾向があることを＜原子炉建屋パラメータ＞により確認することで可能となる。 いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより格納容器外での漏えい発生を確認することができ，格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。 ＜誤差による影響について＞ 格納容器バイパスの監視をする目的は，原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかを把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力容器パラメー

	タ，原子炉格納容器パラメータ，原子炉建屋パラメータ）による推定は，原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	水源の確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	0～16m(6 号炉) 0～17m(7 号炉)	0～15.5m(6 号炉) 0～15.7m(7 号炉)
	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T.M.S.L.-7150～+9850mm)	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～-1150mm)
代替パラメータ	①高圧代替注水系系統流量（復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の代替）	0～300m^3/h	-
	①復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m^3/h(6 号炉) 0～150m^3/h(7 号炉)	-
	①復水補給水系流量（原子炉圧力容器）（復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の代替）	0～350m^3/h	-
	①復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m^3/h	-
	①復水補給水系流量（原子炉格納容器）（復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の代替）	0～150m^3/h(6 号炉) 0～100m^3/h(7 号炉)	-
	①原子炉隔離時冷却系系統流量（復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の代替）	0～300m^3/h	182m^3/h
	①高圧炉心注水系系統流量（復水貯蔵槽水位（ＳＡ）の代替）	0～1000m^3/h	727m^3/h
	①残留熱除去系系統流量（サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～1500m^3/h	954m^3/h
	②復水移送ポンプ吐出圧力（サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～2MPa[gage]	-
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力（サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。		
推定方法	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から，復水貯蔵槽水位（ＳＡ）を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から推定する。		

	 図 58-8-23　復水貯蔵槽の水位容量曲線 ①サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量 　サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ②サプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力 　サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。
推定の評価	①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 　復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は，直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため，プラントの状態に依存することなく適用可能である。 ①サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量 　本推定方法の目的は，代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり，復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで，必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。 ②サプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力 　本推定方法の目的は，代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり，復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで，必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。

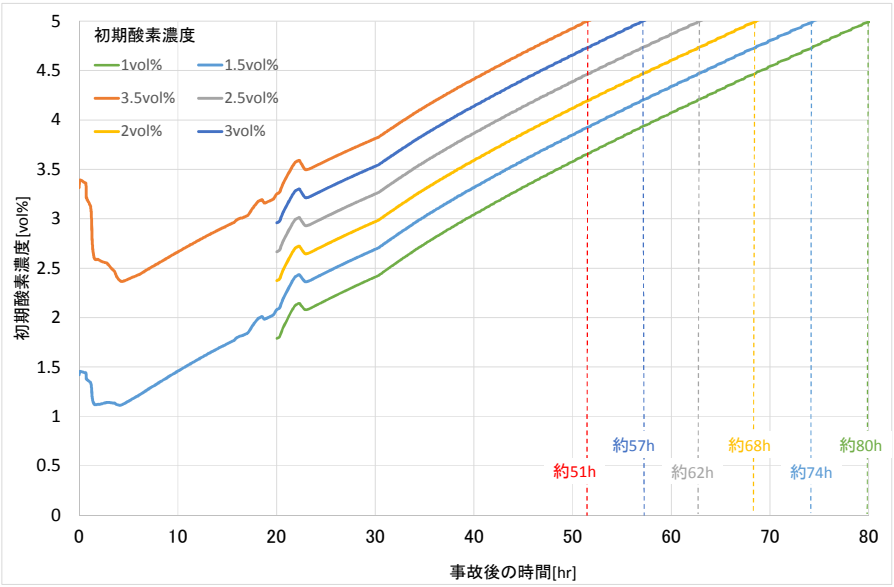
	＜誤差による影響について＞ 　水源の確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量，サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力）による推定は，注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

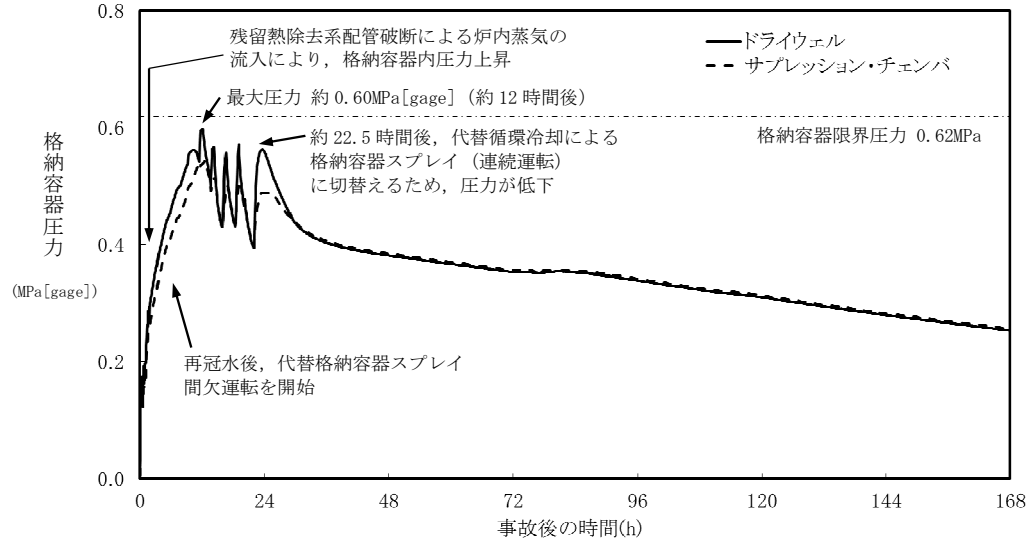
(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－
代替 パラメータ	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	－
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器に導入された水素濃度とその時の静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度との関係）により推定する。 図 58-8-24　静的触媒式水素再結合器の入口/出口の差温度と水素濃度の関係 水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 40K となる。 水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 170K となる。		

推定の評価	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合，発熱反応が生じ，装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定することができることから，原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり，代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無及び入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の温度計の誤差：約±3.4℃から差温度として最大6.8℃程度の誤差。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度	0～30vol%(6 号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7 号炉)	4.9vol%
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	①格納容器内圧力（D／W）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①格納容器内圧力（S／C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）にて炉心損傷を判断した後，評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 また，事故後の格納容器内圧力を監視することで，格納容器内への空気流入有無を把握し，水素が燃焼を生じる可能性を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W），格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C） 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なG値($G(H_2)$=0.4，$G(O_2)$=0.2)を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。  図 58-8-25　格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）の格納容器内酸素濃度変化		

	①格納容器内圧力（D／W）又は格納容器内圧力（S／C） 格納容器内の酸素を把握する目的としては，事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。 格納容器内圧力（D／W）又は格納容器内圧力（S／C）により，格納容器内圧力がが正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 なお，事故時操作手順において，格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として，格納容器内圧力（D／W）又は格納容器内圧力が［redacted］以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）の格納容器内圧力の変化を図 58-8-26 に示す。有効性評価の結果では，格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており，原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。  図 58-8-26　格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）の格納容器内圧力変化
推定の評価	①格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W），格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C） 炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）では，実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが，原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには，妥当な推定手段である。 ①格納容器内圧力（D／W），格納容器内圧力（S／C） 格納容器内圧力を確認し，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは，炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから，原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには，妥当な推定手段である。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル，格納容器内圧力）による格納容器内酸素の傾向及びインリー

	クの有無の傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項　目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	T.M.S.L.20180～31170mm(6 号炉) T.M.S.L.20180～31123mm(7 号炉)	T.M.S.L.31395mm(6 号炉) T.M.S.L.31390mm(7 号炉)
		0～150℃	66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	T.M.S.L.23420～30420mm(6 号炉) T.M.S.L.23,373～30373mm(7 号炉)	－
		0～150℃	－
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{1}～10^{8}mSv/h	－
		10^{-2}～10^{5}mSv/h(6 号炉) 10^{-3}～10^{4}mSv/h(7 号炉)	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－
代替パラメータ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T.M.S.L.23420～30420mm(6 号炉) T.M.S.L.23373～30373mm(7 号炉)	－
		0～150℃	－
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T.M.S.L.20180～31170mm(6 号炉) T.M.S.L.20180～31123mm(7 号炉)	T.M.S.L.31395mm(6 号炉) T.M.S.L.31390mm(7 号炉)
		0～150℃	66℃
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	10^{1}～10^{8}mSv/h	－
		10^{-2}～10^{5}mSv/h(6 号炉) 10^{-3}～10^{4}mSv/h(7 号炉)	
	②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）	－	－
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		

推定方法	使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて，下記の通り推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。

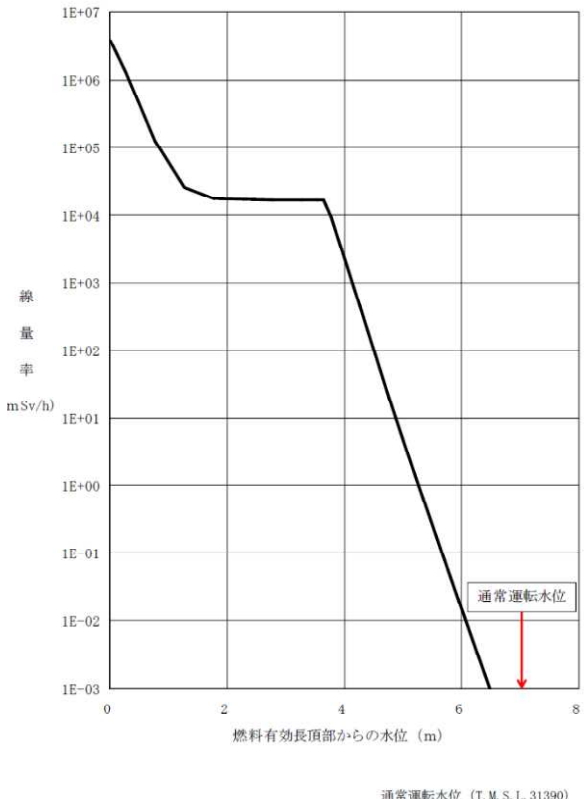
<table>
<tr>
<td></td>
<td>


図 58-8-27　水位と放射線線量率の関係
</td>
</tr>
<tr>
<td>推定の評価</td>
<td>
使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認することで可能となる。
いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

＜誤差による影響について＞
使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり，代替パラメータ（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却，放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。
</td>
</tr>
</table>

58-9
可搬型計測器について

表 58-9-1　可搬型計測器の必要個数整理（1/3）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～300℃	0～350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	0～350℃*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
		-4000～1300mm*3	-4000～1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位（ＳＡ）	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
		-8000～3500mm*2	-8000～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～300m³/h	0～300m³/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m³/h	0～300m³/h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m³/h	0～1000m³/h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～350m³/h	0～350m³/h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0～1500m³/h	0～1500m³/h	3		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m³/h	0～350m³/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～150m³/h（6 号炉）*4 0～100m³/h（7 号炉）*4	0～150m³/h（6 号炉）*4 0～100m³/h（7 号炉）*4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	0～350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	-200～500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	0～1000kPa[abs]	0～1000kPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	0～980.7kPa[abs]	0～980.7kPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*5	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m（T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm）*5	+1m, +2m, +3m（T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm）*5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。

表 58-9-1　可搬型計測器の必要個数整理（2/3）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	－	2	＊6	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol%	－	2	＊6	水素吸蔵材料式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の監視	起動領域モニタ	10^{-1}～10^{6}cps （1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は 0～125%（1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1}）	－	10	＊6	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0～125% （1.2×10^{12}～2.8×10^{14}cm^{-2}・s^{-1}）＊7	－	4＊8	＊6	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	0～350℃＊1	1	1	熱電対	中央制御室	
	フィルタ装置水位	0～6000mm	0～6000mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して 1 チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa[gage]	0～1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－	2	＊6	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	0～50kPa	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－	1	＊6	pH 検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	0～350℃＊1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して 1 チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m^{3}/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m^{3}/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m^{3}/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～4000m^{3}/h （6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m^{3}/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m^{3}/h（7 号炉区分Ⅲ）	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋 タービン建屋（6 号炉区分Ⅲのみ）	複数チャンネルが存在するが，代表して 1 チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m^{3}/h（6 号炉） 0～1500m^{3}/h（7 号炉）	0～2000m^{3}/h（6 号炉） 0～1500m^{3}/h（7 号炉）	3		差圧式流量検出器	原子炉建屋	

表 58-9-1　可搬型計測器の必要個数整理（3/3）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確認	復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa[gage]	0～2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	0～3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－	7	＊6	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	0～350℃＊1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して 1 チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol%（7 号炉）	－	2	＊6	熱磁気風式酸素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	0～150℃	0～350℃＊1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して 1 チャンネルを測定する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	0～150℃	0～350℃＊1	1		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{1}～10^{8}mSv/h（6 号炉） 10^{1}～10^{8}mSv/h（7 号炉）	－	1	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）	－	1		イオンチェンバ	－	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－	1	＊6	赤外線カメラ	－	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器を 6 号及び 7 号炉それぞれに 23 個（計器故障を考慮した 1 個含む）配備する。なお，故障及び点検時の予備として 23 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

＊1：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
＊2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）
＊3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）
＊4：格納容器下部注水流量
＊5：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
＊6：全交流動力電源喪失時は，水素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）により電源供給されるため，監視計器は使用可能である。
＊7：定格出力時の値に対する比率で示す。
＊8：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

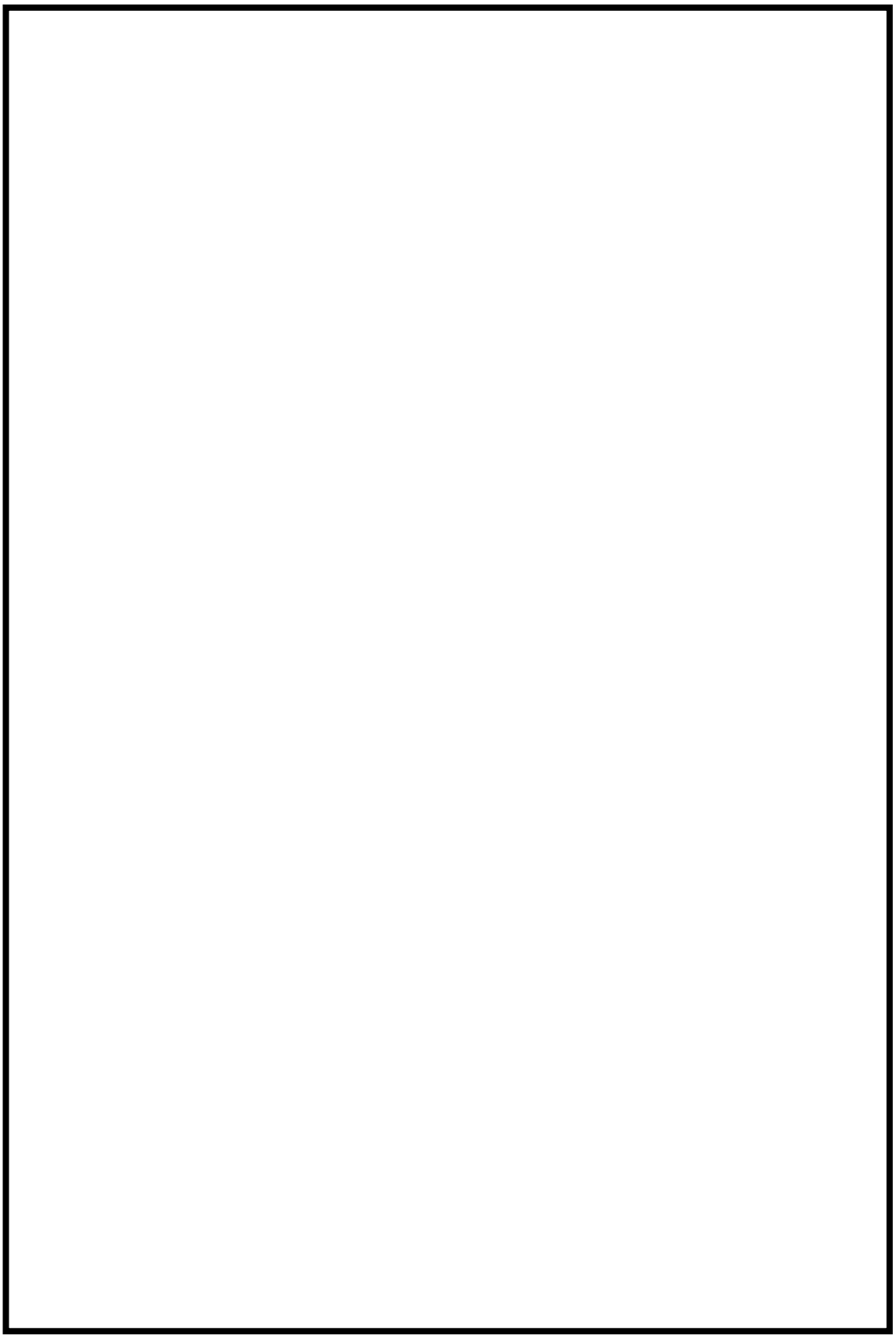


図 58-9-1　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（1/8）

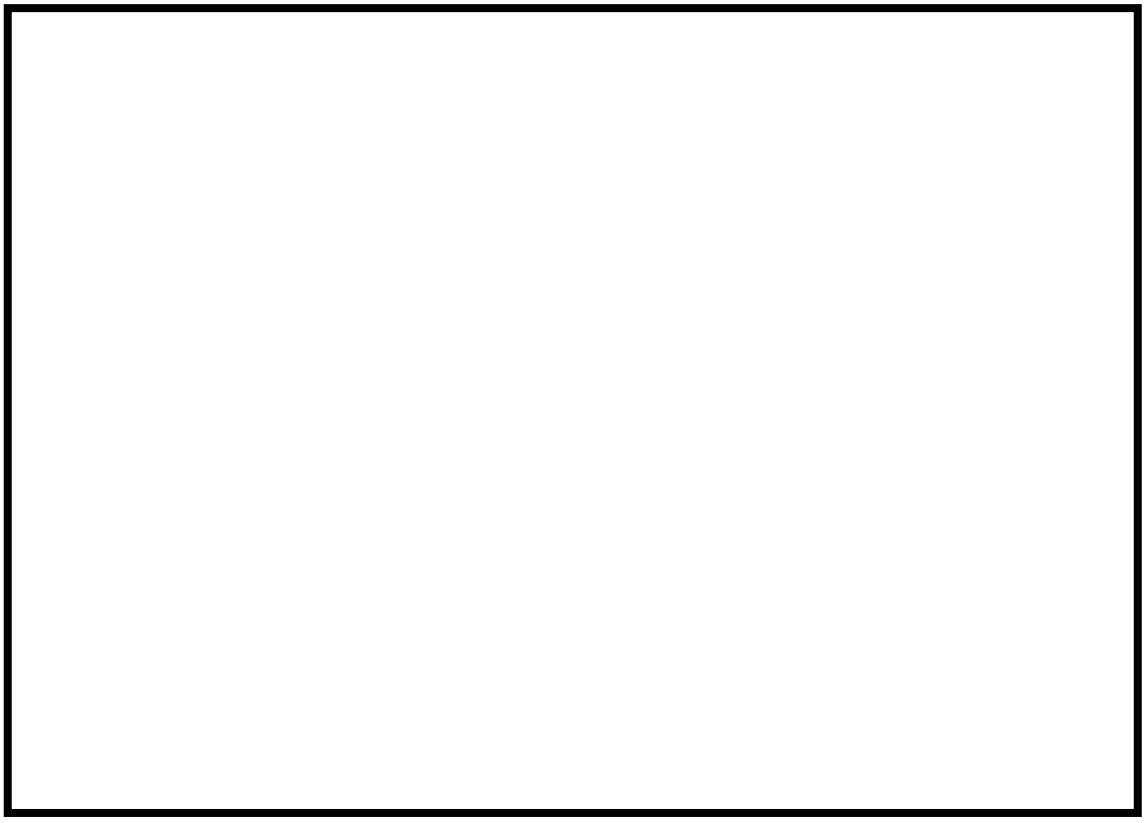


図 58-9-2　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（2/8）

図 58-9-3　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（3/8）

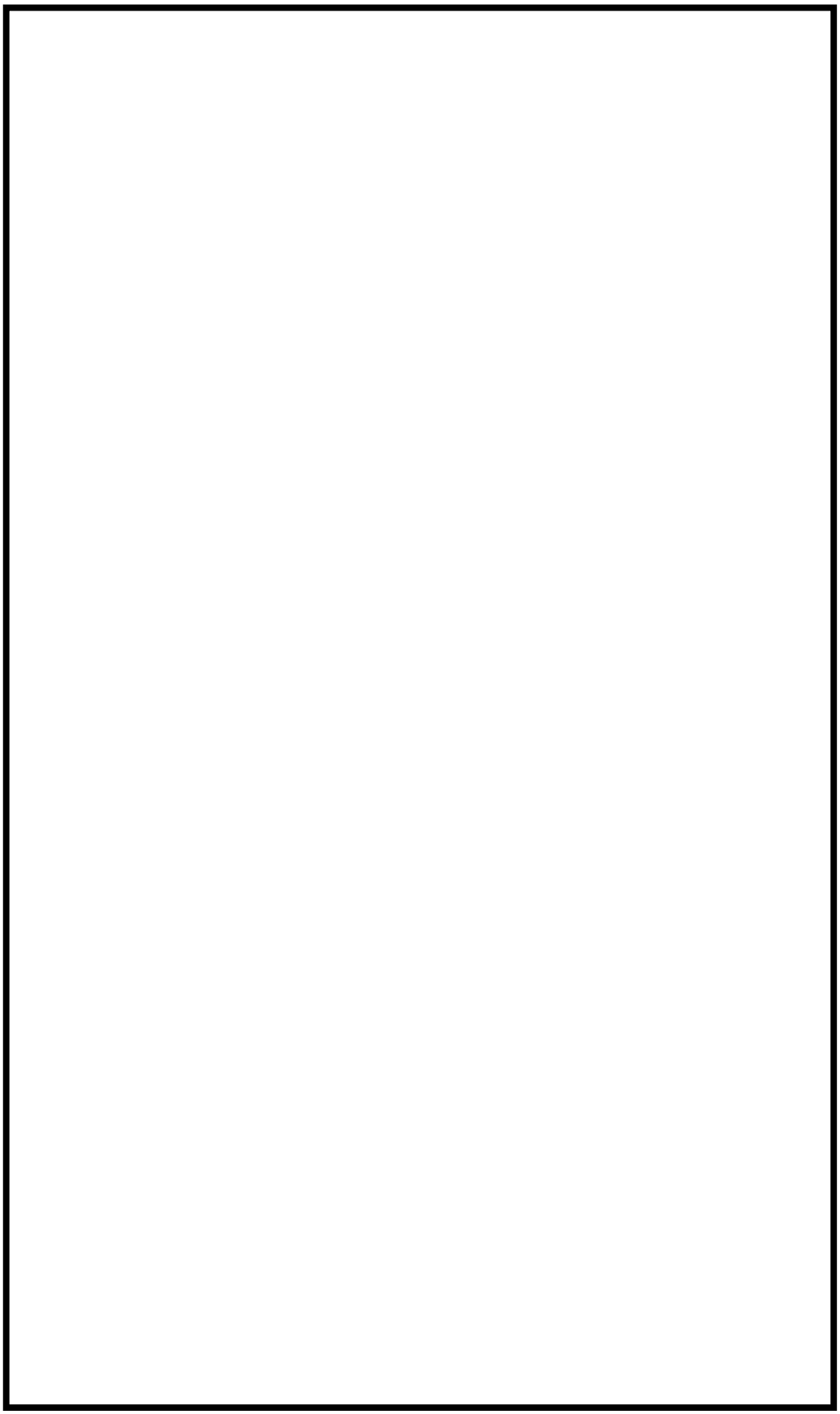


図 58-9-4　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（4/8）

図 58-9-5　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（5/8）

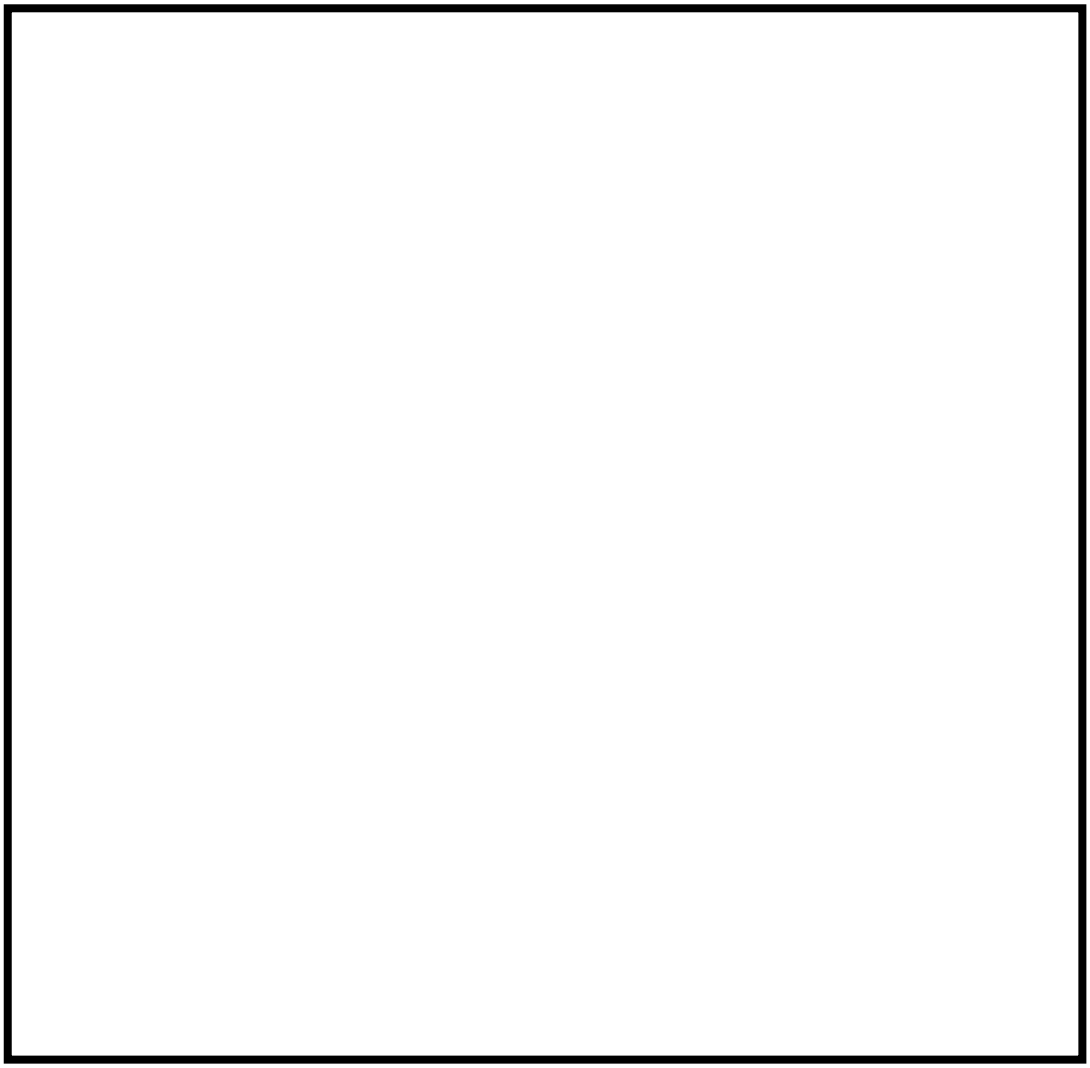


図 58-9-6　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（6/8）

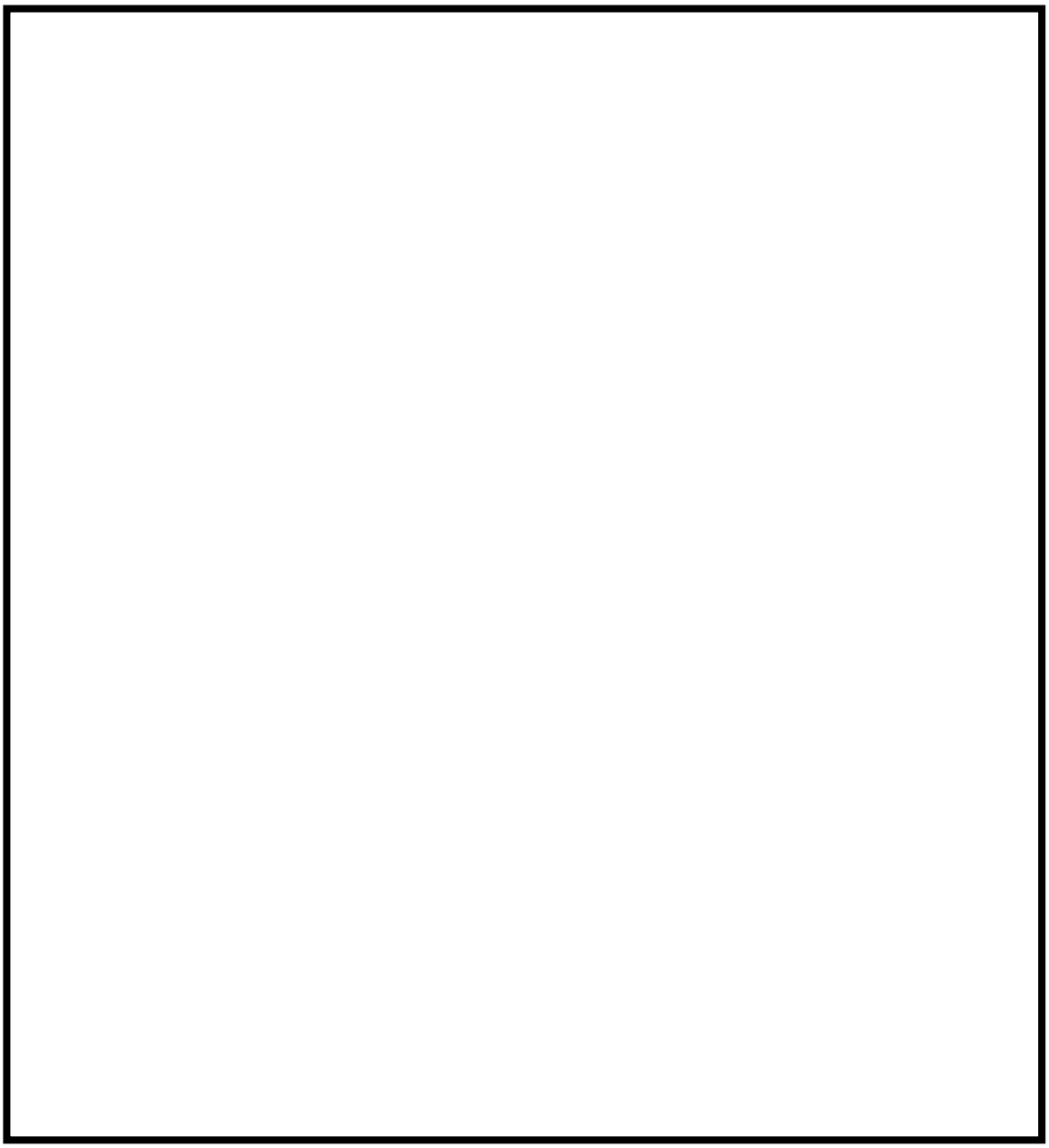


図 58-9-7　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（7/8）

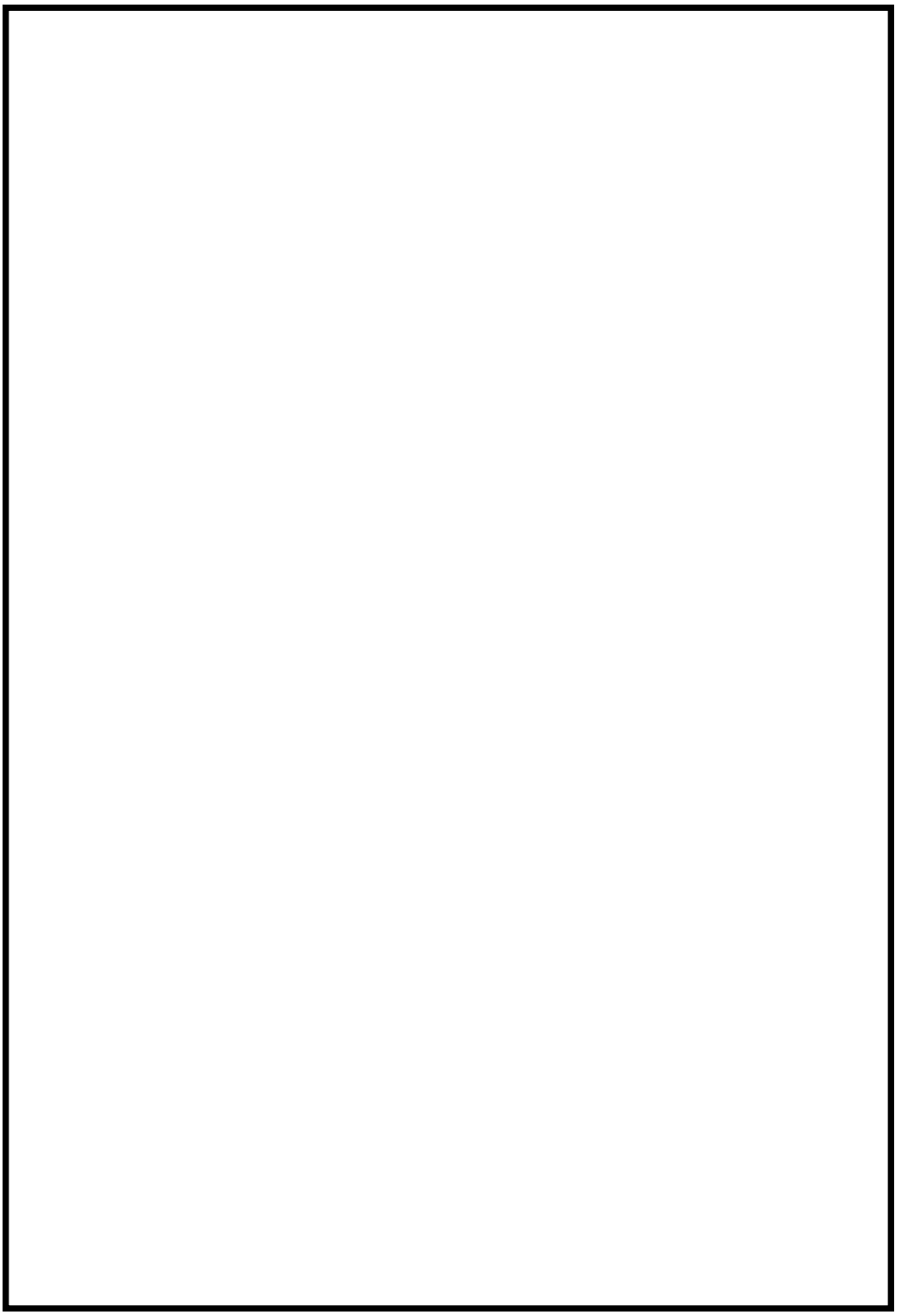


図 58-9-8　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（8/8）

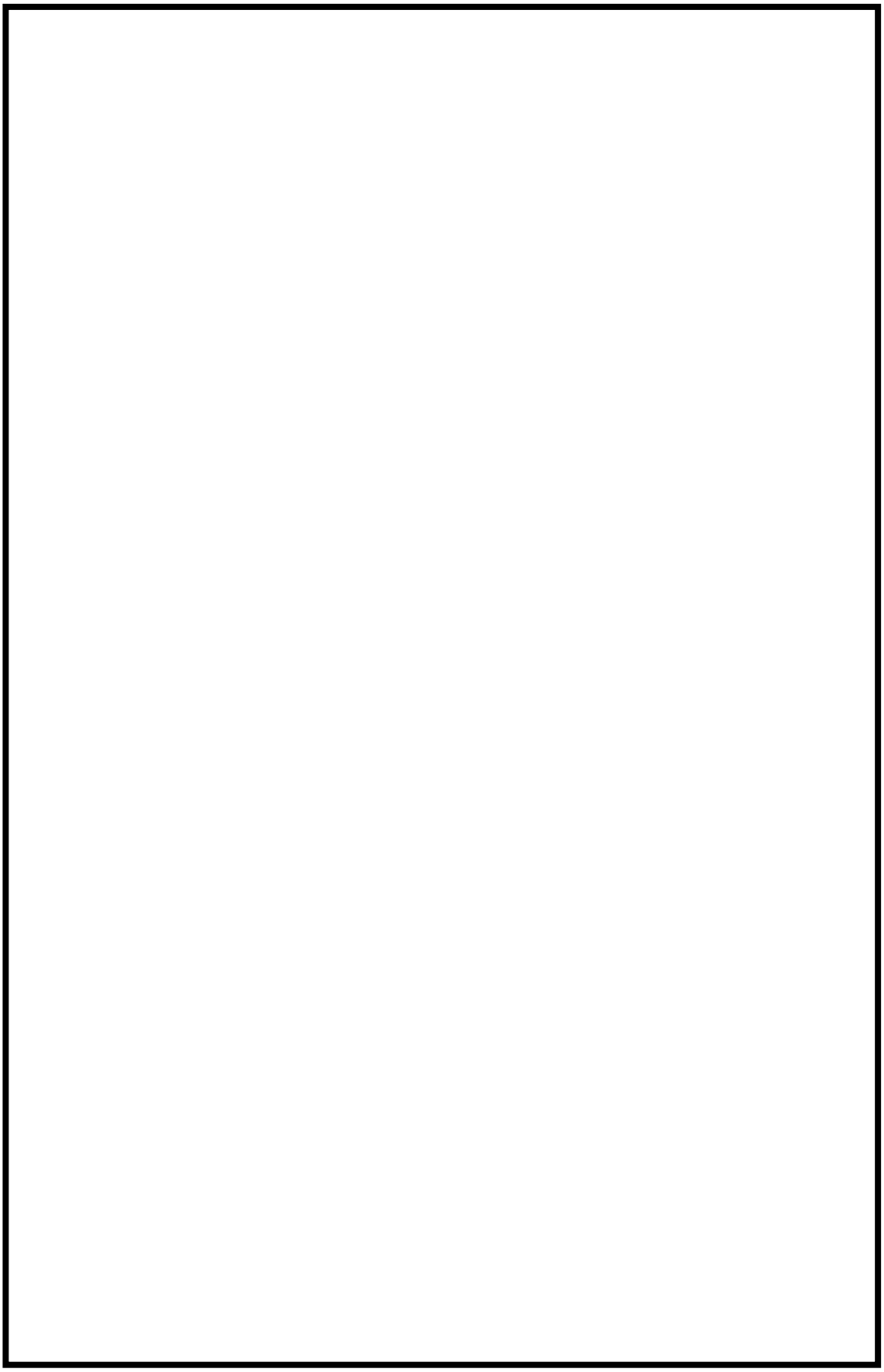


図 58-9-9　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（1/4）

図 58-9-10　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（2/4）

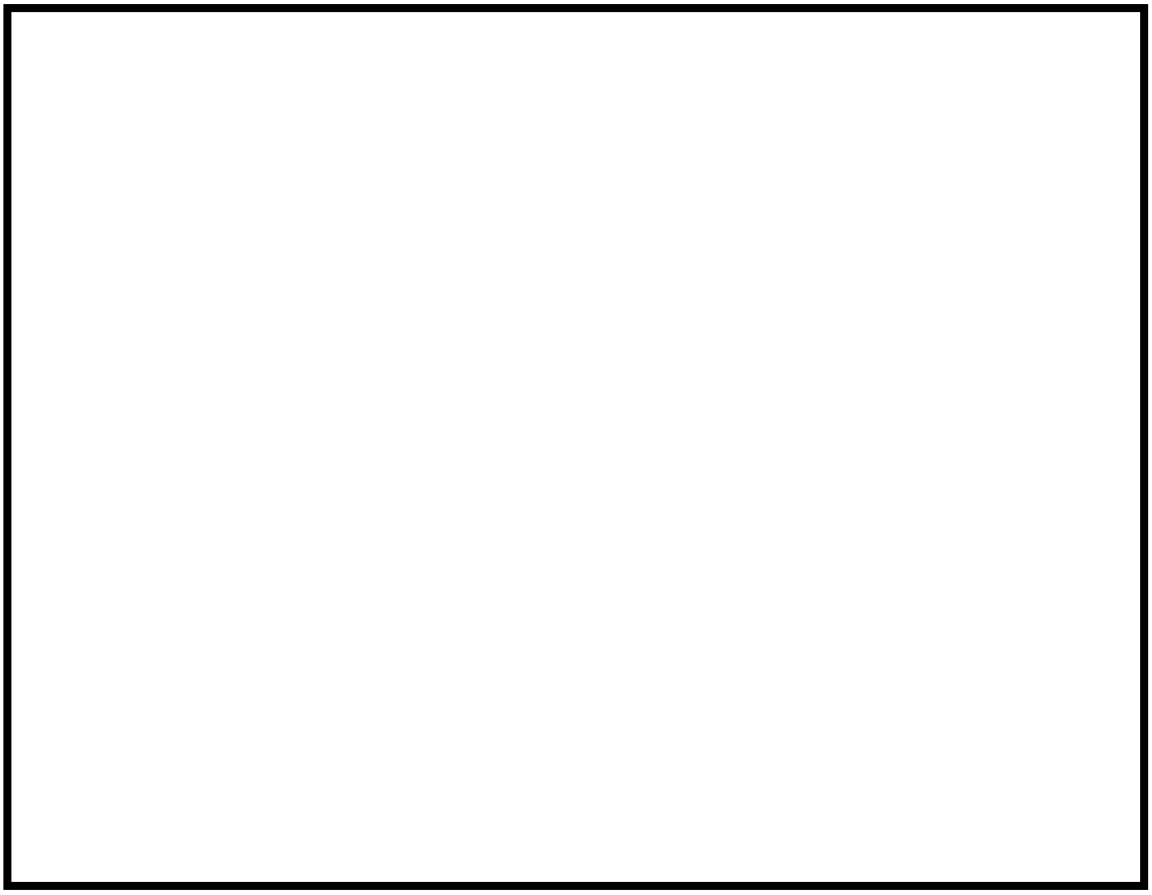


図 58-9-11　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（3/4）

図 58-9-12　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（4/4）

58-10
主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について，耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

１．原子炉格納容器内

格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては，有効性評価の格納容器過温破損シナリオ「大LOCA＋注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大圧力，温度，積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

なお，中性子束計測装置については，重大事故等の発生初期に計測機能を求められるものであり，設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1　耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa（gage）	[redacted]

表 58-10-2　耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評　価
原子炉冷却材温度 （原子炉圧力容器温度）	熱電対	[redacted]	耐環境試験において，蒸気暴露と放射線照射を実施し，事故時雰囲気（温度，圧力，放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェンバ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

＊検出器は無機物で構成しており，放射線による影響はない

②二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外，その他の建屋内，屋外

重大事故等時の二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外，その他の建屋内，屋外については環境条件を評価中であり，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を今後確認していく。

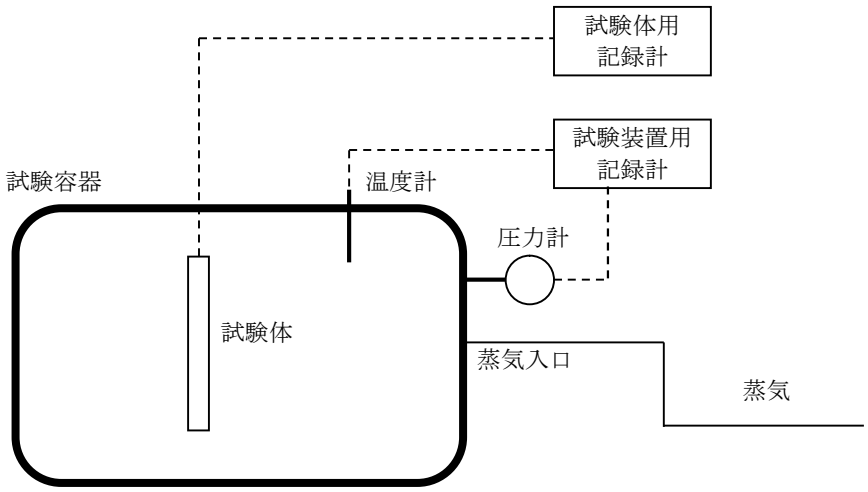
別紙１

１．格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気の環境が厳しくなるのは，格納容器内設置の計器であり，重大事故シーケンスにおいて格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは，格納容器過温破損シナリオ「大LOCA＋注水機能喪失+全交流動力電源喪失」ある。次項以降において，重大事故等発生時における監視計器の健全性について評価する。

２．試験方法

格納容器内設置計器のうち重大事故時に監視機能を期待される計器については，事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して事故時環境（温度，圧力，蒸気）を印加し，監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1　蒸気暴露試験装置イメージ図

３．格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

事故時模擬試験の結果，圧力0.62MPa(gage)以上で，温度200℃以上，積算線量 [redacted] Gy以上（無機物で構成している検出器は除く）の事故時環境の印加に対し，試験中および試験後の監視機能に問題がないことを確認しており，同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上まわっていることから，計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3　耐環境試験の評価結果（格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評　価
原子炉冷却材温度 （原子炉圧力容器温度）	熱電対	[redacted]	耐環境試験において，蒸気暴露と放射線照射を実施し，事故時雰囲気（温度，圧力，放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェンバ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

＊検出器は無機物で構成しており，放射線による影響はない

58-11
パラメータの抽出について

１．設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは，その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり，各条文との関連性を明確にした（表 58-11-1 参照)。

２．重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは，炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり，これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（表 58-11-1 参照)。

表 58-11-1　設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則※1															有効性評価※2																	
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
原子炉圧力容器温度															○									○							○		
原子炉圧力			○												○	○	○	○	○		○	○	○	○						○	○		
原子炉圧力（SA）			○												○	○	○	○	○		○	○	○	○						○	○		
原子炉水位		○	○												○	○	○	○	○	○	○	○		○						○	○	○	
原子炉水位(SA)		○	○	○											○	○	○	○	○	○	○	○		○						○	○	○	
高圧代替注水系系統流量		○													○			○															
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）				○			○								○	○		○	○		○		○								○		
復水補給水系流量（原子炉格納容器）　*格納容器スプレイ						○	○								○	○		○	○		○		○	○									
復水補給水系流量（原子炉格納容器）　*格納容器下部注水							○	○							○									○									
ドライウェル雰囲気温度					○	○	○	○	○						○			○					○	○									
サプレッション・チェンバ気体温度					○	○	○		○						○			○															
サプレッション・チェンバ・プール水温度					○	○	○								○		○	○	○	○		○	○	○									
格納容器内圧力（D／W）					○	○	○		○						○	○		○	○	○	○		○	○									
格納容器内圧力（S／C）					○	○	○		○						○	○		○	○	○	○		○	○									
サプレッション・チェンバ・プール水位						○							○		○	○		○	○		○	○	○									○	
格納容器下部水位							○	○							○									○									
格納容器内水素濃度									◎						○																		
格納容器内水素濃度（SA）									◎						○																		
格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W）															○	○		○	○		○		○	○									
格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）															○	○		○	○		○		○	○									
起動領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									○
平均出力領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
復水補給水系温度（代替循環冷却）							○								○																		
フィルタ装置水位					○		○		○						○	○		○	○		○		○										
フィルタ装置入口圧力					○		○		○						○	○		○	○		○		○										
フィルタ装置出口放射線モニタ					○		○		◎						○	○		○	○		○		○										
フィルタ装置水素濃度					○		○		◎						○																		
フィルタ装置金属フィルタ差圧					○		○		○						○	○		○	○		○		○										
フィルタ装置スクラバ水pH					○		○		○						○																		
耐圧強化ベント系放射線モニタ					○				○						○																		
復水貯蔵槽水位（SA）		○											○		○	○		○	○	○	○	○	○	○							○		
復水移送ポンプ吐出圧力				○		○	○	○							○													○	○				
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										○					○																		
格納容器内酸素濃度									○						○																		
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）											◎				○													○	○				
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）											◎				○													○	○				
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）											◎				○													○	○				
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ											◎				○													○	○				
原子炉隔離時冷却系系統流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
高圧炉心注水系系統流量		○													○	○	○		○	○	○	○	○	○									
残留熱除去系系統流量				○	○	○									○		○	○	○	○		○	○					○		○	○	○	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力															○	○			○	○	○	○		○									
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				○	○	○									○																		
原子炉補機冷却水系系統流量				○	○	○									○																		
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量				○	○	○									○																		

※1：「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備　※2：有効性評価の 3.3～3.5 は 3.2 のシナリオに包絡

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（1/21）

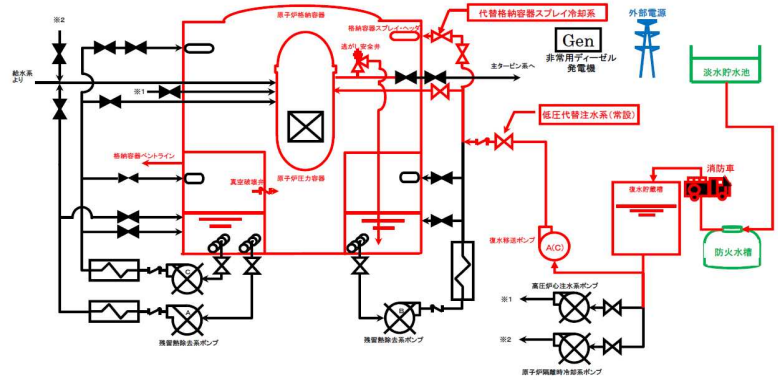
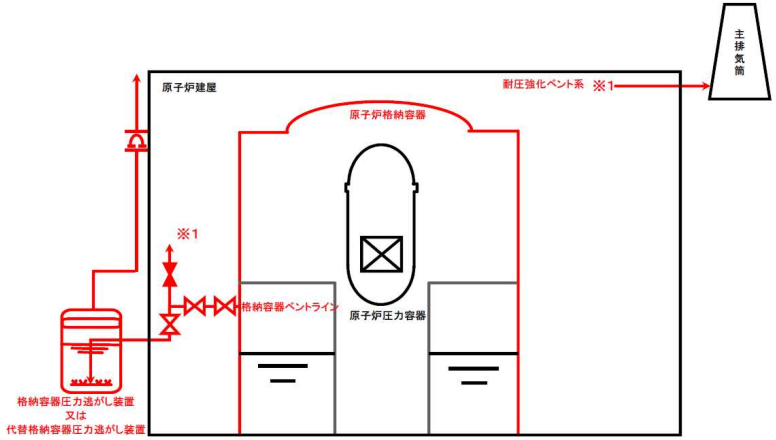
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	 	復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	48 条
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（可搬型代替注水ポンプ給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系スパージャ（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	48 条（ベント元），49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/21）

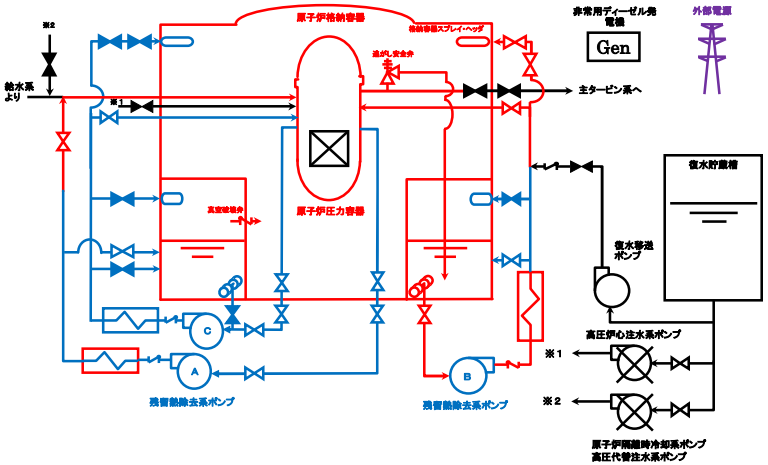
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系スパージャ（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			真空破壊弁（S/C→D/W）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（S/P 蓄熱補助）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	46 条（ロジック）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/21）

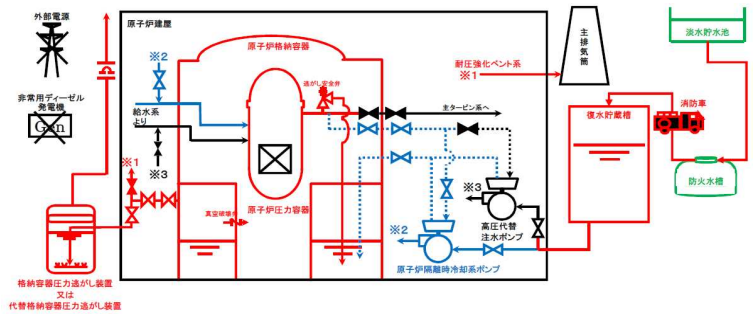
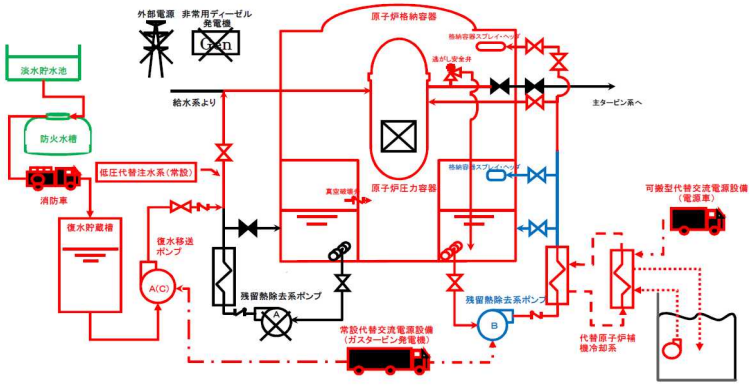
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失）	 	原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	48 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	57 条（直流電源）
			蓄電池Ａ－２（電源）	57 条（直流電源）
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			格納容器スプレイ・ヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	48 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ドライウェル雰囲気温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ気体温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/21）

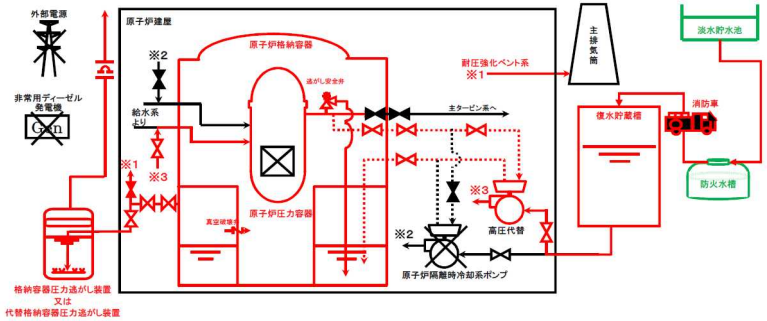
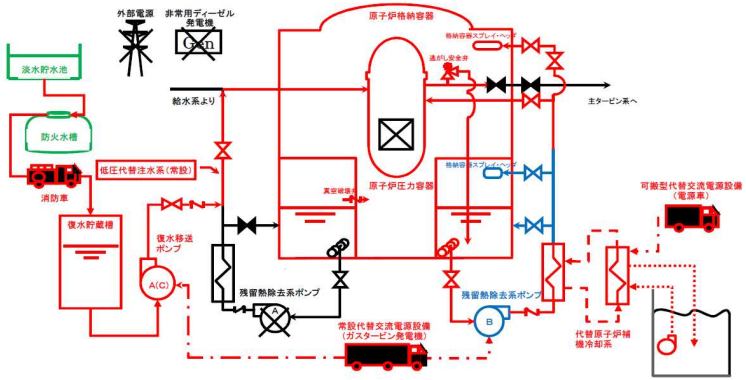
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失 ＋ＲＣＩＣ失敗）	 	高圧代替注水系	45 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	48 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	45 条（水源），47 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条（注入先），47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			格納容器スプレイ・ヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	48 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（6/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失 ＋ＲＣＩＣ失敗） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	45 条（高圧時の原子炉冷却） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			高圧代替注水系系統流量	45 条（高圧時の原子炉冷却） 58 条（高圧代替注水確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ドライウェル雰囲気温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ気体温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/21）

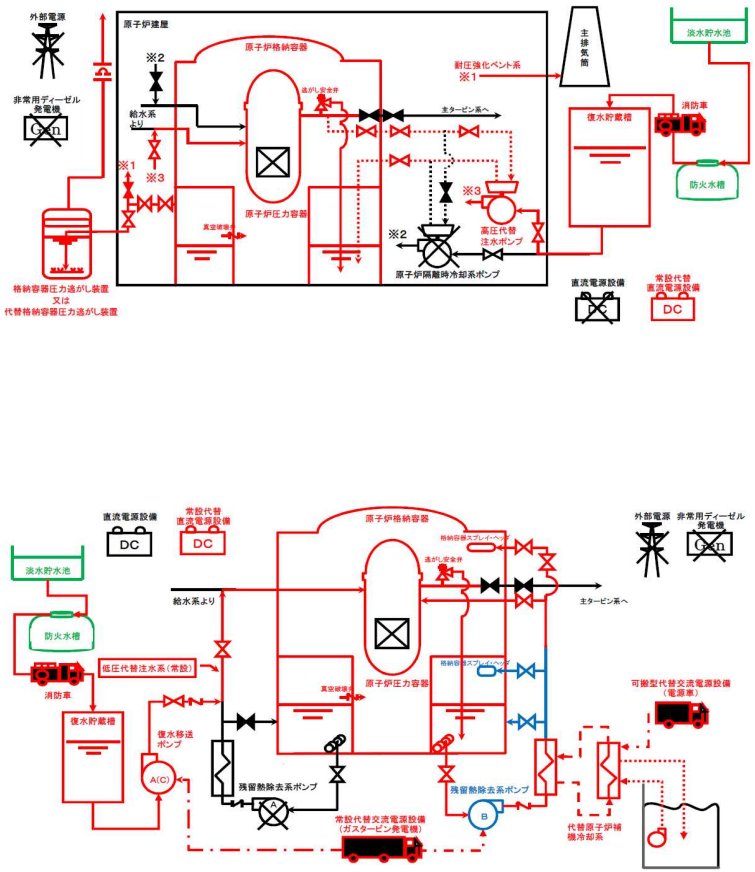
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋D／G 喪失 ＋直流電源喪失）		逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			高圧代替注水系	45 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	48 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	45 条（水源），47 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条（注入先），47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			格納容器スプレイ・ヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	48 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（8/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失 ＋直流電源喪失） （つづき）		原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	45 条（高圧時の原子炉冷却） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			高圧代替注水系系統流量	45 条（高圧時の原子炉冷却） 58 条（高圧代替注水確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ドライウェル雰囲気温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ気体温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（9/21）

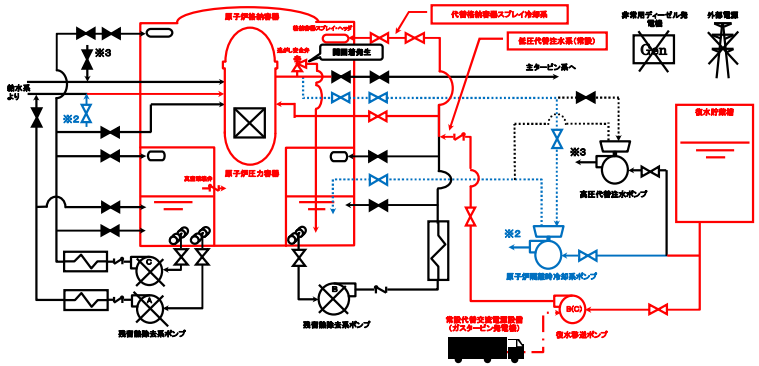
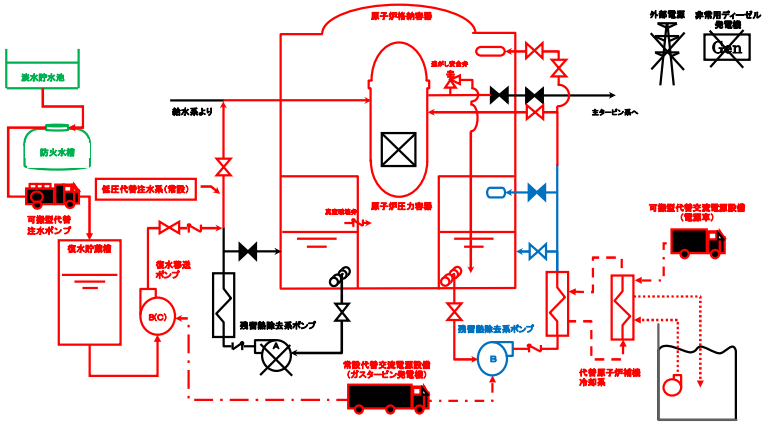
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失 ＋ＳＲＶ再閉失敗）	 	原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			常設代替交流電源設備	57 条
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却）58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	49 条（格納容器の冷却），58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/21）

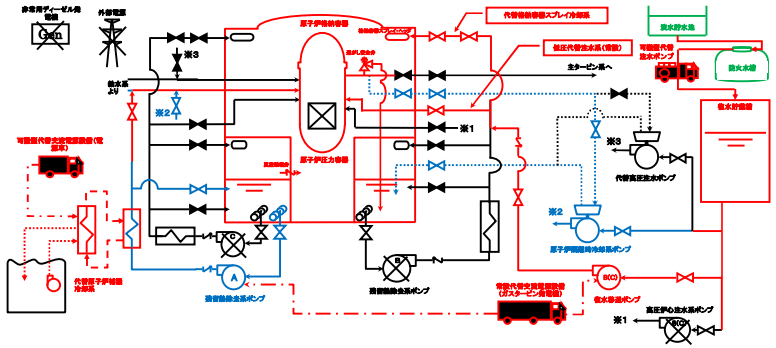
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			常設代替交流電源設備	57 条
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	49 条（格納容器の冷却），58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（11/21）

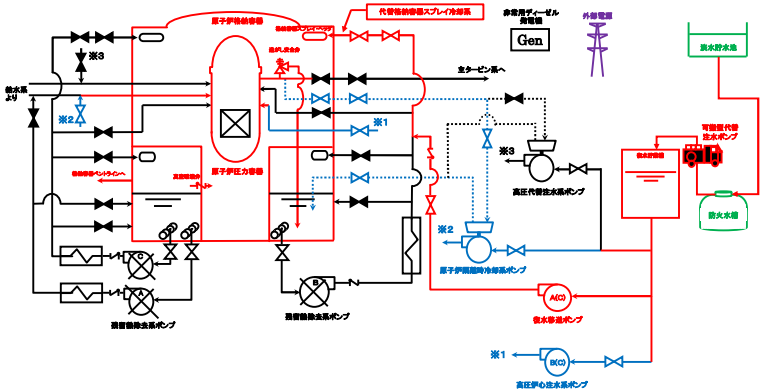
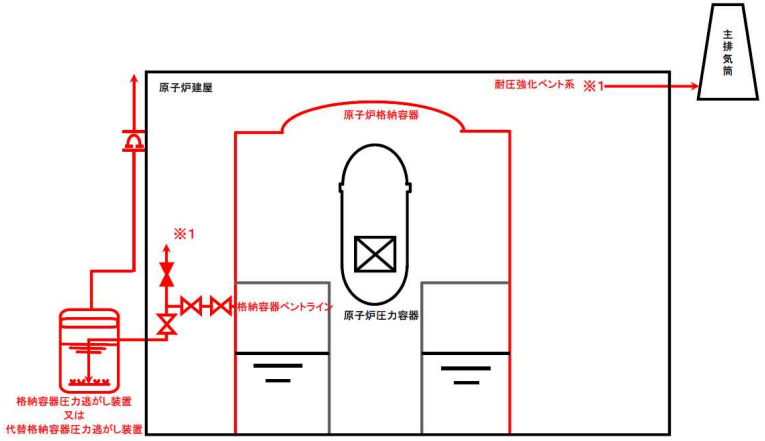
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系故障）	 	原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			高圧炉心注水系ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水移送ポンプ	49 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	48 条
			復水貯蔵槽（水源）	49 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（可搬型代替注水ポンプ給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			高圧炉心注水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			復水補給水系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			復水補給水系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/21）

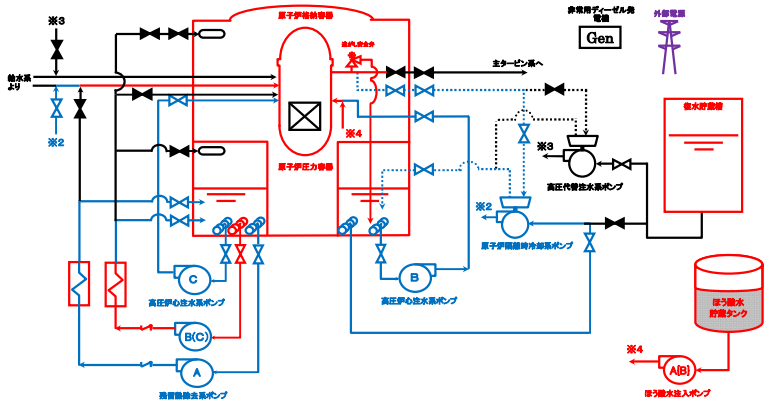
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御系（自動運転モード）	DB（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）　※ポンプの自動起動のみ（注水はしない）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			自動減圧系の起動阻止スイッチ	46 条（減圧制御）
			ほう酸水注入系ポンプ	44 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却ﾓｰﾄﾞ）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	44 条
			電動駆動給水ポンプ	DB（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系配管（高圧注水流路）（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			高圧炉心注水系弁（高圧注水流路）（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系貯蔵タンク	44 条
			ほう酸水注入系配管	44 条（流路）
			ほう酸水注入系弁	44 条（流路）
			原子炉圧力容器	44 条（注入先）
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			平均出力領域モニタ	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認）
			起動領域モニタ	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認，（未臨界確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（ＲＨＲポンプ起動確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/21）

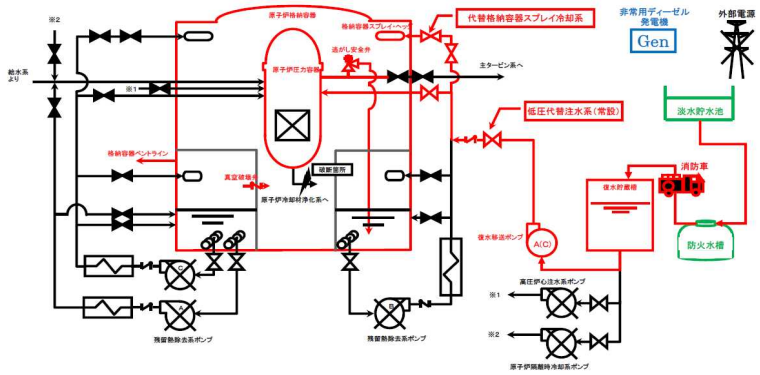
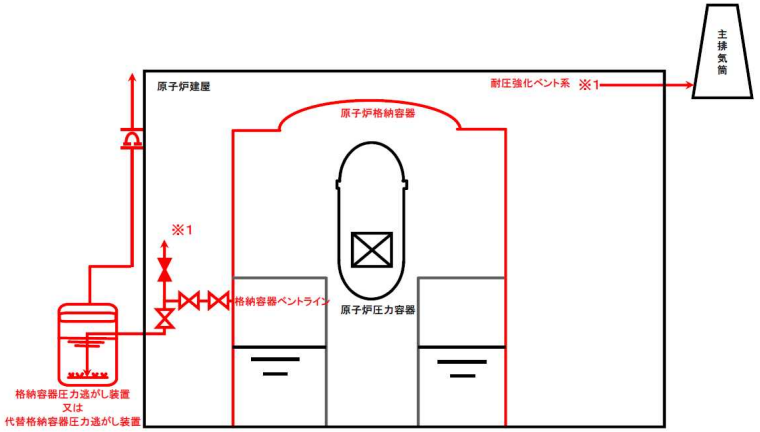
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA 時注水機能喪失 （中小破断 LOCA）	 	復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	48 条
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（可搬型代替注水ポンプ給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ） 格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/21）

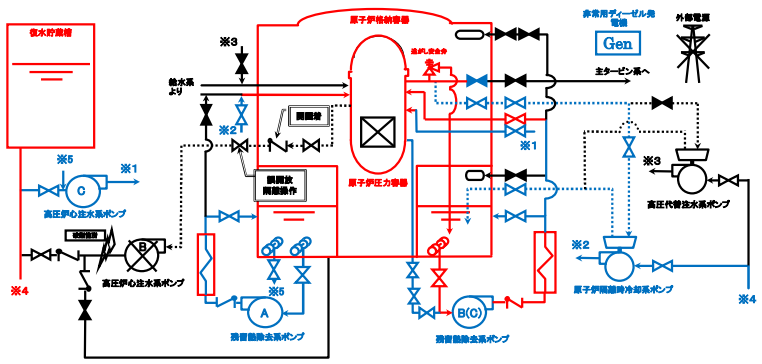
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス （ｲﾝﾀｰﾌｪｲｽｼｽﾃﾑ LOCA）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）　※ポンプの自動起動のみ（注水はしない）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気隔離弁	DB（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			高圧炉心注水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（ＲＨＲポンプ起動確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器冷却確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15/21）

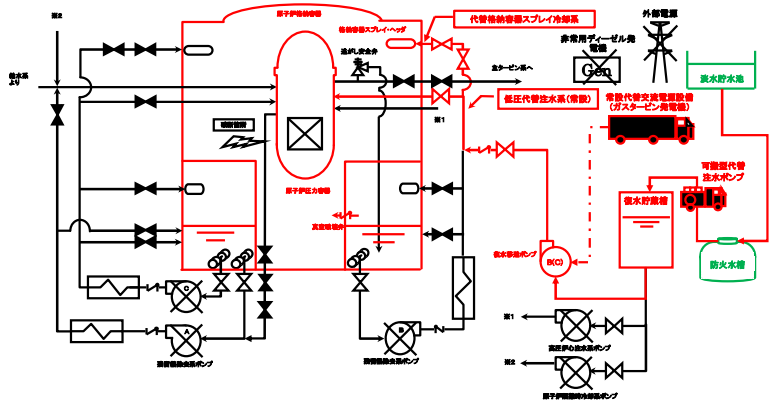
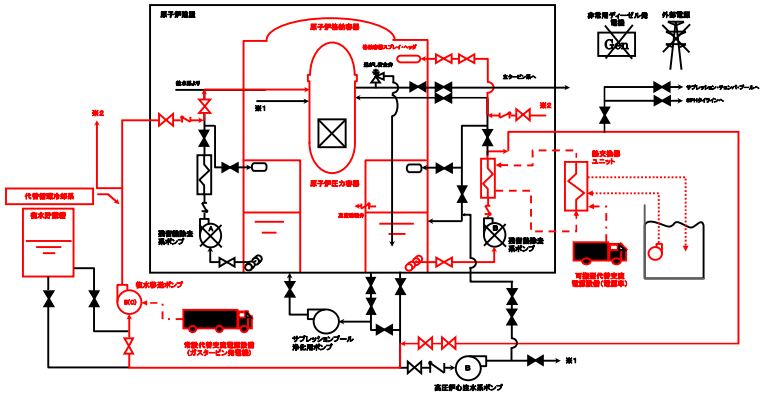
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却使用）	 	常設代替交流電源設備	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			代替循環冷却－復水移送ポンプ	50 条（ポンプ）
			代替循環冷却－代替原子炉補機冷却系	50 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	50 条（水源）
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			代替循環冷却配管	50 条（流路）
			代替循環冷却弁	50 条（流路）
			高圧炉心注水系配管（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			高圧炉心注水系弁（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			給水系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			給水系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先），50 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先），50 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	50 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	58 条（炉心損傷有無判断）
			原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（D／W） 格納容器内圧力（S／C）	49 条（格納容器の冷却），50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル雰囲気温度	49 条（格納容器の冷却），50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			復水貯蔵槽水位（SA）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/21）

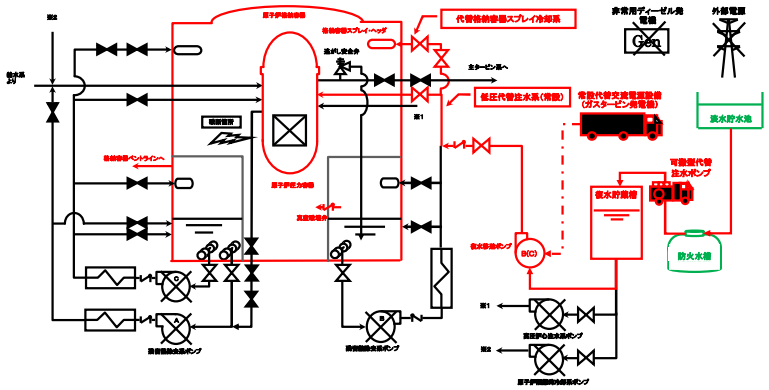
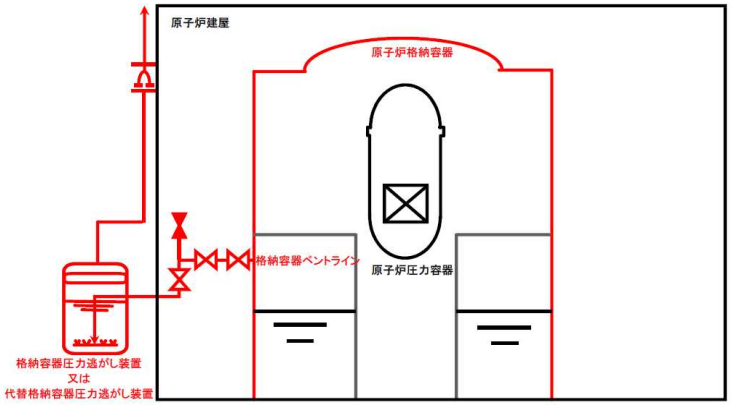
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却不使用）	 	常設代替交流電源設備	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	50 条
			代替格納容器圧力逃がし装置	50 条
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	50 条（S/P 蓄熱補助）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（D／W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S／C）	58 条（炉心損傷有無判断）
			原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（D／W） 格納容器内圧力（S／C）	49 条（格納容器の冷却） 50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル雰囲気温度	49 条（格納容器の冷却） 50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（SA）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17/21）

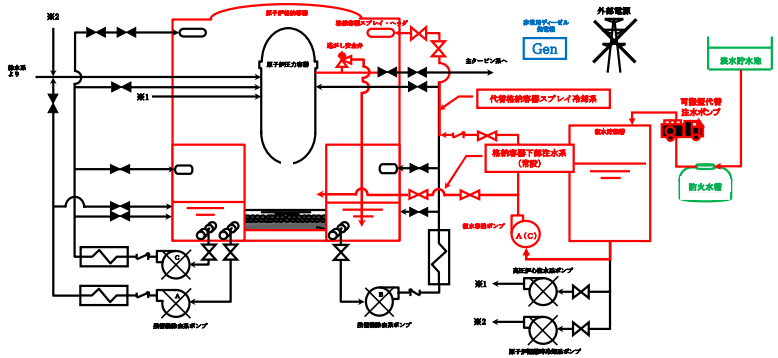
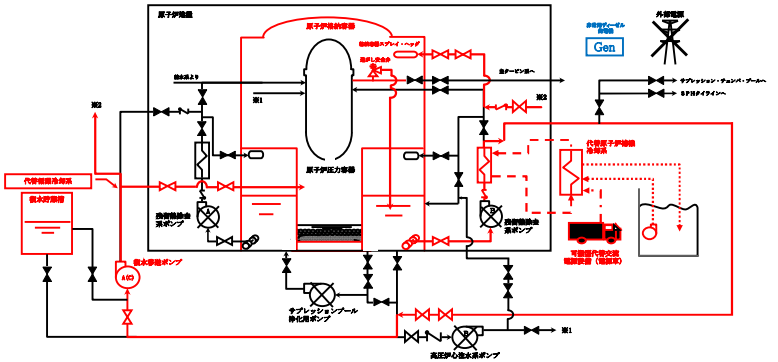
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	 	逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	51 条（ポンプ）
			復水貯蔵槽（水源）	51 条（水源）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（格納容器下部注水流路）（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路）
			復水補給水系弁（格納容器下部注水流路）（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路）
			格納容器下部注水系配管	51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路）
			格納容器下部注水系弁	51 条（流路）
			原子炉格納容器	51 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			代替循環冷却－復水移送ポンプ	50 条（ポンプ）
			代替循環冷却－代替原子炉補機冷却系	50 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	50 条（水源）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			代替循環冷却配管	50 条（流路）
			代替循環冷却弁	50 条（流路）
			高圧炉心注水系配管（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			高圧炉心注水系弁（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（ＲＨＲポンプ起動確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ） 格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉格納容器）	49 条（格納容器の冷却），51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			原子炉圧力容器温度	58 条（原子炉状態確認）
			格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ），格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル雰囲気温度	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			格納容器下部水位	51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/21）

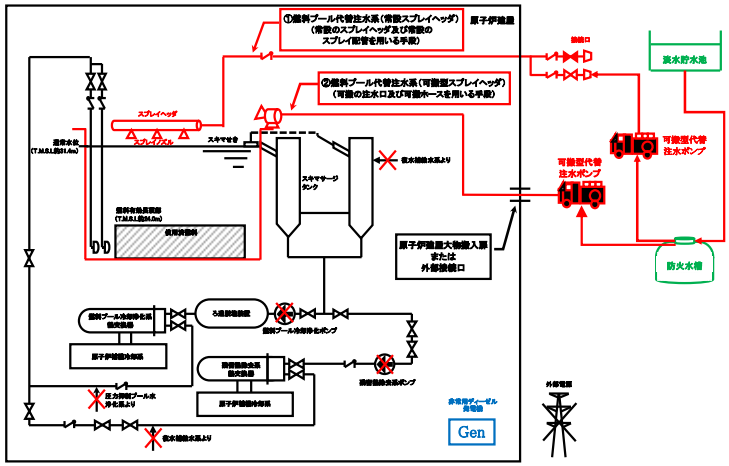
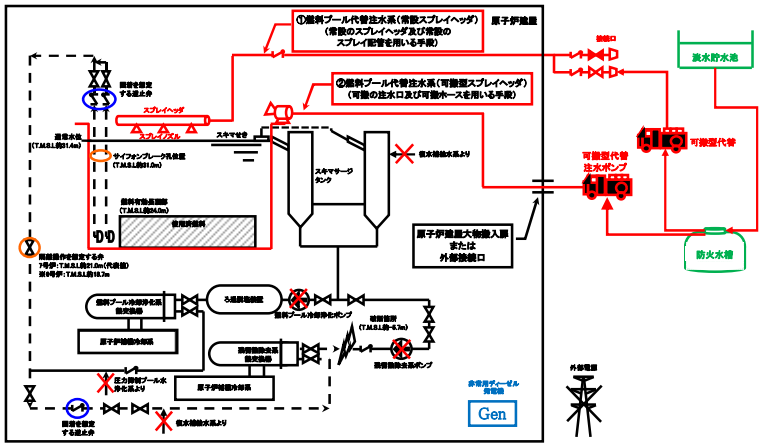
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用		—	—
3.4	水素燃焼		—	—
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用		—	—
4.1	想定事故１ （使用済燃料貯蔵プール）		可搬型代替注水ポンプ	54 条（ポンプ）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			燃料プール代替注水系配管	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系弁	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系スプレイヘッダ	54 条（流路）
			使用済燃料プール	54 条（注入先）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			復水移送ポンプ吐出圧力	58 条（SFP 補給機能喪失を確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	54 条（SFP 上部空間線量確認）
4.2	想定事故２ （使用済燃料貯蔵プール）		可搬型代替注水ポンプ	54 条（ポンプ）
			防火水槽（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			燃料プール代替注水系配管	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系弁	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系スプレイヘッダ	54 条（流路）
			使用済燃料プール	54 条（注入先）
			使用済燃料プール冷却浄化系配管手動弁	DB（解析上使用を仮定）
			復水移送ポンプ吐出圧力	58 条（SFP 補給機能喪失を確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	54 条（SFP 上部空間線量確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19/21）

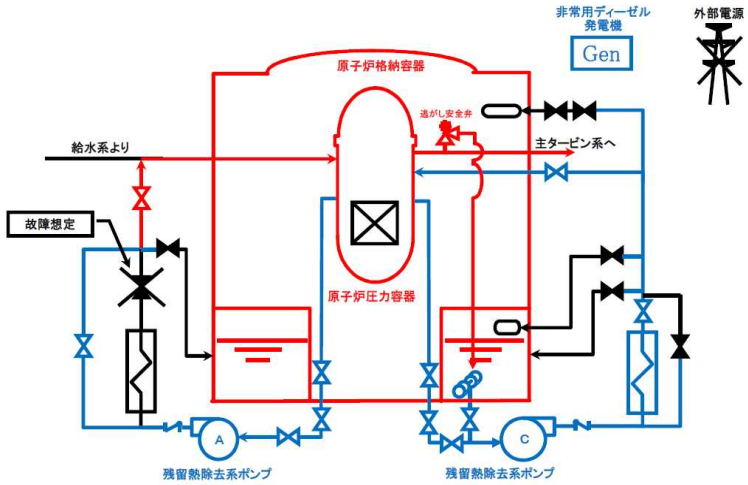
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 （運転停止中の原子炉）		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位，原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20/21）

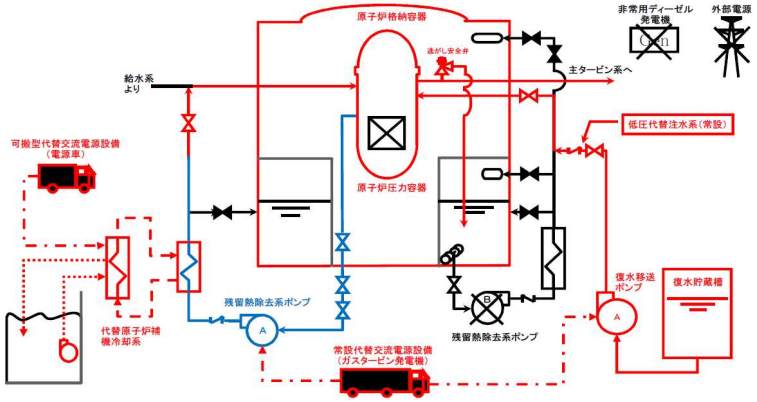
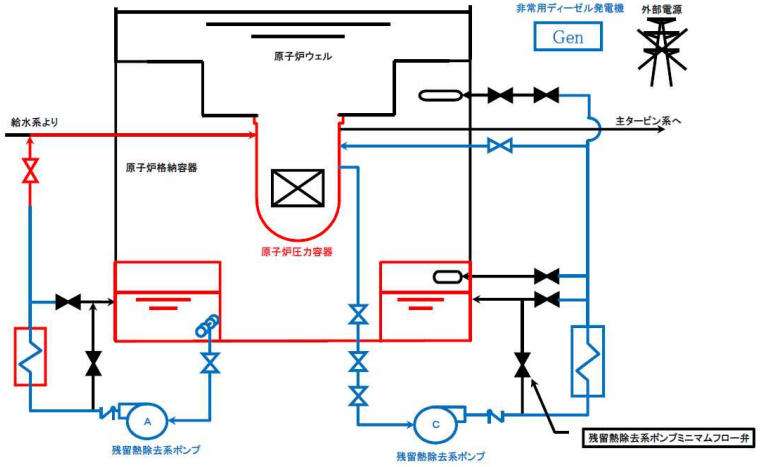
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 （運転停止中の原子炉）		常設代替交流電源設備	57 条
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力容器温度	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の流出 （運転停止中の原子炉）		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
5.4	反応度の誤投入 （運転停止中の原子炉）		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能（原子炉周期短短）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ　制御棒引き抜き阻止機能（原子炉周期短）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ	DB（原子炉スクラム機能の確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類