

第9条：溢水による損傷の防止等

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第9条第1項に対する基本方針
 - 1.2.2 設置許可基準規則第9条第2項に対する基本方針
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針
 - 2.2 考慮すべき溢水事象
 - 2.3 溢水源及び溢水量の想定
 - 2.3.1 想定破損による溢水
 - 2.3.2 消火水の放水による溢水
 - 2.3.3 地震起因による溢水
 - 2.3.4 その他の溢水
 - 2.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
 - 2.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針
 - 2.5.1 没水の影響に対する設計方針
 - 2.5.2 被水の影響に対する設計方針
 - 2.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針
 - 2.5.4 その他の要因による溢水に対する設計方針
 - 2.5.5 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針
 - 2.6 溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外からの流入防止に関する設計方針
 - 2.7 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
 - 2.8 溢水によって発生する外乱に対する評価方針
3. 別添
 - 別添1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水の影響評価について
 - 別添2 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 運用、手順説明資料 溢水による損傷の防止
 - 別添3 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水影響評価における確認プロセスについて

□ □ □ : 本日まで提出資料

別添 1

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

内部溢水の影響評価について

目次

系統名称及び略語

_____ : 本日まで提出資料

1. 概要	9 条-別添 1-1-1
1.1 洪水防護の基本方針.....	9 条-別添 1-1-1
1.2 洪水影響評価フロー.....	9 条-別添 1-1-3
2. 防護対象設備の選定.....	9 条-別添 1-2-1
2.1 防護対象設備の選定.....	9 条-別添 1-2-1
2.2 防護対象設備の機能喪失の判定.....	9 条-別添 1-2-2
2.3 防護対象設備を防護するための設計方針.....	9 条-別添 1-2-2
3. 洪水源の選定	9 条-別添 1-3-1
3.1 洪水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる洪水.....	9 条-別添 1-3-1
3.2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの 放水による洪水	9 条-別添 1-3-1
3.3 地震に起因する機器の破損等により生じる洪水.....	9 条-別添 1-3-2
3.4 その他の洪水	9 条-別添 1-3-2
4. 洪水防護区画及び洪水経路の設定.....	9 条-別添 1-4-1
4.1 洪水防護区画の設定.....	9 条-別添 1-4-1
4.2 区画面積の算出.....	9 条-別添 1-4-1
4.3 洪水経路の設定.....	9 条-別添 1-4-21
5. 想定破損に用いる各項目の算出及び影響評価.....	9 条-別添 1-5-1
5.1 洪水量の算定	9 条-別添 1-5-2
5.2 想定破損による没水影響評価.....	9 条-別添 1-5-13
5.3 想定破損による被水影響評価.....	9 条-別添 1-5-28
5.4 想定破損による蒸気影響評価.....	9 条-別添 1-5-29
5.5 想定破損による影響評価結果.....	9 条-別添 1-5-31
6. 消火水評価に用いる各項目の算出及び影響評価.....	9 条-別添 1-6-1
6.1 洪水量の算定	9 条-別添 1-6-1
6.2 消火水による没水影響評価.....	9 条-別添 1-6-1
6.3 消火水による被水影響評価.....	9 条-別添 1-6-2
6.4 消火水による影響評価結果.....	9 条-別添 1-6-2
7. 地震時評価に用いる各項目の算出及び影響評価.....	9 条-別添 1-7-1
7.1 地震に起因する洪水源.....	9 条-別添 1-7-1
7.2 地震により破損して洪水源となる対象設備.....	9 条-別添 1-7-1
7.3 耐震 B, C クラス機器の耐震性評価.....	9 条-別添 1-7-2
7.4 使用済燃料プールのスロッシングに伴う洪水量.....	9 条-別添 1-7-8
7.5 洪水量の算定	9 条-別添 1-7-8
7.6 地震時の没水影響評価.....	9 条-別添 1-7-25
7.7 地震時の被水影響評価.....	9 条-別添 1-7-31
7.8 地震時の蒸気影響評価.....	9 条-別添 1-7-31
7.9 地震時の影響評価結果.....	9 条-別添 1-7-31
8. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う洪水評価について.....	9 条-別添 1-8-1
8.1 解析評価	9 条-別添 1-8-1
8.2 洪水量評価結果.....	9 条-別添 1-8-11
8.3 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持評価.....	9 条-別添 1-8-11

9.	防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価.....	9 条-別添 1-9-1
9.1	タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）における溢水.....	9 条-別添 1-9-2
9.2	タービン建屋循環水ポンプエリアにおける溢水.....	9 条-別添 1-9-15
9.3	タービン建屋熱交換器エリアにおける溢水.....	9 条-別添 1-9-17
9.4	評価結果.....	9 条-別添 1-9-20

10.	建屋外からの溢水影響評価.....	9 条-別添 1-10-1
10.1	屋外タンクの溢水による影響.....	9 条-別添 1-10-1
10.2	淡水貯水池の溢水による影響.....	9 条-別添 1-10-15
10.3	地下水の溢水による影響.....	9 条-別添 1-10-20

11.	放射性物質を内包する液体の建屋外への漏えい防止.....	9 条-別添 1-11-1
11.1	建屋外への溢水伝播経路.....	9 条-別添 1-11-1
11.2	漏えい防止対策.....	9 条-別添 1-11-1

添付資料

1.	機能喪失判定の考え方と選定された防護対象設備について	
1.1	防護対象設備の機能喪失判定.....	9 条-別添 1-添付 1-1
1.2	抽出された溢水影響評価上の防護対象設備.....	9 条-別添 1-添付 1-5

2.	溢水源の分類及び運用について	
2.1	高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について.....	9 条-別添 1-添付 2-1
2.2	所内蒸気系の隔離運用について.....	9 条-別添 1-添付 2-3

3.	地震時に溢水源とする機器としない機器について	
3.1	溢水源とする機器としない機器のリスト.....	9 条-別添 1-添付 3-1

4.	溢水影響評価において期待することができる設備	
4.1	伝播経路に対する溢水防護の概要.....	9 条-別添 1-添付 4-1
4.2	溢水防護対策.....	9 条-別添 1-添付 4-3

5.	想定破損による溢水影響評価について	
5.1	想定破損による没水影響評価結果まとめ.....	9 条-別添 1-添付 5-1
5.2	想定破損による被水影響評価結果まとめ.....	9 条-別添 1-添付 5-284
5.3	想定破損による蒸気影響評価結果まとめ.....	9 条-別添 1-添付 5-302

6.	消火水による溢水影響評価について	
6.1	消火活動に伴う溢水の有無について.....	9 条-別添 1-添付 6-1
6.2	消火水による没水影響評価結果まとめ.....	9 条-別添 1-添付 6-7
6.3	消火活動における放水量に関する運用管理について.....	9 条-別添 1-添付 6-120

7.	耐震 B,C クラス機器の評価について	
7.1	耐震 B,C クラス配管の耐震性評価について.....	9 条-別添 1-添付 7-1
7.2	耐震 B,C クラス配管支持構造物の耐震性評価について.....	9 条-別添 1-添付 7-20
7.3	耐震 B,C クラス配管及び配管支持構造物の耐震評価結果について.....	9 条-別添 1-添付 7-22
7.4	耐震 B,C クラス機器（ポンプ、容器）の耐震性評価結果について.....	9 条-別添 1-添付 7-24
7.5	耐震 B,C クラス機器の耐震強化工事について.....	9 条-別添 1-添付 7-29
7.6	地震に起因する溢水による没水影響評価結果.....	9 条-別添 1-添付 7-32

7.7 地震に起因する溢水による蒸気影響評価結果..... 9条-別添1-添付7-46

8. スロッシング解析コードの概要について

8.1 概要 9条-別添1-添付8-1

8.2 数値解析 9条-別添1-添付8-1

8.3 解析コードの検証..... 9条-別添1-添付8-2

9. 防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価について

9.1 地震発生～循環水ポンプ停止までの溢水流量..... 9条-別添1-添付9-1

9.2 地震発生～循環水ポンプ停止までに要する時間..... 9条-別添1-添付9-3

9.3 循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの溢水量..... 9条-別添1-添付9-5

9.4 タービン建屋（循環水ポンプエリア及び熱交換器エリアを除く）の溢水量及び浸水水位 9条-別添1-添付9-10

9.5 タービン建屋循環水ポンプエリアにおける地震発生～循環水ポンプ停止までの溢水流量（溢水発生直後） 9条-別添1-添付9-11

9.6 循環水ポンプエリアの溢水量及び浸水水位..... 9条-別添1-添付9-13

10. 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドへの適合状況..... 9条-別添1-添付10-1

補足説明資料

1. 6/7号炉建屋間接合部における漏水事象の原因と対策

2. 設置許可基準第十二条の要求について

3. 内部溢水により想定される事象について

4. 開口部等からの排水について

5. 油が溢水した場合の影響について

6. 現場操作の実施可能性について

7. 現場調査を踏まえた溢水源／溢水経路の抽出

8. 過去の不具合事例への対応について

9. 「防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価」に関する補足

10. 蒸気影響評価において原子炉格納容器内の溢水防護対象設備を対象外とする考え方について

11. 原子炉建屋二次格納施設内（格納容器外）防護対象設備の蒸気影響について

12. 貫通クラック等微小漏えい時の影響について

13. ケーブルの被水影響評価について

14. 屋外タンク溢水伝播挙動評価に用いた解析コードについて

15. サービス建屋扉からの浸水に対する溢水影響評価の詳細

16. エキスパンションジョイント止水板の性能について

17. 内部溢水影響評価における保守性について

18. 溢水影響評価における耐震クラスの確認方法について

19. 配管の破損位置および破損形状の評価について

20. フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁の溢水による機能影響について

21. ハッチ開放時における溢水影響について

22. 漏えい検知性について

23. 重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について

24. その他漏えい事象に対する確認について

25. 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタの内部溢水に対する防護について

26. 溢水影響評価上の防護対象設備の配置について

主な系統・機器名称及び略語

名称	略語
～区域	～/Z
静止型可変周波数電源装置	ASD
コントロール建屋	C/B
復水及び給水系	C_FDWS
格納容器内雰囲気モニタ系	CAMS
復水脱塩装置	CD
復水ろ過装置	CF
濃縮廃液系	CONW
制御棒駆動機構	CRD
復水貯蔵槽	CSP
原子炉冷却材浄化系	CUW
循環水系	CW
非常用ディーゼル発電機	D/G
ドライウェル	D/W
雑用水系	DW
非常用炉心冷却系	ECCS
電気油圧式制御装置	EHC
可燃性ガス濃度制御系	FCS
電解鉄イオン注入系	FEI
改良型制御棒駆動機構	FMCRD
消火系	FP
燃料プール冷却浄化系	FPC
水圧制御ユニット	HCU
高電導度廃液系	HCW
給水加熱器ドレン系	HD
換気空調補機非常用冷却水系	HECW
換気空調補機常用冷却水系	HNCW
高圧代替注水系	HPAC
高圧炉心注水系	HPCF
所内蒸気系	HS
所内蒸気戻り系	HSCR
ホットシャワードレン系	HSD
所内温水系	HWH
海水熱交換器エリア	Hx/A
計装用空気圧縮系	IA
相分離母線	IPB
供用期間中検査	ISI

名称	略語
低電導度廃液系	LCW
電動駆動原子炉給水ポンプ	M/D RFP
中央制御室	MCR
主蒸気系・主蒸気管	MS
非放射性ドレン移送系	MSC
復水補給水系	MUWC
純水補給水系	MUWP
非放射性スチームドレン移送系	NSD
気体廃棄物処理系	OG
一次格納容器隔離系	PCIS
原子炉区域	R/A
原子炉建屋	R/B
原子炉隔離時冷却系	RCIC
原子炉補機冷却系	RCW
放射性ドレン移送系	RD
残留熱除去系	RHR
原子炉内蔵型再循環ポンプ	RIP
原子炉補機冷却海水系	RSW
サブプレッションプール	S/P
所内空気圧縮系	SA
サイリスタ	SCR
非常用ガス処理系	SGTS
ほう酸水注入系	SLC
サブプレッションプール浄化系	SPCU
海水スチームドレン移送系	SWS
タービン区域	T/A
タービン建屋	T/B
タービン駆動原子炉給水ポンプ	T/D RFP
タービン補機冷却系	TCW
タービン補機冷却海水系	TSW
弁グランド部漏えい処理系	VGL
ウェットウェル	W/W

10. 建屋外からの溢水影響評価

6号炉及び7号炉における溢水防護対象設備を内包する建屋の外部に存在する溢水源としては、海水を除き、屋外タンク及び淡水貯水池の保有水ならびに地下水が挙げられる。以下に、これらの溢水が溢水防護対象設備に与える影響を評価する。

なお、海水の溢水に関しては「9. 防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水影響評価」及び第五条（津波による損傷の防止）に対する適合性において説明する。

10.1 屋外タンクの溢水による影響

6号炉及び7号炉の近傍に設置されているタンク、貯槽類を構内配置図及び現場調査により抽出した。結果を第10.1-1表に、また抽出されたタンク、貯槽類の配置を第10.1-1図に示す。

屋外タンクの溢水としては、地震による損傷が否定できない設備については地震起因破損による溢水を考慮する必要があり、また、地震時の健全性が確保されている設備についても想定破損による溢水の考慮が必要となる。

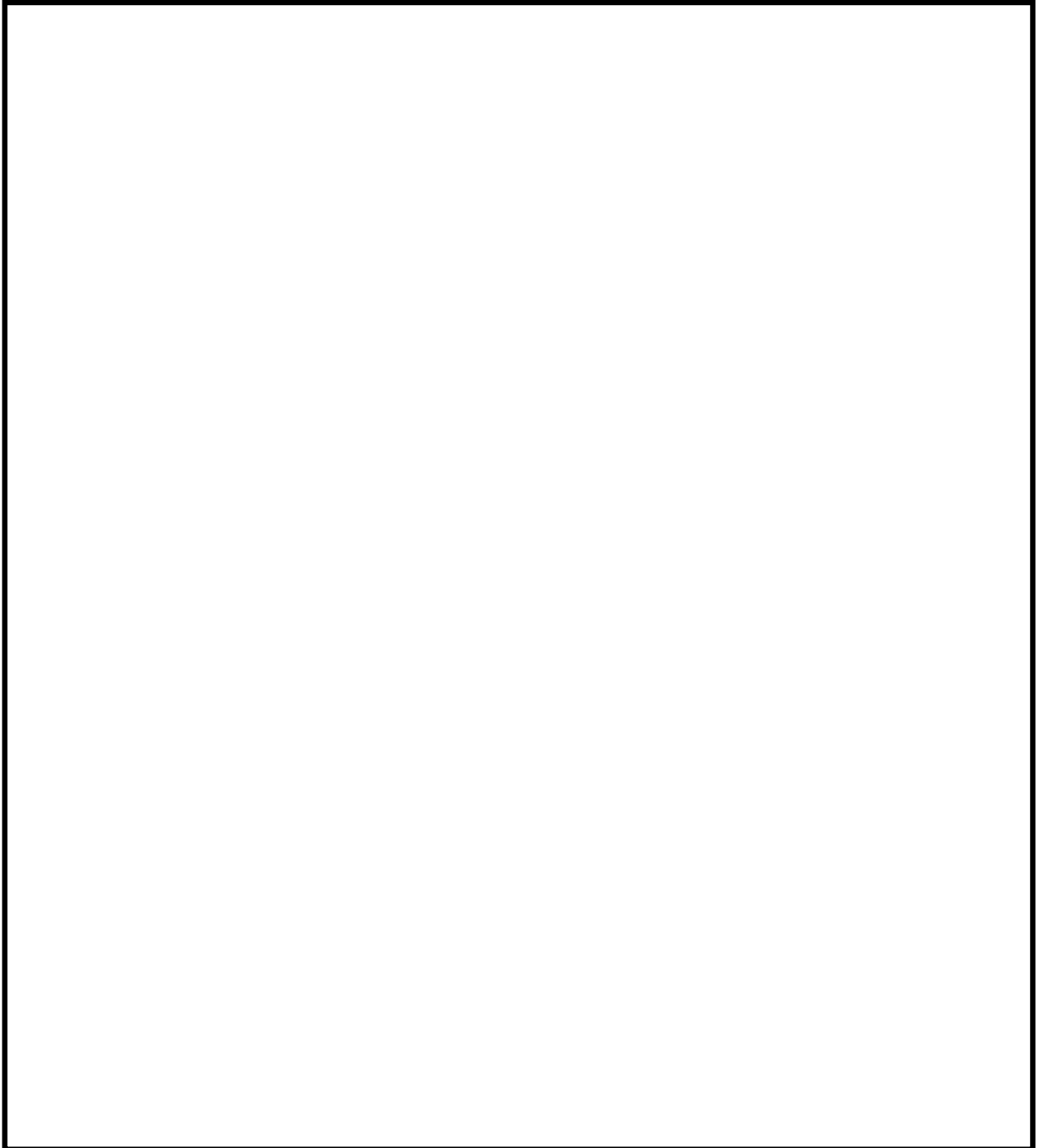
これより表中のタンク、貯槽類のうち、基準地震動 S_s に対する健全性が確認されていない純水・ろ過水タンク（①～④）及びNSD収集タンク（⑦、⑧）については、地震起因破損による溢水が溢水防護対象設備に与える影響についての評価を実施し、また耐震Sクラスの設備である軽油タンク（⑤、⑥）については、想定破損による溢水に対して影響評価を実施する。

なお、⑨～⑫の薬品貯槽は過去に復水脱塩装置の樹脂の再生のために使用していたものであり、非再生運転の採用に伴い現在は運用を停止しているものであるため、溢水量ゼロとして影響評価の対象外とする。

第10.1-1表 6, 7号炉を設置する敷地におけるタンク・貯槽類

No.	タンク	容量 (kL)	備考
①	No.3 純水タンク	2,000	
②	No.4 純水タンク	2,000	
③	No.3 ろ過水タンク	1,000	
④	No.4 ろ過水タンク	1,000	
⑤	6号炉軽油タンク (A), (B)	各 565	耐震 S クラス
⑥	7号炉軽油タンク (A), (B)	各 565	
⑦	5号炉 NSD 収集タンク (A), (B)	各 108	
⑧	6/7号炉 NSD 収集タンク (A), (B)	各 108	
⑨	6号炉苛性ソーダ貯槽	14	運用停止済みで あり溢水量ゼロ
⑩	6号炉硫酸貯槽	3.4	
⑪	7号炉苛性ソーダ貯槽	10	
⑫	7号炉硫酸貯槽	2.0	

黒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。



第 10.1-1 図 6, 7 号炉を設置する敷地上のタンク・貯槽類の配置

10.1.1 純水・ろ過水タンク（①～④）の溢水による影響

(1) 純水・ろ過水タンクの溢水

a. タンクの諸元

純水タンク，ろ過水タンクはいずれも縦置円筒型のタンクである。各タンクの諸元を第 10.1.1-1 表に示す。

第 10.1.1-1 表 純水・ろ過水タンク諸元

タンク名称	内径 (mm)	高さ (mm)	容量 (kL)
No. 3 純水タンク	15,000	12,300	2,000
No. 4 純水タンク	15,000	12,300	2,000
No. 3 ろ過水タンク	10,640	12,080	1,000
No. 4 ろ過水タンク	10,640	12,080	1,000

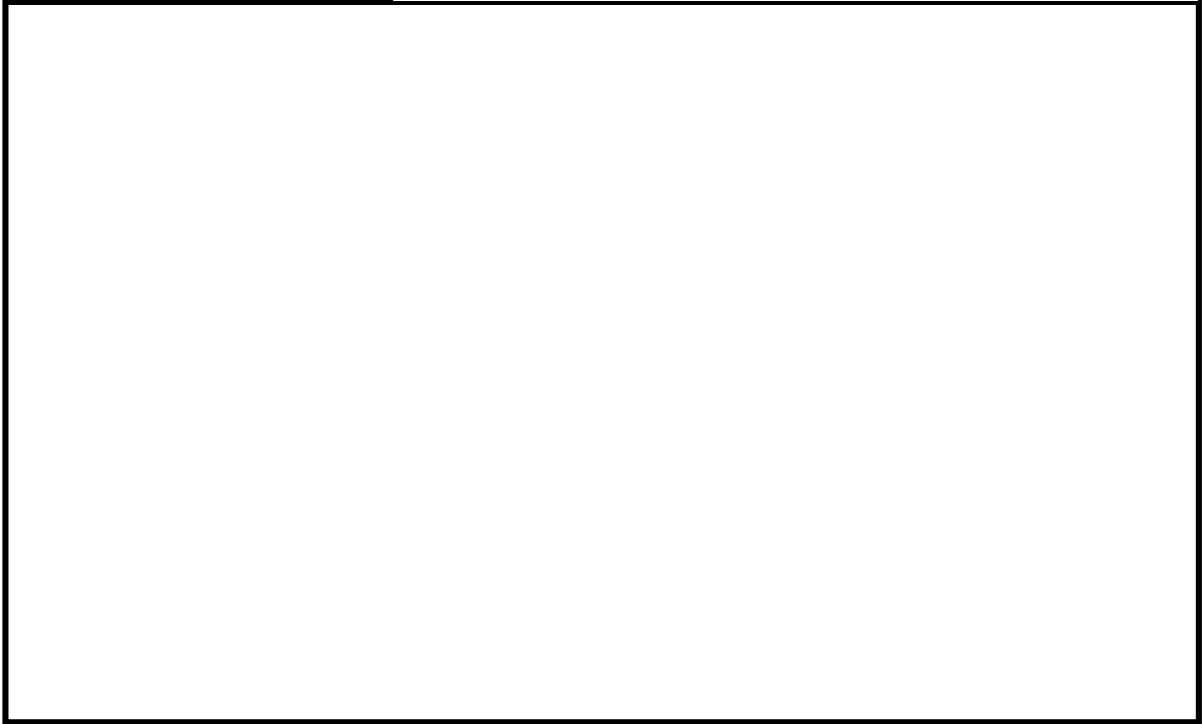
b. 溢水伝播挙動評価

純水タンク，ろ過水タンクの地震による損傷形態としてはタンクの側板基部や側板上部の座屈，また接続配管の破断等が考えられる。このため，地震によりタンクに大開口が生じ短時間で大量の水が流出するようなことはないと考えられるが，ここでは溢水防護対象設備への影響を評価するにあたり，タンクの損傷形態及び流出水の伝播に係わる条件について以下に示す保守的な設定を行った上で，溢水伝播挙動について評価を行う。評価モデルを第 10.1.1-1 図に示す。

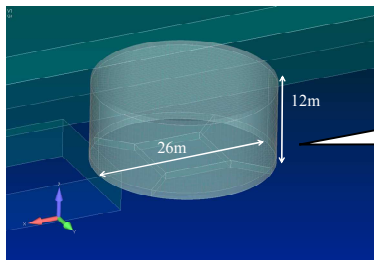
■ 溢水伝播挙動評価条件

- 四つのタンクを代表水位及び合算体積を持った一つの円筒タンクとして表現し，地震による損傷をタンク下端から 1m かつ円弧 90 度分の側板が瞬時に消失するとして模擬する
- 溢水防護対象設備を内包する建屋に指向性を持って流出するように，消失する側板を建屋側の側板とする
- 流路抵抗となる道路及び水路等は考慮せず，敷地を平坦面で表現するとともに，その上に流路に影響を与える主要な構造物を配置する
- 構内排水路による排水機能は期待しない

黒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。

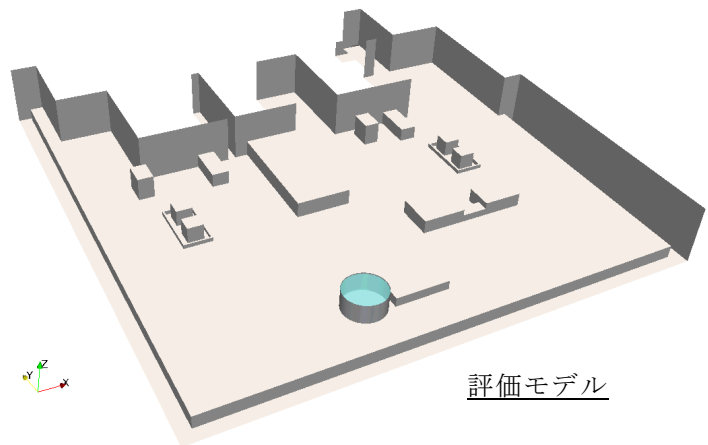


モデル化対象



模擬タンク

溢水防護対象設備を内包する建屋方向の下端から 1m・円弧 90 度分の側板が瞬時に消失するとして損傷を模擬

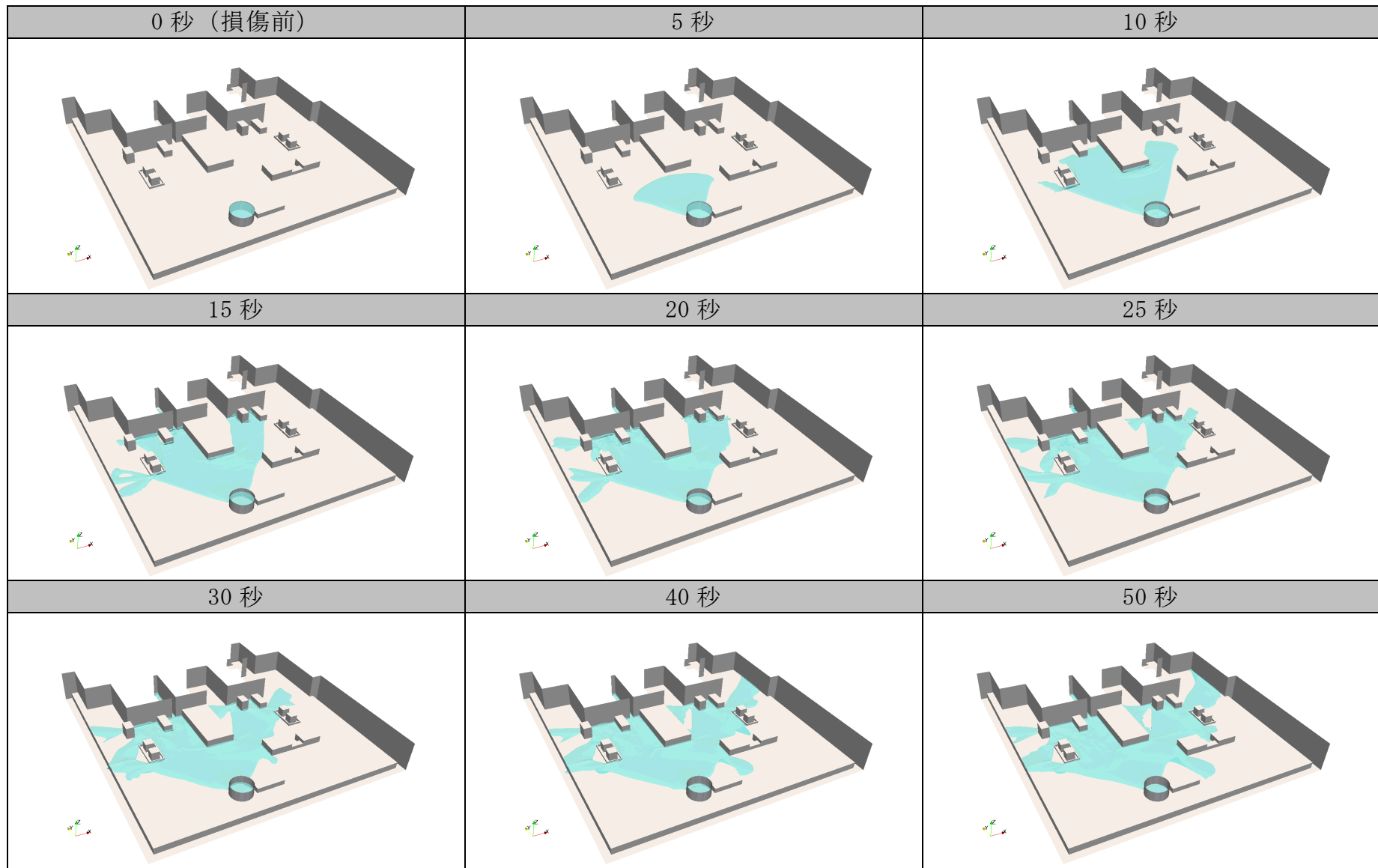


評価モデル

第 10.1.1-1 図 溢水伝播挙動の評価モデル

c. 評価結果

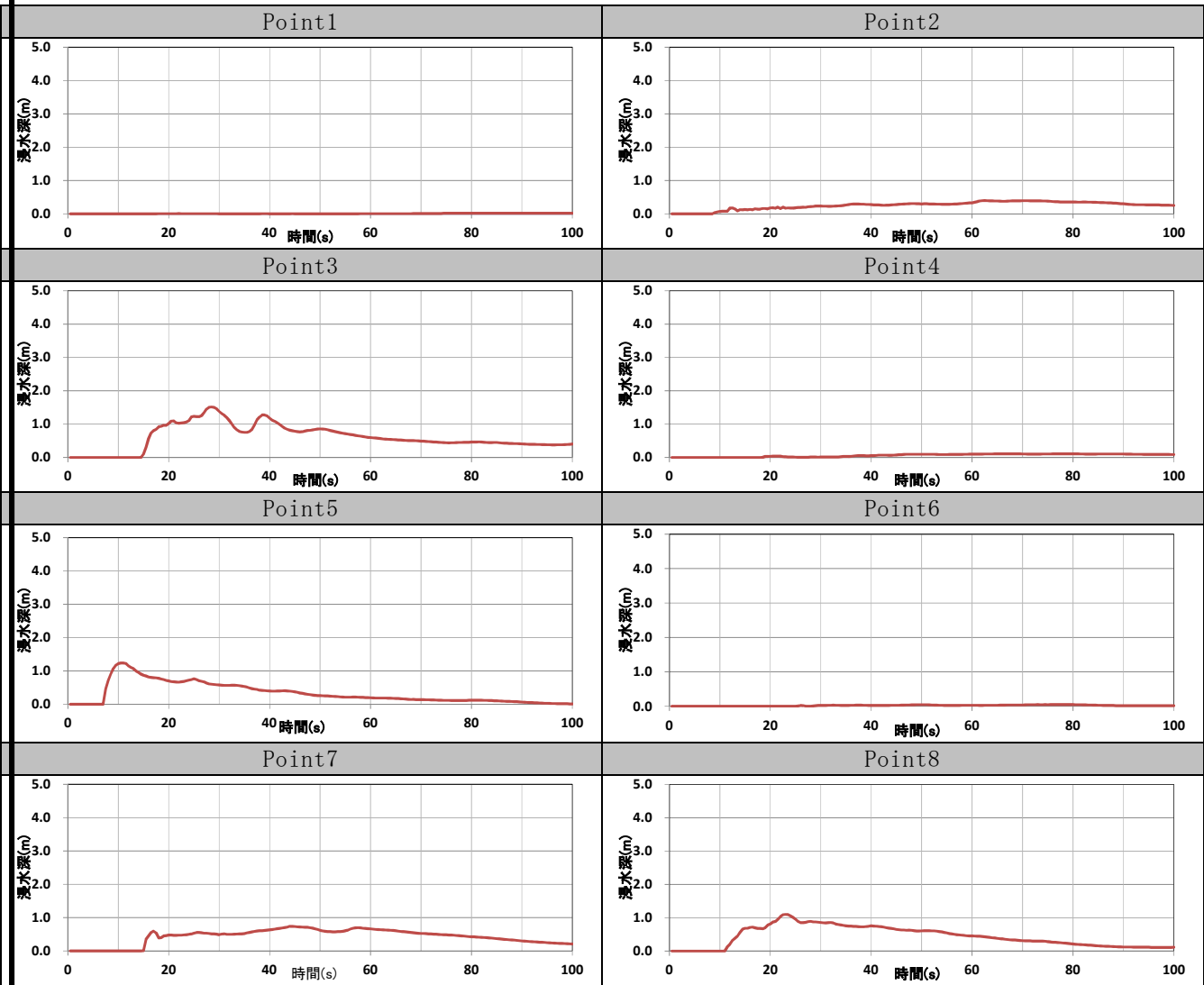
評価の結果として得られた溢水伝播挙動を第 10.1.1-2 図に、また代表箇所における浸水深の時刻歴を第 10.1.1-3 図に示す。



第 10.1.1-2 図 屋外タンクの地震損傷時の溢水伝播挙動

黒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。

9 条-別添 1-10-6



第 10. 1. 1-3 図 代表箇所における浸水深時刻歴

(2) 影響評価

屋内に設置される溢水防護対象設備の建屋外からの溢水に対する溢水防護区画を第 10.1.1-4 図に示す。この区画への浸水経路としては第 10.1.1-2 表に示す経路が挙げられる。

第 10.1.1-2 表 溢水防護区画への浸水経路

No.	浸水経路
①	溢水防護区画の境界にある扉
②	溢水防護区画の境界にある隙間部（配管等貫通部）
③	溢水防護区画（地下トレンチ）の地表面ハッチ
④	サービス建屋扉 →サービス建屋と溢水防護区画の境界における開口部・隙間部
⑤	地下トレンチの地表面ハッチ →トレンチ内の溢水防護区画の境界における開口部・隙間部
⑥	建屋間の接合部

また、屋外に設置されている溢水防護対象設備としては以下があるが、これらに対する浸水経路は地表部からの直接伝播となる。

- ・ 6 号炉軽油タンク（燃料移送ポンプを含む）
- ・ 7 号炉軽油タンク（燃料移送ポンプを含む）
- ・ 6 号炉格納容器圧力逃がし装置
- ・ 7 号炉格納容器圧力逃がし装置

以上の各浸水経路のうち、溢水防護区画への浸水経路①～⑥に対する影響評価の結果は次のとおりであり、いずれの経路からも防護区画への浸水はない。

浸水経路①

水密扉等を設置することにより水密化を行っているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

浸水経路②

建屋外周における浸水深は第 10.1.1-3 図に示すとおり、溢水防護区画の中で純水タンク、ろ過水タンクとの距離が最も近い Point2 や狭隘部の Point3 でも最大で 1.5m 程度であり、2m にまで達することはない。これに対して、地上 2m 以下に存在する隙間部についてはシーリング材

により止水措置を行っているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

浸水経路③

第 10.1.1-3 図に示すとおり本経路近傍の Point4 の浸水深は低く水の滞留もないため本経路に水が到達する可能性は小さいと考えられるが、万一、到達した場合でも、ハッチの隙間部についてはシーリング材により止水措置を行っているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

浸水経路④

サービス建屋の扉はガラス扉であり水密性や止水性が期待できないため当該部からの水の流入を想定する必要がある。実際には様々な流路抵抗が存在するためサービス建屋に流入する水の量は僅かと考えられるが、保守的な想定として仮にタンクの全保有水の半分（約 3,000m³）が流入したとしてもサービス建屋地下部には 6,000m³ を超える容量があるため、流入水は地下部に収容されることになる。サービス建屋内地下部の溢水防護区画の境界（コントロール建屋外周）では、開口部、隙間部について水密化、止水措置を行っているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

浸水経路⑤

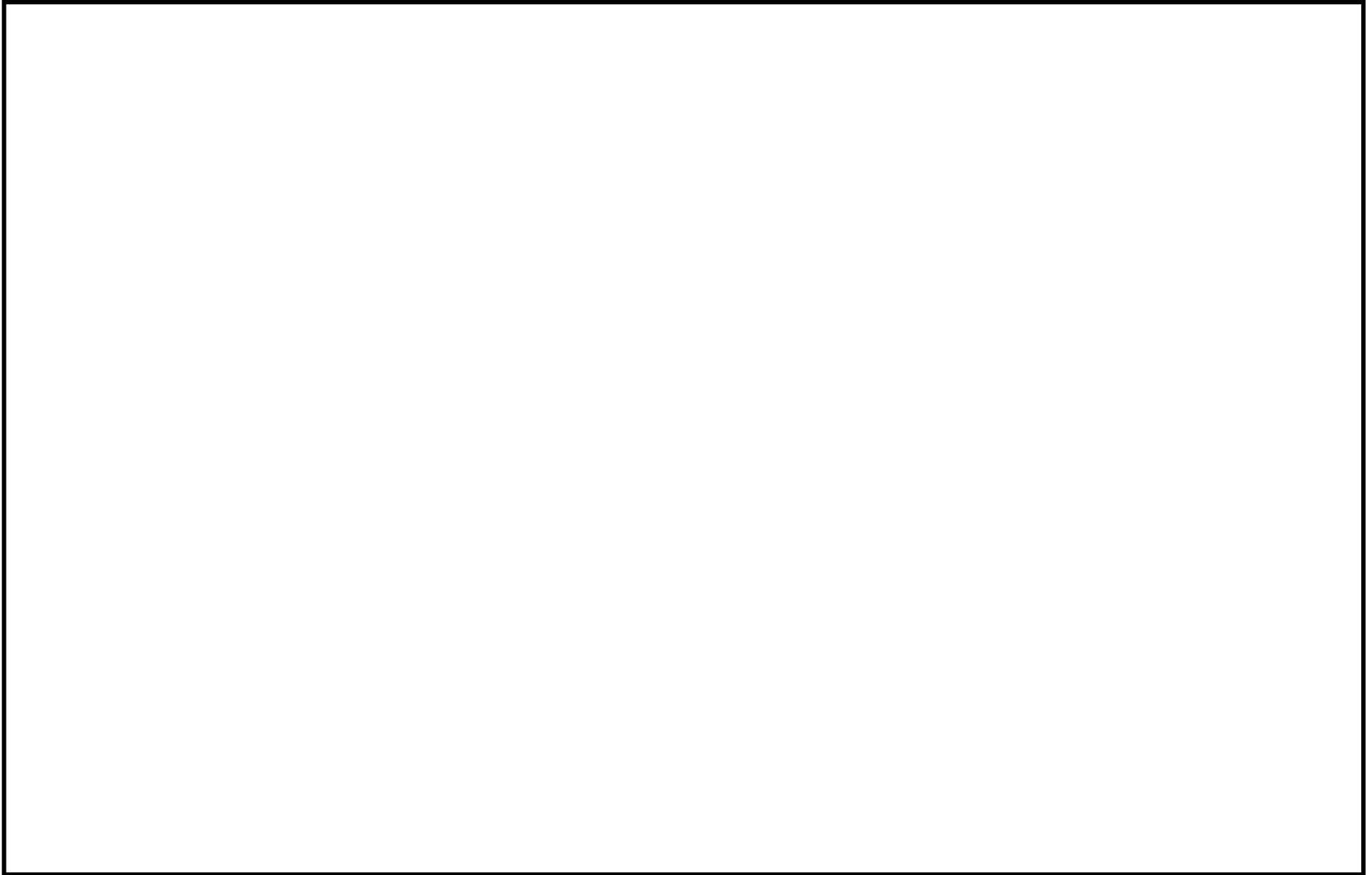
地表面ハッチの隙間は僅かであり浸水の可能性は小さいと考えられるが、万一、当該部からの浸水があった場合でも、トレンチ内の溢水防護区画の境界において隙間部の止水措置を行っているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。

浸水経路⑥

建屋間の接合部にはエキスパンションジョイント止水板が設置されているため、本経路から溢水防護区画への浸水はない。



以上より，純水タンク，ろ過水タンクの溢水は，溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価する。



第 10.1.1-4 図 溢水防護区画と浸水経路

黒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。

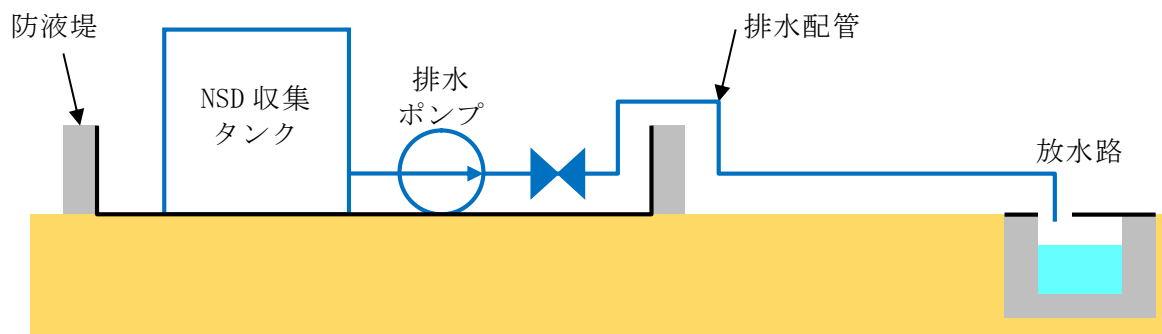
10.1.2 NSD 収集タンク (⑦, ⑧) の溢水による影響

5号炉 NSD 収集タンク (A), (B) は 5号炉タービン建屋の西側に, また 6/7号炉 NSD 収集タンク (A), (B) は 6/7号炉廃棄物処理建屋の西側に設置されており (第 10.1-1 図), 各タンクの周囲には防液堤が設けられている。各タンクには排水配管が接続されており, 同配管は防液堤内に設置された排水ポンプを経て, 防液堤を乗り越えた後にそれぞれ 6号炉及び 7号炉の放水路に至る。排水ポンプの起動は手動, 停止は NSD 収集タンクの液位により自動で行われるが, 手動による停止も可能となっている。

第 10.1.2-1 表に NSD 収集タンク及び関連設備の主要仕様を, また第 10.1.2-1 図に系統及び設置状況の概念図を示す。なお, 5号炉と 6/7号炉の NSD 収集タンク及び関連設備は同等なため, 下表及び図では 6/7号炉の設備を代表で示す。

第 10.1.2-1 表 NSD 収集タンク及び関連設備の主要仕様

NSD 収集タンク	
容量 (kL)	108
寸法 (m)	6×6×3
基数	2
形式	FRP パネル水槽
排水ポンプ	
定格流量 (m ³ /h)	52.8
定格揚程 (m)	23
台数	2
主要排水配管	
材質	炭素鋼鋼管
寸法	50~80A



第 10.1.2-1 図 NSD 収集タンク及び関連設備の系統及び設置状況

NSD 収集タンクが地震により破損した場合には、防液堤内に水が流出することになるが、この水はすべて防液堤内に留まる。また、堤外の配管が破損した場合には、ポンプが停止中であれば、水が流出することはない。

万一、ポンプ運転中に地震により防液堤外の配管が破損すると堤外で水が流出する可能性があるが、保守的に排水ポンプの定格流量で溢水すると想定した場合でも、その時間当たりの溢水量は 50m³程度である。水の流出が継続している過渡状態において生じ得る浸水深を考慮した場合でも、6, 7 号炉を設置する敷地が平坦であることを考えると、溢水量が 50m³/h 程度の場合には、10.1.1 項の純水・ろ過水タンクの溢水伝播挙動評価で示された 6,000m³が数分程度で流出する際に生じる最大浸水深を超える状態となることは考えられず、これより本破損による溢水については 10.1.1 項の評価に包含される。

以上より、NSD 収集タンクの溢水は、溢水防護対象設備に影響を与えないものと評価する。

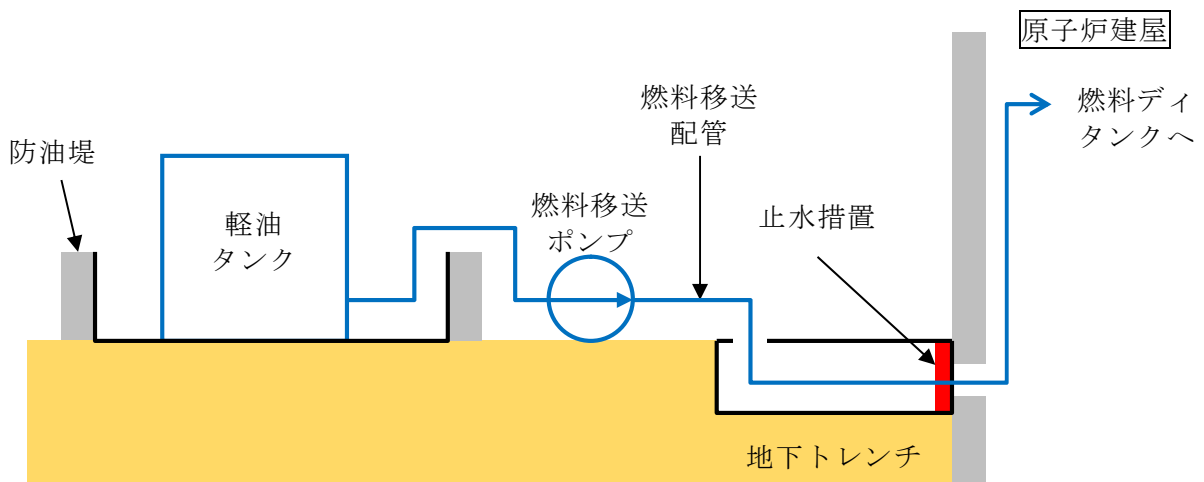
10.1.3 軽油タンク (⑤, ⑥) の溢水による影響

6 号炉軽油タンク (A), (B) 及び 7 号炉軽油タンク (A), (B) はそれぞれ各号炉原子炉建屋の東側に設置されており (第 10.1-1 図), 各タンクの周囲には防油堤が設けられている。各軽油タンクには燃料移送配管が接続されており、同配管は防油堤外に設置された燃料移送ポンプを経て、原子炉建屋内に設置された燃料ディタンクまで敷設されている。燃料移送配管は、軽油タンクから燃料移送ポンプの間は防油堤を乗り越える形で敷設されており、また燃料移送ポンプから原子炉建屋の間は地下トレンチ内に敷設されている。なお、燃料の移送は、燃料ディタンクの液位によりポンプが自動で起動・停止することにより、自動制御で行われる。

第 10.1.3-1 表に軽油タンク及び関連設備の主要仕様を、また第 10.1.3-1 図に系統及び設置状況の概念図を示す。なお、6 号炉と 7 号炉の軽油タンク及び関連設備は同等なため、下表及び図では 6 号炉の設備を代表で示す。

第 10.1.3-1 表 軽油タンク及び関連設備の主要仕様

軽油タンク	
容 量 (kL)	565
寸 法 (mm)	内径 9,800, 高さ 9,500
基 数	2
形 式	縦置円筒型
燃料移送ポンプ	
容 量 (m ³ /h)	4
吐出圧力 (MPa)	0.49
台 数	3
主要燃料移送配管	
材 質	炭素鋼鋼管
寸 法	50~65A



第 10.1.3-1 図 軽油タンク及び関連設備の系統及び設置状況

軽油タンクの想定破損による溢水は、ガイドより、接続される配管の破損により代表させて考えることになる。

ここで、防油堤内における配管の想定破損については、その際に生じる溢水はすべて防油堤内に留まる。また、地下トレンチ内における配管の想定破損による溢水については、「10.1.1 純水・ろ過水タンクの溢水による影響」で記載したとおり、トレンチ内の溢水防護区画との境界において止水措置を行っているため、溢水防護区画に浸水することはない。

一方、防油堤外における配管の想定破損については、保守的に燃料移送ポンプの全容量で溢水すると想定した場合でも、その時間当たりの溢水量は 4m³

程度である。水の流出が継続している過渡状態において生じ得る浸水深を考慮した場合でも、6, 7号炉を設置する敷地が平坦であることを考えると、溢水量が $4\text{m}^3/\text{h}$ 程度の場合には、10.1.1項の純水・ろ過水タンクの溢水伝播挙動評価で示された $6,000\text{m}^3$ が数分程度で流出する際に生じる最大浸水深を超える状態となることは考えられず、これより本破損による溢水については10.1.1項の評価に包含される。

以上より、軽油タンクの溢水は、溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価する。

10.2 淡水貯水池の溢水による影響

柏崎刈羽原子力発電所には代替淡水源として淡水貯水池を設置している。この淡水貯水池の溢水が溢水防護対象設備に与える影響について評価を行う。

10.2.1 淡水貯水池の溢水

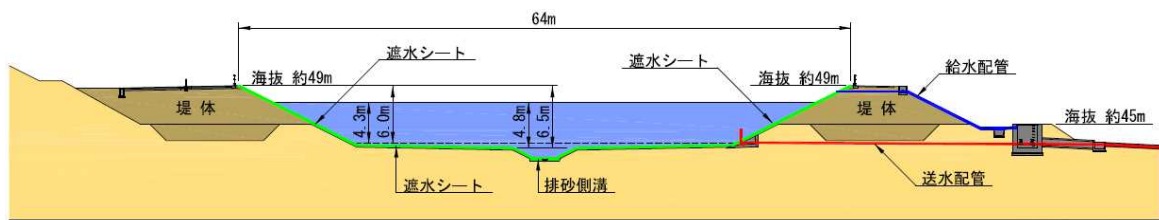
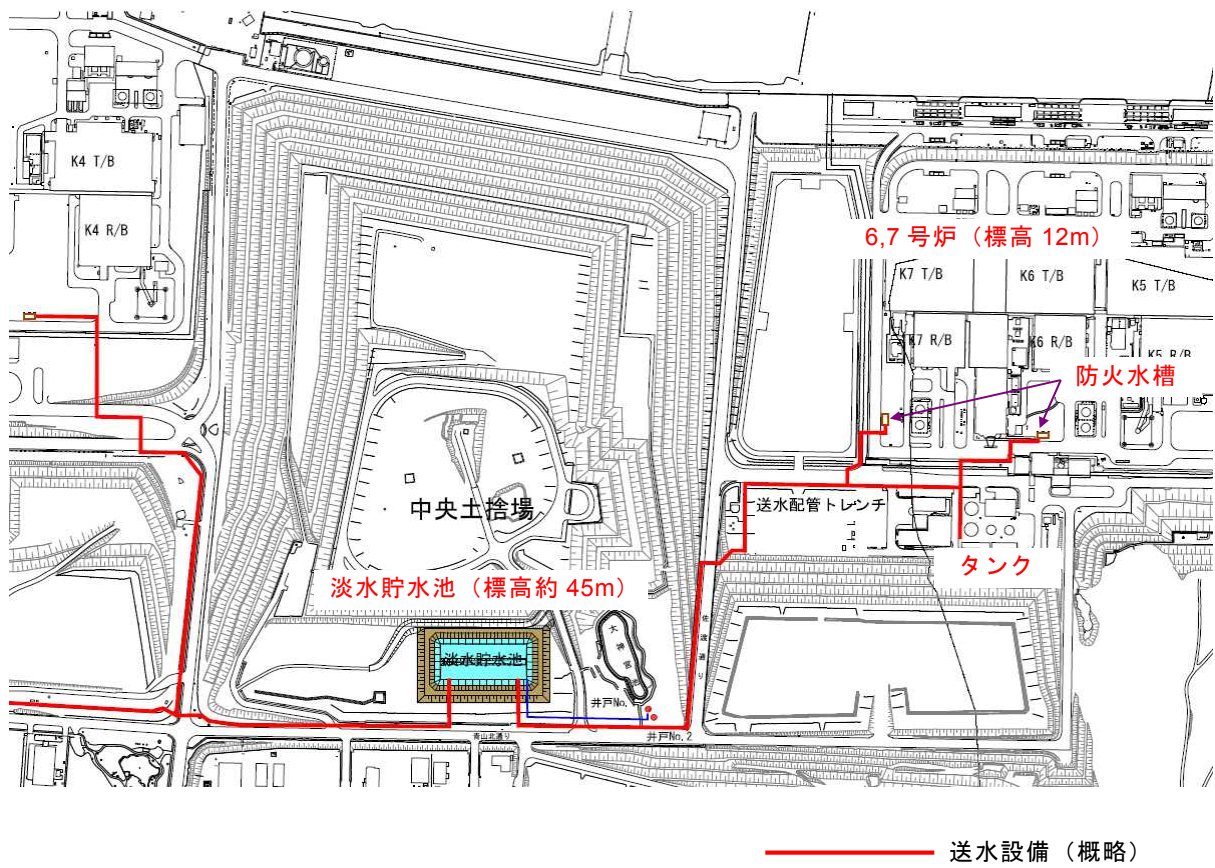
(1) 淡水貯水池及び送水設備の配置及び構成

淡水貯水池は6号炉及び7号炉の南東約600～700mの標高約45mの位置に設置されている。容量は約18,000m³であり、セメント改良土で造成した堤体と堤体内面及び底面に敷設した遮水シートから構成される。

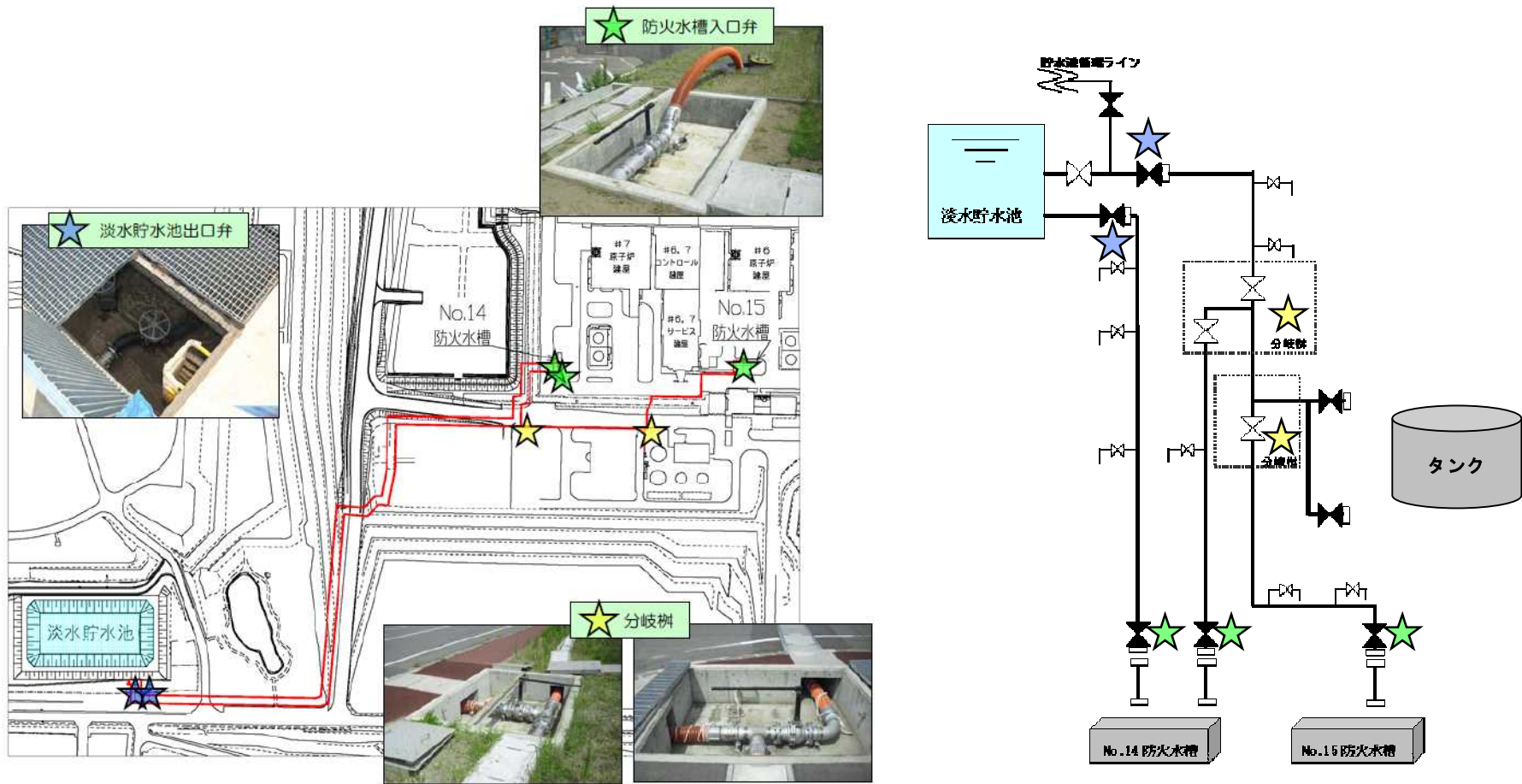
淡水貯水池には送水設備として、底部にダクタイル鋳鉄管が、またダクタイル鋳鉄管部から6号炉及び7号炉近傍の防火水槽までホースが敷設されている。また、ろ過水タンク、純水タンクにも給水可能なように、主ラインから分岐を設けタンク近傍までホースを敷設している。

送水設備には淡水貯水池の近傍、防火水槽及びタンクの近傍にそれぞれ出入口弁が設置されており、当該弁は使用時のみ開、それ以外は常時閉にする運用とされている。なお、全交流電源喪失時でも送水可能なように、送水は自然流下により行われ、送水設備には動力を使用する機器（ポンプ、弁等）は用いられていない。

第10.2.1-1図及び第10.2.1-2図にそれぞれ、淡水貯水池と送水設備の配置及び構成を示す。



第 10.2.1-1 図 淡水貯水池の配置及び構成



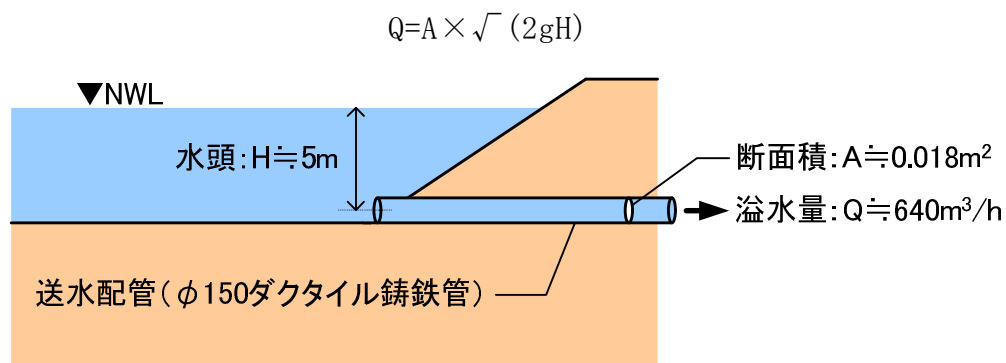
第 10. 2. 1-2 図 送水設備の配置及び構成

(2) 淡水貯水池の溢水

淡水貯水池は基準地震動 S_s に対して機能維持できるように設計されている。また、送水設備はダクタイル鋳鉄管及びホースにより構成されており柔構造であるため、地震による損傷の発生は考えにくい。したがって、地震により淡水貯水池の保有水が流出する懸念はないものと考えられる。

一方、送水設備について保守的に単一機器の故障の可能性を考慮すると、淡水貯水池出口弁の上流側のダクタイル鋳鉄管が破損した場合に、当該部の近傍で保有水の流出が発生するため、この状況を想定するものとする。

この際の溢水量 Q は、配管にかかる水頭圧 H と断面積 A を用いて次式により求めると約 $640\text{m}^3/\text{h}$ となる。なお、実際には水頭 H は水の流出とともに低下していくが、ここでは保守的に水頭は一定として評価している。(第 10.2.1-3 図)



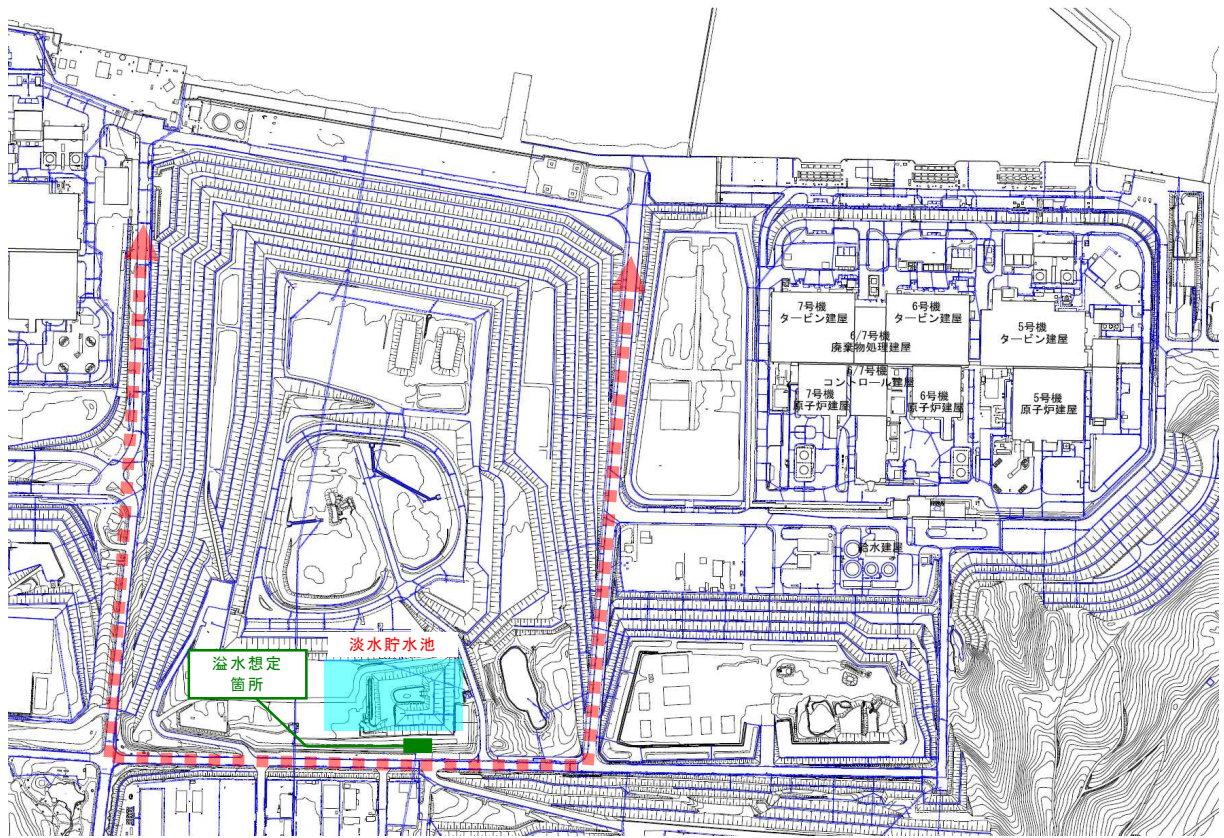
第 10.2.1-3 図 溢水量評価の概念図

10.2.2 影響評価

柏崎刈羽原子力発電所の構内の各所には海域へと繋がる排水路網が敷設されている。また、淡水貯水池と 6 号炉及び 7 号炉を設置している敷地との間には陸域から海域に向かう構内道路が敷設されている。(第 10.2.2-1 図)

淡水貯水池出口弁の上流側のダクタイル鋳鉄管が破損した場合には「10.2.1 淡水貯水池の溢水」で示したとおり約 $640\text{m}^3/\text{h}$ 程度の溢水が発生するが、これについては上記の淡水貯水池と 6, 7 号炉を設置する敷地との位置関係より、その多くは 6, 7 号炉に到達することなく構内の排水路を経て海域に排水される。また、仮に保守的な想定として排水路の機能が期待できず全量が 6 号炉及び 7 号炉を設置する敷地 (主要建屋を除き約 $150,000\text{m}^2$) に流入するとしても、その際の浸水深は 10cm 程度であり、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」で示した屋外タンクの溢水条件に包含される。

以上より、淡水貯水池の溢水は、溢水防護対象設備に影響を与えることがないものと評価する。



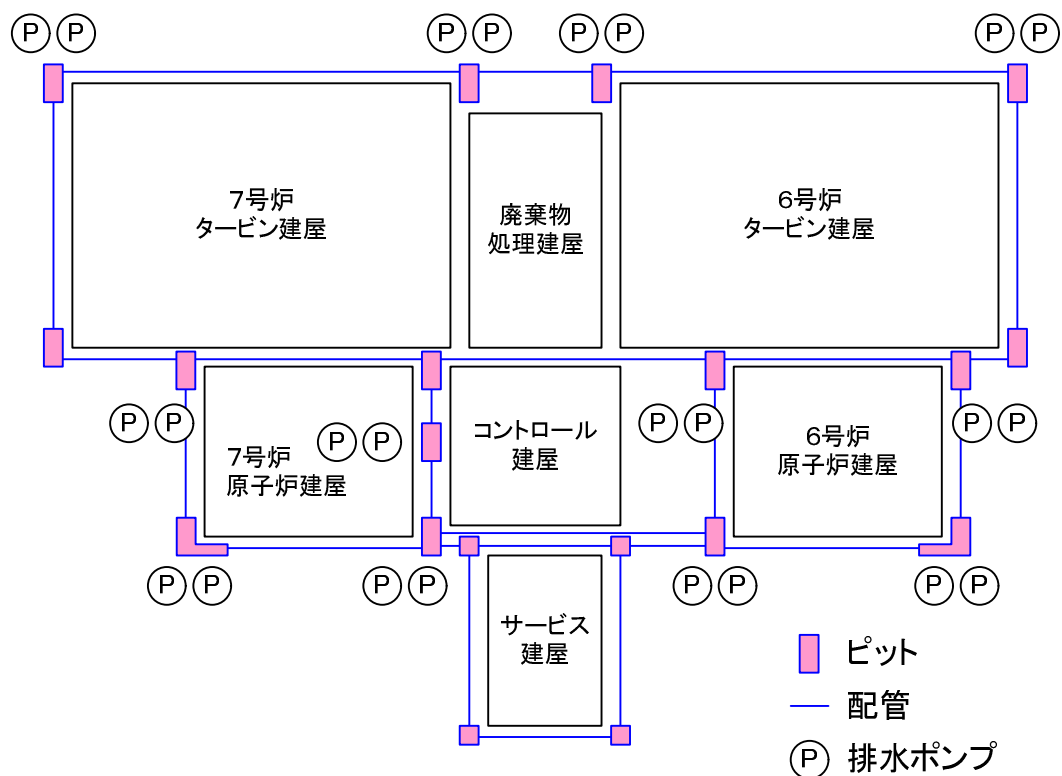
—— 構内排水路 ■■■■■ 海域に向かう構内道路

第 10.2.2-1 図 淡水貯水池と 6, 7 号炉の周辺状況

10.3 地下水の溢水による影響

6号炉及び7号炉では、溢水防護区画を構成する原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の周辺地下部に第10.3-1図に示すように排水設備（サブドレン）を設置しており、同設備により各建屋周辺に流入する地下水の排出を行っている。

サブドレンはピット及び排水ポンプより構成され、ピット間は配管で相互に接続されているため、一箇所の排水ポンプが故障した場合でも、他のピット及び排水ポンプにより排水することができるが、地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失することを想定し、その際の排水不能となった地下水が溢水防護対象設備に与える影響について評価を行う。



第10.3-1図 サブドレン概要図

10.3.1 建屋周辺に流入する地下水量

平成25年度のサブドレンによる排水実績を第10.3.1-1表に示す。これより、溢水防護区画の境界に浸水経路がある場合は、1日当たり100m³程度の流入があるものと考えられ、また浸水経路がない場合は建屋周囲の地下水位が上昇し、周辺の地下水位と平衡した水位で上昇が止まるものと考えられる。

第 10.3.1-1 表 サブドレン排水実績

		6号炉 [m ³ /日]	7号炉 [m ³ /日]
平成 25 年度	4月	18	89
	5月	15	83
	6月	15	77
	7月	15	102
	8月	15	86
	9月	16	97
	10月	16	86
	11月	22	106
	12月	31	125
	1月	31	129
	2月	26	119
	3月	25	121
	平均	21	102
	最大	31	129

10.3.2 影響評価

地下水の溢水防護区画への浸水経路としては地下部における配管等の貫通部の隙間部及び建屋間の接合部が考えられるが、これらについては第 10.3.2-1 図に示すように、配管等貫通部の隙間部には止水措置を行っており、また建屋間接合部にはエキスパンションジョイント止水板を設置しているため、地下水が防護区画内に浸水することはない。

なお、地震等によりサブドレンが機能喪失した場合においても速やかに地下水の排水機能の復旧ができるように、可搬型ポンプ等を用いた排水手段を整備する。



第 10.3.2-1 図 地下水の浸水経路及び止水箇所

以上より，地震によりサブドレンが機能喪失した際に生じる建屋周辺に流入する地下水は，溢水防護対象設備に影響を与えないものと評価する。

機能喪失判定の考え方と選定された防護対象設備について

1.1 防護対象設備の機能喪失判定

1.1.1 機能喪失高さ

没水により防護対象設備の機能が喪失する溢水高さをその設備の機能喪失高さとし、その評価部位を以下のように定める(添付第1.1.1-1表、添付第1.1.1-1～6図参照)。評価部位が複数記載されているものに関しては、実際の設備を現場確認した上で、最下端に位置する部位を選定し、その高さを機能喪失高さとする。ただし保守的に機能喪失すると仮定した部位が最下端となっている一部の設備に関しては、現実的な機能喪失高さとしてそれ以外の部位を機能喪失高さとする。

添付第1.1.1-1表 各設備の機能喪失高さの評価部位

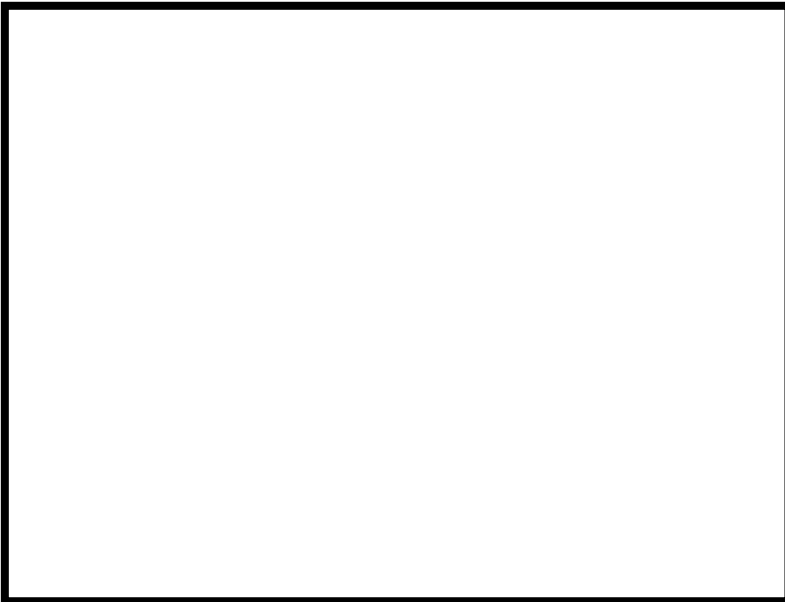
設備	機能喪失高さの評価部位
ポンプ／電動機	① ポンプベース上端（基礎台＋ポンプベース）※ ② 動力ケーブルコネクタ下端
空気作動弁	① 電線管コネクタ下端 ② 制御ボックス下端 ③ 電磁弁下端 ④ リミットスイッチ下端
電動弁／電磁弁	① 電線管コネクタ下端 ② 制御ボックス下端
盤	① 盤下端（チャンネルベース上端）※ ② 盤内計器類の下端
ラック	① ラック下端（チャンネルベース上端）※ ② 電線管コネクタ下端 ③ ラック内端子台下端 ④ 計器本体下端
計器	① 電線管コネクタ下端 ② 計器本体下端

※保守的に機能喪失すると仮定した部位

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



添付第 1.1.1-1 図 機能喪失高さの考え方（ポンプの例）



添付第 1.1.1-2 図 機能喪失高さ（A0 弁の例）



添付第 1.1.1-3 図 機能喪失高さ（M0 弁の例）

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



添付第 1.1.1-4 図 機能喪失高さ（盤の例）



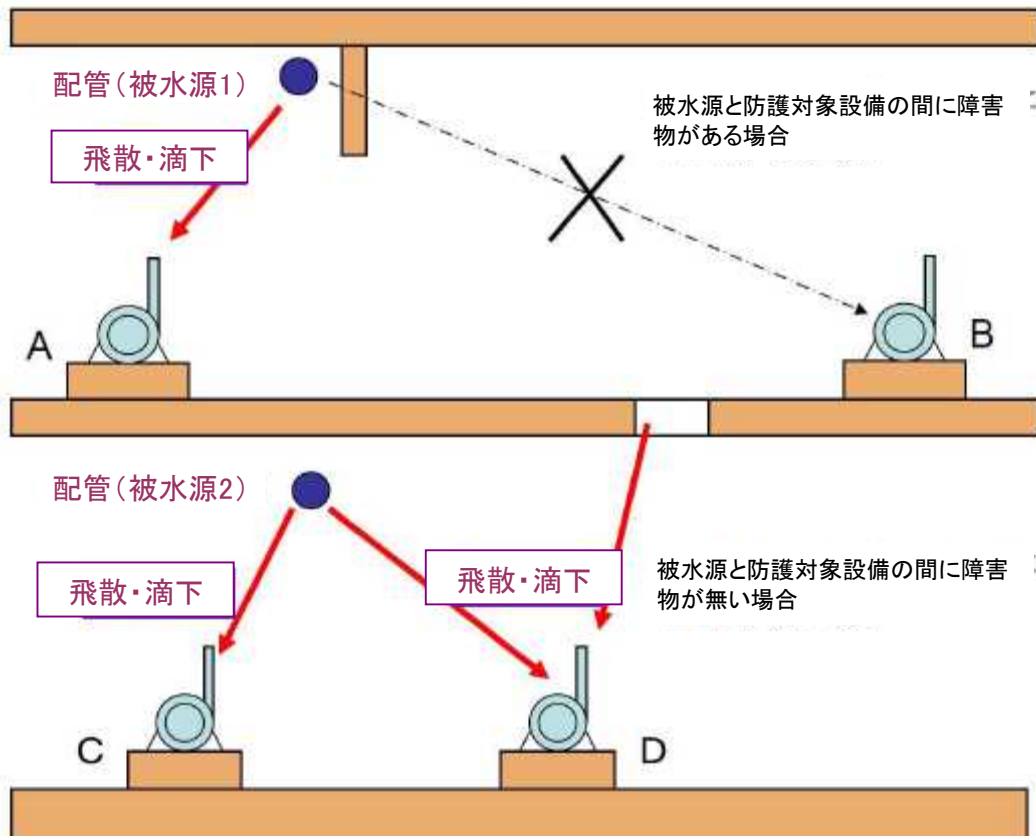
添付第 1.1.1-5 図 機能喪失高さ（ラックの例）



添付第 1.1.1-6 図 機能喪失高さ（計器の例）

1.1.2 被水による機能喪失判定

被水により防護対象設備の機能が喪失する場合の被水源及び上層階からの伝播経路と防護対象設備の位置関係についてガイドを参考に添付第 1.1.2-1 図のように定める。



防護対象設備	被水源 1	被水源 2
A	機能喪失	機能喪失せず
B	機能喪失せず	機能喪失せず
C	機能喪失せず	機能喪失
D	機能喪失	機能喪失

添付第 1.1.2-1 図 被水による機能喪失の考え方

1.1.3 蒸気による機能喪失判定

防護対象設備の蒸気による機能喪失判定は、防護対象設備の仕様（温度、湿度およびその継続時間等）と蒸気漏えい発生時の環境条件を比較する。蒸気漏えい発生時の環境条件は建設時に求めた原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に包絡されるため、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件と防護対象設備の仕様を比較し、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件がより厳しい場合は機能喪失と判定する。

1.2 抽出された溢水影響評価上の防護対象設備

1.2.1 溢水影響評価上の防護対象設備リストの整理

第 2.1-1 図に示した選定フローにより選定された溢水影響評価上の防護対象設備について、系統、設備名、設置建屋、機能喪失高さ及び当該設備の機能を溢水影響評価上の防護対象設備リストとして、K6：添付第 1.2.1-1 表、K7：添付第 1.2.1-2 表に示す。

1.2.2 溢水影響評価上の防護対象設備から除外された機器

第 2.1-1 図に示した選定フローにより詳細な評価の対象から除外された設備について、系統、設備名及び除外理由をリストとしてまとめ、K6：添付第 1.2.2-1 表、K7：添付第 1.2.2-2 表に示す。

また、第 2.1-1 図の選定フローにおける①～④の対象除外理由について以下に示す。

(1) ①「溢水により機能喪失しない」について

配管、弁（手動弁、逆止弁）、容器、熱交換器、ダクト等の静的機器は、機能を果たすにあたり外部からの電源供給や電気信号を必要とせず、かつ構造が単純であることから、溢水による機能喪失モードとしては水圧による機械的損傷に起因するモードが想定される。これに対し、実プラントで発生し得る溢水の程度と各静的機器の構造強度とを考慮すると、静的機器では溢水による機能喪失は生じ得ないものと考えられる。このため、静的機器については溢水により機能喪失しないものとして予め評価対象から除外することとした。

以下に、各静的機器に対して実施した除外判断の妥当性についての検証結果を示す。ここで、容器及び熱交換器については配管や弁とは異なり、個別の機器ごとに固有の構造を持つと考えられることから、これらの機器については除外判断の妥当性の検証にあたり現場調査も行い、機械的損傷に起因す

る機能喪失モード以外のモードがないことも合わせて確認している。

なお、後述のとおり、ダクトについて水圧による機械的損傷が否定できない場合には、対策を講ずることにより除外の妥当性を担保している。

a. 配管・弁

配管の水圧（外水圧）に対する強度評価では一般に、部材の発生応力（ σ ）は板厚（ t ）の外径（ D_o ）に対する比に比例する（ $\sigma \propto D_o/t$ ）ため、板厚の外径に対する比（ D_o/t ）が大きいほど、厳しい評価結果を与えることとなる。

ここで、防護対象設備に属する配管のうち、大口径でかつ“ D_o/t ”が比較的大きい配管として、原子炉補機冷却系の 600A の配管について代表で評価を行うと、添付第 1.2.2-3 表の結果となる。これより、配管が強度を維持可能な限界水圧は水頭圧約 60m 程度であることから、実プラント内で発生し得る程度の溢水に対して配管の構造強度が問題となることは考え難く、機能喪失することはないものと評価する。

また、弁は配管に比べて肉厚であることから、配管の評価に包含できると判断している。

添付第 1.2.2-3 表 配管没水時の外圧に対する強度評価結果（※）

評価対象配管	600A-RCW-1007
材 質	SM400C
外 径 [mm]	609.6
板 厚 [mm]	9.5
限界水圧 [MPa]	0.58（水頭圧約 60m）

※JSME 設計・建設規格 PPD-3411(2)「外圧を受ける管」に基づき評価を実施

b. 容器・熱交換器

容器及び熱交換器について、機器ごとに個別に構造及び設置の状況、設置区画における溢水の状況に基づき、凶面及び現場調査により溢水による機能喪失の可能性について評価を行い、除外する判断が妥当であることを確認する。結果を添付第 1.2.2-4,5 表に示す。

添付第 1. 2. 2-4 表 容器・熱交換器に対する溢水による機能喪失の可能性評価結果 (6 号炉 : 1/3)

号炉	溢水防護区画 (第 4. 1-1 図参照)	機器	評価
6	R-B3-5, 8, 11	※以下, (A), (B), (C)の 3 区分がある ○残留熱除去系熱交換器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている同区分の残留熱除去系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため, 溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-B3-6	○原子炉隔離時冷却系パロメトリックコンデンサ ○原子炉隔離時冷却系真空タンク ○原子炉隔離時冷却系油タンク (タービン用) ○原子炉隔離時冷却系潤滑油冷却器 (タービン用) ○原子炉隔離時冷却系油タンク (ポンプ用) ○原子炉隔離時冷却系潤滑油冷却器 (ポンプ用)	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている同区分の原子炉隔離時冷却系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはゼロであるため, 溢水により機器の機能が喪失することはない
	R-1F-3, 5, 6	※以下, いずれも (A), (B), (C)の 3 区分がある ○清水膨張タンク ○清水冷却器 ○空気だめ ○潤滑油補給タンク ○潤滑油冷却器 ○発電機軸受潤滑油冷却器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている同区分の非常用ディーゼル発電設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため, 溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○清水膨張タンクは開放タンクであり上部にベント管があるが, 上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく, 現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認 ○他の機器についても現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-2F-1	○燃料プール冷却浄化系熱交換器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている燃料プール冷却材浄化系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 1m 以下と低いため, 溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認

添付第 1. 2. 2-4 表 容器・熱交換器に対する溢水による機能喪失の可能性評価結果（6号炉：2/3）

号炉	溢水防護区画 (第 4. 1-1 図参照)	機器	評価
6	R-3F-1 共	○ほう酸水注入系貯蔵タンク	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されているほう酸水注入系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 0.5m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○開放タンクであり上部にベント管があるが、上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく、現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-3F-2, 3, 5	※以下, (A), (B), (C) の 3 区分がある ○燃料油ディタンク	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている同区分の非常用ディーゼル発電設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため、溢水により機器の機能が喪失することはない ○開放タンクであり上部にベント管があるが、上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく、現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-3F-6, R-M4F-1	○格納容器内雰囲気モニタ系ポンベ	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている格納容器雰囲気モニタ系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 0.2m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-4F-2, 3C	○原子炉補機冷却水系サージタンク	○当該機器設置区域は床面積が広く浸水深は最大で 0.5m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○開放タンクであり上部にベント管があるが、上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく、現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認

添付第 1. 2. 2-4 表 容器・熱交換器に対する溢水による機能喪失の可能性評価結果 (6 号炉 : 3/3)

号炉	溢水防護区画 (第 4. 1-1 図参照)	機器	評価
6	R-4F-2	○高圧窒素ガス供給系ポンペ	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている高圧窒素ガス供給系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 1m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査により機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-4F-3 共	○スキマサージタンク	○コンクリートへの埋込式タンクであるため溢水により機器の機能が喪失することはない
	— ※原子炉 格納容器内	○主蒸気隔離弁用アキュムレータ ○主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ ○主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	○常時蓄圧されていることから、溢水により機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-1F-10 ※主蒸気 トンネル室	○主蒸気隔離弁用アキュムレータ	
	T-B2-2, T-B1-2A, 4b-1	※以下, (A), (B), (C) の 3 区分がある ○原子炉補機冷却水系熱交換器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている同区分の原子炉補機冷却系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	— ※廃棄物 処理建屋内	○復水貯蔵槽	○コンクリート内張りのライニング槽であるため溢水により機能が喪失することはない

添付第 1. 2. 2-5 表 容器・熱交換器に対する溢水による機能喪失の可能性評価結果（7号炉：1/3）

号炉	溢水防護区画 (第 4. 1-2 図参照)	機器	評価
7	R-B3-5, 8, 11	※以下, (A), (B), (C)の3区分がある ○残留熱除去系熱交換器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている同区分の残留熱除去系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため, 溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-B3-6	○原子炉隔離時冷却系パロメトリックコンデンサ ○原子炉隔離時冷却系真空タンク ○原子炉隔離時冷却系油タンク (タービン用) ○原子炉隔離時冷却系潤滑油冷却器 (タービン用) ○原子炉隔離時冷却系油タンク (ポンプ用) ○原子炉隔離時冷却系潤滑油冷却器 (ポンプ用)	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている同区分の残留熱除去系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはゼロであるため, 溢水により機器の機能が喪失することはない
	R-1F-3, 5, 6	※以下, いずれも (A), (B), (C)の3区分がある ○清水膨張タンク ○清水冷却器 ○空気だめ ○潤滑油補給タンク ○潤滑油冷却器 ○発電機軸受潤滑油冷却器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は, 同じ区画内に設置されている同区分の非常用ディーゼル発電設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため, 溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○清水膨張タンクは開放タンクであり上部にベント管があるが, 上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく, 現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認 ○他の機器についても現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-2F-5	○燃料プール冷却浄化系熱交換器	○当該機器設置区域の浸水深は最大で 1.5m 程度となるが, 当該熱交換器は常時通水されていること, 自重が浮力を上回ることから, 溢水により機械的損傷が生じることはない ○現場調査により機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認

添付第 1. 2. 2-5 表 容器・熱交換器に対する溢水による機能喪失の可能性評価結果（7号炉：2/3）

号炉	溢水防護区画 (第 4. 1-2 図参照)	機器	評価
7	R-3F-1 共	○ほう酸水注入系貯蔵タンク	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されているほう酸水注入系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 0.5m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○開放タンクであり上部にベント管があるが、上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく、現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-3F-2, 3, 5	※以下, (A), (B), (C) の 3 区分がある ○燃料油ディタンク	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている同区分の非常用ディーゼル発電設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 0.5m 以下と低いため、溢水により機器の機能が喪失することはない ○開放タンクであり上部にベント管があるが、上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく、現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-MF4-1, 2	○格納容器内雰囲気モニタ系ポンベ	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている格納容器雰囲気モニタ系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 0.2m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-4F-2A, 2B	○原子炉補機冷却水系サージタンク	○当該機器設置区域は床面積が広く浸水深は最大で 0.5m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○開放タンクであり上部にベント管があるが、上記のとおり浸水深が低いためベントを阻害する可能性はなく、現場調査によっても機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認

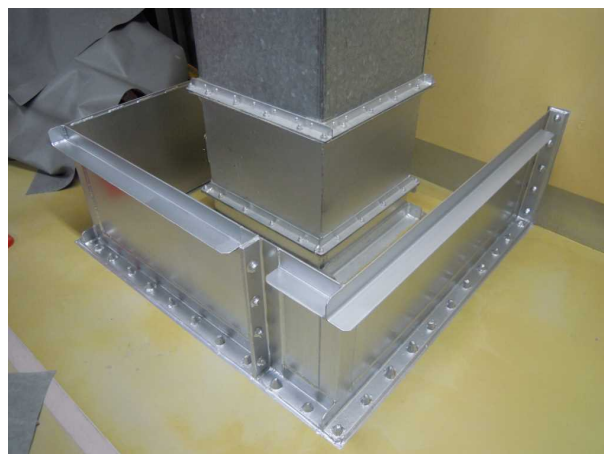
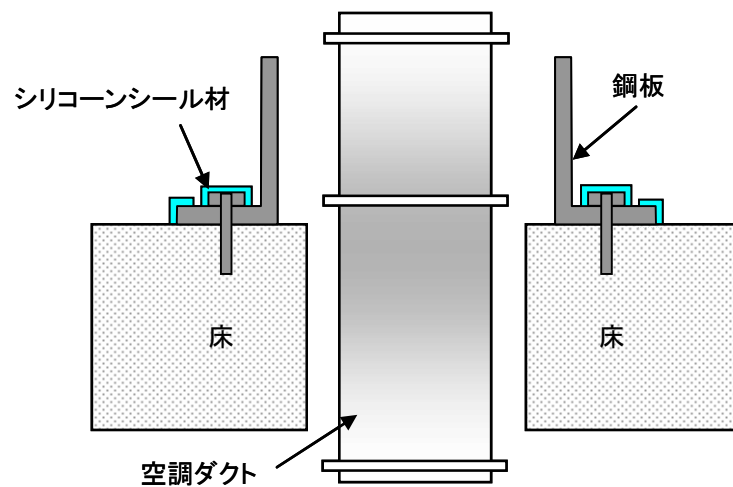
添付第 1. 2. 2-5 表 容器・熱交換器に対する溢水による機能喪失の可能性評価結果（7号炉：3/3）

号炉	溢水防護区画 (第 4. 1-2 図参照)	機器	評価
7	R4F-2A, 2B	○高圧窒素ガス供給系ポンペ	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている高圧窒素ガス供給系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さは 1m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査により機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-4F-3	○スキマサージタンク	○コンクリートへの埋込式タンクであるため溢水により機器の機能が喪失することはない
	— ※原子炉 格納容器内	○主蒸気隔離弁用アキュムレータ ○主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ ○主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	○常時蓄圧されていることから、溢水により機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認
	R-1F-10 ※主蒸気 トンネル室	○主蒸気隔離弁用アキュムレータ	
	T-B2-2, T-B1-2, 4b-1	※以下, (A), (B), (C) の 3 区分がある ○原子炉補機冷却水系熱交換器	○当該機器の機能が求められる際の区画の浸水深は、同じ区画内に設置されている同区分の原子炉補機冷却系設備の最も低い機能喪失高さ以下である。この高さはいずれも 1m 以下と低いため、溢水により機器に機械的損傷が生じることはない ○現場調査より機械的損傷以外の溢水による機能喪失モードは想定されないことを確認

c. ダクト

換気空調系のダクトは構造部材ではないことから、水圧に対して機械的損傷が否定できないダクトについては、添付第 1.2.2-1 図に例示するような対策を講ずることとする。

なお、例示のように、床を貫通するダクトに対して堰等の防護対策を施す場合には、現場調査の結果に基づき溢水の滴下や飛散による堰内への水の流入の可能性を検討し、必要に応じて天井面に存在する開口部・貫通部の密封処理や溢水の発生防止措置等の、流入防止のための配慮を行う。



添付第 1.2.2-1 図 ダクトに対する溢水対策

(2) ②「原子炉格納容器内耐環境仕様の機器である」について

原子炉格納容器内の防護対象設備は、設計基準事故において想定される溢水を考慮した設計としているため、溢水影響評価の対象外としている。

a. 蒸気による影響

原子炉格納容器内の溢水防護対象設備は、設計基準事故において最も環境が過酷な原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の状態を考慮した耐環境仕様で設計している。このため、蒸気影響評価において対象外としている。

b. 被水による影響

原子炉冷却材喪失事故発生時に原子炉格納容器内が蒸気で充満された場合、格納容器スプレイによる蒸気凝縮効果により原子炉格納容器内を減圧する必要がある。原子炉格納容器内に設置されている事故時に動作が要求される安全系の機器は、このようなスプレイ環境下においてもその動作が保証されなければならない。

このため、原子炉格納容器内の事故時に動作が必要となる安全系の機器は、設計基準事故時の環境下で機能維持が図れるような設計及び試験を行っており、被水影響評価において対象外とする。

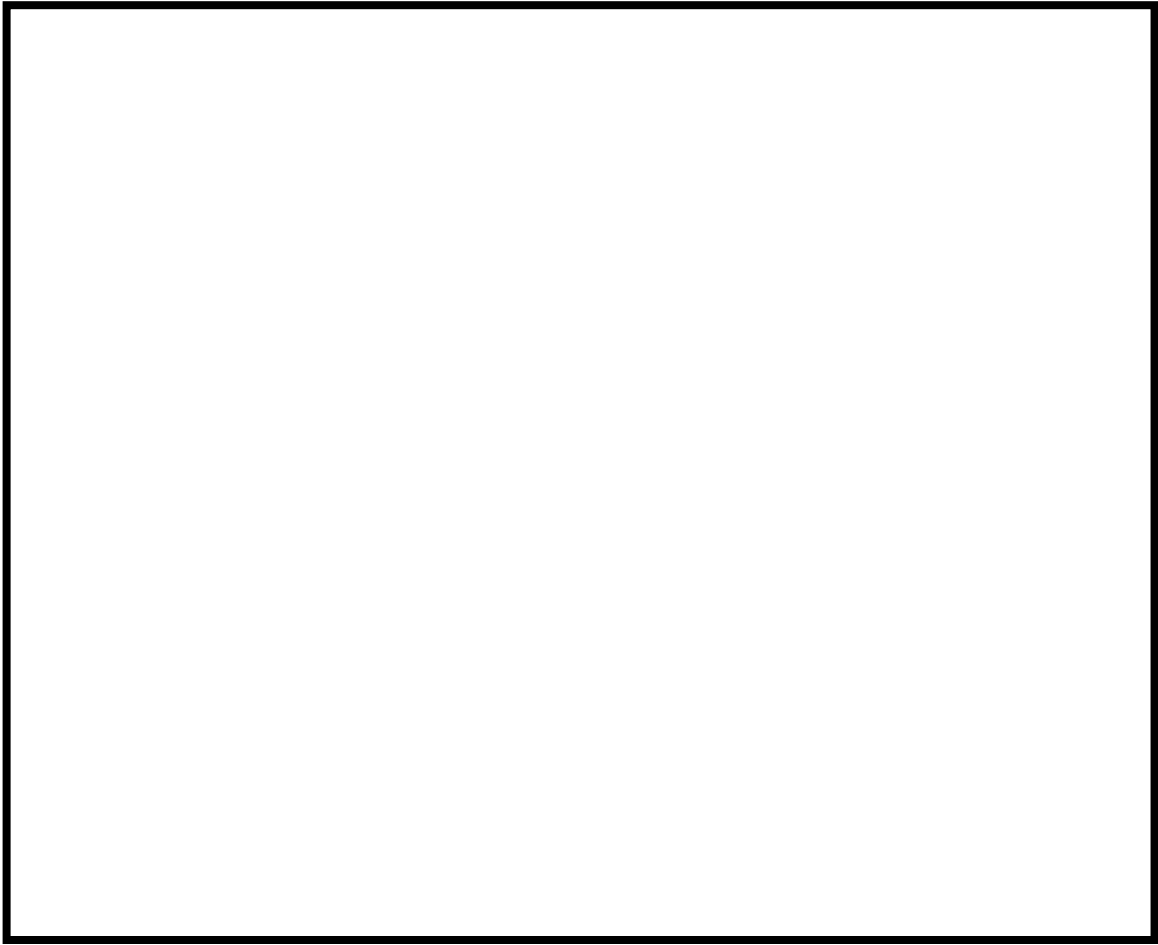
c. 没水による影響

原子炉冷却材喪失事故時や格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内での溢水は、ダイヤフラムフロアから連通孔、ベント管を通りサブプレッションチェンバへ流れ込む設計となっている。(添付第 1.2.2-2 図)

発生する溢水の水源として主なものは、格納容器スプレイ等のサブプレッションプール水や高圧注水系等による復水貯蔵槽、及び消火栓の放水によるろ過水タンクが考えられる。サブプレッションプール水を水源とした溢水の場合は、原子炉格納容器内のインベントリが増加することではなく、原子炉格納容器内が高水位になることはない。高圧注水系等による復水貯蔵槽を水源とした溢水の場合は、外部からの流入であり原子炉格納容器内のインベントリは増加するが、サブプレッションチェンバ水位高（通常水位+50mm）等により、水源が復水貯蔵槽からサブプレッションチェンバへ切り替わるため、原子炉格納容器内が没水の影響が出るほどの高水位となることはない。消火栓の放水による溢水の場合も外部からの流入ではあるが、想定される溢水量が少ない（54m³）ため、原子炉格納容器内が没水の影響が出るほどの高水位となることはない。

以上により、原子炉格納容器内の防護対象設備は没水影響評価において対象外とする。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。



第 1.2.2-2 図 原子炉格納容器の内部構造について

(3) ③「動作機能の喪失により安全機能に影響しない」について

動作機能が喪失した場合においても、その機器の持つ機能として安全側に作動するようフェイルセーフ設計となっている空気作動弁等の機器に関しては、結果として要求される安全機能を達成しうることから、安全機能に影響はない。なお、フェイルセーフ動作後に他の安全機能を発揮するために動作が必要となるような機器がないことを確認している。

また常時閉状態の隔離弁のように、通常の待機時から機能遂行時にかけて、その動作機能が喪失した場合でも安全機能に影響がない機器は、詳細な評価の対象から除外する。

(4) ④「他の機器で代替できる」について

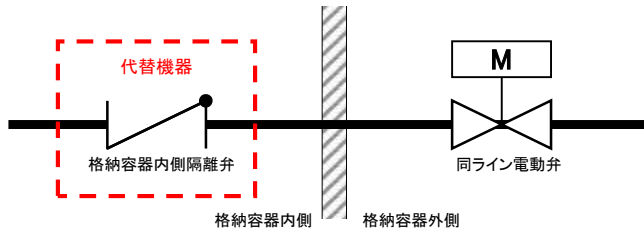
原子炉格納容器隔離弁のように、同様の機能を持つ複数の機器が存在し、それらの機器が要求機能を相互に代替でき、かつ、同時に機能喪失しない場合は、一方が機能喪失しても安全機能に影響しない。

「第 2.1-1 図 防護対象設備の選定フロー」にて“④他の機器で代替できる”の理由でスクリーニングした各機器に対して、対応する代替機器及び代替パターンを添付第 1.2.2-6,7 表に整理する。代替パターンとしては以下の 3 パターンに分類できる。なお、④の理由によりスクリーニングした機器は全て原子炉冷却材圧力バウンダリ又は原子炉格納容器バウンダリの隔離弁である。

代替パターン

A 溢水により機能喪失しない機器による代替

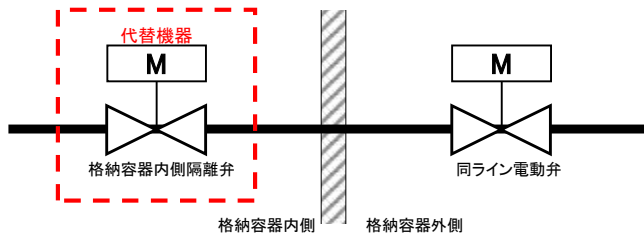
【例】



上記逆止弁のように、溢水により機能喪失しない弁により隔離機能が維持できる場合は、当該弁により代替可能である。

B 原子炉格納容器内耐環境仕様の機器による代替

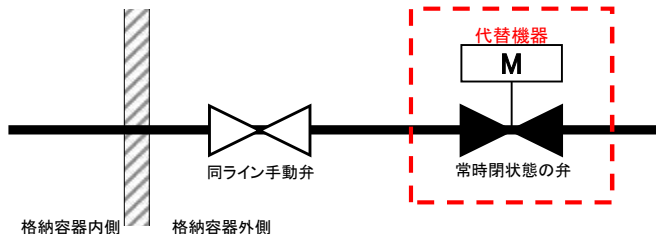
【例】



上記内側隔離弁のように、環境条件を考慮した設計のため溢水による影響を受けない弁により隔離機能が維持できる場合は、当該弁により代替可能である。

C 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器による代替

【例】



上記常時閉止弁のように、動作機能が喪失しても隔離機能に影響しない場合は、当該弁により代替可能である。

スロッシング解析コードの概要について

8.1 概要

STAR-CD及びFluentは汎用熱流体解析コードで、VOF (Volume of Fluid) 法を用いて溢水を伴う大波高現象の解析を実施することが可能である。VOF 法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効であることが記載されている。

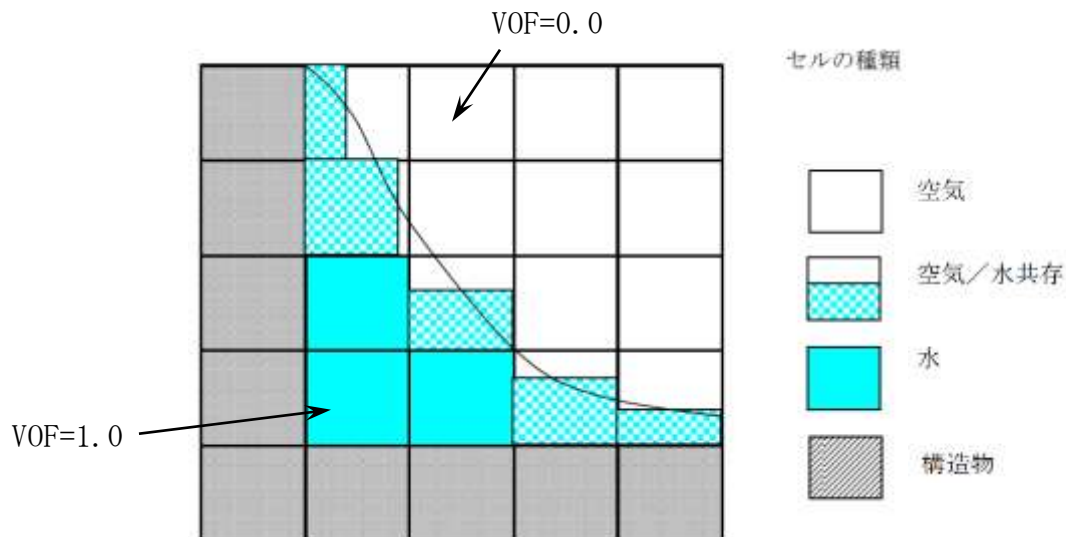
8.2 数値解析

(1) VOF (Volume of Fluid) 法について

VOF は下式に示すように計算格子 (セル) における流体の割合を示すスカラー量である。スロッシング解析では水を 100%含む計算セルを VOF=1.0, 水が存在せず 100%空気の計算セルを VOF=0.0 としている。添付第 8.1.2-1 図に VOF の計算セル例を示す。

$$\alpha_1 = \frac{V_1}{V} \quad \dots \textcircled{1}$$

α_1	: VOF 値
V_1	: 流体 (水) 体積
V	: 計算セル体積



添付第 8.1.2-1 図 計算格子 (セル) 例

(2) 基礎方程式

VOF に対して下記の輸送方程式を解く。

$$\frac{\partial \alpha_i}{\partial t} + \frac{\partial \alpha_i u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{2}$$

u_i	: i 方向の流速
	i=1,2,3

②式の流速 u_i は, ③質量保存式, ④運動量保存式より計算する。

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i}{\partial x_i} = 0 \quad \dots \textcircled{3}$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i u_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i} \tau_{ij} + \rho K_i \quad \dots \textcircled{4}$$

ρ	: 密度
P	: 圧力
τ_{ij}	: 粘性応力テンソル
K_i	: 外力

質量保存式, 運動量保存式で用いる密度 ρ は⑤式により計算する。

$$\rho = \alpha_l \rho_l + (1 - \alpha_l) \rho_g \quad \dots \textcircled{5}$$

ρ_l	: 水密度
ρ_g	: 空気密度

8.3 解析コードの検証

解析コードの妥当性検証のため, スロッシング試験を実施し, 試験結果と解析結果の比較検証を実施している。

検証の結果, 試験と解析で溢水量は良い一致が確認されたことから, 解析コードは妥当と判断している。

汎用熱流体解析コード STAR-CD 及び Fluent の検証の概要

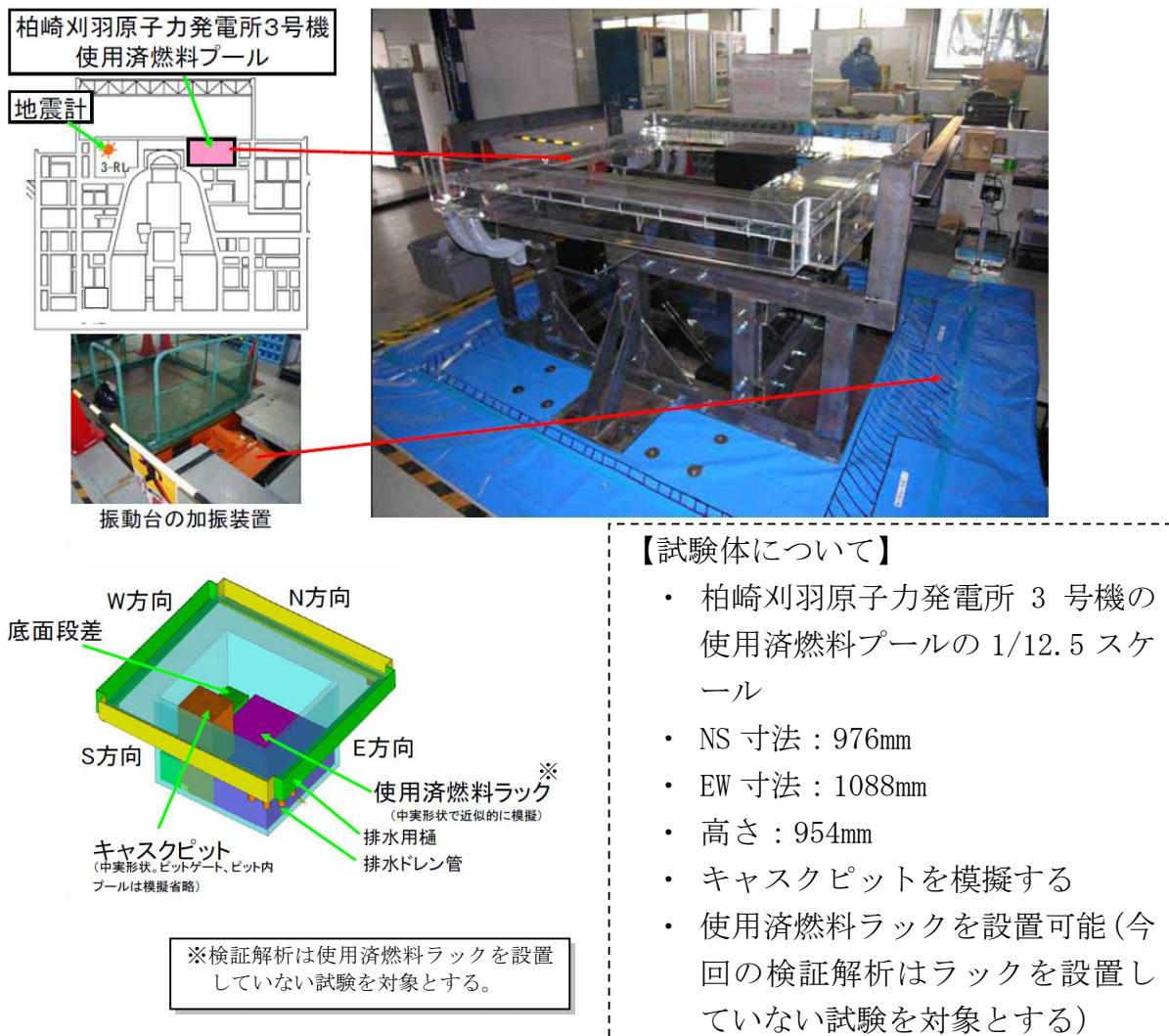
1. 概要

STAR-CD及びFluentを用いたスロッシング解析の妥当性検証を目的とし、2種のスロッシング検証試験で得られた溢水量と、解析によって得られた溢水量の比較を実施する。

2. 検証 1

2.1 試験概要

柏崎刈羽原子力発電所3号機の使用済燃料プールを模擬した試験体を作成した。試験装置の概要を別紙第2.1-1図に示す。入力地震動は新潟県中越沖地震において観測された本震記録をもとに、実機モデルの縮尺に合わせたスケーリングを行った地震波を用いる。

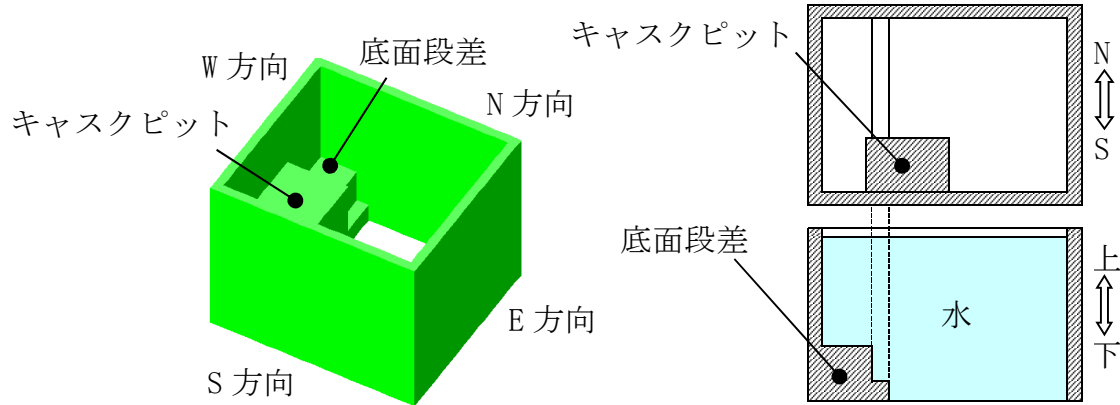


別紙第 2.1-1 図 試験装置概要図

2.2 検証解析

(1) 解析モデル

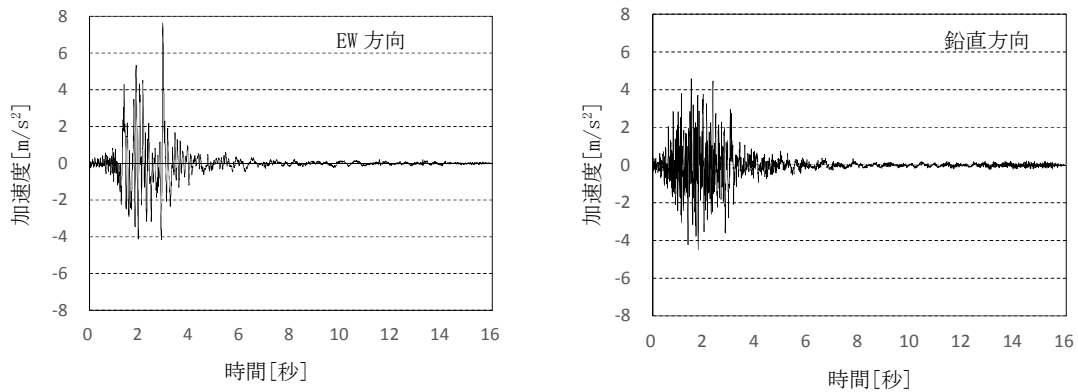
試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルの概要を別紙第 2.2-1 図に示す。



別紙第 2.2-1 図 解析モデル概要

(2) 入力地震動

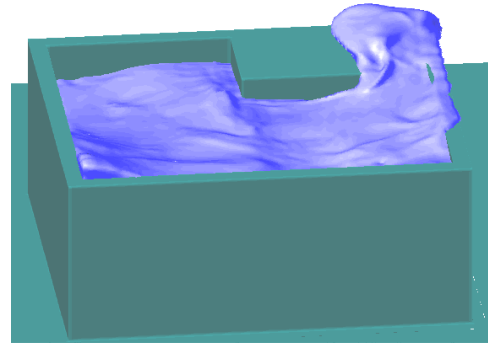
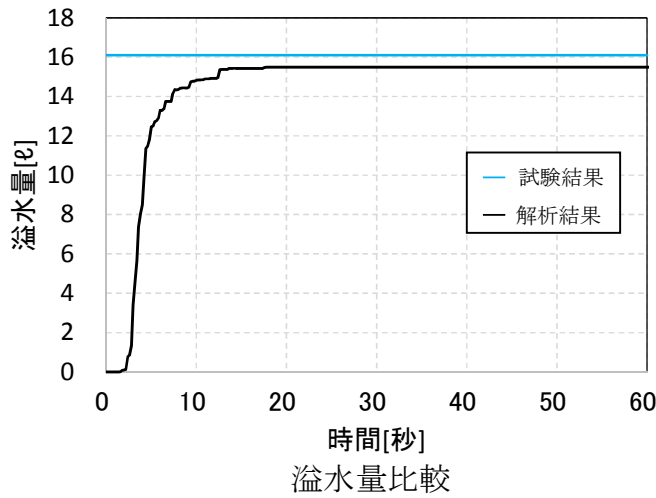
EW+鉛直方向同時加振にて解析を実施する。スロッシング試験において振動台で計測された加速度時刻歴を入力地震動とする。入力地震動を別紙第 2.2-2 図に示す。



別紙第 2.2-2 図 入力地震動

(3) 解析結果

STAR-CD の解析結果を別紙第 2.2-3 図に、Fluent の解析結果を別紙第 2.2-4 図に示す。

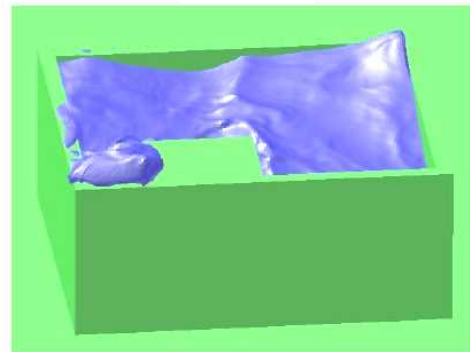
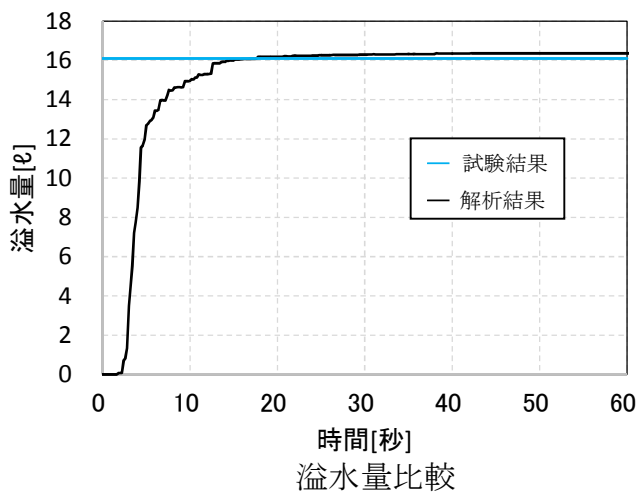


最高液位時点等値面 (VOF=0.5)

試験	16.10
解析	15.50

⇒ 解析は試験の約 96%

別紙第 2.2-3 図 STAR-CD の解析結果



最高液位時点等値面 (VOF=0.5)

試験	16.10
解析	16.40

⇒ 解析は試験の約 102%

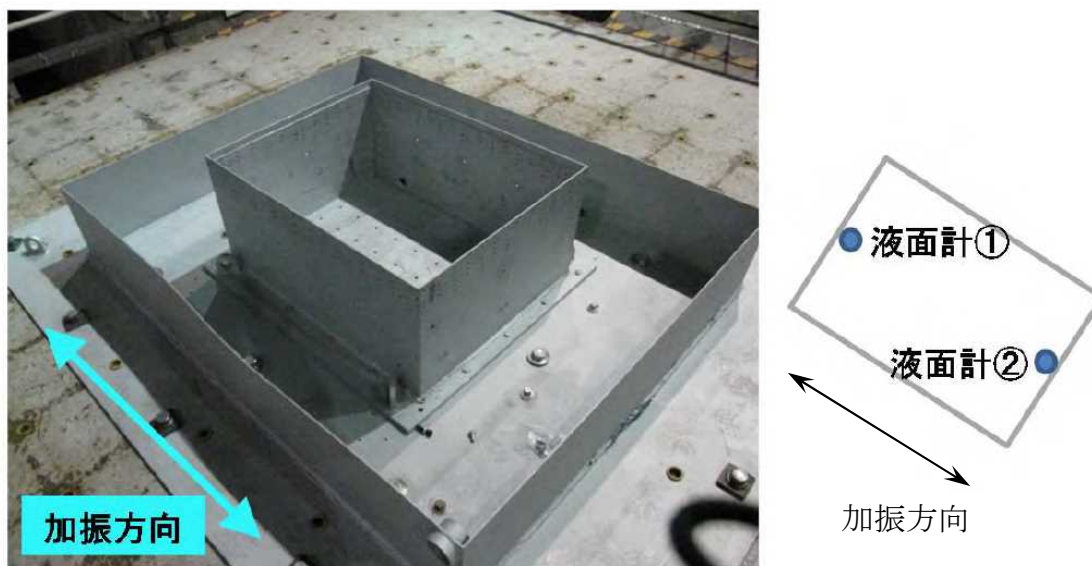
別紙第 2.2-4 図 Fluent の解析結果

3. 検証 2

3.1 試験概要

(1) 試験装置

矩形水槽を用いて、正弦波加振によるスロッシング試験[※]を行う。試験装置の概要を別紙第 3.1-1 図に示す。



【試験体について】

- プール寸法：900mm×700mm×413mm
- 水位：350mm
- 試験体短辺の中心付近に液面計を設置（2箇所）

別紙第 3.1-1 図 試験装置概要

(2) 加振条件

プール長辺方向の一次スロッシング固有振動数は 0.85Hz（固有周期 1.17 秒）である。この共振振動数の正弦 5 波を長辺方向へ入力し、加振試験を実施する。

(3) 計測項目

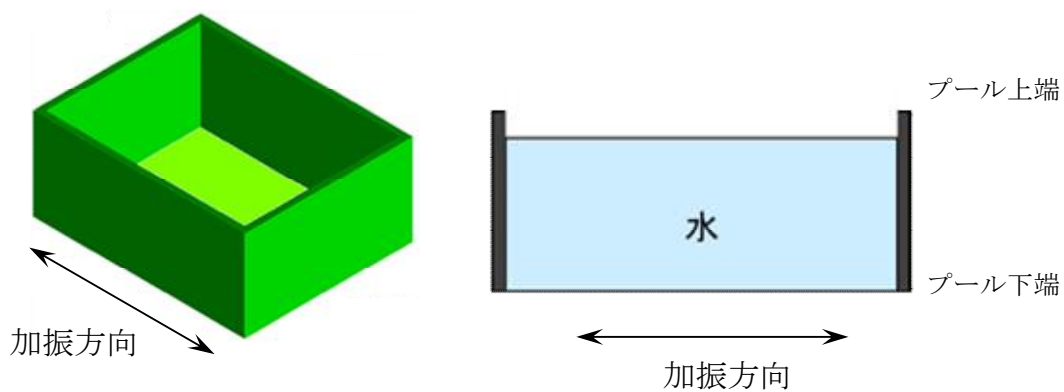
液面変動及び、加振後の溢水量を計測する。

※ 矩形プールのスロッシング抑制法(3) 水平抑制板の溢水量低減効果 M34
(株)東芝 ○渡邊和, 丹羽博志, 露木陽, 藁科正彦 (日本原子力学会「2013 年春の年会」
2013 年 3 月 26 日～28 日, 近畿大学 東大阪キャンパス)

3.2 検証解析

(1) 解析モデル

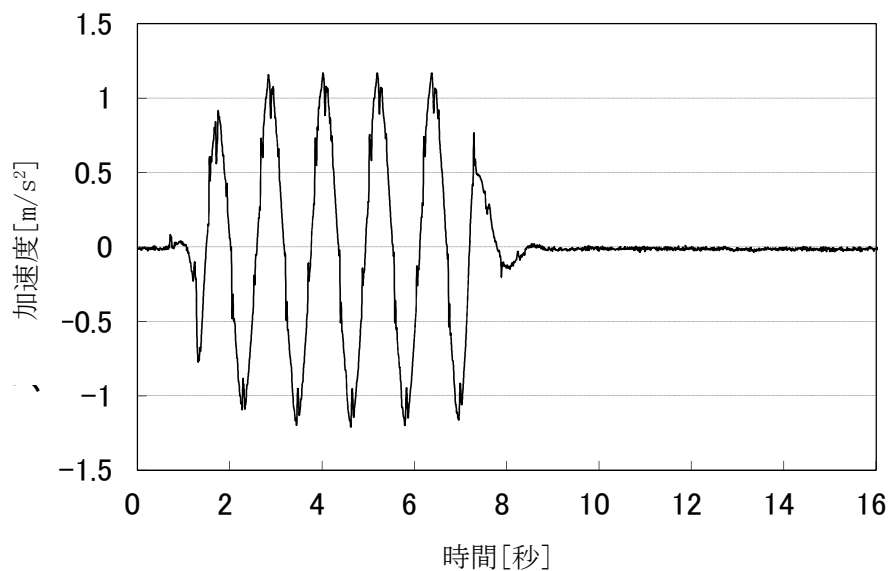
試験体の寸法や形状を模擬した解析モデルの概要を別紙第 3.2-1 図に示す。



別紙第 3.2-1 図 解析モデル概要

(2) 入力加振波

スロッシング試験において振動台で計測された加速度時刻歴を解析の入力加振波とする。入力加振波を別紙第 3.2-2 図に示す。

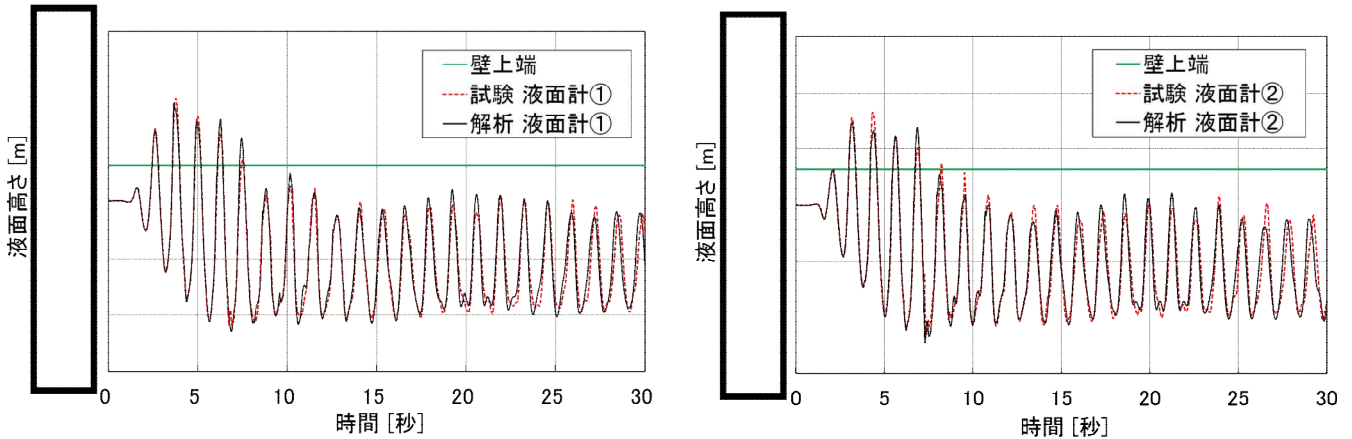


別紙第 3.2-2 図 入力加振波

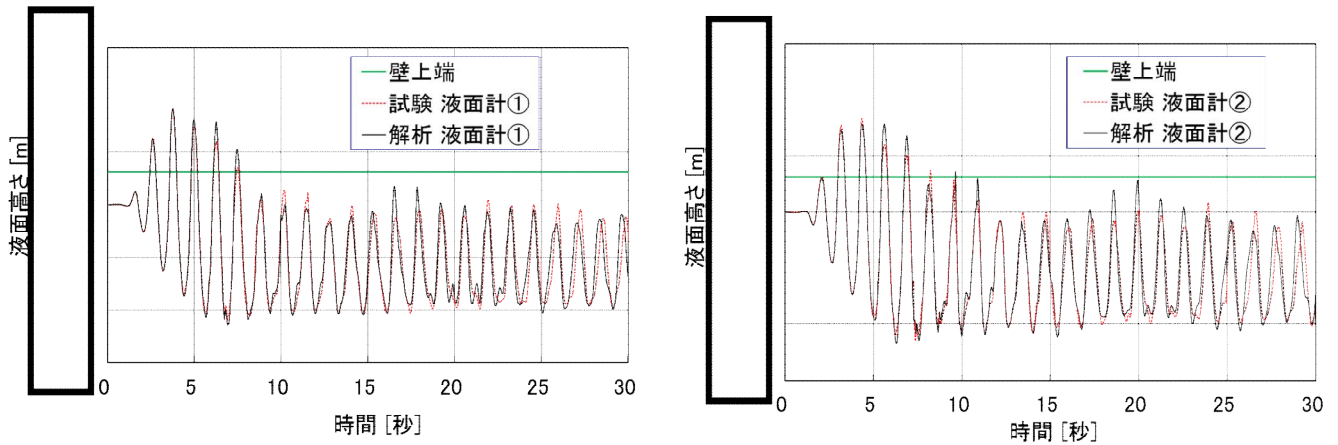
(3) 解析結果

a) 液面変動の比較

プール長辺方向の液面変動について、試験結果と STAR-CD による解析結果との比較を別紙第 3.2-3 図に、Fluent による解析結果との比較を別紙第 3.2-4 図に示す。また、最高液位付近の液面挙動の比較を別紙第 3.2-5 図に示す。解析は試験とほぼ同等の液面変動を示している。



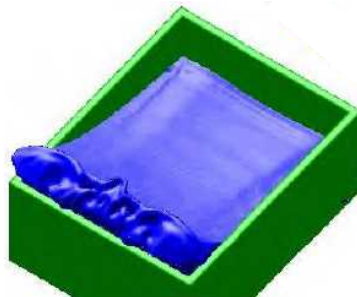
別紙第 3.2-3 図 液面変動比較 (STAR-CD)



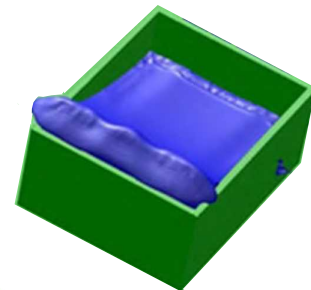
別紙第 3.2-4 図 液面変動比較 (Fluent)



試験



STAR-CD (VOF=0.5)



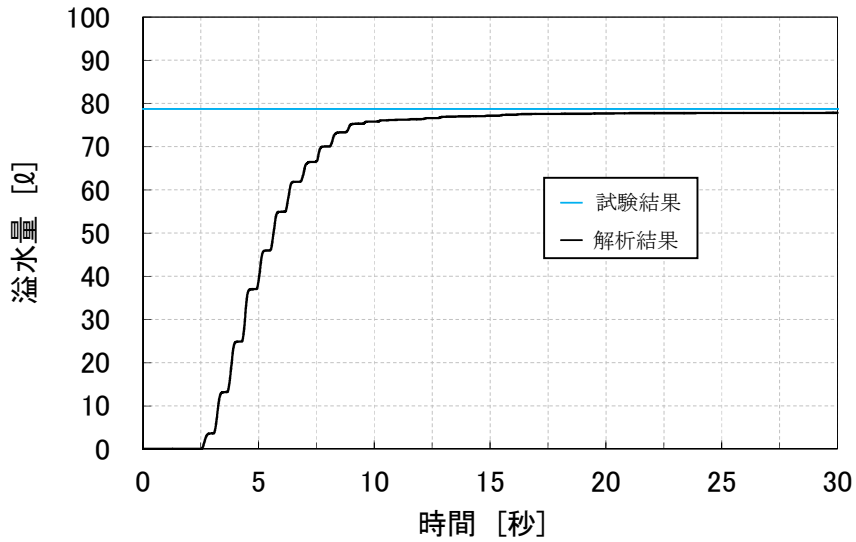
Fluent (VOF=0.5)

別紙第 3.2-5 図 最高液位付近の液面挙動の比較

黒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

b) 溢水量比較

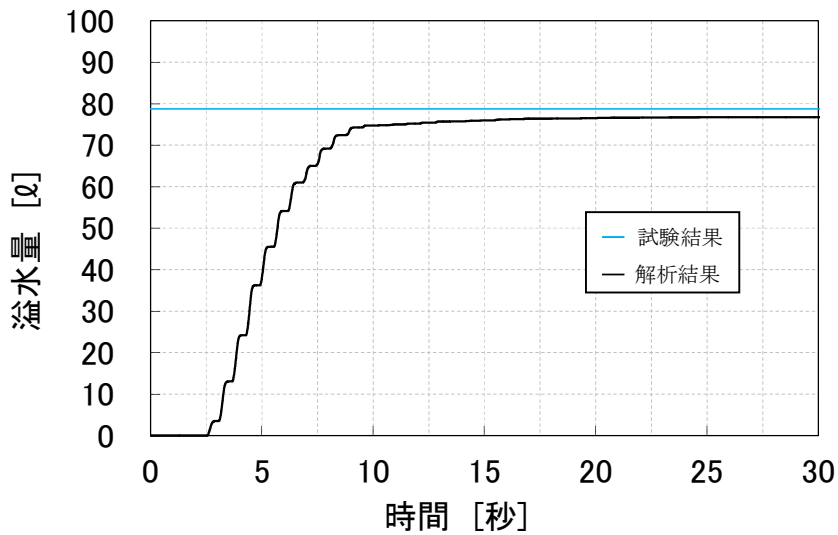
加振後の溢水量について、試験結果と STAR-CD による解析結果との比較を別紙第 3.2-6 図に、Fluent による解析結果との比較を別紙第 3.2-7 図に示す。



試験	79 ℓ
解析	78 ℓ

⇒ 解析は試験の約 98%

別紙第 3.2-6 図 溢水量比較 (STAR-CD)



試験	79 ℓ
解析	77 ℓ

⇒ 解析は試験の約 97%

別紙第 3.2-7 図 溢水量比較 (Fluent)

4. 結論

スロッシング試験結果と解析結果を比較したところ、ほぼ同等の結果が得られており、STAR-CD 及び Fluent による溢水量評価の妥当性が確認できた。

なお、内部溢水影響評価では、スロッシング解析によって得られた溢水量を 1.1 倍した値を用いているが、検証で得られた試験値と解析値の溢水量差を踏まえると、十分保守的な値であると考えられる。

設置許可基準第十二条の要求について

設置許可基準第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されており、この要求への対応について整理する。

2.1 要求事項

第十二条における要求事項を整理すると以下の通り。

設置許可基準第十二条	内部溢水影響評価での対応
<p>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p>	<p>安全施設の内、重要度の特に高い安全機能を有する系統に関して、ガイドの要求に従い、防護対象設備として選定する。</p>
<p>2 安全機能を有する系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機器又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>想定する内部溢水に対し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。</p>
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することが出来るものでなければならない。</p>	<p>環境条件として、溢水事象となる事故（LOCA や 2 次系破断）、原子炉外乱、自然現象を考慮しても、溢水の影響により防護対象設備が安全機能を失わないことを確認する。</p>

2.2 第十二条 第2項への適合について

2.2.1 定義

「多重性」、「多様性」、「独立性」の定義については、「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」第二条第2項にて以下のように定められている。

【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】

第二条

第2項

十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

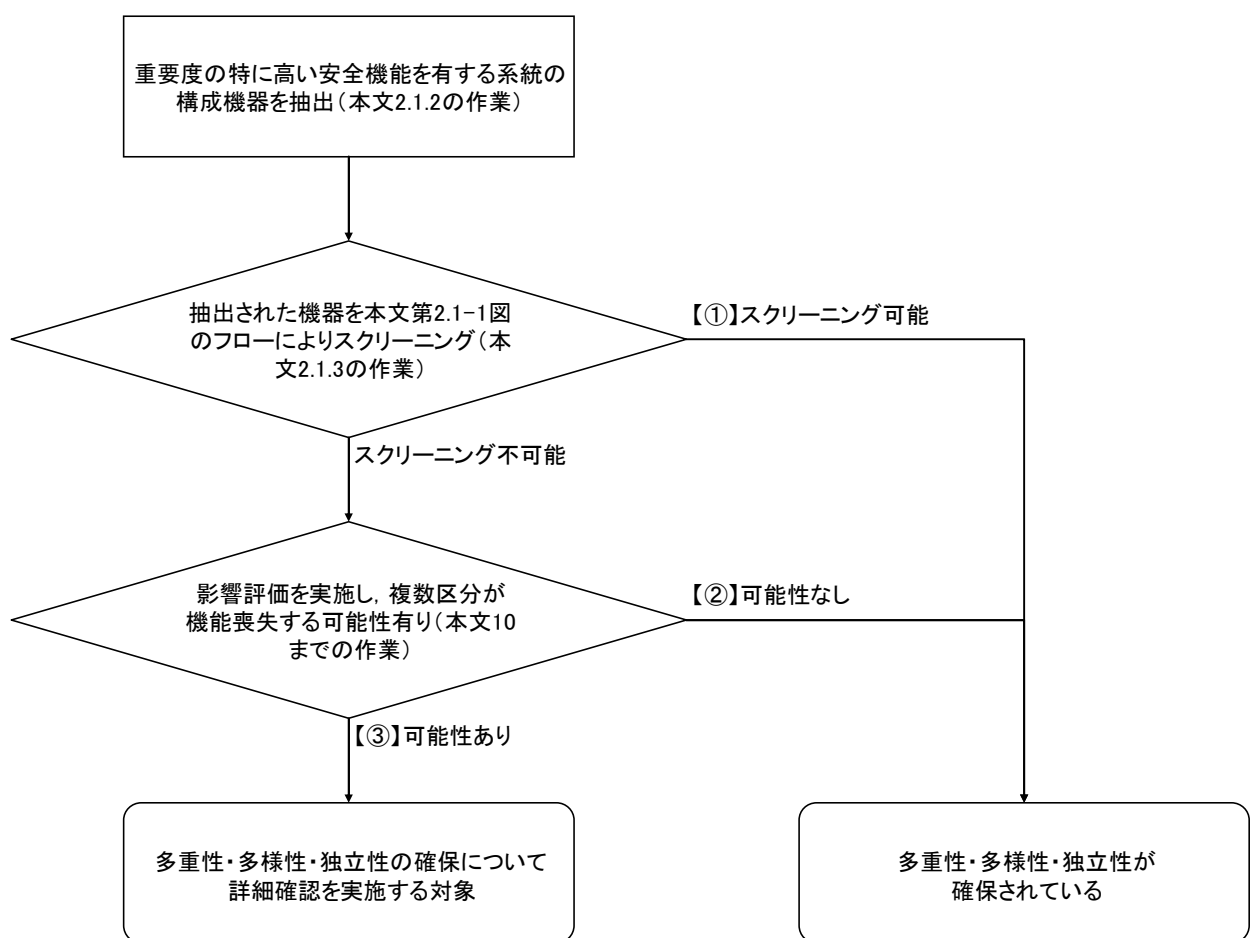
十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

※「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。（同解釈より）

2.2.2 確認プロセス

本文第 2.1.1-1 表にて抽出された重要度の特に高い安全機能の溢水事象に対する多重性・多様性・独立性の確保に関して、以下のフロー図（補足第 2.2.2-1 図）により確認し、その結果、詳細確認を実施する対象として抽出された系統を補足第 2.2.2-1 表にまとめる。なお、その他の重要度の特に高い安全機能も含めた結果を補足第 2.2.2-2 表にまとめる。

結果として、いずれの機能に対しても多重性・多様性・独立性に問題のないことを確認する。



補足第 2.2.2-1 図 多重性・多様性・独立性の確保に関する確認フロー

補足第 2.2.2-1 表 多重性・多様性・独立性の確保について詳細確認を実施する対象

機能	対象系統・機器・(区画名)
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 []
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系 []
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系 []

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

2.2.3 詳細確認

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系は，何れも同一の区画内に A, B 両系統が設置されており，単一の溢水事象により両系統が機能喪失する可能性を有するが，以下に示す通り，区画内及び区画外からの溢水の影響が無い事から機能は維持される。

2.2.3.1 想定破損による溢水の影響

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，補足説明資料 19 に示す溢水ガイド附属書 A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」に基づいた応力評価及び減肉等の評価を実施し，溢水の影響が無いよう適切な管理を実施することとする。また，区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

2.2.3.2 消火水による溢水の影響

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，固定式消火設備を設置し，消火栓からの放水を行わないことから，消火活動に伴う溢水の影響はない。また，区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

2.2.3.3 地震時の溢水の影響

非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，中央制御室換気空調系の機器が設置されている上記区画においては，区画内の流体を内包する配管に対し，基準地震動 S_s に対する耐震性を確保することから，区画内での溢水が発生しない。また，区画外から当該区画に対する止水対策等を実施することにより，区画外からの溢水による影響を防止する。

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
a	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構／水圧制御ユニット (スクラム機能))	②
a	未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系	②
d	原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	①
c	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	②
b	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②
b, c	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	②
b	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	②
b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	②
b, c	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	②
d	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	③
d	格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))	②

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
d	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	③
g	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系	②
g	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系	②
g	非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機	②
g	非常用の直流電源機能	直流電源系（非常用所内電源）	②
g	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系	②
g	補機冷却機能	原子炉補機冷却水系	②
g	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系	②
g	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	③
g	圧縮空気供給機能	駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)	②
d	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁	①

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能 ^{※1}		対象系統・機器	確認結果
d	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	①
a	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉緊急停止の安全保護回路	①
b, c, d	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系の安全保護回路	① ②
g	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置	① ②
g	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力	① ②
g	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率	① ②

補足第 2.2.2-2 表 多重性・多様性・独立性の確保の確認結果

機能※1		対象系統・機器	確認結果
g	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [格納容器スプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [放射能監視設備] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	① ②
g	直接関連系	非常用電気品区域換気空調系 換気空調補機非常用冷却水系	②

※1：「a」：『止める』に関連する機能
 「b」：『冷やす（高圧注水）』に関連する機能
 「c」：『冷やす（低圧注水／低温停止）』に関連する機能
 「d」：『閉じ込める』に関連する機能
 「e」：『プール冷却』に関連する機能
 「f」：『プールへの給水』に関連する機能
 「g」：サポート系機能

2.3 第十二条 第3項への適合について

2.3.1 自然現象による溢水影響の考慮

各自然現象による溢水影響としては、降水のようなプラントへの直接的な影響と、飛来物による屋外タンク等の破壊のような間接的な影響が考えられる。間接的な影響に関しては、設置位置や保有水量等を鑑み、純水タンク・ろ過水タンクを自然現象による影響を確認する対象とする。

想定される自然現象による直接的、間接的影響をそれぞれ整理し、補足第2.3.1-1表に示す。結果として、いずれの影響に対しても現状の設計にて問題がないこと、又は現状の評価で包含されることを確認した。

なお、直接的な影響に関する詳細については、地震・津波に関しては本審査資料の該当箇所にて、その他の自然現象に関しては各自然現象に関する審査にて説明する。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
1	地震	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><地震動> 地震によるタンク損傷の可能性があるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。</p>
2	津波	津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、問題ないことを確認している。詳細については本文 7～9 を参照。	<p><浸水> 設計基準津波は屋外タンクへは到達しないため、本事象からタンクの損傷はないと判断。</p>
3	降水	降水による直接的な溢水影響が考えられるが、 建屋外周に施した止水処置等 によりプラントへの影響はない（ 詳細は 10 章参照 ）。	<p><荷重（堆積荷重）> タンク上部への滞留については、タンク上部の形状から滞留の可能性はない。よって、本事象からタンクの損傷はないと判断。</p>
4	積雪	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（堆積荷重）> 建築基準法における積雪荷重（積雪高さ 170cm）に基づき設計されており、基準積雪量(167cm)よりも裕度があるため、タンクの損傷はないと判断。</p>
5	雪崩	本事象による直接的な溢水影響はない	<p><荷重（衝突）> タンク周辺に急峻な斜面が無いことから、タンクに影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
6	ひょう、あられ	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（衝突）> 竜巻の影響に包絡される。(No. 12 参照)</p>

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
7	氷嵐／雨水／みぞれ	氷嵐，雨水，みぞれの浸水による直接的な溢水影響が考えられるが， 建屋外周に施した止水処置等 によりプラントへの影響はない（詳細は 10 章参照）。	<荷重（堆積）> タンクへの雨水等着氷による影響はなく，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
8	氷晶	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（堆積）> タンクへの氷晶付着による影響はなく，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
9	霜，霜柱	本事象による直接的な溢水影響はない。	<タンクへの霜の付着，敷地での霜柱生成> タンクへの霜付着による影響はなく，霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
10	結氷板，流水，氷壁	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
11	風（台風含む）	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（風圧，衝突）> 消防法における最大瞬間風速（63m/s）に基づいた設計がされており，基準風速（40.1m/s）よりも裕度があるため，風圧によるタンクの損傷はないと判断。飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。（No. 12 参照）
12	竜巻	本事象による直接的な溢水影響はない。	<荷重（風圧，衝突）> 設計竜巻の最大風速（92m/s）に対して，側板座屈の可能性が否定できないため，タンク損傷の可能性があり，また 飛来物の衝突によっても，タンク損傷の可能性もある。しかし本損傷モードでのタンクの溢水によるプラントへの影響については，「10.1 屋外タンクの溢水による影響」の評価に包絡されるため，問題ない。詳細については，「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
13	砂嵐	本事象による直接的な溢水影響はない。	< 発電所敷地内での砂嵐の発生 > 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
14	霧，靄	本事象による直接的な溢水影響はない。	< 発電所敷地内での霧，靄（もや）の発生 > 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
15	高温	本事象による直接的な溢水影響はない。	< 内圧上昇 > 高温によるタンク保有水の膨張は考えられるが，本事象からタンクの損傷は無いと判断。（設計温度 66℃）
16	低温（凍結）	本事象による直接的な溢水影響はない。	< 内圧上昇 > タンクの設計温度は-13℃であり，低温の設計基準の-15.2℃よりも高いため，タンク保有水の凍結による膨張でタンク損傷の可能性もあるが，保有水が凍結しているため大規模な流出とならない。
17	高温水 （海水温高）	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
18	低温水 （海水温低）	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
19	極限的な圧力 （気圧高/低）	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
20	落雷	本事象による直接的な溢水影響はない。	<雷サージ及び誘導電流> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
21	高潮	高潮の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
22	波浪	波浪の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
23	風津波	風津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
24	洪水	洪水の浸水による直接的な溢水影響は考えられるが、津波以外の洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫など考えられ、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。従って、プラントへの影響は無いと判断。	<浸水> 津波以外の洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫など考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。従って、タンクの損傷は無いと判断。
25	池・河川の水位低下	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
26	河川の迂回	河川の迂回の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、洪水と同様、本事象からプラントへの影響は無いと判断。	<浸水> 洪水と同様、本事象からタンクの損傷は無いと判断。
27	干ばつ	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
28	火山	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（堆積）> 火山堆積荷重によるタンク損傷の可能性があるが、タンクの溢水によるプラントへ与える影響について問題ないことを確認している。詳細については、「10.1 屋外タンクの溢水による影響」を参照。</p>
			<p><腐食> 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響が考えられるが、腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
29	地滑り	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><荷重（衝突）> 地滑りが発生した場合の影響は、地震の影響に包絡される。(No. 1 参照)</p>
30	海水中の地滑り	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
31	地面隆起 (相対的な水位低下)	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><地盤安定性> 地盤の隆起は地震に伴う事象であり、地震の影響に包絡される。(No. 1 参照)</p>
32	土地の浸食, カルスト	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><地盤安定性> 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴うタンク周辺地面の浸食によるタンクへの影響が考えられるが、土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
33	土の伸縮	本事象による直接的な溢水影響はない。	<p><地盤安定性> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
34	海岸浸食	本事象による直接的な溢水影響はない。	本事象によるタンクへの影響はない。
35	地下水 (多量/枯渇)	地下水多量の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、 建屋外周に施した止水処置等 によりプラントへの影響はない(詳細は 10 章参照)。	<p><浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。</p>
		地下水枯渇による直接的な溢水影響はない。	<p><地下水の枯渇による地盤沈下> タンク周辺地面の変状によるタンクへの影響が考えられるが、短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
36	地下水による 浸食	地盤の不安定さによる直接的な溢水影響はない。	<p><地盤安定性> 短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>
		地下水による浸食で生じる浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、 建屋外周に施した止水処置等 によりプラントへの影響はない(詳細は 10 章参照)。	<p><浸水> 時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。</p>

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
37	森林火災	本事象による直接的な溢水影響はない。	<熱影響> 周辺は非植生で防火帯林縁からの離隔距離(最短距離 98m)がとられているため、熱影響はないと考える。万一、熱影響があった場合はタンク保有水によって吸収されるため、タンクの損傷は無いと判断。
			<ばい煙による影響> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
38	生物学的事象	本事象による直接的な溢水影響はない。	<海生生物(くらげ等)の襲来による取水口閉塞> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
			<齧歯類(ネズミ等)によるケーブル類の損傷, 電気機器接触による地絡など> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
39	静振	静振の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが、津波に包絡される。(No.2 参照)	<浸水> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
40	塩害, 塩雲	本事象による直接的な溢水影響はない。	<腐食> 塩害によるタンクの腐食が考えられるが、腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、短時間で事象が進展することはない、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。

補足第 2.3.1-1 表 自然現象による溢水影響

No	自然現象	直接的溢水影響モード	間接的溢水影響モード
41	隕石，衛星の 落下	隕石衝突による直接的な溢水影響はない。	<荷重（衝突）> 隕石の衝突 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については，有意な発生頻度とはならない。従って，本事象によるタンクの損傷は考慮しない。
		隕石落下に伴う衝撃波による直接的な溢水影響はない。	<荷重（衝撃波）> 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については，有意な発生頻度とはならない。従って，本事象によるタンクの損傷は考慮しない。
		隕石の発電所近海への落下に伴う津波の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが，プラントへ影響が及ぶ規模の隕石等の落下は，有意な発生頻度とはならない。従って，本事象によるプラントへの影響は考慮しない。	<浸水> 隕石の発電所近海への落下に伴う津波 タンクへ影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については，有意な発生頻度とはならない。従って，本事象によるタンクの損傷は考慮しない。
42	太陽フレア， 磁気嵐	本事象による直接的な溢水影響はない。	<太陽フレアの地磁気誘導電流> 本事象からタンクの損傷は無いと判断。
43	土石流	本事象による直接的な溢水影響はない。	<発電所敷地内への土石流の到達> 敷地内に溪流がなく，土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内へ到達することはない。従って，本事象からタンクの損傷は無いと判断。
44	泥湧出	泥湧出の浸水による直接的な溢水影響が考えられるが，建屋外周に施した止水処置等によりプラントへの影響はない（詳細は10章参照）。	<浸水> 本事象からタンクの影響は無いと判断。

現場操作の実施可能性について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、溢水発生後の現場操作が必要な場合における実施可能性について以下に示す。

6.1 溢水発生後の必要な現場操作

溢水影響評価上期待している、溢水発生後に必要となる現場操作としては、溢水の影響拡大防止のための現場操作と、安全機能の発揮のために必要となる現場操作が考えられる。具体的な現場操作としては以下が考えられる。

(ア) 溢水の影響拡大防止のための現場操作

→想定破損発生時の現場での隔離操作

(イ) 安全機能の発揮のために必要となる現場操作

→残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却実施のための現場操作

(ア) の現場操作に関しては、想定破損による溢水が発生した場合に必要な、溢水の検知・現場移動・溢水源の特定・隔離操作の一連の作業が対象となる。なお、原子炉冷却材浄化系、及び主蒸気トンネル室での給復水系に関しては、各種インターロック等により自動的に検知及び隔離が可能であり、現場操作が不要なため、今回の考慮の対象外とする。(詳細は 5.1.2(2) 参照)

(イ) の現場操作に関しては、溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系により使用済燃料プールの給水・冷却機能を維持する必要があるが、その際に現場での手動弁の操作が必要となる。

なお、現場操作としては火災発生時の消火活動も考えられるが、溢水の影響拡大防止のための現場操作にあたらないため、今回の考慮の対象外とする(詳細については、設置許可基準規則第八条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照)。また、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水に関しても、隔離による漏えい停止には評価上期待していないため、今回の考慮の対象外とする。

6.2 現場操作に係わる体制の整備

溢水が発生した場合の対応については、溢水発生時のプラントの安全性確保を目的に、保安規定に基づき溢水の拡大防止・排水処理・放射線管理等に関するマ

マニュアルを制定し、このマニュアルに沿って各種対応を実施する。現場操作を実施する際の体制に関しても、このマニュアルにて要員等を規定し、必要な人員を常時確保する。具体的には中央制御室及び現場それぞれにおいて、常時2名以上の対応要員を確保することとする。

なお本事項は後段規制での対応が必要となる事項である。(別添2参照)

6.3 現場操作の実施可能性

6.3.1 (ア) 想定破損発生時の現場での隔離操作

想定破損発生時の現場での隔離操作については、破損を想定する系統や破損箇所等を特定せず、一般的に溢水を検知する手段として床漏えい検出器等を想定し、これらにより溢水を検知し、手動による隔離操作を行う際の隔離時間を設定している。具体的な作業及び所要時間を以下に示す。

①溢水発生から検知	10分
②現場確認のための移動	20分
③漏えい箇所特定	30分
④隔離操作(弁の特定及び閉操作)	20分
合計	80分

以上の隔離時間を基本として想定破損時の溢水量を算出している。以下、各作業の実施可能性について示す。

6.3.1.1 ①溢水発生から検知

発生した溢水を検知するまでの時間は各検知方法により様々であるが、一般的な溢水検知手段での検知に要する時間を設定する。具体的な検知手段としては、床漏えい検出器及びドレンサンプの異常警報を想定する。

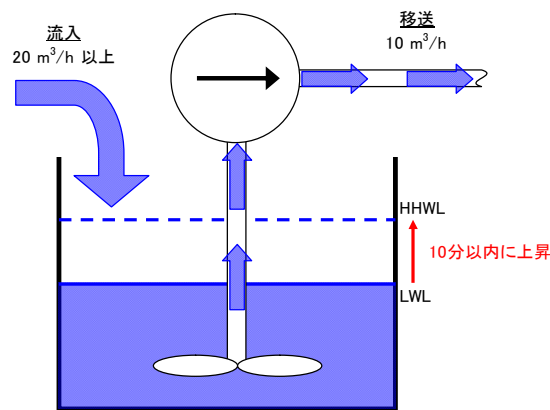
床漏えい検出器は、検出器が設置されている区画の床面又は側溝からの水位が一定以上になると即座に警報を発生させることから、当該区画及びその周辺から当該区画へ流入するような溢水に対し、10分以内での早期の検知が可能であると考えられる。

床漏えい検出器が設置されていないような区画においても、床ドレンファンネルから各サンプに排水され、サンプへの流入量が異常な場合は、サンプの各種異常警報が発生し、溢水の検知が可能である。サンプの初期水位を保守的に水位低レベルとし、サンプポンプによるサンプ外への移送を考慮しても、20m³/h程度以

上の流入により 10 分以内でサンプル液位高高の警報が発生する（補足第 6.3.1.1-1 図参照）。第 5.1.4-1, 2 表にて算出している溢水源からの流出流量はこれよりも大きいため、10 分以内での検知が可能と考えられる。なお、非放射性ドレン移送系からの溢水については流出流量が 20m³/h を下回り、警報の発生が遅れることが予想されるが、当該系統への補給水や他系統からの流入等もなく、最終的な溢水量は系統の全保有水量を想定して設計するため、隔離時間を考慮する必要は無い。

以上より、溢水発生から検知までの時間として、10 分の設定は保守的であると考えられる。

なお、床漏えい検出器及び床ドレンファンネルのいずれにも期待できないような区画における漏えいの検知性については、補足説明資料 22 にて別途説明する。



補足第 6.3.1.1-1 図 サンプル液位高高警報発生時の状況

6.3.1.2 ②現場確認のための移動

現場への移動については、移動速度を 4km/h、中央制御室から現場までの距離を 1km と想定し、そこに着替え時間として 5 分を加え、合計 20 分と設定している。なお、移動範囲が浸水している場合は移動速度に影響を与える可能性が考えられることから、その影響も考慮する。

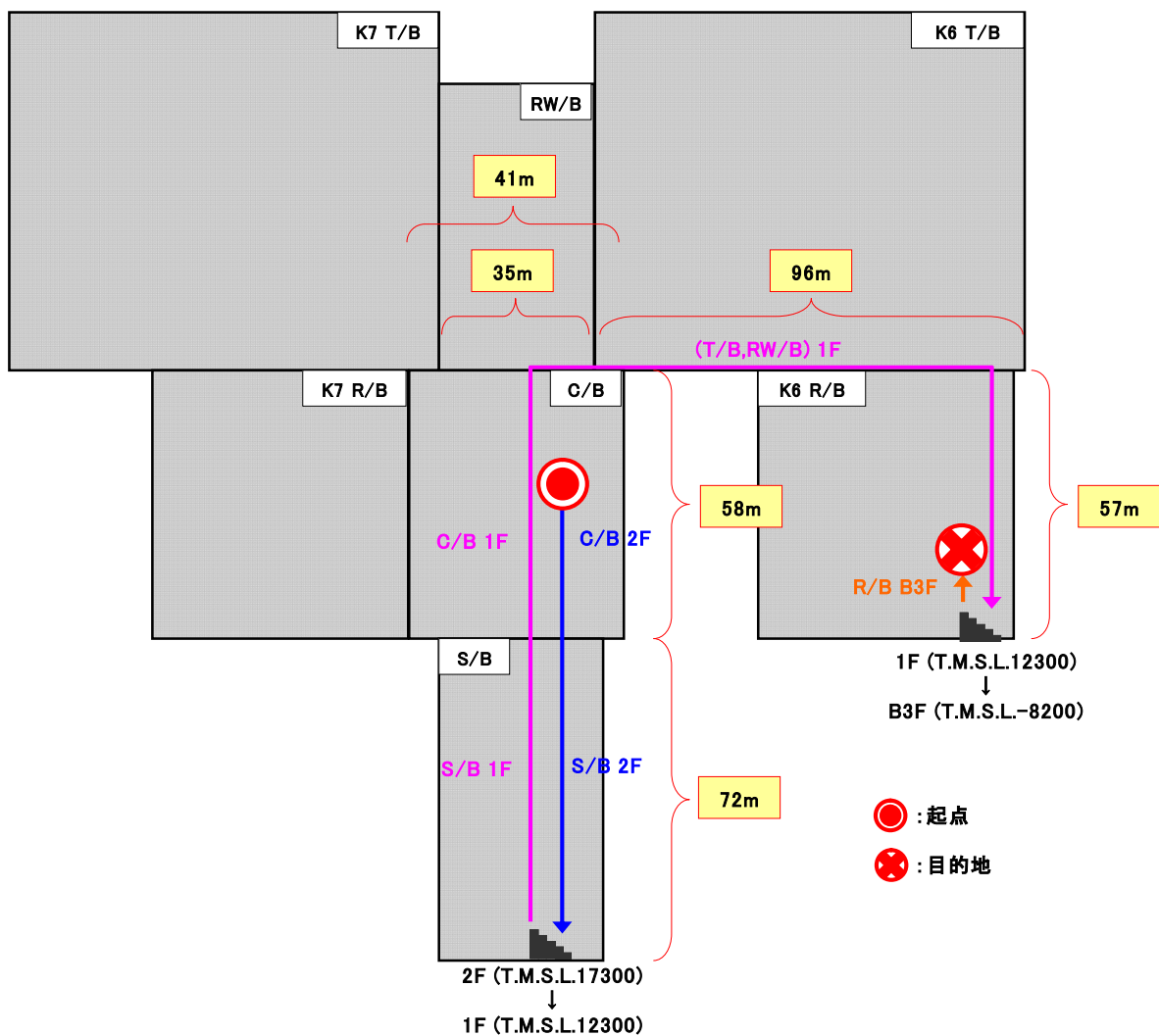
(1) 移動距離

中央制御室を起点とし、管理区域の溢水防護区画内で最も遠い箇所として 6 号炉の原子炉建屋地下 3 階を想定すると、この際の移動距離は補足第 6.3.1.2-1 図より

$$58/2 + 72 + 72 + 58 + 35/2 + 96 + 57 + (17.3 - (-8.2))^* \\ = 424 \text{ m}$$

※2F(T. M. S. L. 17300)から B3F(T. M. S. L. -8200)までの移動程度であり、移動距離 1km の想定は十分保守的であると考えられる。

また、移動範囲が浸水している場合は移動速度の低下が考えられるが（補足第 6.3.1.2-1 表）、最も遠い箇所として選定した上記例の全移動範囲が保守的に 0.3m 程度浸水していると想定しても、その所要時間は約 13 分（ $424 \text{ [m]} / 34.8 \text{ [m/分]} \approx 12.2 \text{ [分]}$ ）であり、現在の移動時間の設定は十分保守的であると考えられる。



補足第 6. 3. 1. 2-1 図 中操からの移動距離

補足第 6. 3. 1. 2-1 表 水位と歩行速度の関係

水位 (m)	0.1	0.2	0.3	0.4
歩行速度 (m/分)*	51.6	43.2	34.8	25.8

※浸水した場合の歩行速度 $V=V_0 \times (1-h/70)$

V_0 : 浸水がない場合の歩行速度 60 (m/分)

h : 水位 (cm)

$1-h/70$: 歩行速度の割引率

(歩行速度の導出式は、「地下空間における浸水対策ガイドライン」(2002年 国土交通省) より引用)

(2) 環境条件

➤ 水位：

アクセス性を確保するため、アクセスルート上に溢水による滞留があった場合は、開口部からの排水等により原則として堰高さ以下の水位に維持する設計とする。また床漏えい検出器や各サンプの異常警報により、溢水の発生箇所を推定し、比較的安全なルートを選択することが可能な設計とする。

溢水発生が原子炉建屋の管理区域であった場合、現場までのルートとしては、通路及び階段室を通り、必要に応じて個々の区画へアクセスすることとなるが、通路はハッチ等の開口から排水し、滞留水位を堰高さ程度に抑えることで、アクセス性を損なわない設計とする。また個々の区画にアクセスする際は、扉からの流出状況等、事前に現場状況を認識できることから、区画内での状況を想定した対応が可能である。

原子炉建屋の非管理区域の場合は、アクセスルート上に非管理区域の最地下階（原子炉建屋地下1階南北通路：R-B1-4, R-B1-16）が存在するが、発生したサンプの警報等から南北いずれの区画で溢水が発生しているかについて確認し、反対側の区画からアクセスすることとする。

コントロール建屋、海水熱交換器区域での溢水の場合においても、各建屋の最地下階を経由せずに各区画へアクセスできるルートを確認することで、アクセス性を損なわない設計とする。

➤ 温度：

各溢水源の中で、高温の流体を内包する溢水源について、補足第6.3.1.2-1表に整理する。溢水発生時に現場の温度を上昇させるような高温の溢水源としては、原子炉冷却材浄化系、給復水系、所内蒸気系が考えられるが、原子炉冷却材浄化系及び給復水系は、現場操作等の運転員による隔離操作に期待せずとも、漏えいを検知・隔離するインターロックが作動し、自動的に隔離する（詳細は5.1.2(2)参照）。また所内蒸気系についても原子炉建屋の外で常時隔離し、原子炉建屋内での溢水の発生を防止する。

以上より、現場の環境温度が、隔離操作に伴う現場へのアクセス性を損なわない設計とする。

➤ 線量：

各溢水源の内包する流体の放射能物質の有無について、補足第6.3.1.2-1表に整理する。放射性物質を内包する溢水源の中で、漏えい時に環境線量率が最も厳しくなる系統は原子炉冷却材浄化系であるが、本系統は現場での隔離操作に期待しないため、線量の上昇による影響はな

い。現場操作に期待する溢水源の中で、漏えい時に環境線量が厳しくなる溢水源としては、サプレッションプール水又は使用済燃料プール水が考えられるが、本溢水源の内包する放射能濃度は $10^6\sim 10^7\text{Bq/m}^3$ 程度のため、保守的な想定での被ばく線量評価^{*}をしても、 10^{-1}mSv 程度となり、緊急時の被ばく線量の制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられる。

以上より、隔離操作に伴う現場へのアクセス性に対し、現場の環境線量が影響を与えることはない。

※サブマージョンモデル（半球状の空間に放射性物質が一様に分布している場合の、半球底部中心点における線量率の算出方法）を用いた評価を実施。放射性物質の分布形状等で保守性を考慮。本稿別紙Ⅰ（補足6-35～）にて詳細について記載。

➤ 化学薬品：

各溢水源の中で、アクセスルートに影響を与える可能性があり、かつ、薬品等を含むことで化学的な特性をもち、人体に影響を与える可能性のあるものとして以下が抽出される。

ほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）
防錆剤

ほう酸水注入系はほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）を内包するが、当該溶液はほう酸水タンク内に貯留されており、その周囲にはタンク内の全容量分を滞留可能な堰が設置されている。これにより、万が一ほう酸水溶液が漏えいした場合にもその影響範囲を堰内に制限できる。

原子炉補機冷却系のような閉ループとなっている系統は防錆剤が注入されているが、濃度は十分に低く、また、防護服等も配備することで安全性を向上し、現場へのアクセス性を損なわない設計とする。

なお、HCW中和装置には苛性ソーダ及び硫酸が存在するが、いずれも廃棄物処理建屋管理区域に設置されており、隔離操作に伴うアクセスにおいて、これらが影響を及ぼすことはない。

また、現在想定している溢水源中の薬品の他に、個別の容器等の形で保管されている薬品も存在するが、アクセスルートに影響のある場所に保管されているものはごく少量であり、また、防護服等も配備することで安全性を向上し、現場へのアクセス性を損なわない設計とする。

以上より、化学薬品の影響により隔離操作に伴う現場へのアクセス性を損なわない設計とする。

▶照明：

作業用照明は共通用電源若しくは非常用電源等より受電し、現場各所に設置することで、現場へのアクセス性を損なわない設計とする。また、溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備することで、場所を問わず対応可能となる。

以上より、照明による影響により隔離操作に伴う現場へのアクセス性が損なわれない設計とする。

▶感電：

溢水範囲内に電気設備があると、感電による影響が懸念されるが、現実的には、電気設備が溢水の影響を受けた場合は短絡が発生し、保護回路がそれを検知しトリップすることで、当該電気設備への給電は遮断される。従って感電による影響はないと考えられる。

また運用面においても、ゴム長靴等の防護具の配備や、溢水の発生が想定される場合の電源停止手順等を規定類に定めることで、感電による影響を防止する。

▶漂流物：

屋内に設置された棚やラック等の設備に対し、溢水が発生した場合においても漂流物とならないよう、固縛処置を実施する。

以上より、漂流物による影響により隔離操作に伴う現場へのアクセス性が損なわれない設計とする。



補足第 6.3.1.2-2 図 固縛処置例【6号炉原子炉建屋 工具棚】

補足第 6.3.1.2-1 表 溢水源の特性について

	分類		温度 (95℃以上)	放射性 物質	化学薬品	敷設建屋／区域		
	高	低				原子炉建屋	海水熱交換器 区域	コントロール 建屋
制御棒駆動水压系	○ ^{※3}			○		○	—	—
ほう酸水注入系		○ ^{※4}			○	○	—	—
残留熱除去系		○ ^{※4}		○		○	—	—
高压炉心注水系		○ ^{※4}		○		○	—	—
原子炉隔離時冷却系		○ ^{※4}		○		○	—	—
原子炉隔離時冷却系（駆動蒸気系）	○		○	○		○	—	—
高压代替注水系 ^{※1}		○		○		○	—	—
高压代替注水系（駆動蒸気系） ^{※1}	○		○	○		○	—	—
原子炉冷却材浄化系	○		○	○		○	—	—
燃料プール冷却浄化系		○		○		○	—	—
サブプレッションプール浄化系		○		○		○	—	—
放射性ドレン移送系		○		○		○	—	○
復水及び給水系	○		○	○		○	—	—
給水加熱器ドレン系	○		○	○		—	—	—
循環水系 ^{※2}		○				—	—	—
純水補給水系		○				○	○	○
復水補給水系		○		○		○	—	—
原子炉補機冷却水系		○			○	○	○	○
タービン補機冷却水系		○			○	—	○	○
換気空調補機常用冷却水系		○			○	○	○	○
換気空調補機非常用冷却水系		○			○	○	—	○

補足第 6.3.1.2-1 表 溢水源の特性について

	分類		温度 (95℃以上)	放射性 物質	化学薬品	敷設建屋／区域		
	高	低				原子炉建屋	海水熱交換器 区域	コントロール 建屋
原子炉補機冷却海水系		○				—	○	—
タービン補機冷却海水系		○				—	○	—
所内蒸気戻り系		○				—	○	—
所内温水系		○			○	○	○	—
雑用水系		○				—	○	○
消火系		○				○	○	○
非放射性ドレン移送系		○				○	○	○
飲料水系		○				—	—	○
所内蒸気系	○		○			— ^{※5}	—	—

※1：各種特性は原子炉隔離時冷却系と同等とする

※2：循環水系は復水器設置エリア及び循環水ポンプ設置エリアでの溢水を想定

※3：内部流体が高圧なため高エネルギーに分類されるが、内部流体の温度は95℃よりも低い

※4：高エネルギー配管として運転している時間の割合が、当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さいため、低エネルギー配管として扱う（添付資料 2.1 参照）

※5：上流側にて隔離することで溢水源として想定しない（添付資料 2.2 参照）

6.3.1.3 ③漏えい箇所特定

発生する各種警報やパラメータの変動、現場調査によって得られる情報から、漏えいが発生した系統や箇所を特定する。具体的には、発生した警報からその警報発生時手順書に従い各種パラメータを確認し、異常状態の把握にむけて中央操作室での確認作業を実施する。同時に、発生した警報から異常の発生している建屋・区域を絞り、現場調査を開始し、これらの情報を総合して漏えい系統や箇所の特定を進めていく。

なお、漏えい系統・箇所の特定にあたっては、“漏えい建屋・区域”及び“漏えい系統”程度の特定ができれば、大きなバウンダリでの隔離は可能と考えられ、溢水量の算出においてはこのような状況も想定し、隔離後の流出量を系統の全保有水量と設定していることから、隔離時間の想定、及び隔離後の流出量の双方において保守的な評価となっている。

(1) 漏えい建屋・区域の特定

床漏えい検出器による警報が発生した場合は、どの区画での漏えいか判断が可能のため、建屋・区域の特定は比較的容易である。ドレンサンプによる警報の場合にも、基本的に各建屋・区域毎にサンプが設置されており、どの建屋・区域で漏えいが発生しているかは判断が可能と考えられる。コントロール建屋については、ドレンの排水先サンプが廃棄物処理建屋になるが、当該サンプに流入する可能性のある建屋・区域としてはコントロール建屋及び廃棄物処理建屋の非管理区域等に限られるため、現場の確認とあわせて建屋・区域の特定は可能と考えられる。

(2) 漏えい系統・箇所の特定

漏えいの発生を認知した後、いずれの系統・箇所からの漏えいかを更に特定していく。(1)の漏えい建屋・区域の特定が出来ると、各建屋・区域に敷設されている系統と比較することで、漏えいしている系統の大枠での絞り込みが可能と考えられる。さらに床漏えいやサンプの警報の他にも、各系統での漏えいを示唆するような警報が発生している場合は、内部溢水対応マニュアルや警報発生時手順書等を参考に各種パラメータを確認し、それらの情報も加えて漏えい系統の絞り込みを進めることが可能である。各系統と、その系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動等の関連について、一例を補足第6.3.1.3-1表にまとめる。

更に中央操作室での警報、パラメータ等の確認に加え、現場移動後の現場操作員からの情報にも期待できる。現場状況の直接的な確認により、中央制御室からは得られない情報を補完し、漏えい系統・箇所の特定を進めていくことが可能となる。

なお、上記のような方法に加え、漏えいしている各建屋・区域の全域を調査することによっても漏えい系統・箇所の特定は可能である。その場合の所要時間としては、コントロール建屋からの距離が遠く、かつ調査範囲も広い原子炉建屋管理区域の南北各サンプの対象範囲を想定した場合でも、移動距離は1km程度であり、漏えい箇所を調査しながらの移動であることや浸水による移動速度の低下を考慮しても30分^{*}で実施可能であると考えられる。

※保守的に上記移動距離1kmの全域が0.3m程度浸水していたと想定しても
 $1000 \text{ [m]} / 34.8 \text{ [m/分]} \approx 28.8 \text{ [分]} < 30 \text{ [分]}$

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
制御棒駆動水圧系	<ul style="list-style-type: none"> ・ CRD 充てん水圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ R/B LCW サンプ液位高 ・ R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん水圧力
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・ SLC タンク液位低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ SLC タンク液位低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ SLC タンク液位
残留熱除去系	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR 吸込圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 床漏えい R/B B3F RHR ポンプ(A)室 	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR 吸込圧力 ・ S/C 水位
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> ・ HPCF ポンプ出口管圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 床漏えい R/B B3F HPCF ポンプ(C)室 	<ul style="list-style-type: none"> ・ HPCF ポンプ出口管圧力 ・ CSP 水位
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC ポンプ吸込圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ D/W 圧力高・高高 ・ 床漏えい R/B B3F RCIC ポンプ室 ・ 火災報知器 	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC ポンプ吸込圧力 ・ CSP 水位

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
高圧代替注水系	<ul style="list-style-type: none"> • HPAC ポンプ吸込圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 圧力高・高高 • 火災報知器 	<ul style="list-style-type: none"> • HPAC ポンプ吸込圧力 • CSP 水位
原子炉冷却材浄化系	<ul style="list-style-type: none"> • CUW 差流量大 	<ul style="list-style-type: none"> • R/B LCW サンプル液位高 • R/B HCW サンプル液位高 • 火災報知器 	<ul style="list-style-type: none"> • CUW 差流 • CUW 出口流量 • CUW 入口流量 • CUW ブローダウン流量
燃料プール冷却浄化系	<ul style="list-style-type: none"> • FPC ポンプ吸込圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • R/B LCW サンプル液位高 • R/B HCW サンプル液位高 • 火災報知器 	<ul style="list-style-type: none"> • FPC ポンプ吸込圧力 • スキマサージタンク水位 • 使用済み燃料プール水位
サプレッションプール浄化系	<ul style="list-style-type: none"> • SPCU ポンプ吸込圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> • R/B LCW サンプル液位高 • R/B HCW サンプル液位高 	<ul style="list-style-type: none"> • S/C 水位
放射性ドレン移送系	-	<ul style="list-style-type: none"> • R/B LCW サンプル液位高 • R/B HCW サンプル液位高 	-

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
純水補給水系	<ul style="list-style-type: none"> ・純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ R/B LCW サンプ液位高 ・ R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> ・純水移送ポンプ吐出圧力 ・純水タンク水位
復水補給水系	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ R/B LCW サンプ液位高 ・ R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・ CSP 水位
原子炉補機冷却水系	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCW サージタンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ R/B LCW サンプ液位高 ・ R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCW サージタンク水位
タービン補機冷却水系	<ul style="list-style-type: none"> ・ TCW サージタンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ Hx/A NSD サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> ・ TCW サージタンク水位
換気空調補機常用冷却水系	<ul style="list-style-type: none"> ・ TCW サージタンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> ・ D/W LCW サンプ液位高 ・ D/W HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> ・ HNCW ヘッド間差圧 ・ TCW サージタンク水位 ・ 供給室温度

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
換気空調補機非常用冷却水系	<ul style="list-style-type: none"> RCW サージタンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> R/B LCW サンプ液位高 R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> RCW サージタンク水位 供給室温度
原子炉補機冷却海水系	<ul style="list-style-type: none"> RSW ポンプ吐出圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> Hx/A NSD サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> RSW ポンプ吐出圧力
タービン補機冷却海水系	<ul style="list-style-type: none"> TSW ポンプ吐出ヘッド圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> Hx/A NSD サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> TSW ポンプ吐出ヘッド圧力
所内蒸気戻り系	-	<ul style="list-style-type: none"> Hx/A NSD サンプ液位高 	-
所内温水系	<ul style="list-style-type: none"> HWH 供給圧力低 TCW サージタンク水位低 	<ul style="list-style-type: none"> R/B LCW サンプ液位高 R/B HCW サンプ液位高 	<ul style="list-style-type: none"> TCW サージタンク水位 供給室温度

補足第 6.3.1.3-1 表 系統から漏えいが発生した場合に発生する可能性のある警報及びパラメータの変動について（一例）

漏えい系統	系統の特定につながる警報	箇所の特定につながる警報	変動する可能性のあるパラメータ等
雑用水系	-	・ Hx/A NSD サンプ液位高	-
消火系	・ M/D 消火ポンプ起動	・ R/B LCW サンプ液位高 ・ R/B HCW サンプ液位高	・ 消火栓ランプ
非放射性ドレン移送系	-	・ R/B LCW サンプ液位高 ・ R/B HCW サンプ液位高	-
飲料水系	-	・ RW/B NSD サンプ液位高	-

6.3.1.4 ④隔離操作（弁の特定及び隔離操作）

漏えい箇所特定後に、当該漏えいを隔離するための隔離操作に要する時間として、弁の特定に10分、弁の隔離操作に10分（5分／弁）と想定している。弁の特定に関しては、漏えい箇所が特定できればその隔離に必要な隔離弁の特定は配管計装線図等の図面により容易に判断できる。また弁の隔離操作に関しては、最も大きな電動弁である循環水系のバタフライ弁や、手動での閉止操作を考慮し、保守的に5分／弁と設定する。

なお、破断形状や漏えいしている流体の性質によっては、必ずしも最小のバウンダリにて隔離が可能ではない場合も考えられるが、溢水量の算出においては隔離後の系統内の残水の漏えいが継続する可能性も考慮し、保守的に系統の全保有水量を加算しているため、大きなバウンダリでの隔離に対しても保守的な評価となっている。

6.3.2 (イ) 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作

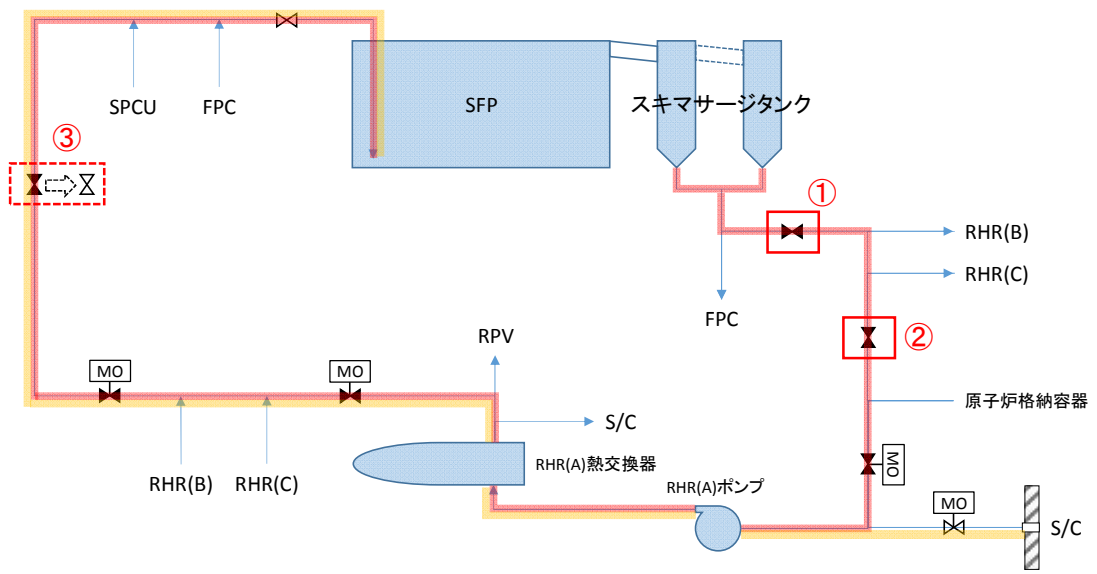
溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系により使用済燃料プールの給水・冷却機能を維持する必要があるが、その際に現場での手動弁の操作が必要となる（補足第 6.3.2-1 図，補足第 6.3.2-1 表参照）。この時、現場へのアクセス性に関しては、漏えいした溢水の影響に加え、使用済燃料プールの水位低下や温度上昇による影響も考慮が必要となる。

なお 7 号炉に関しては、残留熱除去系から燃料プール冷却浄化系への戻りライン上の手動弁（補足第 6.3.2-1 図 ③参照）が逆流防止の観点から常時閉となっているが、その上流側に設置されている逆止弁により代替可能なため、常時開とする運用に変更する。これによりサプレッションプール水の使用済燃料プールへの給水は現場操作が不要となる（6 号炉は同様の系統構成で従来から常時開となっており、現場操作は不要）。従って、地震によるスロッシング等により一時的に使用済燃料プールの水位が低下した場合においても、中央制御室からの操作により水位回復が可能であることから、以下においては使用済燃料プールの冷却のための現場操作について述べることとする。

また、燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失するケースとしては、想定破損や消火活動に伴う溢水の場合と、地震に伴う溢水の場合が考えられ、前者では使用済燃料プールの初期水位は通常水位であり、かつ現場へのアクセス性も 6.3.1 で説明したとおり問題ないと考えられる。一方で後者では地震によるスロッシングにて初期水位は低下しており、前者に比べてより厳しい状況となっている。よって以下では地震に伴う溢水時における現場操作性について示す。

なお本事項は後段規制での対応が必要となる事項である。（別添 2 参照）

残留熱除去系での冷却・給水
赤枠: 現場操作が必要な手動弁



補足第 6. 3. 2-1 図 残留熱除去系による使用済燃料プール冷却・給水ライン

補足第 6. 3. 2-1 表 現場操作が必要な手動弁

号炉	現場操作手動弁		
	①	②	③
6 号炉	G41-F020 [R-2F-1]	E11-F016A [R-B-15a]	- (常時開)
		E11-F016B [R-B-15b]	
		E11-F016C [R-B-14]	
7 号炉	G41-F030 [R-2F-1]	E11-F016A [R-1F-1]	- (常時開) ※
		E11-F016B [R-1F-8]	
		E11-F016C [R-1F-9]	

※常時開運用に変更

6.3.2.1 使用済燃料プールの想定及び温度上昇に対する時間余裕について

使用済燃料プールの想定する状態としては、有効性評価等で想定した状態と同様とし、“プラント運転開始直後”及び“燃料ラックに運転中最大数の燃料が保管”という状態を想定する。ここで地震に伴うスロッシングによる溢水量

6号炉：690 m³

7号炉：710 m³

を使用済燃料プールの初期保有水量から差し引き、65℃及び100℃到達までの時間余裕を以下にまとめる。なお、初期水温は40℃を想定する。

号炉	65℃到達時間(h)	100℃到達時間(h)
6号炉	14	35
7号炉	14	34

これより本現場操作は、6.3.1の想定破損発生時の現場での隔離操作に比べて大きな時間余裕があり、地震発生後の過酷な状況を想定しても十分に実施可能であると考えられる。また、中央制御室からの遠隔操作でのサプレッションプール水の給水により、使用済燃料プールの水位を回復出来ることから、この時間余裕はさらに大きくなる。

6.3.2.2 現場へのアクセス性について

残留熱除去系による使用済燃料プールの冷却を実施するために必要となる現場操作の実施場所への中央制御室からのアクセスルートについて、考えられるパターンを補足第6.3.2.2-1, 2図に示す。

- ① 中央制御室→C/B 非管理(B1F)→2m ギャップ→R/B 非管理(B1F)→R/B 非管理(4F)→R/B 管理(4F)→R/B 管理(1F 及び 2F)
- ② 中央制御室→S/B(2F)→S/B(1F)→C/B 管理(1F)→2m ギャップ→R/B 管理(1F)→R/B 管理(2F)
- ③ 中央制御室→C/B 非管理(B1F)→2m ギャップ→T/B 管理(B1F)→T/B 管理(1F)→2m ギャップ→R/B 管理(1F)→R/B 管理(2F)

上記のアクセスルートに対し、溢水による各種環境条件を以下で整理し、各ルートの成立性を確認する。複数の代替ルートを想定しておくことで、何らかの要因によりいずれかのルートによるアクセスが困難な場合においても、その他のルートによりアクセス可能であれば、目的は達成できる。

(1) 環境条件

➤ 水位：

①～③のアクセスルート上において、地震時に溢水が発生する区画も存在するが、いずれも建屋最地下階のような最終的な溢水の滞留区画ではなく、また、ハッチ等開口より排水することで、6.3.2.1で示したような時間スケールにおいてはアクセス性に影響がない設計とする。

➤ 温度：

二次格納施設内において、各溢水源の中で高温の流体を内包し、かつ基準地震動発生時に溢水する可能性のある系統としては、原子炉冷却材浄化系が該当する。原子炉冷却材浄化系から溢水した場合は、高温・高圧の一次冷却水が二次格納施設内に漏えいするが、漏えいを検知・隔離するインターロックが作動し自動的に隔離されるため、漏えいは限定的である。また非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、長時間に渡りアクセス困難な高温状態が継続することは考えにくい。

タービン建屋においても高温・高圧の溢水源は存在するが、プラントの停止により原子炉からの主蒸気の供給は止まり、漏えい蒸気量は限定化される。一度に大量の蒸気が発生した場合は、設置されたブローアウトパネルが開することでほぼ大気圧程度に圧力の上昇が抑えられ、環境条件が一定以上に悪化することはないと見られ、放熱等によりいずれアクセス可能な環境温度まで復帰すると考えられる。

➤ 線量：

地震時に放射性物質を内包する溢水の発生する区画も存在するが、十分な時間経過後には最終滞留区画まで排水されることから、漏えいした溢水による線量の影響はほとんどないと考えられる。また原子炉冷却材浄化系は高温・高圧のため溢水により蒸気が発生するが、自動で検知・隔離が達成されることから、漏えいは限定的である。さらに非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、線源となる蒸気が長時間に渡り空間部に充満することは考えにくい。なお、保守的な想定での評価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度となり、緊急時の被ばく線量の制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられる。

一方、地震に伴うスロッシングにより使用済燃料プールの水位が低下し、水による遮へい効果が低下することで、原子炉建屋オペフロの線量が上昇することが想定される。しかし、現場操作の実施前に、中央制御室からの操作によりサブプレッションプール水を給水し使用済燃料プールの水位の回復が可能のため、遮へい効果に期待でき、線量による影響を低減できる。また、使用済燃料プール水位低下時の中央制御室での水

位回復操作に関しても、中央制御室の遮へい構造により線量による影響は十分小さく抑えられる。

さらにサプレッションプール水の給水による水位回復を考慮しない場合においても、現実的には一度溢水したスロッシング水も再度使用済燃料プールへ戻ることが考えられるため、これを考慮することで遮蔽効果の低下を抑えられ、線量による影響を低減できる（本稿別紙Ⅱ（補足6-36～）にて詳細について記載）。

➤ 化学薬品：

薬品等を含む溢水源の中で、地震時に溢水し、かつ、①～③のアクセスルートに影響を与える可能性のあるものとしては、防錆材を含む閉ループ系統及び個別の容器に保管の薬品が考えられるが、いずれも6.3.1.2(2)での記載と同様の設計とすることで、アクセス性に影響がない設計とする。

➤ 照明：

地震や溢水の影響により作業用照明が機能喪失した場合であっても、その可能性を考慮し、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備することで、場所を問わず対応可能とし、アクセス性に影響がない設計とする。

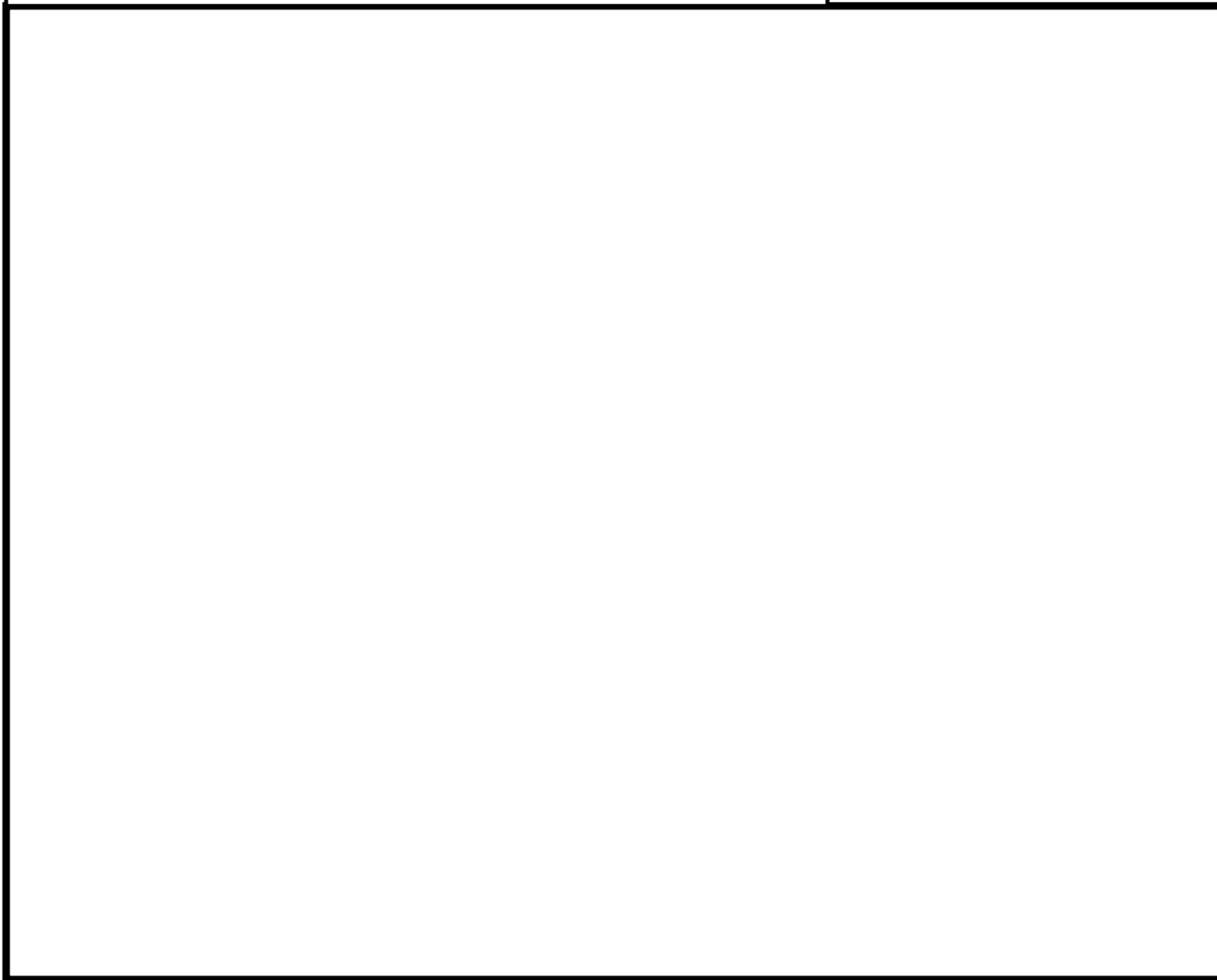
➤ 感電：

6.3.1.2における議論と同様、電気設備が溢水の影響を受けると短絡が発生し、保護回路が動作することで当該電気設備への給電が遮断されることから、感電の影響はなくなる。さらに、防護具の配備や電源停止に関連する対応手順を規定類に定めることで、運用面からも感電による影響を防止する。

➤ 漂流物：

屋内に設置された棚やラック等の設備に対し、固縛処置を実施することで、溢水が発生した場合においても漂流物とならない設計とする。万が一、地震の影響により固縛が外れたとしても、アクセスルートに影響のある設備は全て通路部に存在することから、迂回等が可能であり影響はない。

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



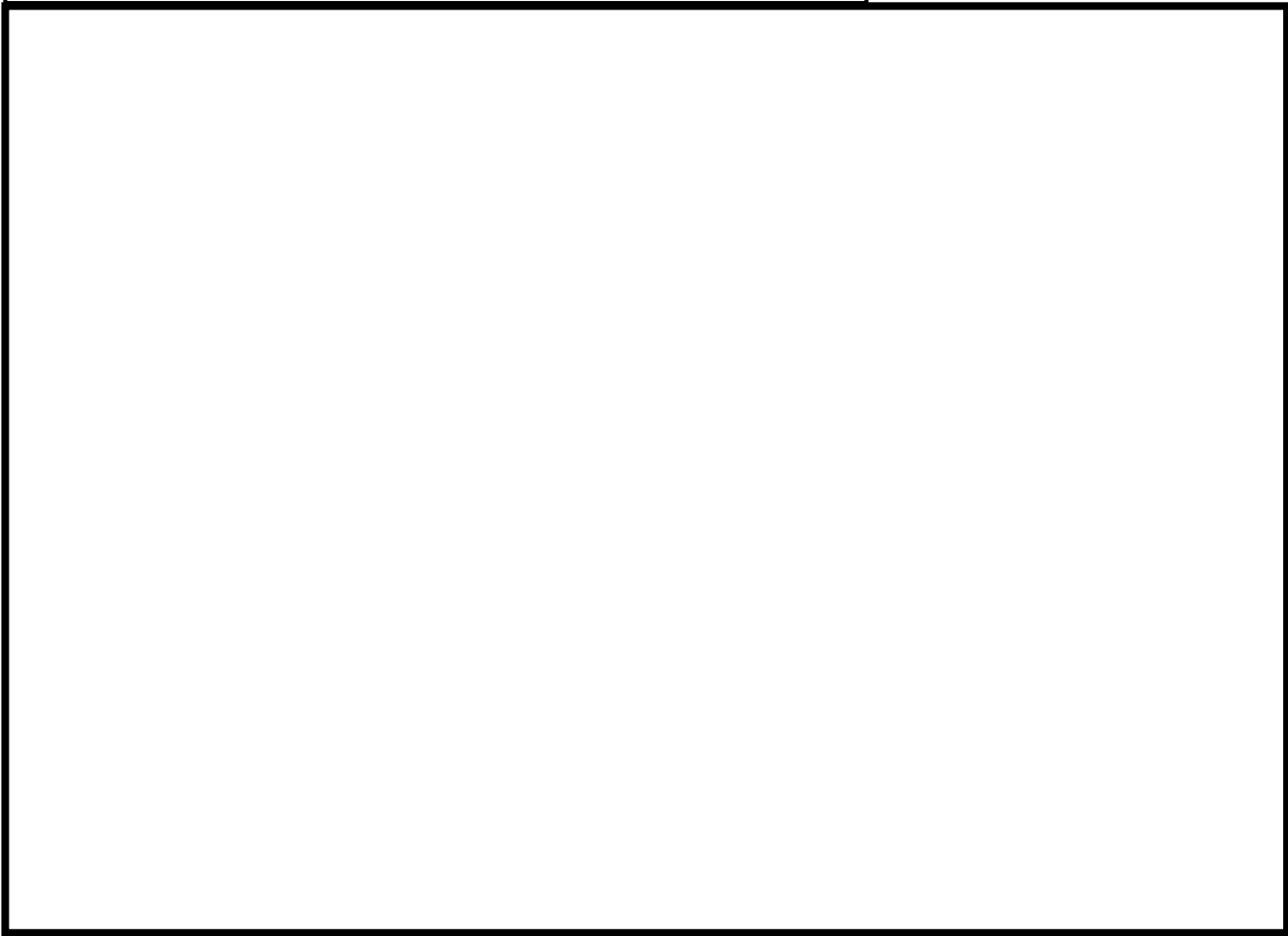
補足第 6.3.2.2-1 図 6 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (1/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

9 条-別添 1-補足 6-25

補足第 6.3.2.2-1 図 6 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (2/4)

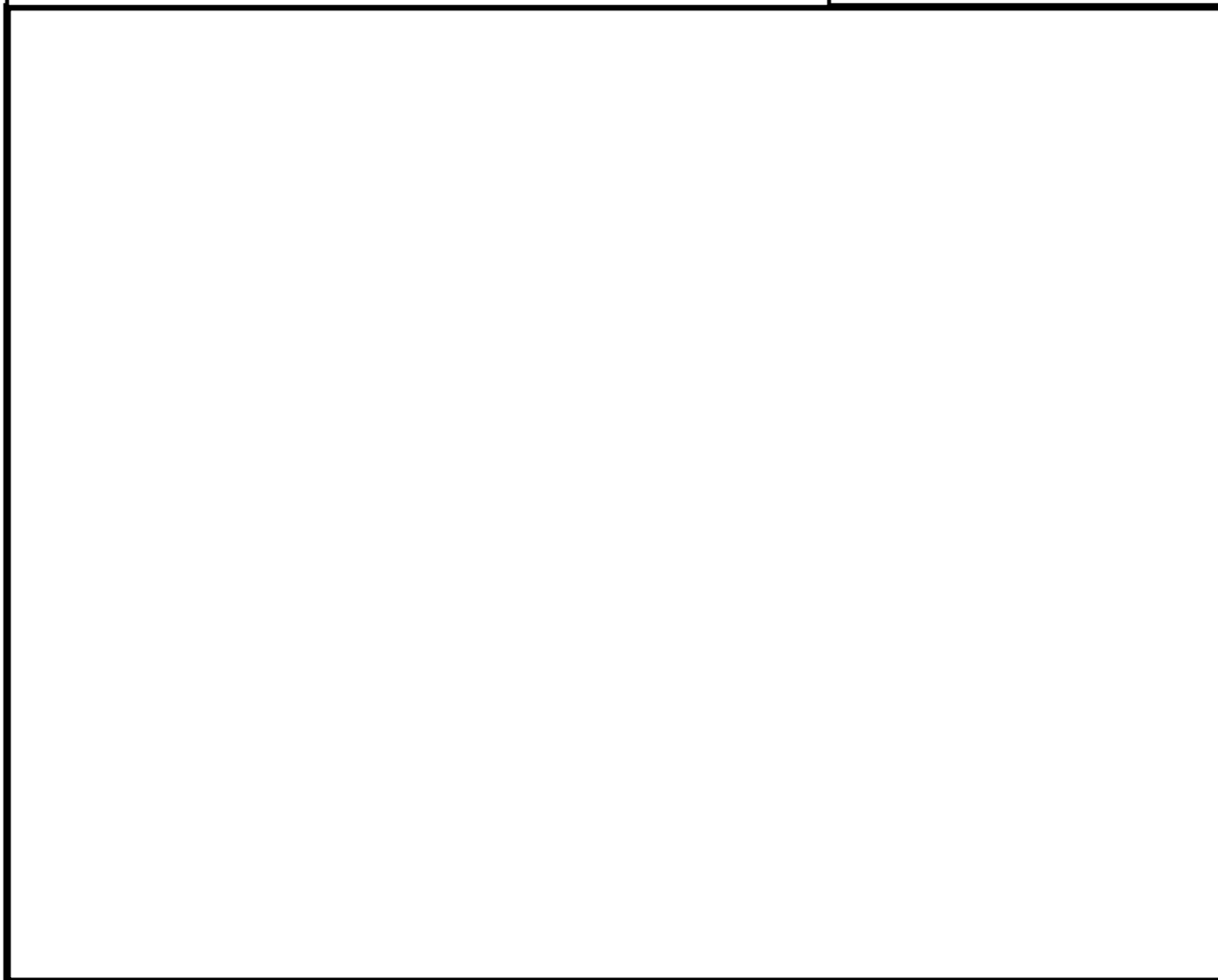
枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



9 条-別添 1-補足 6-26

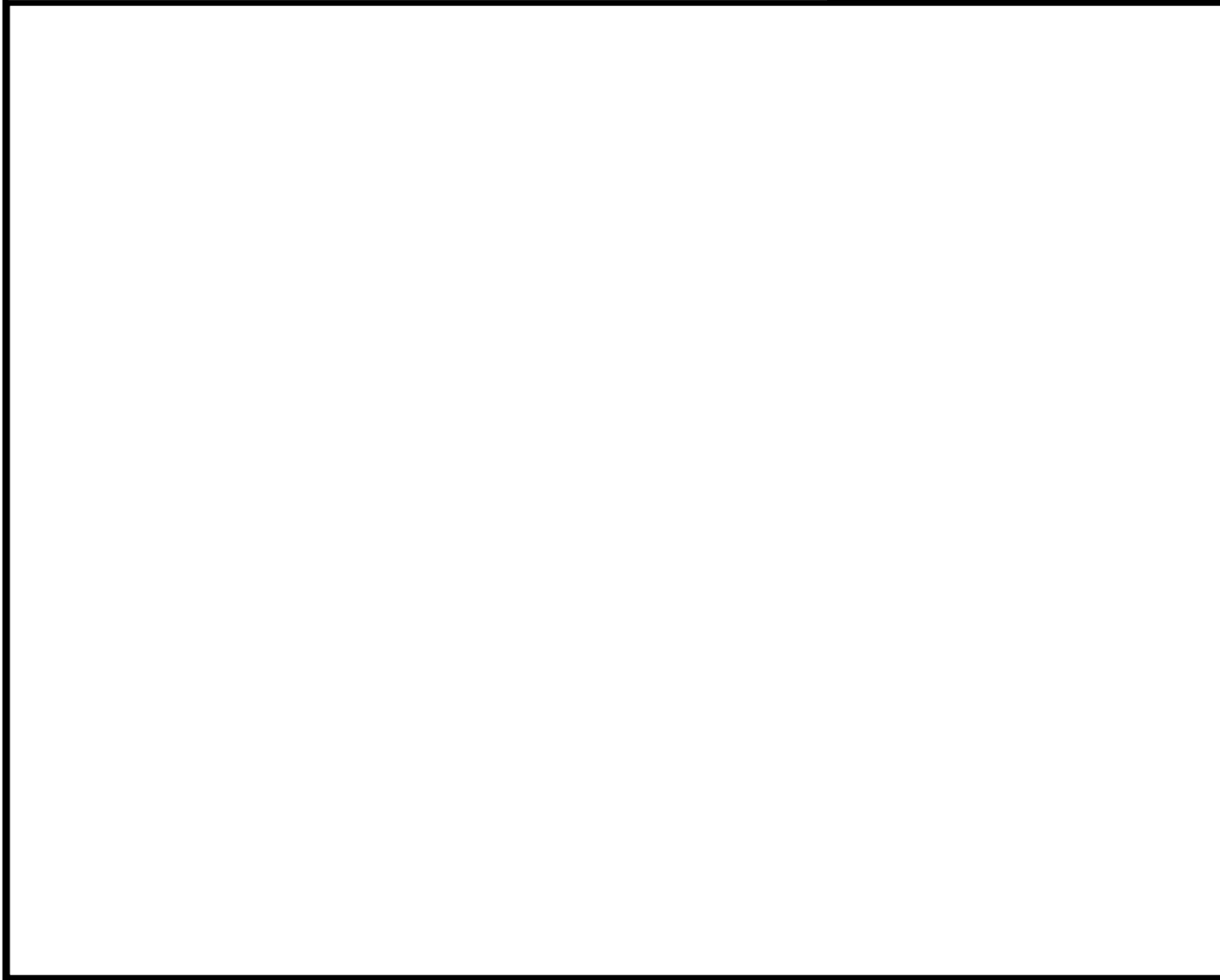
補足第 6.3.2.2-1 図 6 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (3/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



補足第 6.3.2.2-1 図 6 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (4/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。

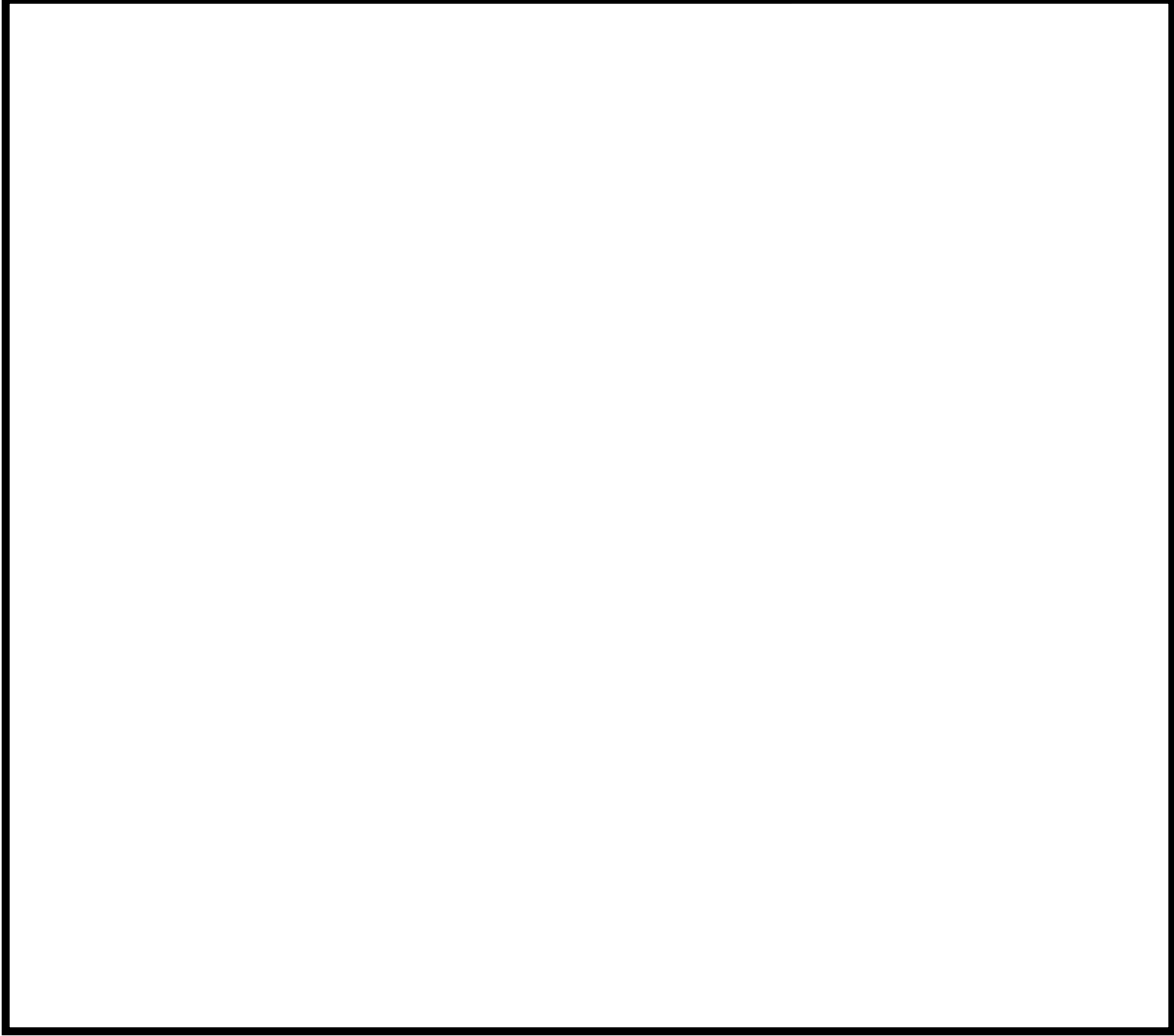
9 条-別添 1-補足 6-29

補足第 6.3.2.2-2 図 7 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (2/4)

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



(2) アクセスルート の 成立性まとめ

地震に伴う溢水により想定される環境条件に対し、①～③のアクセスルートの成立性について補足第 6.3.2.2-1, 2 表に整理する。

結果として各種環境条件を考慮しても、操作実施までの時間余裕や手動弁の運用変更等によりアクセス性に問題の無いことを確認した。

補足第 6.3.2.2-1 表 6 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作の実現性について

ルート①	通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	R-B1-16	→	R-4F-3共	→	R-B1-2	→	R-B-15a*	or	R-B-15b*	or	R-B-14*	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1	→		
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	感電	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。 中操からの操作により使用済燃料プールへの補給を実施することで、オペフロでの線量の影響も低減可能。																												
ルート②	通過区画	C-2F-2	→	S/B(2F)	→	S/B(1F)	→	C-1F-1	→	RW/B(1F)	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-B1-2	→	R-B-15a*	or	R-B-15b*	or	R-B-14*	→	R-2F-2	→	R-2F-1	→		
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	感電	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																												
ルート③	通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	T-B1-3	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-B1-2	→	R-B-15a*	or	R-B-15b*	or	R-B-14*	→	R-2F-2	→	R-2F-1	→
	溢水水位	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	温度	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	線量	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	化学薬品	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	照明	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	感電	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
	漂流物	○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○		○			
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																												

補足第 6.3.2.2-2 表 7号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作の実現性について

通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	R-B1-16	→	R-4F-3	→	R-1F-2共	→	R-1F-1**	or	R-1F-8**	or	R-1F-9**	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1	
ルート①	溢水水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	温度	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	線量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	化学薬品	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	照明	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	感電	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	漂流物	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。 中操からの操作により使用済燃料プールへの補給を実施することで、オペフロでの線量の影響も低減可能																									
通過区画	C-2F-2	→	S/B(2F)	→	S/B(1F)	→	C-1F-1	→	RW/B(1F)	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-1F-1**	or	R-1F-8**	or	R-1F-9**	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1			
ルート②	溢水水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	温度	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	線量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	化学薬品	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	照明	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	感電	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	漂流物	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																									
通過区画	C-2F-2	→	C-2F-3	→	C-B1-6	→	C-B1-1	→	2mギャップ	→	T-B1-3	→	T-1F-3	→	R-1F-2共	→	R-1F-1**	or	R-1F-8**	or	R-1F-9**	→	R-2F-2共2	→	R-2F-1	
ルート③	溢水水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	温度	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	線量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	化学薬品	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	照明	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	感電	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	漂流物	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
補足	※区分Ⅰ～Ⅲに対応し、これらの内どれか一つの操作でよい。																									

サブマージョンモデルについて

I.1 はじめに

サブマージョンモデルは空間に分布した放射性物質からの線量を簡易的に算出する評価モデルであり、「原子力発電所中央制御室の居住性に係わる被ばく評価手法について（内規）」においても利用されている。

I.2 概要

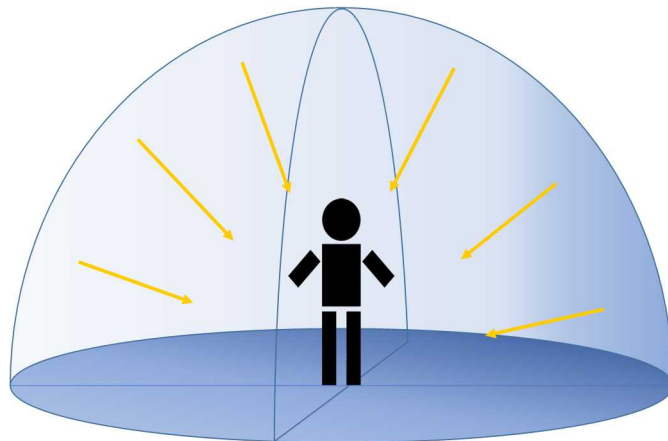
サブマージョンモデルの概要について以下に示す。

- ・漏えいした放射性物質が半球状に一樣に分布していると想定（I.2-1 図）
- ・半球の体積は漏えいした放射性物質を含む流体の体積と同等
- ・評価点は半球底面の中心点
- ・評価点におけるガンマ線による線量を評価

I.3 保守性

サブマージョンモデルを用いて評価を実施するにあたり、考慮した保守性を以下に示す。

- ・溢水の場合は、現実的には床面に平面的に放射性物質が分布することになり、対象者から遠方に分布している放射性物質からの影響は距離による減衰が大きくなるが、全溢水量が半球状に分布することで、全ての放射性物質がより近傍に分布していることとなり、距離による減衰を小さく見積もることとなる
- ・水の遮へい効果に期待しない



第 I.2-1 図 サブマージョンモデル概念図

スロッシングの戻り評価について

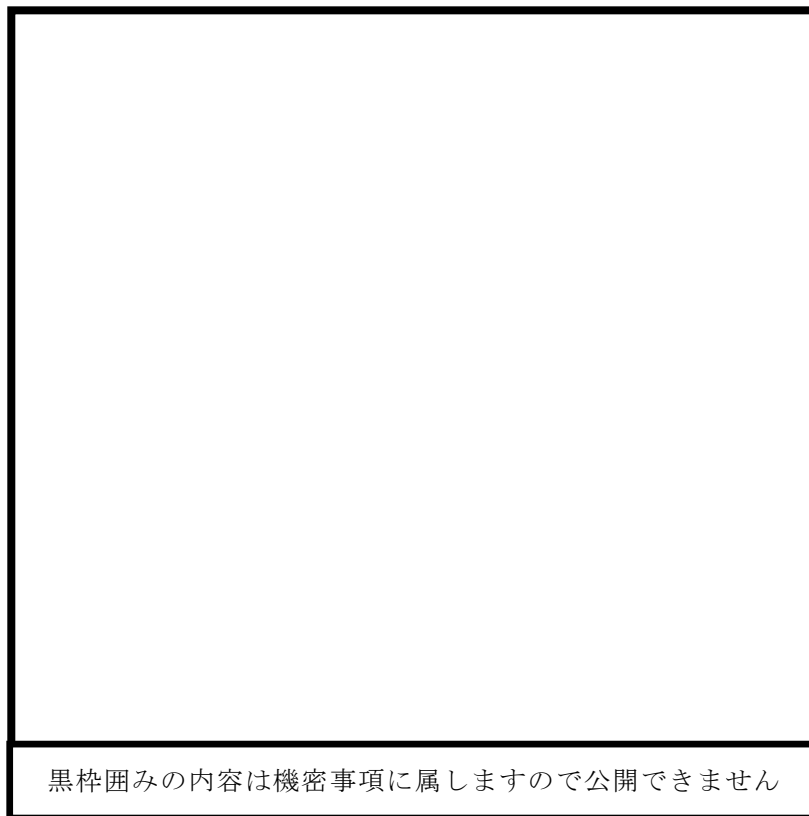
Ⅱ.1 スロッシングの戻り評価

「8. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水評価について」でのスロッシング評価では、基本的に一度使用済燃料プールの外に溢水した水は戻らない評価となっているが、実際には原子炉建屋原子炉建屋最上階の壁での跳ね返りや止水処置による使用済燃料プール以外への流出防止対策を実施していることにより、一度溢水した水が再度使用済燃料プールへ戻ることが考えられる。

この戻り水について水理公式を用いた評価を実施し、その結果について以下に示す。なお利用する水理公式については、補足説明資料4にて記載している式を適用して評価する。

(1) 原子炉建屋最上階からの流出先及び伝播経路

原子炉建屋最上階に存在する流出先及び伝播経路と、止水処置を考慮した上で、戻り評価上考慮すべき流出先及び伝播経路を抽出する。平面図上への流出先及び伝播経路の明示と、抽出した結果を第Ⅱ.1-1 図及び第Ⅱ.1-1 表に示す。



第Ⅱ.1-1 図 原子炉建屋最上階に存在する流出先及び伝播経路

第Ⅱ.1-1 表 原子炉建屋最上階からの流出先及び伝播経路

流出先／伝播経路	止水処置	考慮要否	備考
① 使用済燃料プール	-	○	周囲に堰あり
② 原子炉ウェル／DS ヒット	-	○	周囲に堰あり
③ 大物搬入口	実施	-	周囲に柵を設置し、流出を防止
④ 階段室／エレベータ室	-	○	扉あり
⑤ 床貫通部	実施	-	止水処置を実施し、流出を防止
⑥ 床ドレン	-	○	-

(2) 戻り評価における条件

戻り評価を実施するにあたり，必要となる評価条件や，保守性等を考慮して仮定した前提条件について以下に示す。

- 溢水量の多い 7 号炉を代表とする
- 原子炉建屋最上階に溢水した水は，均一に滞留する
- 原子炉ウェル／DS ピットの蓋は開いているものとする
- 階段室及びエレベータ室の扉は無いものとする
- 床ドレンは閉止を考慮しない
- プールゲートは閉じているものとする
- 使用済燃料プール及び原子炉ウェル／DS ピット周囲の柵は存在しないものとする
- 戻り量としては使用済燃料プールからの溢水のみを考慮する

(3) 評価方法

(2)の条件において，(1)で抽出した流出先及び伝播経路への流出量を算出する。算出においては現場形状や保守性を考慮の上，補足説明資料 4 にて記載した水理公式の中で適切な式を適用する。それぞれの流出先及び伝播経路に対して適用した水理公式及び各パラメータを第Ⅱ.1-2，3 表に示す。

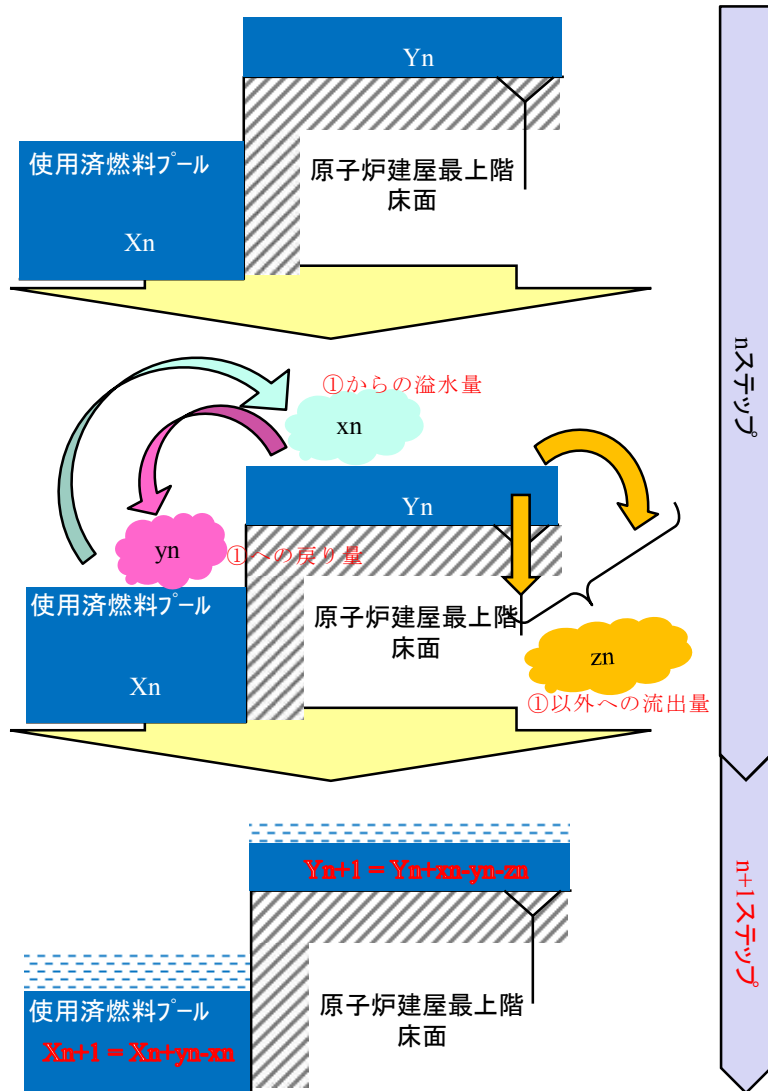
具体的な算出方法としては，事象の進展を単位時間毎に分割し，各ステップにおける原子炉建屋最上階の溢水水位をもとに，各水理公式を用いてそれぞれの流出先及び伝播経路への流出量を算出する。これらの流出量と当該ステップにおける使用済燃料プールからの溢水量を加味し，使用済燃料プールや原子炉建屋最上階の保有水量（溢水量）及び水位を新たに算出する。これをステップ毎に繰り返すことで，最終的な使用済燃料プールからの溢水量及び水位を算出する（第Ⅱ.2-2 図参照）。

第Ⅱ.1-2表 流出先／伝播経路と適用した水理公式

考慮する流出先／伝播経路	水理公式
①使用済燃料プール	<p>【4.1 大開口部からの排水】 $Q = C \times B \times h^{3/2}$</p> <p> $0 < h/L \leq 0.1$ (長頂堰) $\Rightarrow C = 1.642 \times (h/L)^{0.022}$ $0.1 < h/L \leq 0.4$ (広頂堰) $\Rightarrow C = 1.552 + 0.083 \times (h/L)$ $0.4 < h/L \leq (1.5 \sim 1.9)$ (狭頂堰) $\Rightarrow C = 1.444 + 0.352 \times (h/L)$ $(1.5 \sim 1.9) \leq h/L$ (刃形堰) $\Rightarrow C = 1.785 + 0.237 \times (h/W)$ </p> <p>狭頂堰と刃形堰の境界値 $h/L = 1.51 + 0.041 \times (h/W)$</p> <p> Q : 流出流量 (m³/s) C : 流量係数 (m^{1/2}/s) B : 水路幅 (m) h : 越流水深 (m) L : 堰長さ (m) W : 堰高さ (m) </p>
②原子炉ウェル／DSピット	<p>【4.1 大開口部からの排水】 使用済燃料プールと同一</p>
④階段室／エレベータ室	<p>【4.3 開放扉からの排水】 使用済燃料プールと同一</p>
⑥床ドレン	<p>【4.2 床ドレンからの排水】 $Q = 0.82 \times A \times (2 \times g \times h)^{1/2}$</p> <p> Q : 流出流量 (m³/s) A : 開口面積 (m²) g : 重力加速度 (m/s²) h : 水深 (m) 0.82 : 流量係数 </p>

第Ⅱ.1-3表 流出先／伝播経路の各パラメータ

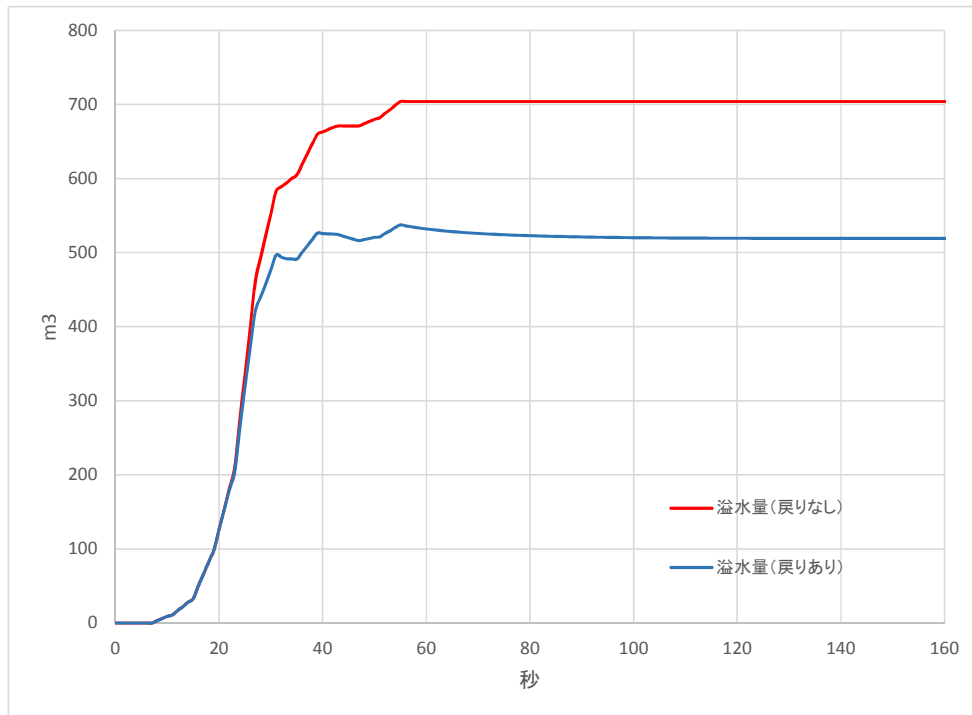
パラメータ	①使用済燃料プール	②原子炉ウェル／DSヒット	④階段室／エレベータ室	⑥床ドレン
B：水路幅 (m)	35.80	72.00	3.65	-
L：堰長さ (m)	0.100	0.100	0.200	-
W：堰高さ (m)	0.100	0.100	0.100	-
口径 (A)	-	-	-	80
内径 (m)	-	-	-	0.0739
開口面積 (m ²)	-	-	-	0.00428



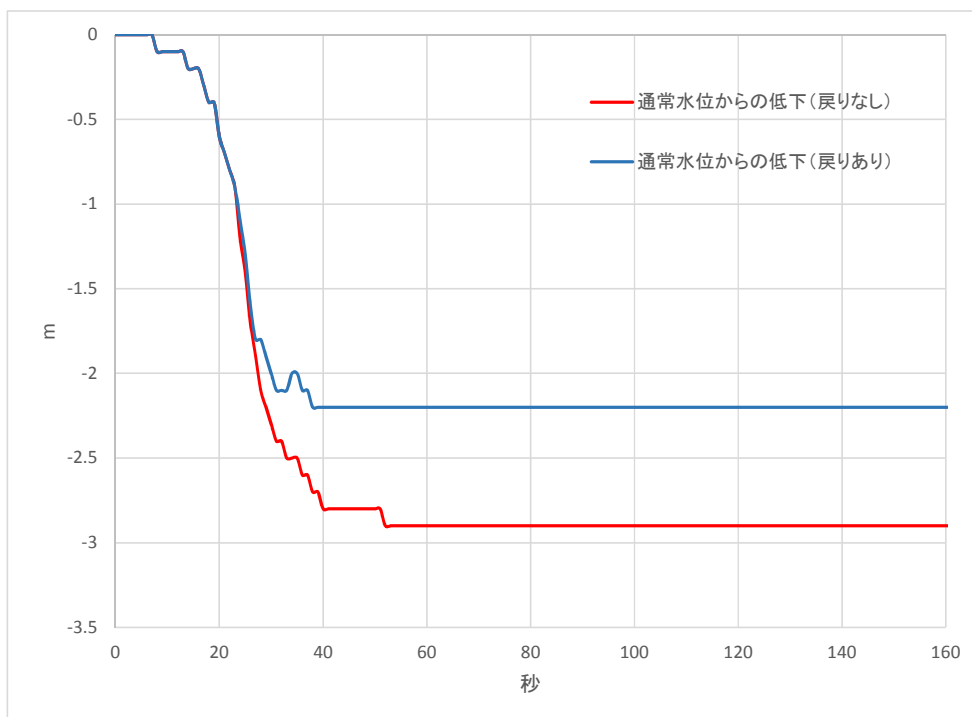
第Ⅱ.1-2図 使用済燃料プールへの戻り量の算出方法

(4) 評価結果

以上に従い、算出した各流出先／伝播経路への流出量及び使用済燃料プールの水位変化についての結果を第Ⅱ.1-3, 4 図に示す。



第Ⅱ.1-3 図 戻りを考慮した場合のスロッシングによる溢水量

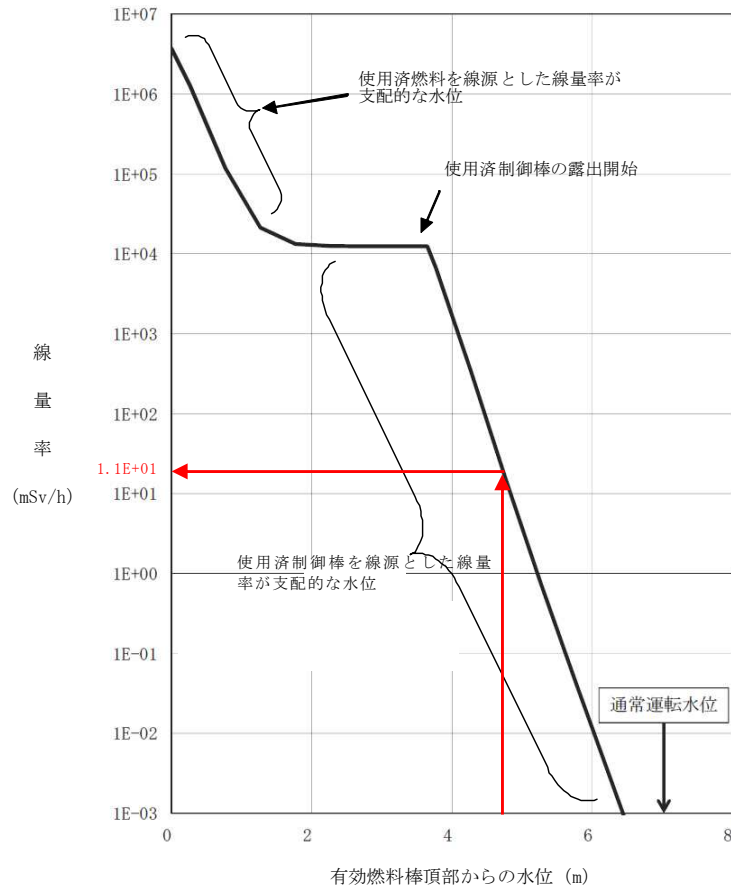


第Ⅱ.1-4 図 戻りを考慮した場合の使用済燃料プールの水位変化

II.2 原子炉建屋最上階の空間線量

スロッシング発生時の原子炉建屋最上階の線量率は、有効性評価で示した使用済燃料プール水位と線量率の関係を用いる（添付資料十 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 図 4.1.5）。

このグラフより、Ssが発生した場合の原子炉建屋最上階の線量率は約 1.1×10^1 (mSv/h) となることから、大きな影響はないものと考えられる。



第II.2-1図 使用済燃料プール水位と線量率

以上

内部溢水影響評価における保守性について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の内部溢水影響評価にて考慮している保守性について以下に示す。

17.1 評価上考慮している保守性の整理

内部溢水影響評価では、評価の各プロセスにおいて様々な保守的な仮定や想定、端数処理を行っており、評価の全体として大きな保守性を有したものとなっている。

補足第 17.1-1 表に評価上の各プロセスにおける保守性について整理する。

補足第 17.1-1 表 内部溢水影響評価における保守性

実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【防護対象設備の設定】	個別機器の機能喪失判定	機能喪失高さ	機能喪失を判定する部位として、基礎台等の保守的な部位を選定
			床の傾斜を考慮し、0.075m の水上高さ分を機能喪失高さから差し引く
			有効数字切り捨て
	被水影響範囲	被水の影響範囲として同一区画内全域、又は視認できる範囲を設定	
系統機能としての機能喪失判定	関連系設備	機能喪失により直ちに影響のない監視計器、スポット空調等の関連系設備も、系統の機能喪失の判定対象設備として選定	
【溢水源の想定】	溢水源の設定	区画内溢水源	想定破損の溢水源として小口径配管も対象として考慮
			地震時の評価において、原子炉補機冷却系を原則溢水源として考慮
			通路部等の大きな区画における溢水源は、原則同階層に存在しうる全ての溢水源が存在するとして設定
		高／低エネ分類	系統分類における運転時間について、過去の実績に 1.1 倍の裕度を考慮
			有効数字切り上げ

※ “★” : 評価上、特に大きな保守性を有するもの

補足第 17.1-1 表 内部洪水影響評価における保守性

実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【洪水防護区画の設定】	区画面積	有効面積	洪水が滞留可能な有効面積を算出する際、以下を区画床面積より除外 <ul style="list-style-type: none"> ・基準床面より高い領域 ・壁で囲まれている領域 ・ハッチ ・基礎台 ・機器 ・止水施工面積（止水堰で囲まれた領域）
			有効数字切り捨て
【洪水経路の設定】	伝播経路	伝播の仕方	評価対象区画の水位を算出する場合は、仮想的に他の区画への流出は考慮せず、一時的に区画内に全量滞留するものと設定 ★他区画への流出において、複数の区画への経路が存在する場合は、仮想的に同時に二つ以上の区画へは伝播しないものとし、それぞれの区画への伝播を個別に考慮
		排水	床ドレンファンネルからの排水は、排水ラインの閉塞を考慮して流出量の最も大きい一カ所からの排水は期待できないと設定

※ “★” : 評価上、特に大きな保守性を有するもの

補足第 17.1-1 表 内部溢水影響評価における保守性

実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【評価に用いる各項目の算出及び影響評価】 想定破損	溢水量	破断面積	系統の最大口径，最大肉厚を想定
		水頭（内圧）	配管の最高使用圧力を想定
		隔離時間	破断ケースによりばらつきが想定されるが，原則最大値の 80 分を想定
		系統保有水量	配管及び機器内の合計保有水量の 1.1 倍を評価上の保有水量と設定
		隔離後の流出量	隔離後流出を想定する系統保有水量としては，最大バウンダリでの隔離を想定し，原則全系統保有水量が流出すると想定
		評価用溢水量	有効数字切り上げ
	溢水水位	評価用溢水水位	有効数字切り上げ
			水位ゆらぎの考慮

※ “★”：評価上，特に大きな保守性を有するもの

補足第 17.1-1 表 内部溢水影響評価における保守性

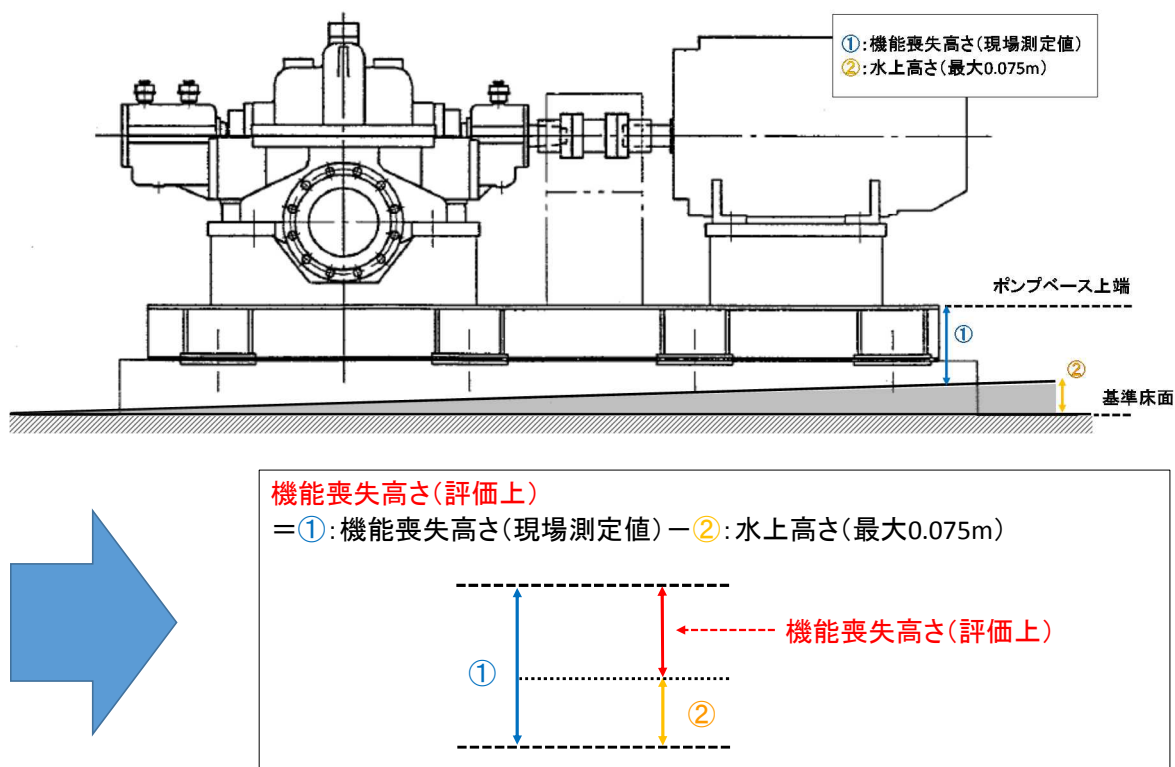
実施項目	設定項目	関連パラメータ	内容
【評価に用いる各項目の算出及び影響評価】 消火活動	溢水量	流出流量	消火栓からの設計放水量の 2 倍を想定
		放水時間	一律 3 時間を想定
	溢水水位	評価用溢水水位	有効数字切り上げ
			水位ゆらぎの考慮
	伝播経路	止水措置の耐火性能	火災発生区画のバウンダリの止水措置は耐火性能がない限りは喪失を仮定
【評価に用いる各項目の算出及び影響評価】 地震	溢水量	溢水源	耐震性が確認できていない全ての系統の全数同時破損を想定
		隔離操作	運転員による隔離操作に期待しない
		評価用溢水量	★同一の系統が複数の区画で溢水する場合は、仮想的に各区画で想定される最大の溢水量をそれぞれ考慮
	有効数字切り上げ		
	溢水水位	評価用溢水水位	有効数字切り上げ
水位ゆらぎの考慮			
溢水影響評価の判定	-	-	-

※ “★”：評価上、特に大きな保守性を有するもの

17.2 保守性の詳細

17.2.1 水上高さの扱いについて

防護対象設備の設置してある床面は通常傾斜があり、液体の漏えいを床ファンネルや側溝へ導くよう設計されている。この傾斜による基準床面からの高さを水上高さといい、その最大値は0.075mとなっている。防護対象設備の機能喪失高さを設定する際はこの水上高さを考慮し、現場での測定値から最大水上高さ(0.075m)を差し引いた値を評価上の機能喪失高さと設定している。



補足第 17.2-1 図 水上高さを考慮した機能喪失高さの設定 (ポンプの例)

17.2.2 有効面積について

各区画の有効面積を算出するにあたり、区画内に設置されている機器によって占有されている領域等を溢水の滞留できない領域として考慮し、区画の床面積から差し引いている。この際、機器等による占有面積を保守的に想定することで、評価上の保守性を持たせている。床面積より差し引いた具体的な領域の一覧を補足第 17.2.2-1 表に、有効面積算出時の各領域の具体例を補足第 17.2.2-1 図に示す。

なお、資機材の持ち込み等により有効面積が一時的に変動し、溢水水位に影響を及ぼすような場合は、溢水評価への影響確認を実施する。また本事項は後段規制での対応が必要となる事項である。(別添 2 参照)

補足第 17.2.2-1 表 床面積より差し引く領域

領域		具体例	保守性
①	ハッチ	機器搬入ハッチ	左記領域が床面から天井面までを占有していると想定
②	基礎部	ポンプ基礎部	
③	機器	熱交換器	
④	止水施工面積	床貫通ダクト周囲の止水堰	

黒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。

補足第 17.2.2-1 図 有効面積具体例
 (【R-B3-5】7号炉 残留熱除去系ポンプ(A)室)

17.2.3 水面のゆらぎの考慮について

内部溢水事象発生時において没水評価におけるゆらぎを考慮すべき場合は、滞留水にゆらぎを与えるものを考慮して、以下の2つが考えられる。

- (a) 溢水源から流出する際の水勢
- (b) 人員の移動

この2つの場合について以下の通りゆらぎ水位を評価する。

(a) 溢水源から流出する際の水勢

溢水が過渡的に各溢水防護区画に流入した直後については、過渡的に溢水源からの水勢による流体の速度によってゆらぎが発生する可能性があるが、時間の経過と共に水位が上昇するにつれ流体の水勢は弱まり、各溢水防護区画に全ての流入流量が収まる頃には水位が最大高さになることと併せて流体の流動およびゆらぎによる水面の変動は十分小さくなると考えられる。加えて、防護対象設備に対する溢水源からの距離の影響について、没水水位が低いうちは溢水源から距離が近いものについては、その影響が考えられる。しかし、水位が上昇することに伴い、溢水源からの水勢が弱まるため距離の影響は小さくなる。このため、補足第17.1-1表における伝播の仕方等の保守性を考慮することにより、水勢によるゆらぎ高さは現状の評価において包含される。

(b) 人員の移動

内部溢水事象発生後、運転員等が通路を歩行する際に、滞留した流体に運動エネルギーを加えることで水位が上昇することが考えられる。このため、通路部においては人員の移動により溢水水位に応じてゆらぎが発生する可能性があることから、各通路部において50mm 保守的に溢水水位を加算し、評価に保守性を担保することにする。

以上より、補足第17.2.3-2表に水位変動の要因と、評価上の裕度の考慮について整理した。結果として各要因により水位変動が生じる可能性を考慮して、アクセスルートにおいて人員の移動によるゆらぎ高さ50mm分追加する。

補足第 17.2.3-2 表 水位変動の要因等の整理

要因	発生時期	発生場所	状況	溢水水位に対する影響	対応
溢水源から流出する際の水勢	溢水発生時	溢水発生区画	溢水源から流出した直後は、過渡的に水勢により区画内の水位を変動させる要因となり得るが、流出後はその水勢がなくなり変動が十分小さくなる。	評価用の溢水水位は流出完了後の溢水量にて算出しているため、その水位をさらに有意に変動させることはない。	不要
人員の移動	一定時間経過後	アクセスルート	溢水が滞留している区画内を人員が移動する場合は、滞留している溢水に運動エネルギーを付与し水位を変動させる要因となり得る。	人員の移動で有意な水位変動が生じることを考慮し、通路部の溢水水位を 50mm 加算する。	要

17.2.4 評価用溢水水位の保守性について

評価用の溢水水位の算出は、溢水量及び有効面積を用いてガイドに従い算出している。この溢水量及び有効面積の算出においては、補足第 17.1-1 表に記載したような各種保守性を考慮しており、また溢水伝播の評価においても、各区画への伝播量が大きくなるよう仮想的な想定をおいて評価を実施していることから、大きな保守性を有したものとなっている。併せて、実際に溢水が発生した場合の溢水水位の挙動に関しては、人員の移動に伴う水勢によって水面がゆらぐことで、水位の変動が生じる可能性があるため、ゆらぎを考慮した評価用水位を用いる。

以上より、一連の各プロセスで保守性を確保することにより、溢水評価全体で保守性を確保している。

配管の破損位置および破損形状の評価について

溢水ガイド「2.1.1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水」の評価（以下、想定破損という）においては、高エネルギー配管は完全全周破断、低エネルギー配管は貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の配管については、溢水ガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」の規定を適用しているため、本資料にて当該評価について説明する。

19.1 応力に基づく評価

想定破損を除外する配管系については、溢水ガイド附属書Aの規定に基づき応力評価を実施し、当該規定の要求を満足させることとする。

19.1.1 高エネルギー配管の評価

破損の想定はターミナルエンドと一般部（ターミナルエンド以外）について実施している。

想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については、完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが、一部の高エネルギー配管の評価対象（25A を超える^{*}）に対し、溢水ガイド附属書Aに基づきターミナルエンドは完全全周破断、ターミナルエンド以外（一般部）は、許容応力の0.8倍または0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載に従って評価している。

応力評価は3次元梁モデル解析により行い、溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力の評価式と許容応力を用いる。

高エネルギー配管の評価フローを補足第19.1.1-1, 2図に示す。

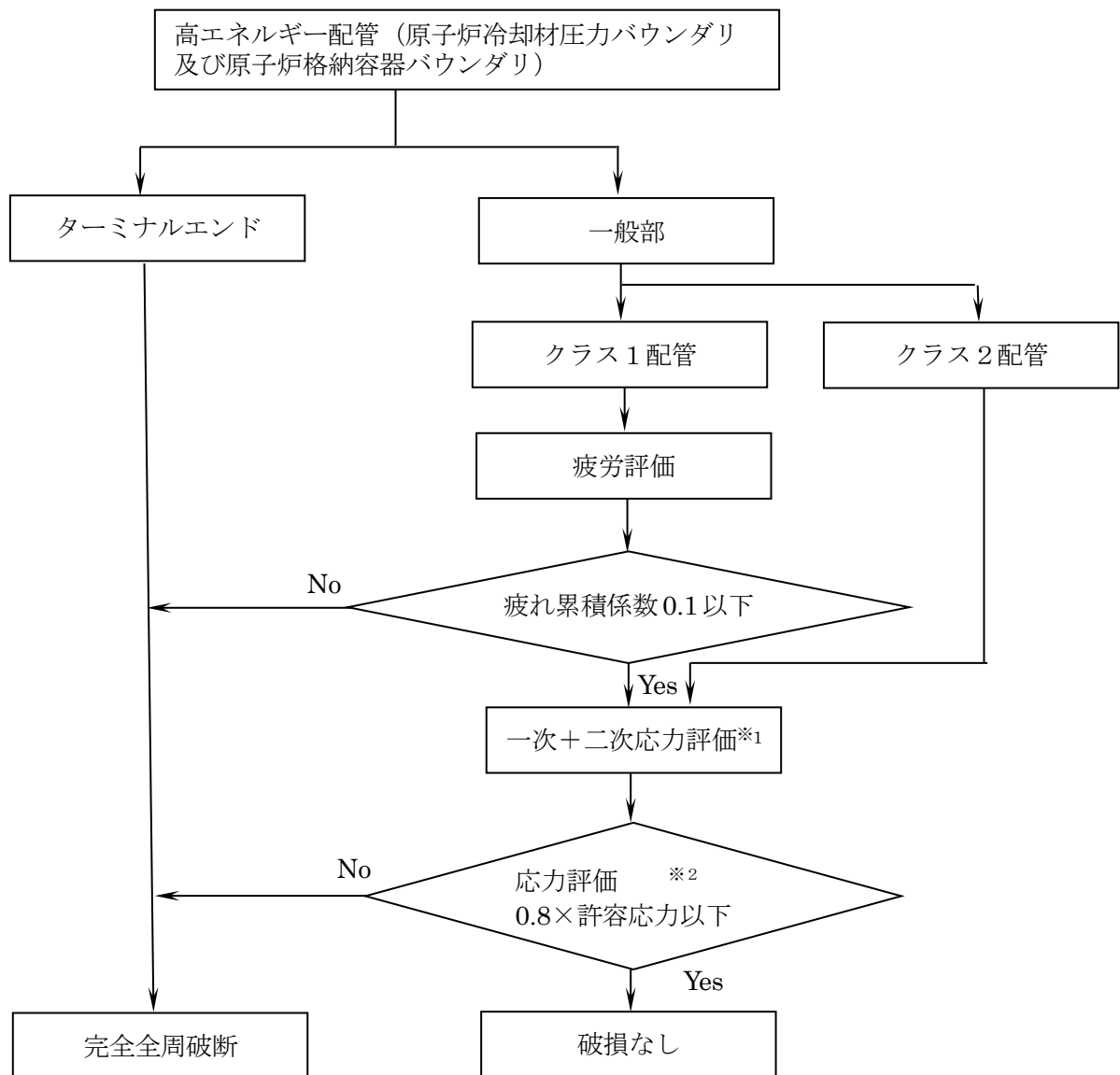
19.1.2 低エネルギー配管の評価

想定破損評価における低エネルギー配管の破損の形状については、貫通クラックを想定して溢水影響を評価しているが、一部の低エネルギー配管の評価対象（25A を超える）に対し、溢水ガイド附属書Aに基づき許容応力の0.4倍を下回る場合は破損を想定しない旨の記載に従って評価している。

応力評価は3次元梁モデル解析により行い、溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力の評価式と許容応力を用いる。

低エネルギー配管の破損形状の評価フローを補足第19.1.2-1図に示す。

※蒸気による影響評価の対象となる配管は25A以下も対象



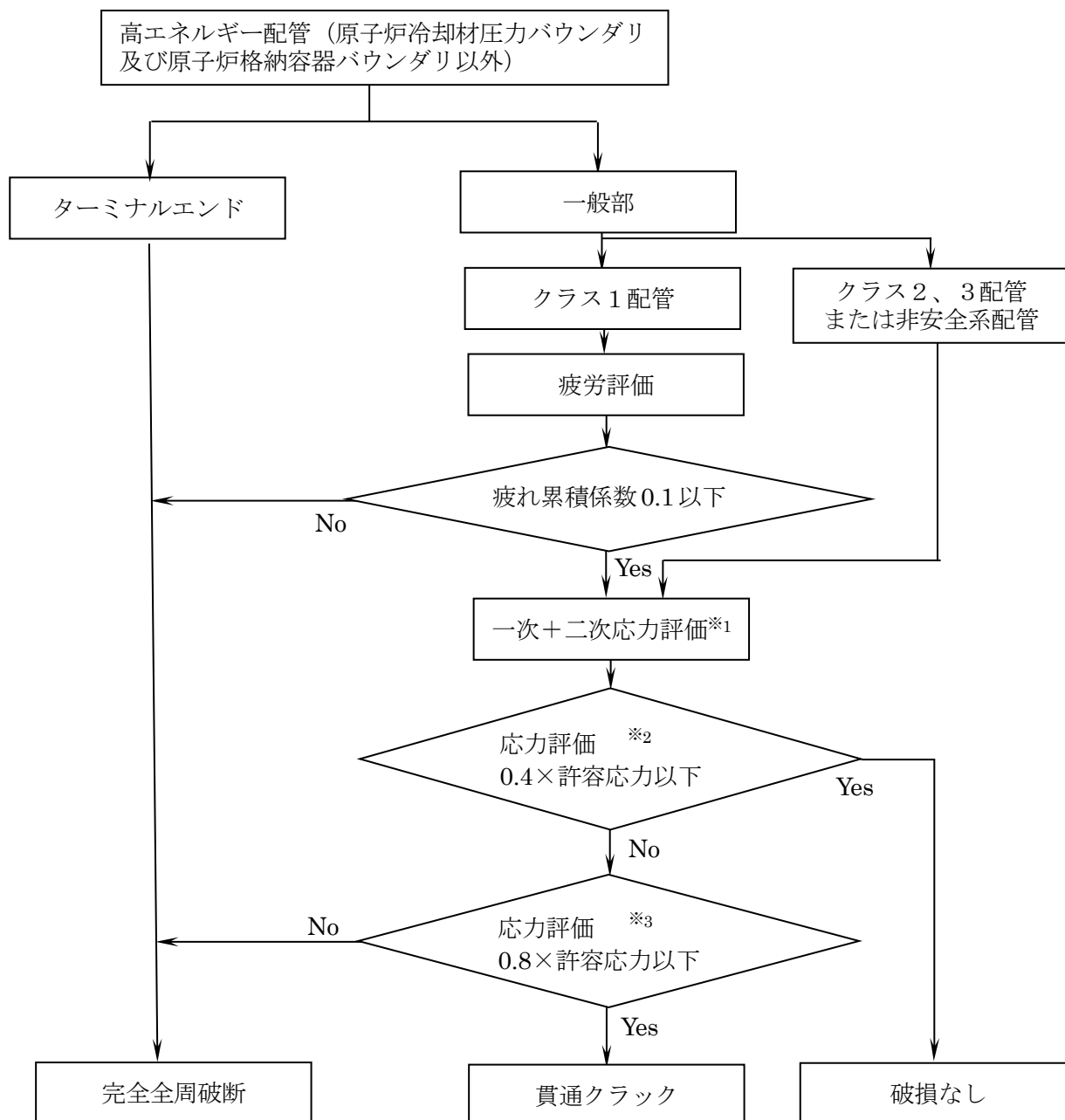
※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下, クラス2配管は $0.8S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」 PPC-3530)

補足第 19.1.1-1 図 高エネルギー配管 (原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ) の破損形状評価フロー



※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

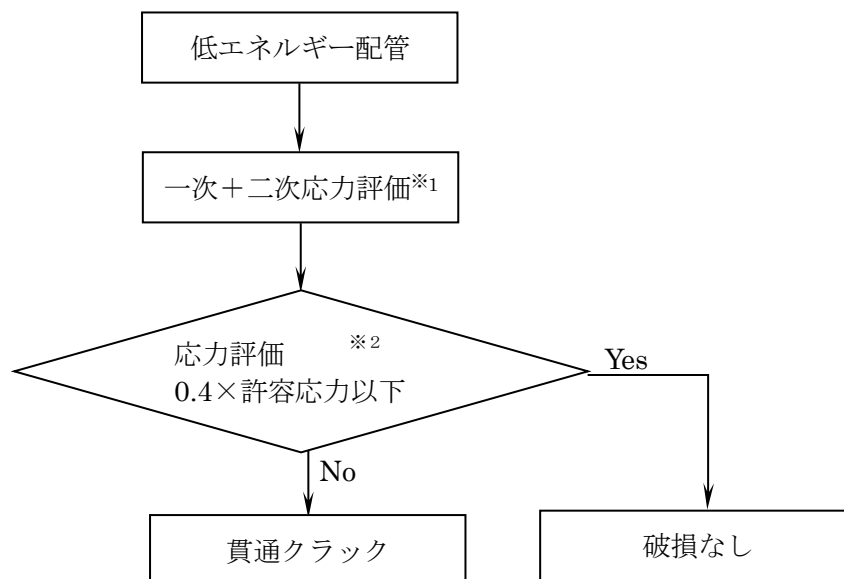
※2 クラス 1 配管は $1.2S_m$ 以下, クラス 2, 3 又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

※3 クラス 1 配管は $2.4S_m$ 以下, クラス 2, 3 又は非安全系配管は $0.8S_a$ 以下

S_m : 設計応力強さ

S_a : 許容応力 (日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」 PPC-3530)

補足第 19.1.1-2 図 高エネルギー配管 (原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外) の破損形状評価フロー



※1 溢水ガイド附属書Aに基づく一次+二次応力評価

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管は 0.4Sa 以下
それ以外の配管のうち、クラス 1 配管は 1.2Sm 以下、クラス 2、3 又は非安全系配管は 0.4Sa 以下

Sm：設計応力強さ

Sa：許容応力（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）」PPC-3530）

補足第 19.1.2-1 図 低エネルギー配管の破損形状評価フロー

19.1.3 応力に基づく評価結果

19.1.1, 19.1.2 にて説明した溢水ガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」の規定を満たす配管については、溢水影響評価における破損は想定しない。評価の対象となる配管系統を補足第 19.1.3-1 表、それらの評価結果（評価対象配管モデル毎の最小裕度箇所）を補足第 19.1.3-2 表に示す。

なお、本評価結果は暫定の地震応答解析モデルおよび暫定の地震波（S s - 1 ~ 7）を用いた評価結果であることから、今後正式条件を用いて、再評価を実施する。

補足第 19. 1. 3-1 評価対象配管

区画名	対象配管系統 (6号炉)
	原子炉補機冷却水系, 純水補給水系
	原子炉補機冷却水系, 純水補給水系
	原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系
	換気空調補機非常用冷却水系, 消火系, 所内用水系
	換気空調補機非常用冷却水系, 所内用水系
	換気空調補機非常用冷却水系
	換気空調補機非常用冷却水系
	換気空調補機非常用冷却水系
	原子炉補機冷却水系
	換気空調補機非常用冷却水系, 原子炉補機冷却水系

区画名	対象配管系統 (7号炉)
	換気空調補機常用冷却水系
	原子炉補機冷却水系, 純水補給水系, 換気空調補機常用冷却水系, 所内温水系, 復水補給水系
	原子炉補機冷却水系, 純水補給水系
	原子炉補機冷却水系
	換気空調補機非常用冷却水系, 消火系, 所内用水系
	換気空調補機非常用冷却水系, 消火系, 純水補給水系
	換気空調補機非常用冷却水系
	換気空調補機非常用冷却水系
	原子炉補機冷却水系
	換気空調補機非常用冷却水系, 原子炉補機冷却水系

黒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

補足第 19. 1. 3-2(1/4) 評価対象配管の破損形状の評価結果(6号炉)

対象配管系統	モデル 番号	計算結果 (MPa) ^{※1}	許容値 (MPa) ^{※2}	破損形状	区画名
原子炉補機冷却水系	KRCW-298	56	111	破損なし	
	KRCW-300	70	111	破損なし	
	KRCW-301	64	111	破損なし	
	KRCW-310	54	111	破損なし	
	KRCW-311	51	111	破損なし	
	KRCW-312	53	111	破損なし	
	KRCW-320	62	111	破損なし	
	KRCW-321	55	111	破損なし	
	KRCW-337	50	111	破損なし	
	KRCW-707	73	111	破損なし	
	KRCW-708	93	111	破損なし	
	KRCW-709	87	111	破損なし	
	KRCW-710	76	111	破損なし ^{※3}	
	KRCW-906	63	111	破損なし	
	KRCW-907	79	111	破損なし	
純水補給水系	KMUWP-240	122	137	破損なし ^{※3}	
	KMUWP-248	126	137	破損なし ^{※3}	
	KMUWP-250	79	137	破損なし	
	KSGTS-204	66	137	破損なし	
	KFCS-205	108	111	破損なし ^{※3}	
原子炉補機冷却 海水系	RSW-003	83	108	破損なし	
	RSW-005	79	108	破損なし	
換気空調補機非常用 冷却水系	HECW-HA02	56	100	破損なし	
	HECW-HA03	81	100	破損なし ^{※3}	
	HECW-HA05	97	100	破損なし	
	HECW-HA08	38	100	破損なし ^{※3}	
	HECW-HA09	86	100	破損なし	

※1 各モデルにおける裕度（＝許容値÷発生応力）が最小となる箇所の結果を記載。

※2 評価対象配管が全て低エネルギー配管であるため、許容値には0.4×許容応力を用いる。

※3 配管強化工事を実施した後の結果。

黒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

補足第 19. 1. 3-2(2/4) 評価対象配管の破損形状の評価結果(6号炉)

対象配管系統	モデル 番号	計算結果 (MPa) ^{※1}	許容値 (MPa) ^{※2}	破損形状	区画名
換気空調補機非常用 冷却水系 (続き)	HECW-HA10	70	100	破損なし	
	HECW-HA11	90	100	破損なし	
	HECW-HA12	72	100	破損なし	
消火系	FP-HA01	94	100	破損なし ^{※3}	
	FP-HA02	72	100	破損なし ^{※3}	
	FP-HA04	9	137	破損なし	
所内用水系	Y41-001A	96	100	破損なし ^{※3}	
	Y41-002	70	79	破損なし ^{※3}	
	Y41-003	66	79	破損なし	

※1 各モデルにおける裕度(=許容値÷発生応力)が最小となる箇所の結果を記載。

※2 評価対象配管が全て低エネルギー配管であるため、許容値には0.4×許容応力を用いる。

※3 配管強化工事を実施した後の結果。

黒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

補足第 19. 1. 3-2(3/4) 評価対象配管の破損形状の評価結果(7号炉)

対象配管系統	モデル 番号	計算結果 (MPa) ^{※1}	許容値 (MPa) ^{※2}	破損形状	区画名
換気空調補機 常用冷却水系	HNCW-R-H03	59	100	破損なし ^{※3}	
	HNCW-R-H04	58	100	破損なし ^{※3}	
	HNCW-R-H05	69	100	破損なし	
	HNCW-R-H06	82	100	破損なし	
原子炉補機 冷却水系	RCW-C-1	55	111	破損なし	
	RCW-C-2	111	111	破損なし	
	RCW-C-3	50	111	破損なし	
	RCW-C-4	71	111	破損なし ^{※3}	
	RCW-H-1	67	111	破損なし	
	RCW-H-2	99	108	破損なし	
	RCW-R-X134	62	111	破損なし	
	RCW-R-X135	65	111	破損なし ^{※3}	
	RCW-R-X140	85	111	破損なし	
	RCW-R-X215	91	111	破損なし	
	RCW-R-X1049	51	111	破損なし ^{※3}	
	RCW-R-X1050	71	111	破損なし ^{※3}	
	RCW-R-X1134	44	111	破損なし	
	RCW-R-X1135	48	111	破損なし	
	RCW-R-X1136	75	111	破損なし	
RCW-R-Y1143	88	111	破損なし		
純水補給水系	MUWP-R-X103	78	137	破損なし ^{※3}	
	MUWP-R-X180	30	137	破損なし	
	MUWP-HA01	129	137	破損なし	
所内温水系	HWH-R-X017	64	111	破損なし ^{※3}	
復水補給水系	MUWC-R-X102	105	111	破損なし	
	MUWC-R-X102S	35	111	破損なし	

※1 各モデルにおける裕度(=許容値÷発生応力)が最小となる箇所の結果を記載。

※2 評価対象配管が全て低エネルギー配管であるため、許容値には0.4×許容応力を用いる。

※3 配管強化工事を実施した後の結果。

黒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

補足第 19. 1. 3-2(4/4) 評価対象配管の破損形状の評価結果(7号炉)

対象配管系統	モデル 番号	計算結果 (MPa) ^{※1}	許容値 (MPa) ^{※2}	破損形状	区画名
原子炉補機 冷却海水系	RSW-H-3	60	108	破損なし	
	RSW-H-11	64	108	破損なし	
換気空調補機 非常用冷却水系	HECW-C-H03	68	100	破損なし	
	HECW-C-H04	83	100	破損なし	
	HECW-C-H10	82	100	破損なし ^{※3}	
	HECW-C-H11	81	100	破損なし	
	HECW-C-X050	19	111	破損なし	
	HECW-C-X151	22	111	破損なし	
消火系	FP-C-X306	81	100	破損なし ^{※3}	
	FP-HA01	94	100	破損なし ^{※3}	
所内用水系	Y41-001B	98	100	破損なし ^{※3}	

※1 各モデルにおける裕度（＝許容値÷発生応力）が最小となる箇所の結果を記載。

※2 評価対象配管が全て低エネルギー配管であるため、許容値には0.4×許容応力を用いる。

※3 配管強化工事を実施した後の結果。

黒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

19.2 減肉等による評価

19.1 の評価結果により破損形状の想定を行う場合は、減肉、腐食、疲労による破損を別途想定し、非破壊検査、疲労評価等を定期的を実施する。定期的な管理を実施することにより、減肉による破損の想定を除外する。

19.2.1 配管の想定破損評価時の配管減肉の管理方針について

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉において減肉の可能性のある配管について、当社は「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格 (2006 年版) (JSME S NH1-2006)」(以下、JSME 規格)に基づいて管理している。

ここで、内部溢水影響評価において想定破損を除外する配管については、必ずしも上記の測定対象とならないことから、減肉の有無を確認し、今後の運用において減肉等による破損がないこととする。

また、当該の配管については内部溢水ガイド附属書 A の「2.1 運転中に発生する応力に基づく評価法」の要求を満足させることとする。

なお、本事項は後段規制での対応が必要となる事項である。(別添 2 参照)

19.2.2 検討対象系統の抽出

(1) 対象系統

定期事業者検査において非破壊検査による配管肉厚測定を実施しておらず、減肉量を直接かつ定期的に管理していない系統を対象とする。

(2) 対象材料

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉, 7 号炉の低エネルギー配管材料としては, ステンレス鋼および炭素鋼が使用されているが, 配管の主要な減肉事象を補足第 19.2.2-1 表のとおり整理し, 相対的に耐食性の低い炭素鋼配管を代表として抽出する。補足第 19.2.2-1 表に主要な減肉事象と炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由を示す。なお, 炭素鋼配管であっても, 海水系統のような内面ライニング配管については, 対象外とする。

補足第 19.2.2-1 表 主要な減肉事象と炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由

減肉事象		炭素鋼配管を代表として減肉測定を実施する理由
腐食	全面腐食	ステンレス鋼は Cr 含有量が多く, 表面に形成される不動態化被膜により炭素鋼に比べ耐食性が優れている。
	流れ加速型腐食 (FAC)	FAC による減肉速度は配管材料の Cr 含有量が多いほど低下することが知られており, ステンレス鋼は炭素鋼に比べ, FAC が抑制される。
エロージョン	液滴衝撃エロージョン (フラッシング・エロージョン含む)	液滴衝撃エロージョンは負圧機器に接続され連続的に高速二相流が流れる系統で発生する可能性があるが, 対象となる低エネルギー配管で該当する系統はない。
	キャビテーション・エロージョン	設計段階においてキャビテーション発生防止のための評価・確認を実施し, 運転条件を適切に維持していることから, 問題ない。
	固体粒子エロージョン	BWR プラントにおいて通常起こりえない事象である。

(3) 対象腐食モード

配管強度に影響をおよぼす腐食モードとしては、流れ加速型腐食 (FAC)、全面腐食が考えられるが、低温配管については、FAC の感受性は低いことから、主に全面腐食を検討対象とする。

(4) 水質による代表絞り込み

炭素鋼の全面腐食の加速因子として支配的なものは、溶存酸素、pH、塩分濃度、水質条件である。想定破損を除外する対象の水源はろ過水タンク、純水タンク、復水貯蔵槽、飲料水タンクであり、これらを水源とする系統を代表として抽出する。

以上の検討結果より肉厚測定対象系統を以下のとおり抽出する。

・6号炉

①消火系 (FP)

ろ過水タンクを水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

②原子炉補機冷却水系 (RCW)

純水タンクを水源としており、防食剤を含む定常的な流れのある系統として選定。

③所内用水系

飲料水タンクを水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

・7号炉

①消火系 (FP)

ろ過水タンクを水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

②復水補給水系 (MUWC)

復水貯蔵槽を水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

③原子炉補機冷却水系 (RCW)

純水タンクを水源としており、防食剤を含む定常的な流れのある系統として選定。

④所内用水系

飲料水タンクを水源としており、防食剤を含まない定常的な流れのない系統として選定。

19.2.3 検討対象系統の肉厚測定結果

19.2.2 にて抽出した検討対象系統の肉厚測定結果について補足第 19.2.3-1 表, 補足第 19.2.3-2 表に示す。測定した全ての箇所について, プラント建設時の公称値と測定値の差は公差の範囲内に収まっていることが確認された。

補足第 19.2.3-1 表 配管肉厚測定結果 (柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉)

計測箇所		配管口径	板厚 (公称値)	測定値 (最小値)	公差
消火系	MCR 空調機室消火水 ライン	50A	5.5	5.3	+15% -12.5%
原子炉補機 冷却水系	SGTS 空調機冷却水 ライン	50A	5.5	5.3	±12.5%
所内用水系	MCR 加湿器給水ライン	20A	3.9	3.5	+0.6mm -0.5mm

補足第 19.2.3-2 表 配管肉厚測定結果 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

計測系統		配管口径	板厚 (公称値)	測定値 (最小値)	公差
消火系	MCR 空調機室消火水 ライン	40A	3.7	3.3	+0.6mm -0.5mm
復水補給水 系	SPCU 注入ライン	25A	4.5	4.8	±12.5%
原子炉補機 冷却水系	SGTS 空調機冷却水 ライン	25A	4.5	4.8	±12.5%
所内用水系	MCR 加湿器給水ライン	20A	3.9	3.6	+0.6mm -0.5mm

フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁の
溢水による機能影響について

本資料は、フェイルセーフ機能により、溢水影響評価対象外とした弁について、その機能が内部溢水により喪失しないことをまとめたものである。

20.1 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁

フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外とした弁を補足第 20.1-1 表（6号炉）及び補足第 20.1-2 表（7号炉）に示す。これらは空気作動のもの（A0）と電磁石によるもの（S0）に分類される。

次項以降に、それぞれの構造及び動作概要、ならびに溢水による機能影響についての検討結果を示す。

補足第 20.1-1 表 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外
とした弁（6号炉）

系統	設備	分類
原子炉系	原子炉系弁（B21-A0-F003A～D）	A0
制御棒駆動系	スクラムパイロット弁	A0
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁（D23-S0-F011, 012, 014）	S0
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁（E22-N0-F019B, C）	A0
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁（E51-A0-F005）	A0
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁（G31-A0-F072）	A0
サプレッションプール浄化系	サプレッションプール浄化系弁（G51-A0-F004）	A0
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁（P21-A0-F072A～F）	A0
タンクベント処理系	タンクベント処理系弁（P72-A0-F001A/B）	A0
非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電設備弁（R43-S0-F068A～C）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-A0-F002, 003, 010～012, 019～024）	A0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F710, 712, 714, 716, 718, 721, 724, 727, 730）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F753A, B）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F755, 757, 759, 761, 763, 765, 767, 769, 771, 773, 775, 777, 799, 801）	S0

補足第 20.1-2 表 フェイルセーフ機能により溢水影響評価対象外
とした弁（7号炉）

系統	設備	分類
原子炉系	原子炉系弁（B21-A0-F003A～D）	A0
制御棒駆動系	スクラムパイロット弁	A0
格納容器内雰囲気モニタ系	格納容器内雰囲気モニタ系弁（D23-S0-F009, 012, 013）	S0
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系弁（E22-N0-F019B, C）	A0
漏えい検出系	漏えい検出系弁（E31-A0-F403, 406）	A0
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系弁（E51-A0-F005, 026）	A0
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系弁（G31-A0-F072）	A0
サプレッションプール浄化系	サプレッションプール浄化系弁（G51-A0-F005）	A0
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系弁（P21-A0-F014A～F）	A0
タンクベント処理系	タンクベント処理系弁（P72-A0-F001, 002）	A0
試料採取系，事故後サンプリング設備	試料採取系弁（P91-A0-F002～005）	A0
非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電設備弁（R43-S0-F068A～C）	S0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-A0-F002, 003, 010～012, 019～024）	A0
不活性ガス系	不活性ガス系弁（T31-S0-F731, 733, 735, 737, 739, 741, 743, 751, 753, 755, 757, 759, 761, 763, 765, 767, 769, 771, 773, 775, 777, 823, 825）	S0

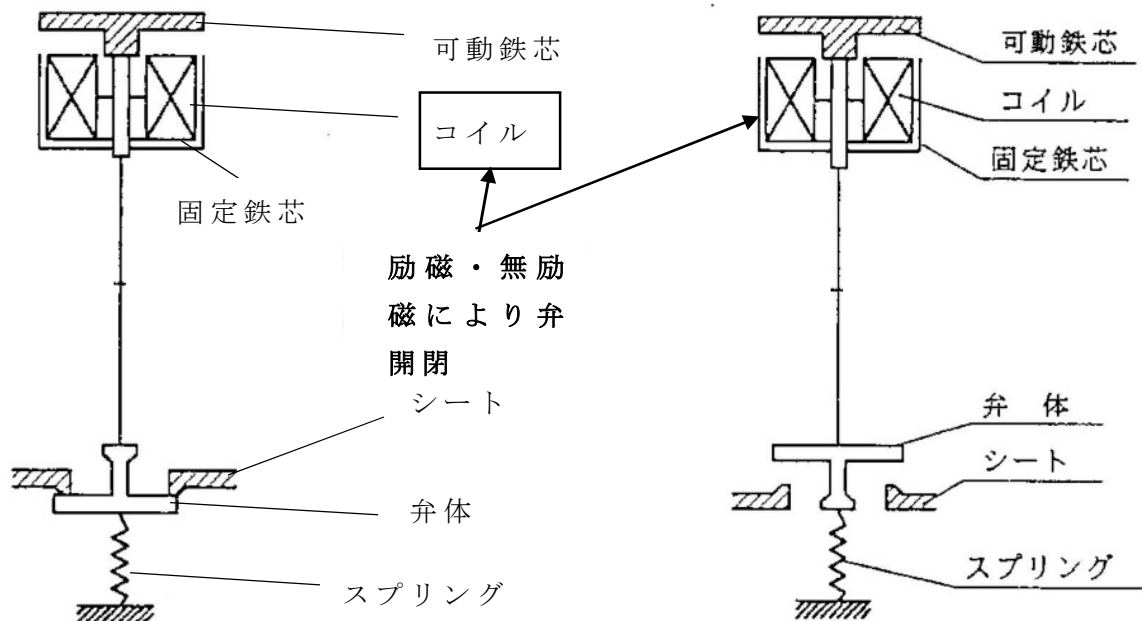
20.2 構造及び動作概要

(1) 電磁弁 (S0)

フェイルセーフ機能を有する電磁弁には大きく通電時開型電磁弁と通電時閉型電磁弁の二種類がある。前者は閉状態が安全側、また後者は開状態が安全側であり、ともに電源喪失というフェイルに対して安全側に動作する。以下に各々の構造及び動作の概要を、また、その概念図を補足第 20.2-1 図に示す。

通電時開型電磁弁の場合、コイルが励磁すると電磁石となって可動鉄芯を吸着することでバネ力に打ち勝ち、弁体が押し下げられ、「開」となる。コイルが無励磁となると電磁石として機能しなくなるため、バネ力により可動鉄芯がコイルから離れ、弁体が押し上げられて「閉」となる。

通電時閉型電磁弁の場合、コイルが励磁すると電磁石となって可動鉄芯を吸着することでバネ力に打ち勝ち、弁体が押し下げられ、「閉」となる。コイルが無励磁となると電磁石として機能しなくなるため、バネ力により可動鉄芯がコイルから離れ、弁体が押し上げられて「開」となる。



通電時開型 (無通電時)

通電時閉型 (無通電時)

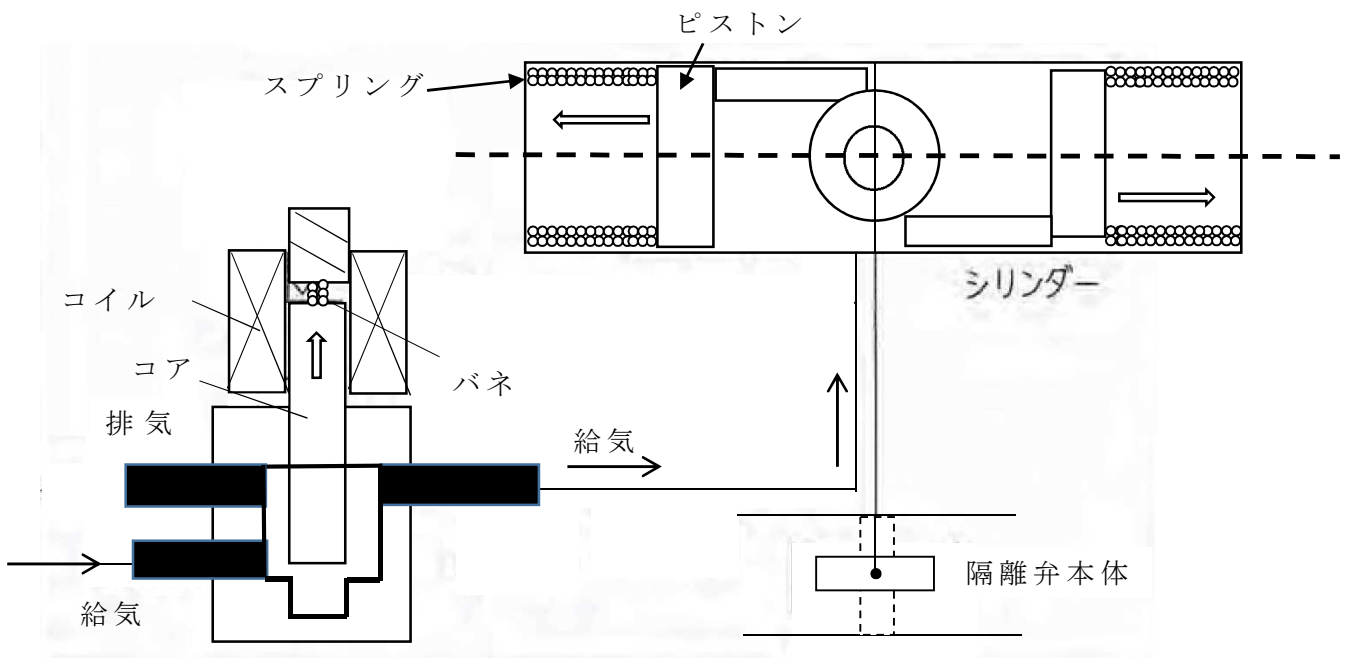
補足第 20.2-1 図 電磁弁の動作概要図

(2) 空気作動弁 (A0)

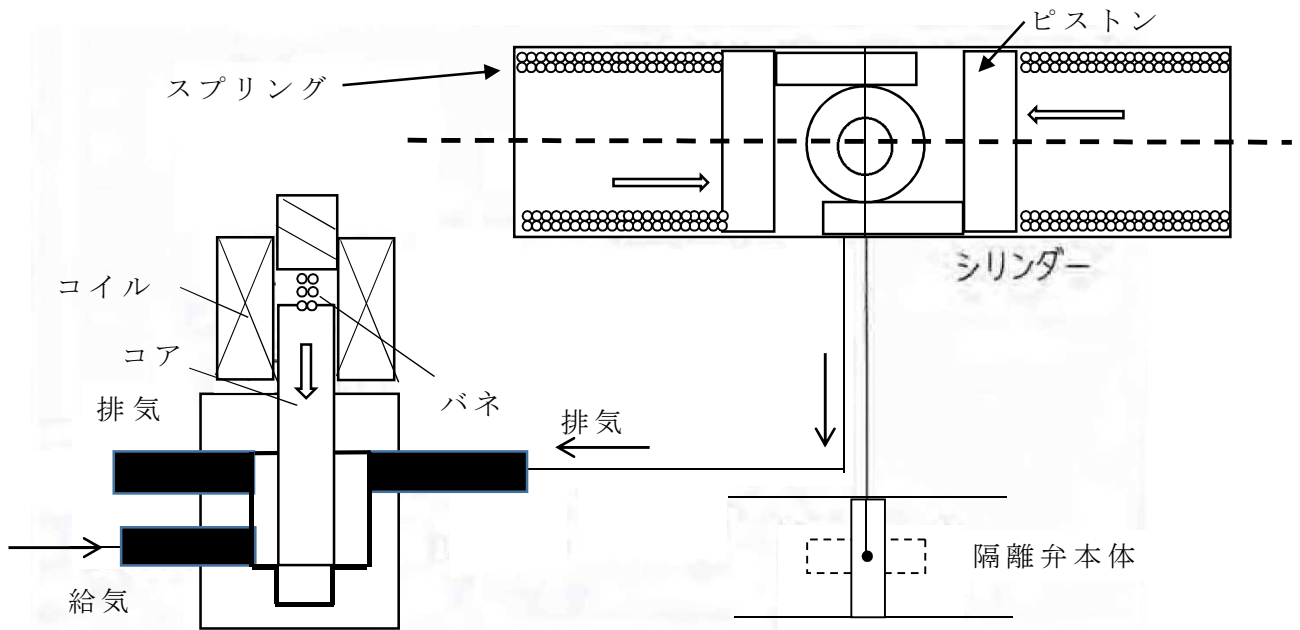
フェイルセーフ機能を有する空気作動弁は主に隔離弁として用いられ、この場合は閉状態が安全側であり、電源喪失というフェイルに対して開状態から閉状態（安全側）に動作する。

一般的な空気作動弁（隔離弁）の構造及び動作の概要を以下に、また、その概念図を補足第 20.2-2, 3 図に示す。

空気作動弁（隔離弁）を開動作させる場合は、電磁弁を励磁させ、空気（計装用圧縮空気系等）によりシリンダー内のピストンを動作させる。これにより空気供給ループの構成が変化して隔離弁開となり、また開状態が保持される。電磁弁が無励磁となった場合、シリンダー内のピストンは通常位置に復帰する。これにより空気供給ループが変化し、隔離弁閉となり、また閉状態が維持される。



補足第 20.2-2 図 空気作動弁の動作概要図（開状態）



補足第 20.2-3 図 空気作動弁の動作概要図（閉状態）

20.3 没水によるフェイルセーフ動作への影響

以下に示す通り、没水によるフェイルセーフ機能への影響はないと考える。

- (1) 端子部に水分が浸入した時点で電源が遮断され、電磁弁が作動し、弁のフェイル動作が完了する（電源が喪失すれば誤作動はしない）。
- (2) 没水影響により電源が遮断されない場合は、電源回路の絶縁性能が保たれているため、正常に動作可能。
- (3) 没水により無励磁の箇所が誤って励磁される事象は考えられない。
- (4) 駆動部が没水状態となったとしても、その時点で空気排出・スプリング動作を阻害するほどの水頭圧にならないため、空気排出・弁作動は可能である。

（例 計装用圧縮空気系系統圧：約 0.7MPa⇒水頭圧約 70m）

第 11 条：安全避難通路等について

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための基本方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第 11 条第 1 項及び第 2 項に対する基本方針
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出
 - 2.2 作業用照明の設計方針
 - 2.3 可搬型照明の設計方針
3. 別紙
 - 別紙 1 現場操作の確認結果について
 - 別紙 2 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第 11 条第 1 項及び第 2 項への適合性）
4. 別添
 - 別添 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉運用，手順説明資料
安全避難通路等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全避難通路等について，設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条において，追加要求事項を明確化する（第 1 表）。

第 1 表 設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条 要求事項

設置許可基準規則 第 11 条（安全避難通路等）	技術基準規則 第 13 条（安全避難通路等）	備 考
<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 <u>設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u></p>	<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 <u>設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u></p>	<p>変更なし</p> <p>追加要求事項</p>

1.2 適合のための基本方針

1.2.1 設置許可基準規則第11条第1項及び第2項に対する基本方針

発電用原子炉施設は、安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する設計とする。

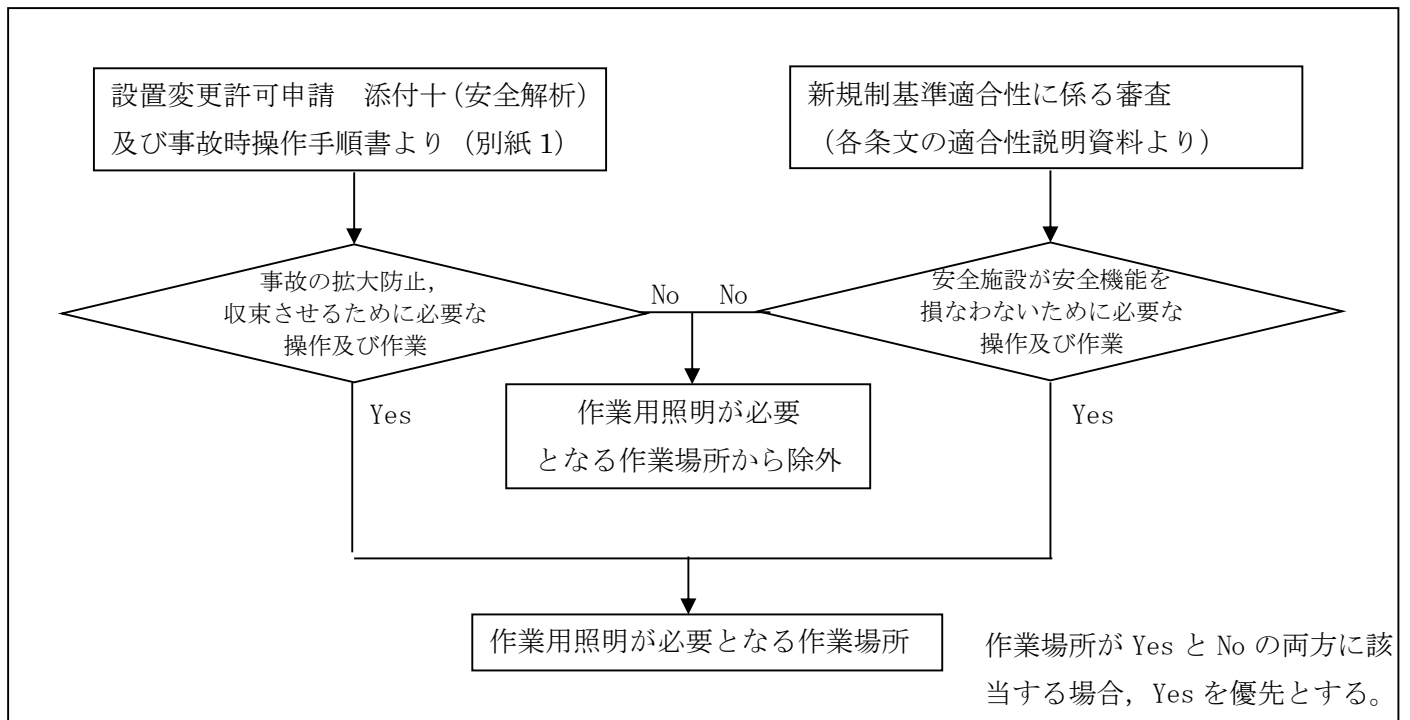
避難用の照明の電源が喪失した場合においても、点灯可能なよう非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する設計とする。

また、新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について、別紙2に示す。

2. 追加要求事項に対する適合性

2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出

設計基準事故が発生した場合に事故の拡大防止, 収束させるために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所, 及び安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所を第 2.1-1 図のとおり抽出し, 第 2.1-1 表のとおり, 原子炉の停止, 停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室, 現場機器室, 緊急時対策所及び現場機器室へのアクセスルートに, 避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。



第 2.1-1 図 作業用照明が必要となる作業場所の抽出フロー

第 2.1-1 表 作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	作業用照明が必要となる作業場所 ()内は動線上の必要となる作業用照明配置図 6号及び7号炉各建屋の頁番号
① 原子炉の停止, 停止後の冷却, 及び監視等の操作	<発電用原子炉設置変更許可申請書 添付資料十に示す事故> ・ 中央制御室 (6号:1, 7号:1)
② 設計基準事故発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを実施する際において, 中央制御室にて残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉にし, 電源停止操作を実施> ・ 非常用電気品(A), (B), (C)室 (6号:1, 2, 10) (7号:1, 2, 21)
③ 設計基準事故発生時, 中央制御室での操作実施後, 非常用炉心冷却系等の運転継続が必要な動的機器の状態の確認を実施する現場機器室	<発電用原子炉設置変更許可申請書 添付資料十に示す事故> (原子炉冷却設備) ・ 残留熱除去系(A), (B), (C)ポンプ室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 原子炉補機冷却水系(A), (D)ポンプ室 (原子炉補機冷却海水系(A), (D)ポンプ設置) (6号:1, 2, 5, 13, 14) (7号:1, 2, 5, 24, 25) ・ 原子炉補機冷却水系(B), (E)ポンプ室 (原子炉補機冷却海水系(B), (E)ポンプ設置) (6号:1, 2, 5, 13, 14) (7号:1, 2, 5, 24, 25) ・ 原子炉補機冷却水系(C), (F)ポンプ室 ・ 原子炉補機冷却海水系(C), (F)ポンプ室 (6号:1, 2, 5, 13, 14, 15, 16) (7号:1, 2, 5, 24, 25, 26, 27) ・ 高圧炉心注水系(B), (C)ポンプ室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 制御棒駆動水系(A), (B)ポンプ室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 非常用ディーゼル発電機(A), (B), (C)室 (6号:1, 2, 10, 9) (7号:1, 2, 21, 20) (非常用換気設備) ・ 非常用ガス処理系排風機(A), (B)室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8, 7) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19, 18) ・ 中央制御室再循環装置室 (6号:1, 2, 1) (7号:1)
④ 第八条 (火災による損傷の防止):内部火災発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを実施する際において, 火災によって非常用電源機能が喪失した場合, 停止時冷却外側隔離弁の手動開操作を実施> ・ 弁室(A), (B), (C)・・・原子炉建屋1階 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20)

	<p><消火活動を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室 (6号:1, 7号:1)
⑤ 第九条 (溢水による損傷の防止等): 内部溢水発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><内部溢水により燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合に、燃料プール冷却機能維持のため残留熱除去系へ手動弁開操作による切替を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却浄化系弁室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19) 弁室(A), (B), (C)・・・原子炉建屋中地下1階(6号炉のみ) (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10) 弁室(A), (B), (C)・・・原子炉建屋1階(7号炉のみ) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20)
⑥ 第十二条 (安全施設): 静的機器の単一故障発生時に必要な操作及び復旧作業を実施する現場機器室	<p><残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを実施する際において、単一故障によって非常用電源機能が喪失した場合、停止時冷却外側隔離弁の手動開操作を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 弁室(B), (C)・・・原子炉建屋1階 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20) <p><非常用ガス処理系のフィルタ交換及び配管補修を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ガス処理系排風機(A), (B)室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8, 7) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19, 18) 通路(非常用ガス処理系配管ルート(原子炉建屋オペレーティングフロア, 原子炉建屋3階)) (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8, 7, 6) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19, 18, 17) <p><中央制御室換気空調系のフィルタ交換及びダクト補修を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系再循環装置室 (6号:1, 2, 1) (7号:1) 計測制御用電源盤(Ⅱ)室空調機室(7号炉のみ) (7号:1, 2) 区分Ⅱ, Ⅳケーブル処理室(7号炉のみ) (7号:1) 区分Ⅰ, Ⅲケーブル処理室(7号炉のみ) (7号:1)
⑦ 第十四条 (全交流動力電源喪失対策設備): 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始される前までに必要な操作を実施する現場機器室	<p><非常用ディーゼル発電機の確認></p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機(A), (B), (C)室 (6号:1, 2, 10, 9) (7号:1, 2, 21, 20) <p><不要な負荷の切り離しとして、電源切操作を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 計測制御用電源盤(Ⅰ), (Ⅱ), (Ⅲ), (Ⅳ)室 (6号:1, 2) (7号:1, 2) <p><常設代替交流電源設備から受電前準備操作として、遮断器の切操作を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用電気品(A), (B)室 (6号:1, 2, 10) (7号:1, 2, 21)
⑧ 第二十六条 (原子炉制御室等): 中央制御室退避事象時に必要な操作を実施する現	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室外原子炉停止装置室 (6号:1, 2, 10) (7号:1, 2, 21)

場機器室	
⑨ 第三十四条（緊急時対策所）：②～⑧に対処するために必要な指示を実施する緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・ 免震重要棟内緊急時対策所※ ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所※ ・ 5号炉東側保管場所※
⑩ 中央制御室から現場機器室までの建屋内アクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通路 (6号:1～27) (7号:1～27)

※. 屋外からの動線は, 「1.0 重大事故等対策における共通事項 1.0.2 共通事項 (1) 重大事故等対処設備に係る事項 b. アクセスルートの確保」参照

2.2 作業用照明の設計方針

作業用照明は、常用照明、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。(第2.2-1表)

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるよう、非常用ディーゼル発電機から電力を供給する設計とする。

直流非常灯もしくは蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置し、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源から開始される前まで(約70分間に余裕を考慮し12時間以上)点灯可能な設計とする。

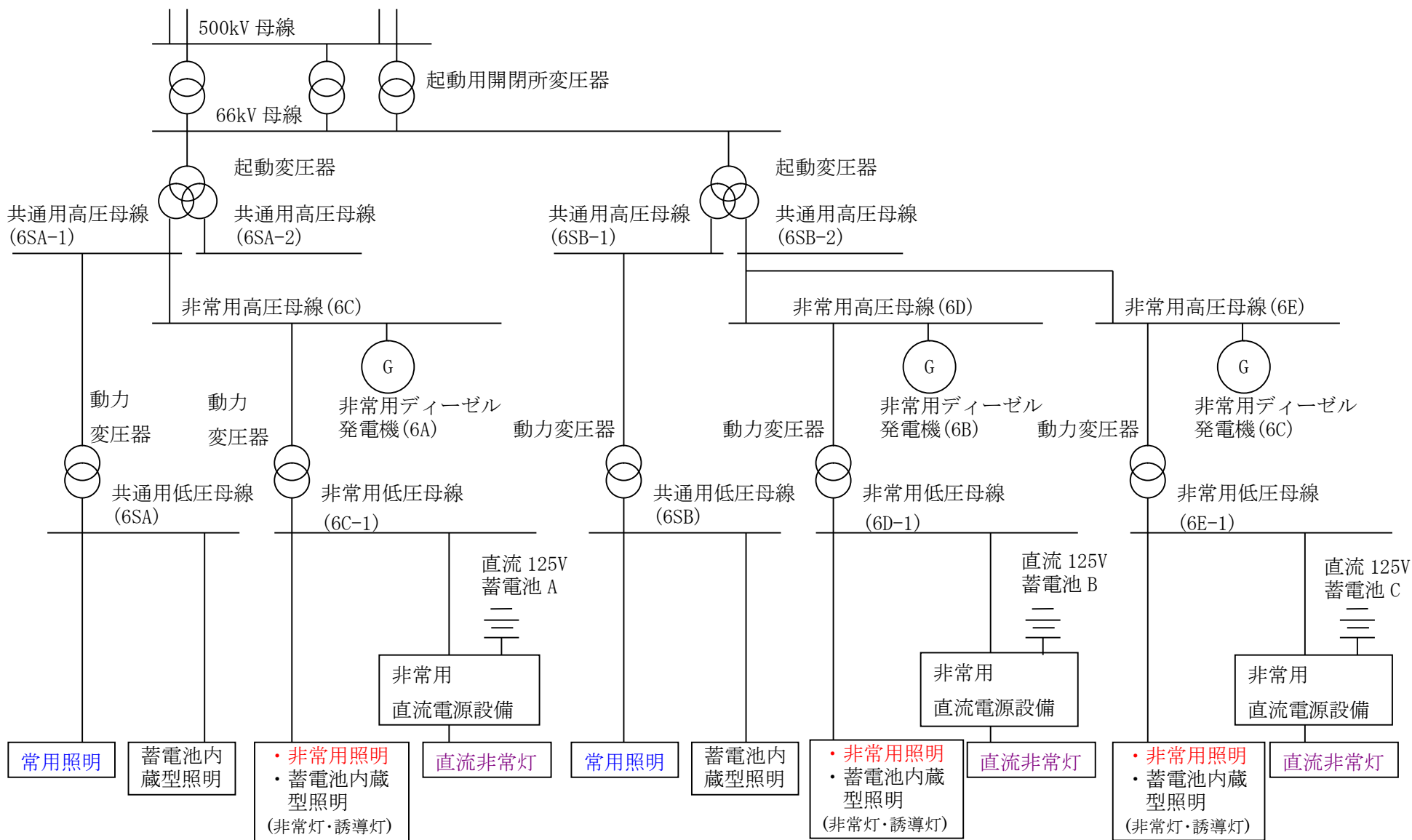
非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるよう、建築基準法施行令第126条の五に準拠した非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

第2.2-1表 作業用照明の種類，給電元及び設置場所について

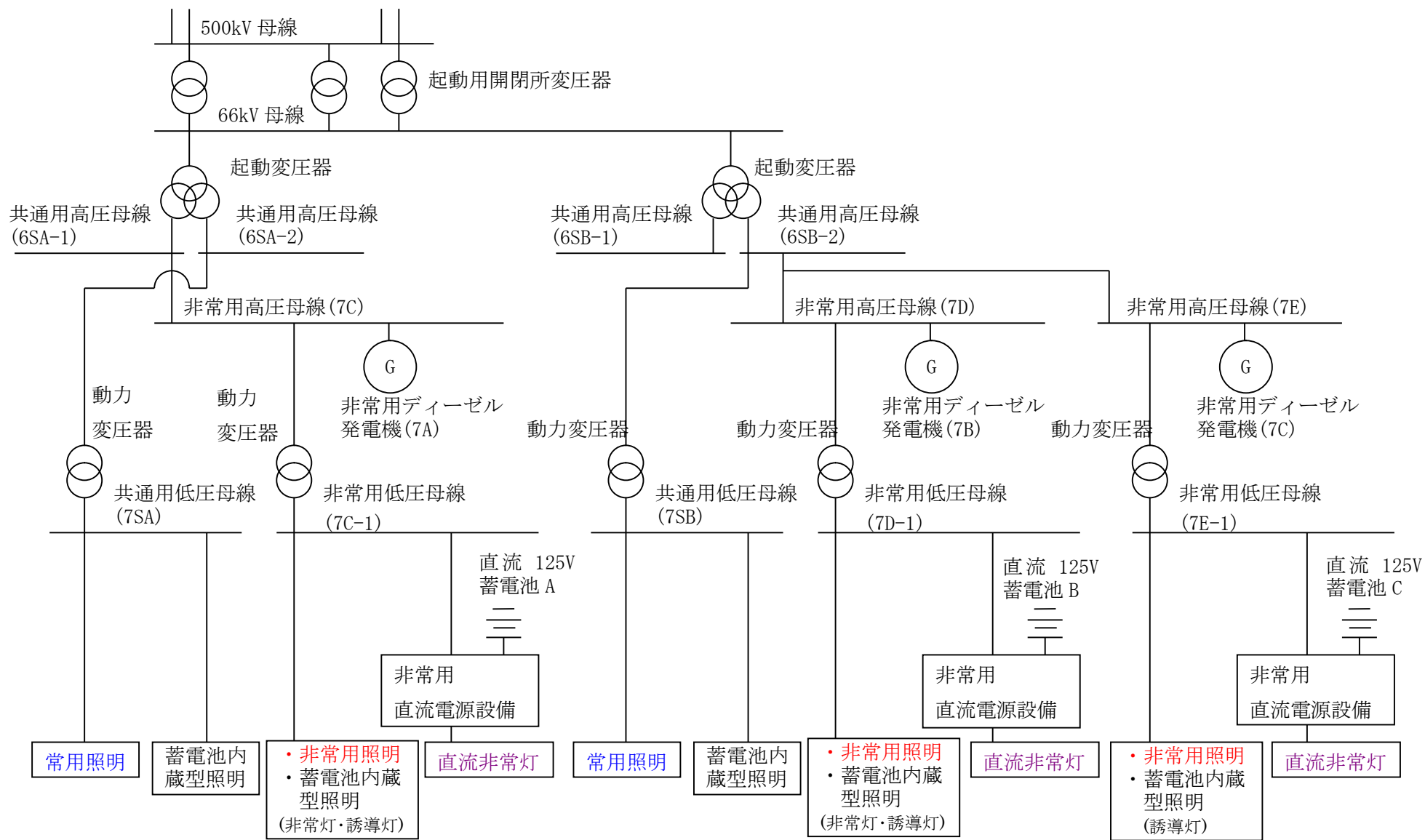
	給電元	設置場所
常用照明 (蛍光灯，白熱灯， 水銀灯)	共通用低圧母線	現場機器室 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) [*] アクセスルート
	免震重要棟内緊急時対策所用電源	免震重要棟内緊急時対策所
非常用照明 (蛍光灯，白熱灯， 水銀灯)	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) [*] アクセスルート
	免震重要棟内緊急時対策所用電源	免震重要棟内緊急時対策所
直流非常灯	非常用直流電源設備	中央制御室 現場機器室 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) [*]
蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 (非常用低圧母線) (共通用低圧母線)	中央制御室 現場機器室 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 アクセスルート

※. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内作業については、建屋内に設置する蓄電池内蔵型照明を使用し、建屋内に設置する非常用照明及び直流非常灯が使用可能な場合は当該照明も使用する。

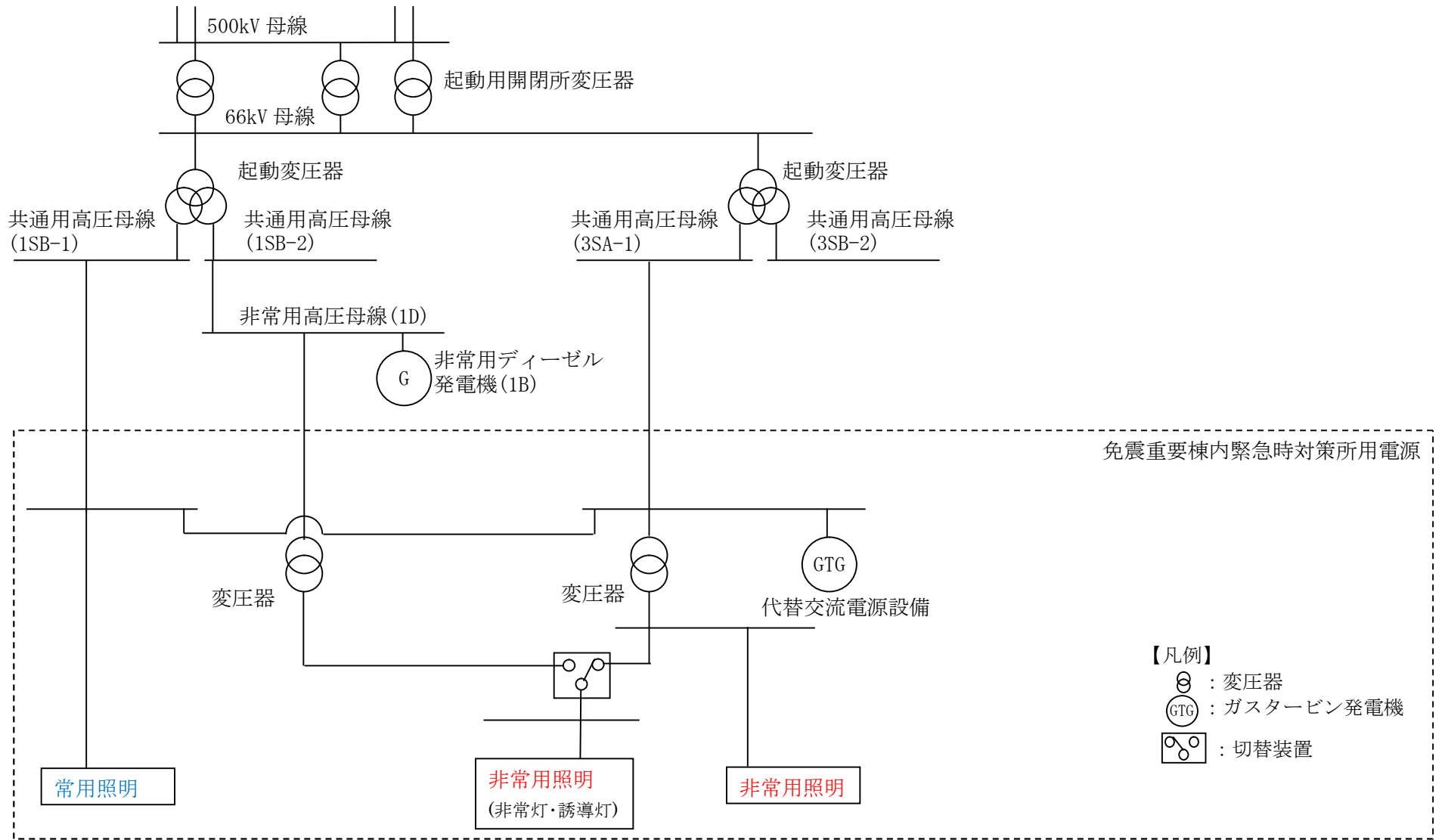
第 2.2-1 図に作業用照明電源系統図，第 2.2-2 図に作業用照明装置，第 2.2-3 図に作業用照明配置図を示す。



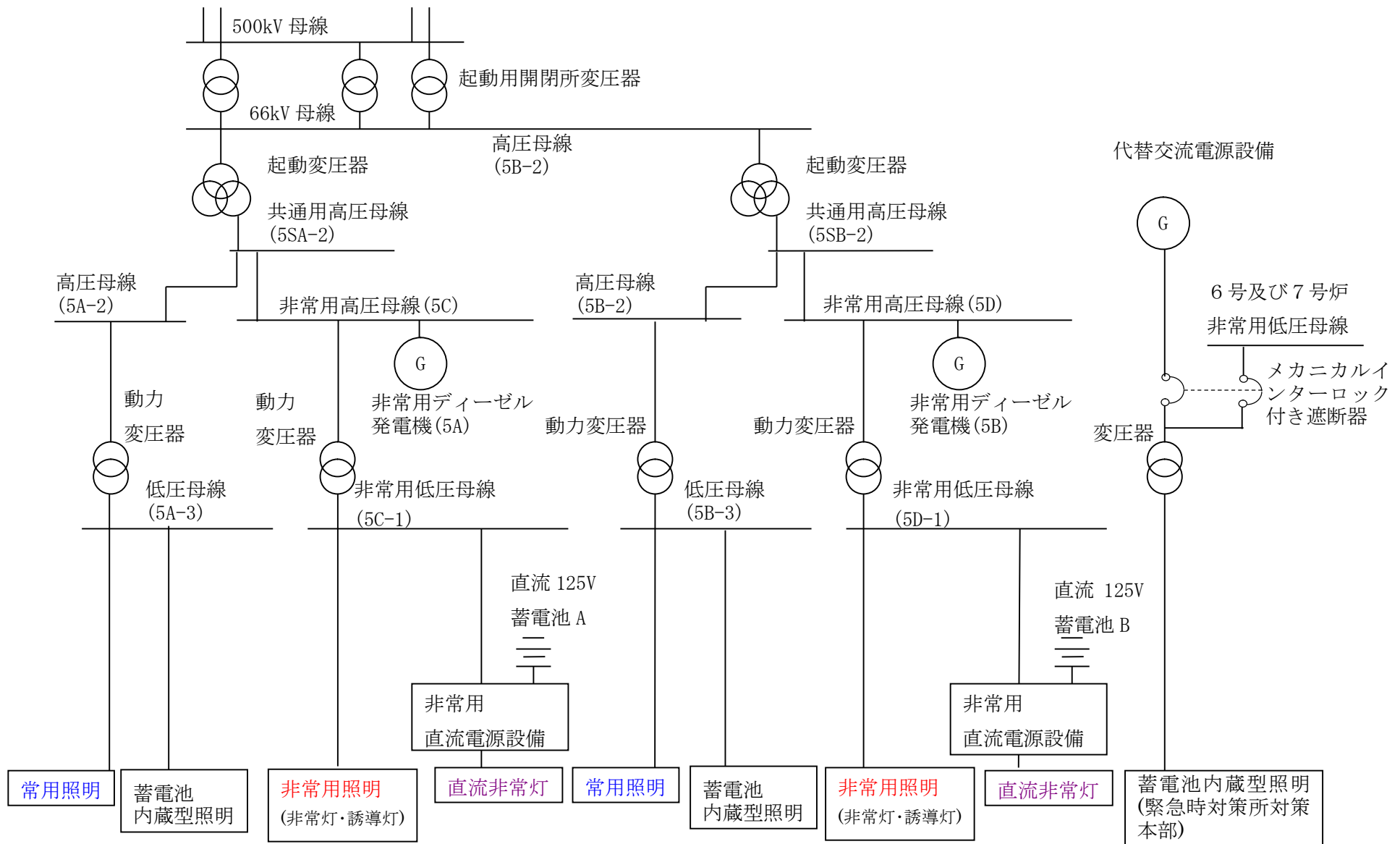
第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (6 号炉) (1/4)



第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (7号炉) (2/4)



第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (免震重要棟内緊急時対策所) (3/4)



第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) (4/4)



直流非常灯

仕様

- ・ 定格電圧：直流 125V
- ・ 床面 1 ルクス以上（設計値）
（非常灯：床面 1 ルクス以上）
- ・ 点灯可能時間：12 時間以上
（全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間として想定する 70 分以上点灯が必要）

蓄電池内蔵型照明

仕様

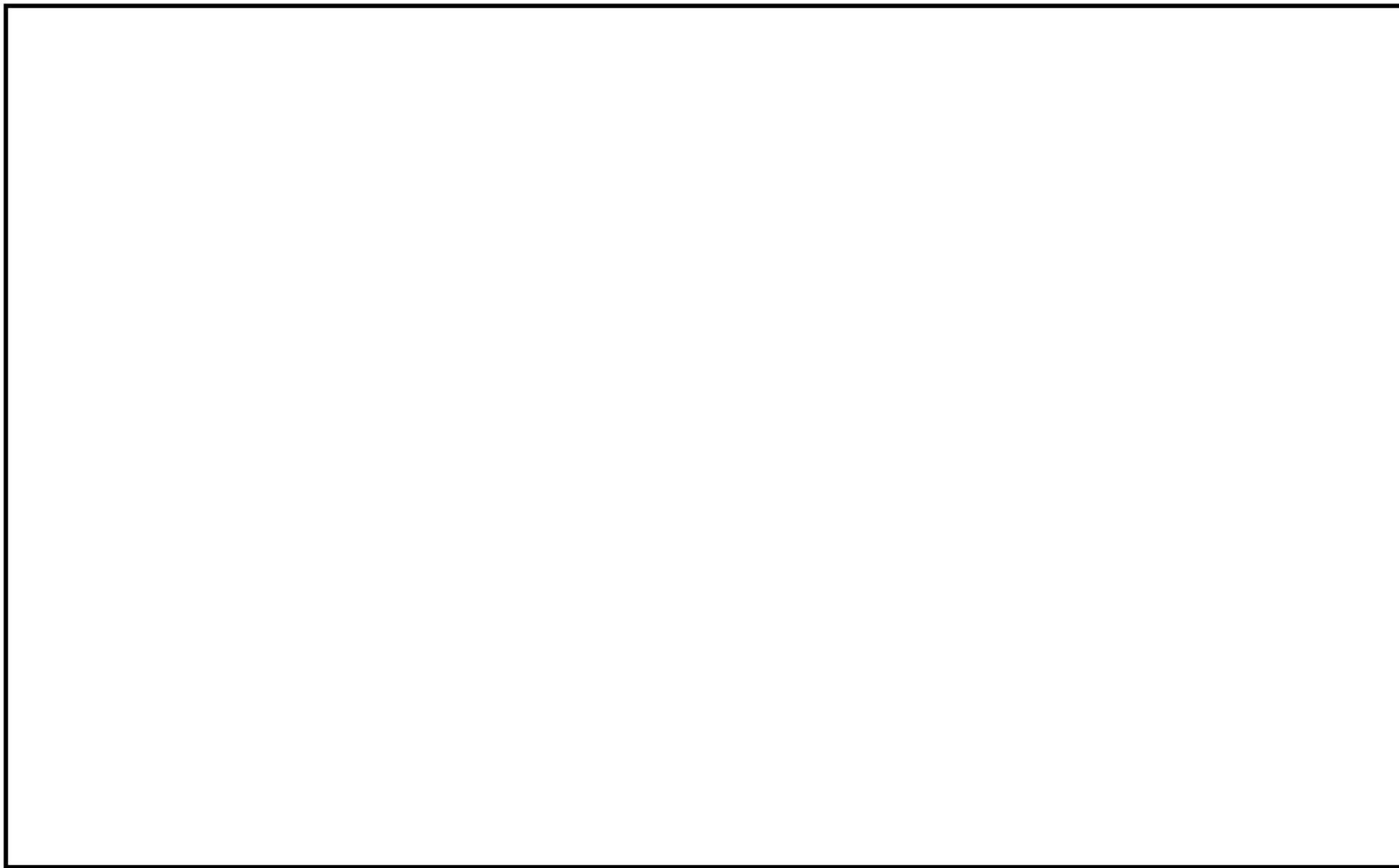
- ・ 定格電圧：交流 100V
- ・ 点灯可能時間：12 時間以上
（全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間として想定する 70 分以上点灯が必要）

非常用照明（蛍光灯）

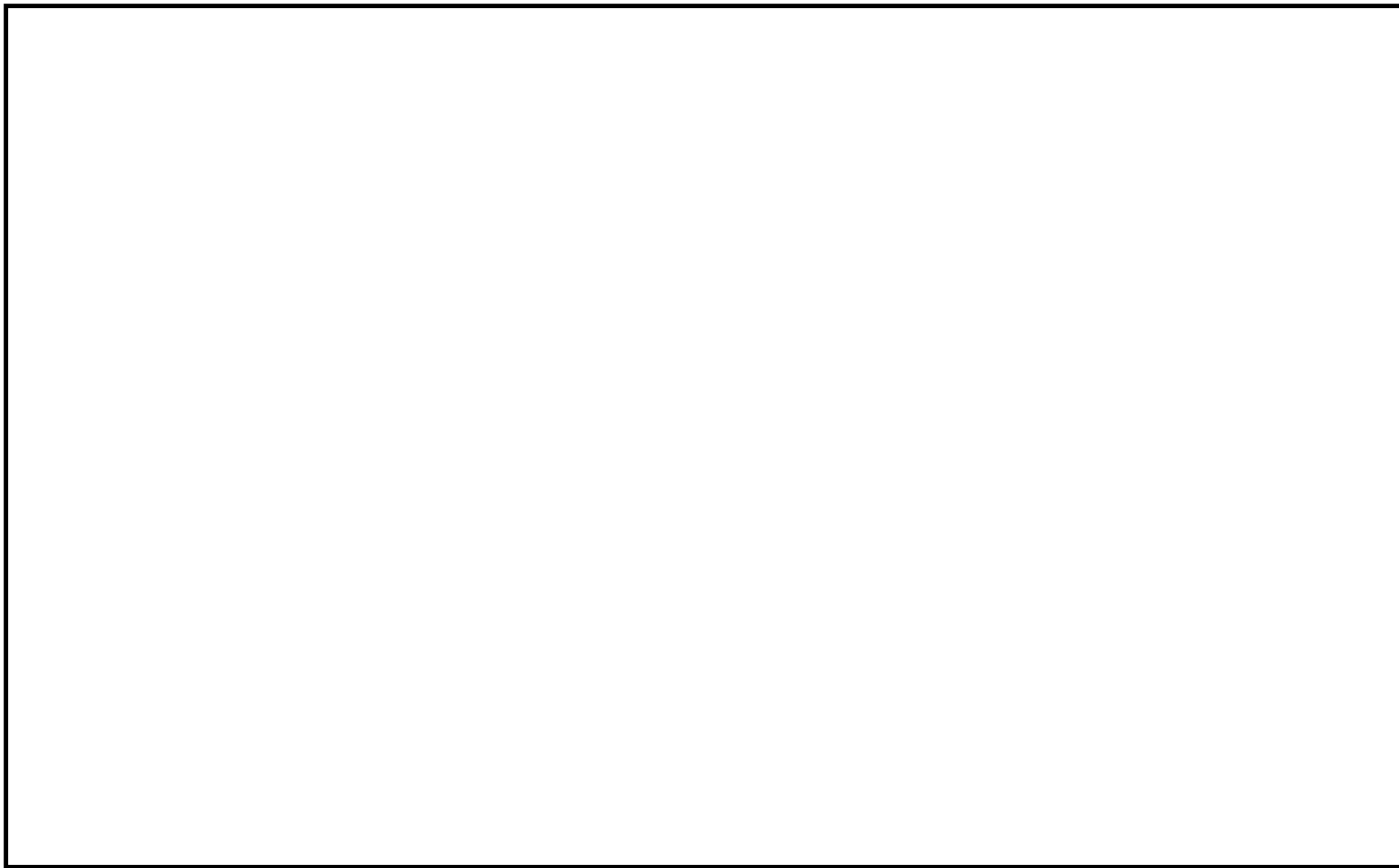
仕様

- ・ 定格電圧：交流 100V
（常用照明の仕様は非常用照明と同じ）
 - ・ 中央制御室：
 - ベンチ盤操作部エリア：1,000 ルクス（設計値）
 - 鉛直にある計器面：300~400 ルクス（設計値）
- 【参考】事務所衛生基準規則による基準
精密作業 300 ルクス以上

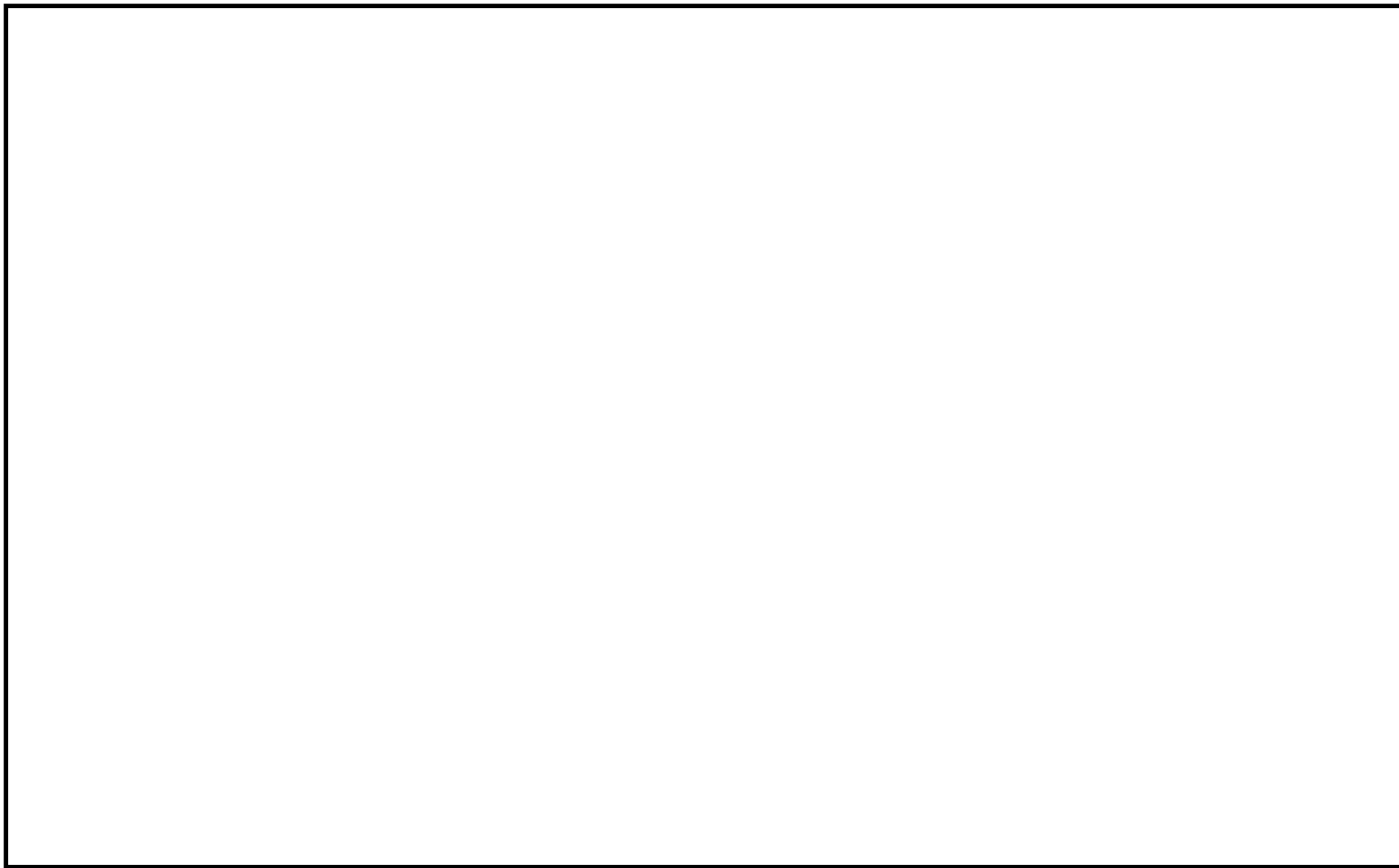
第 2.2-2 図 作業用照明装置



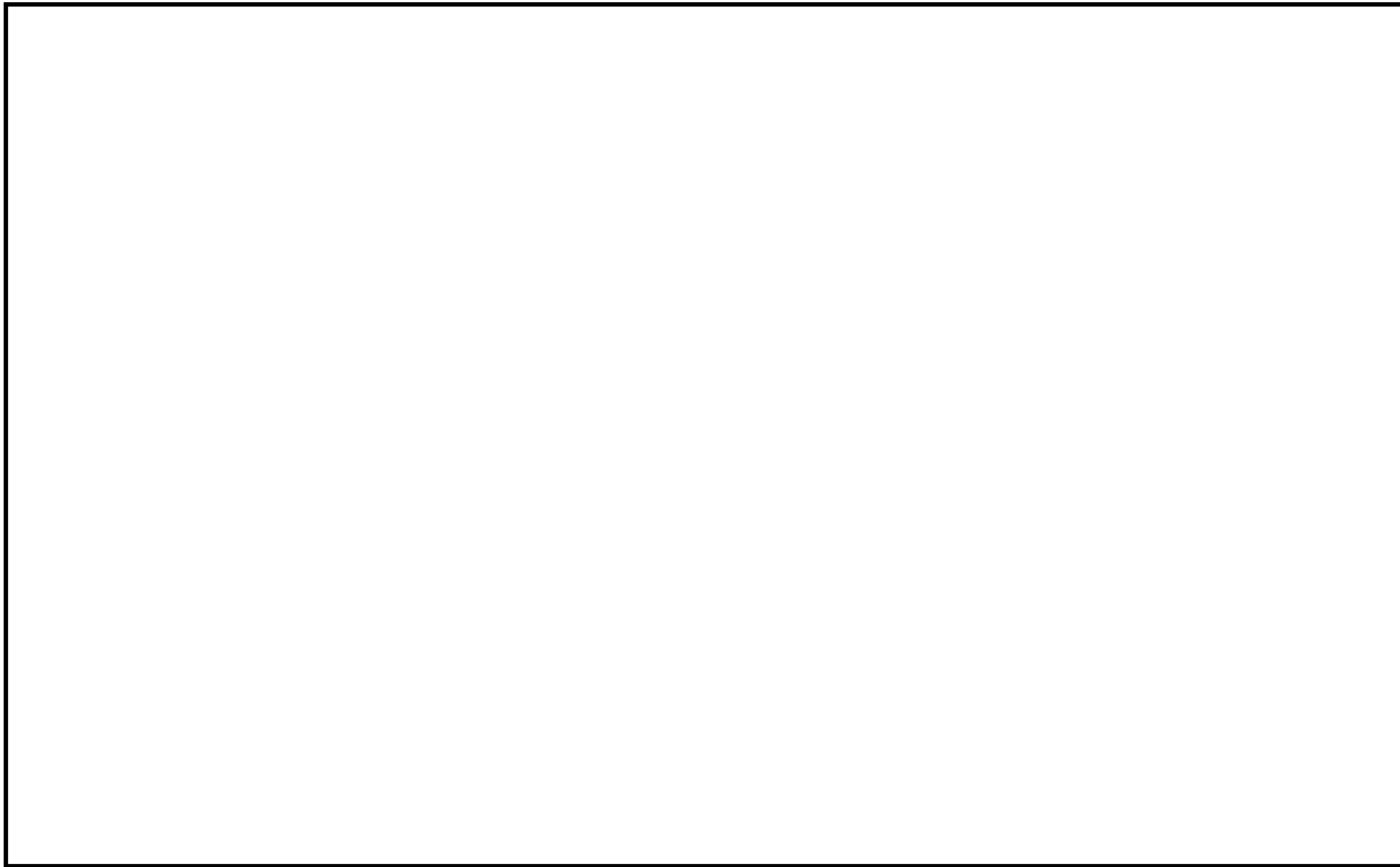
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (1/27)



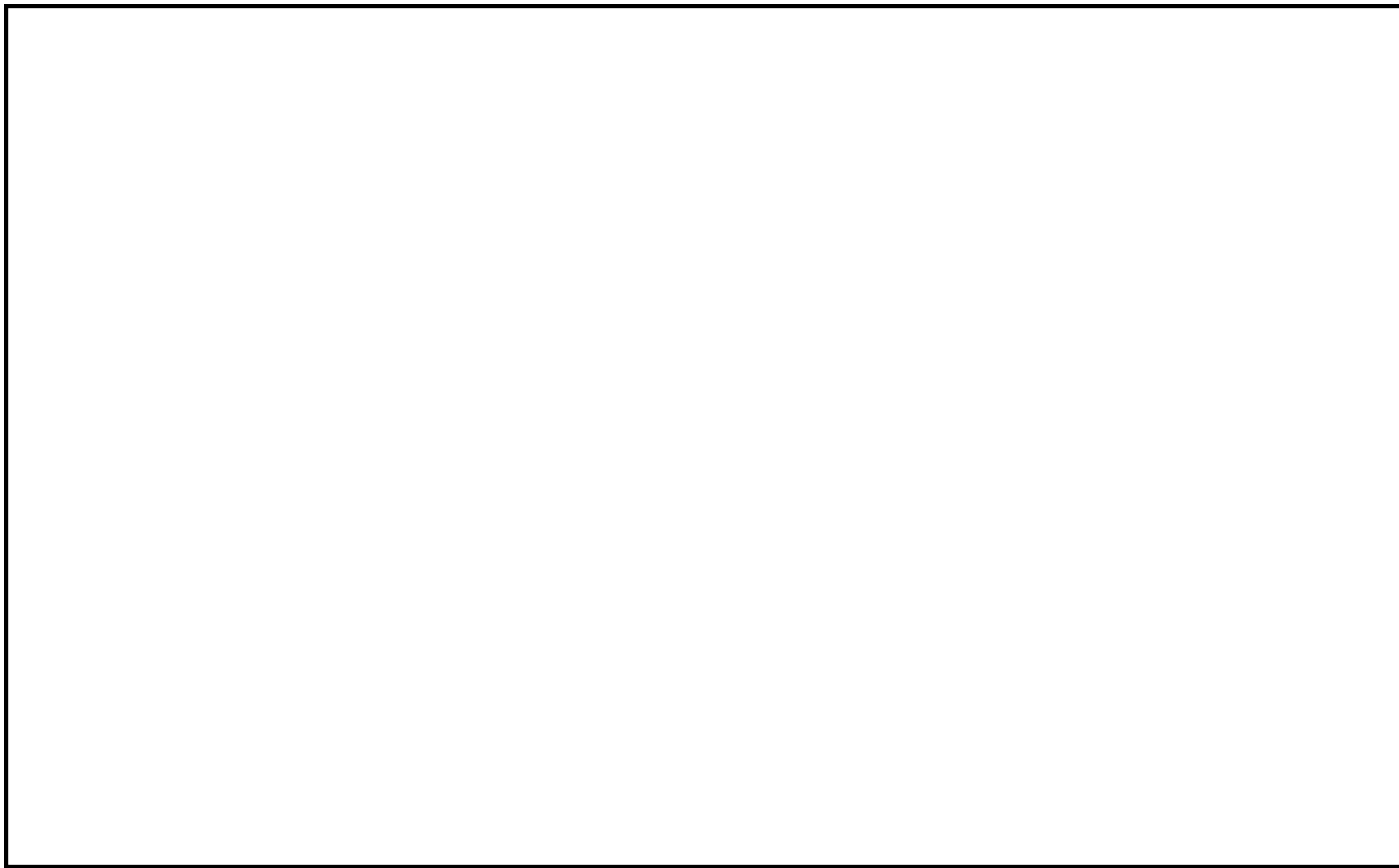
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (2/27)



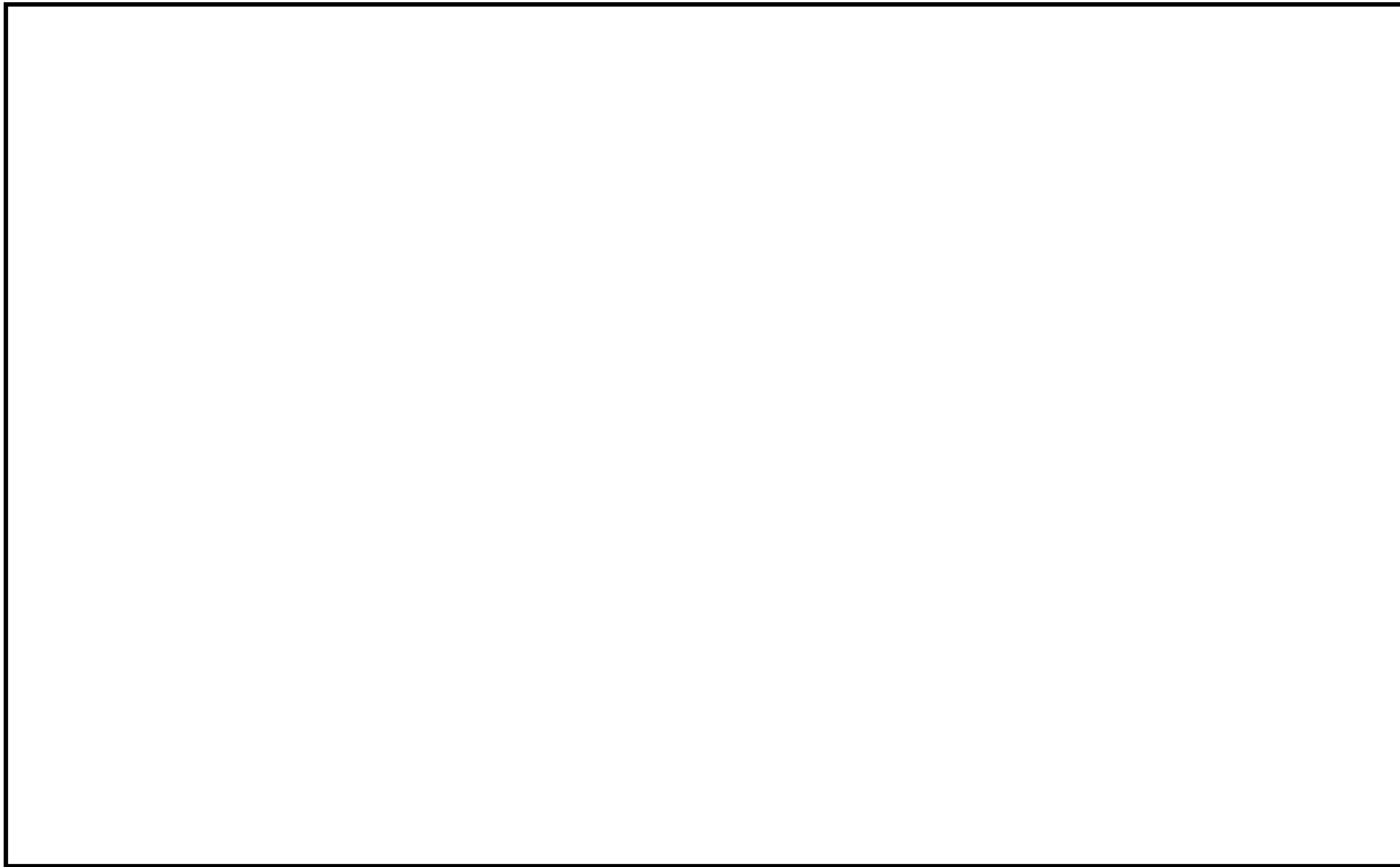
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (3/27)



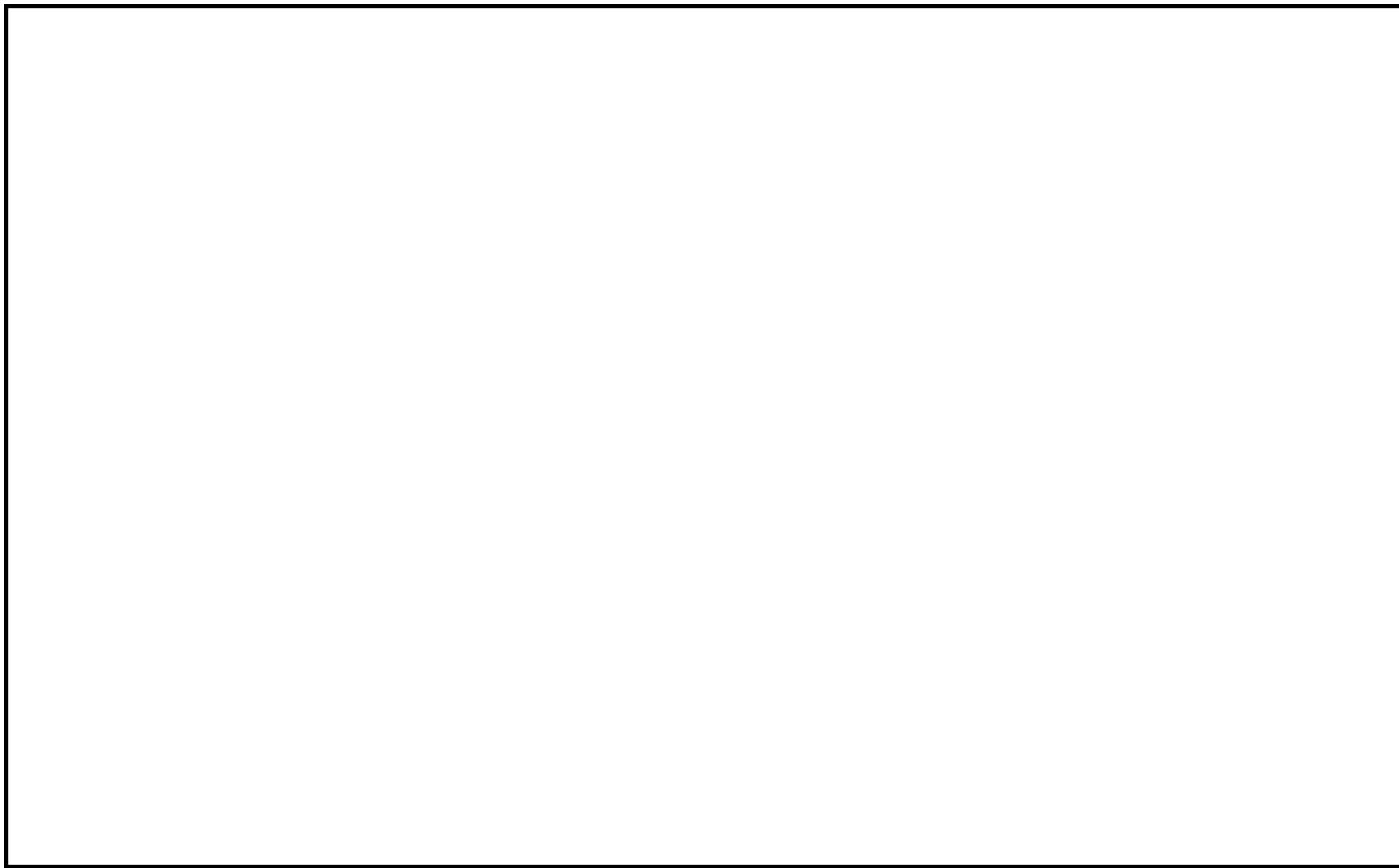
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6号及び7号炉各建屋(4/27)



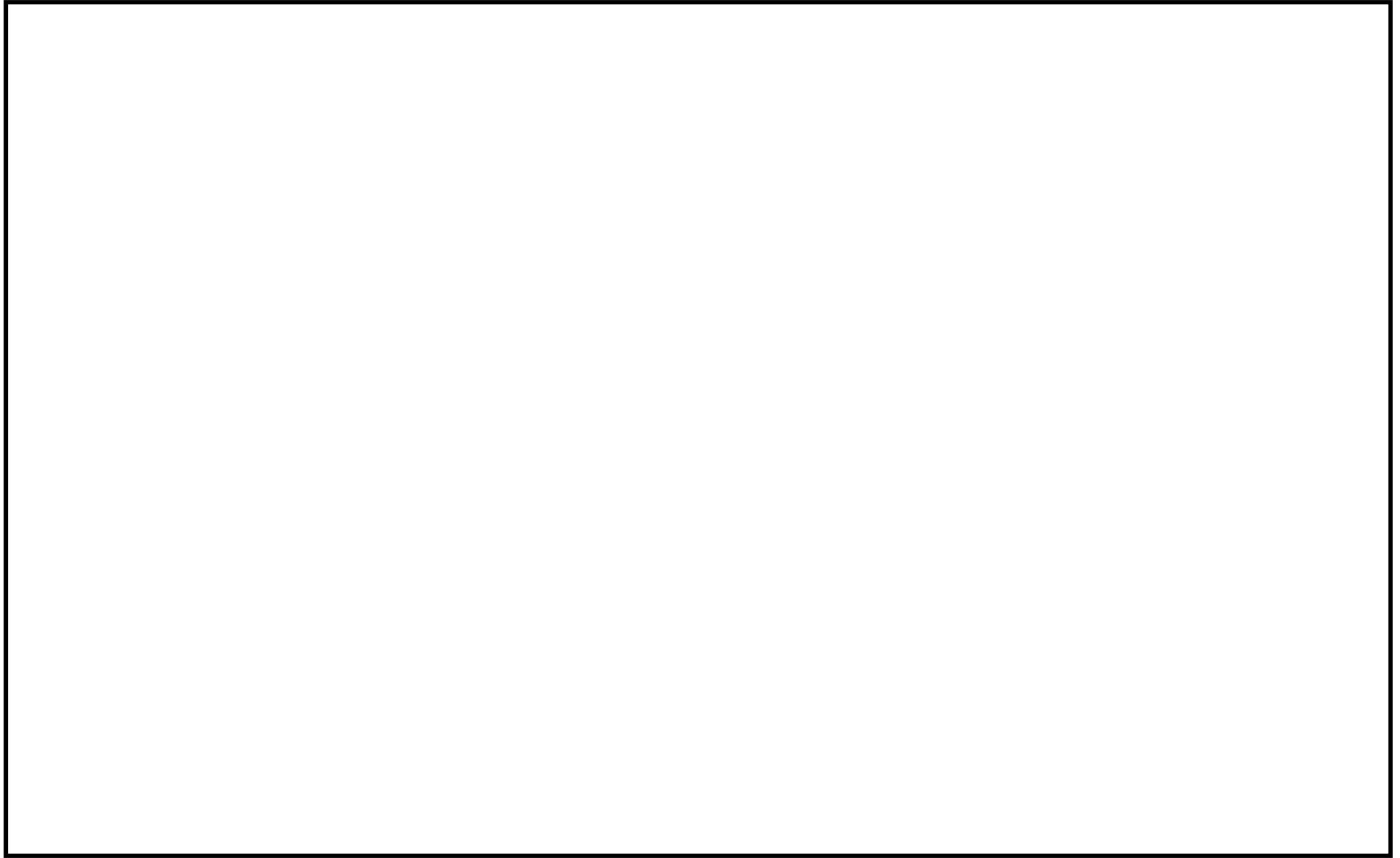
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6号及び7号炉各建屋(5/27)



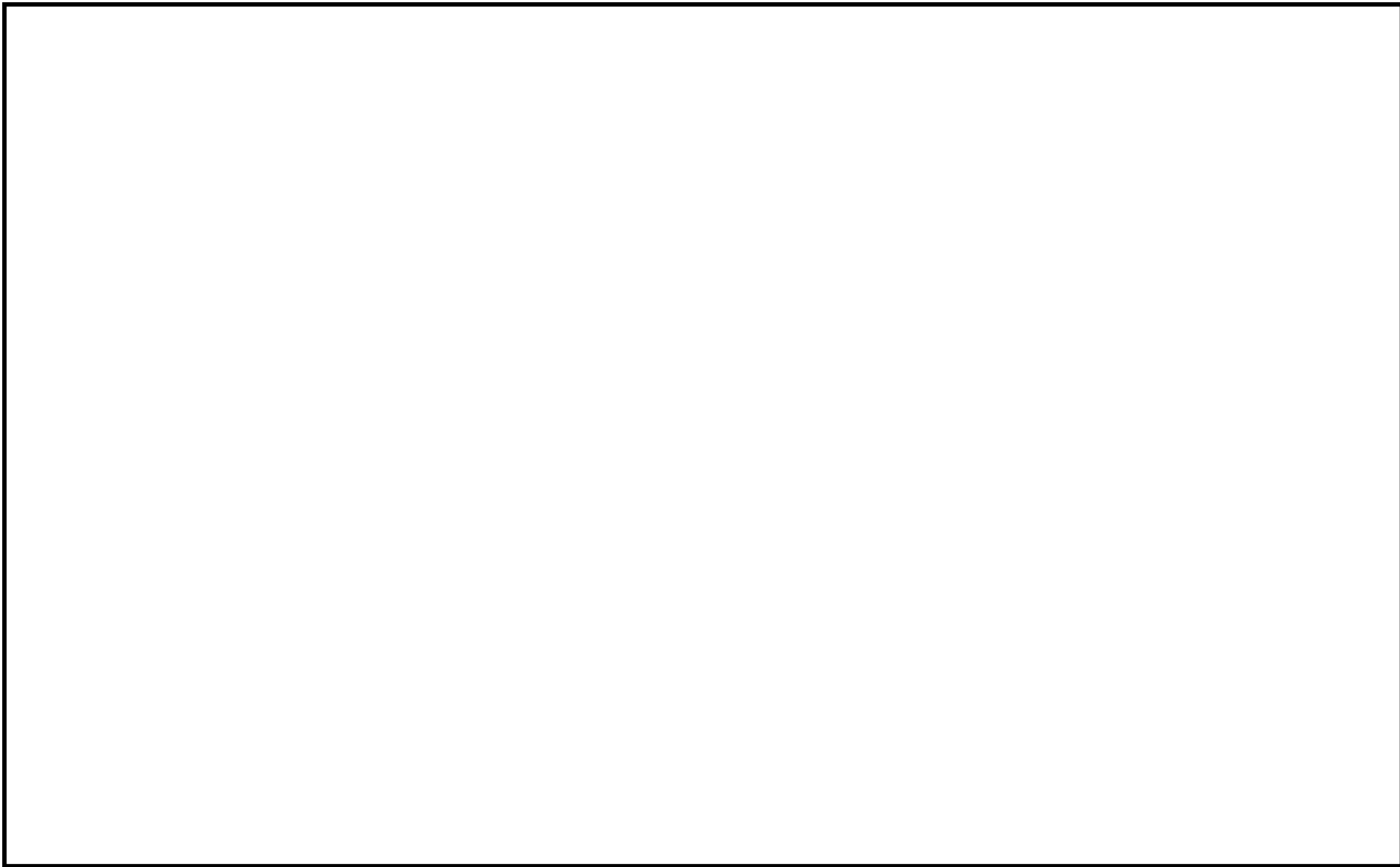
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (6/27)



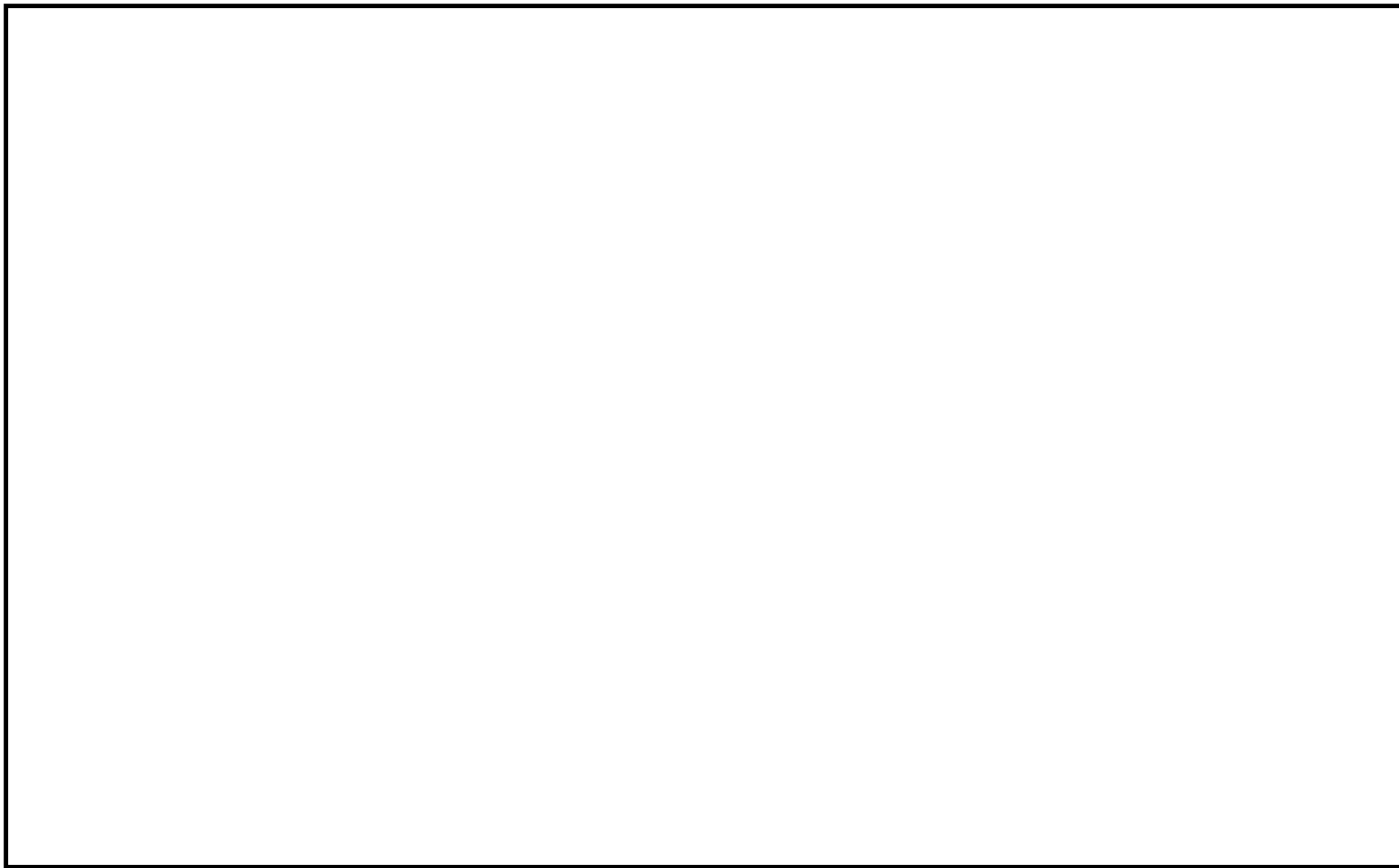
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (7/27)



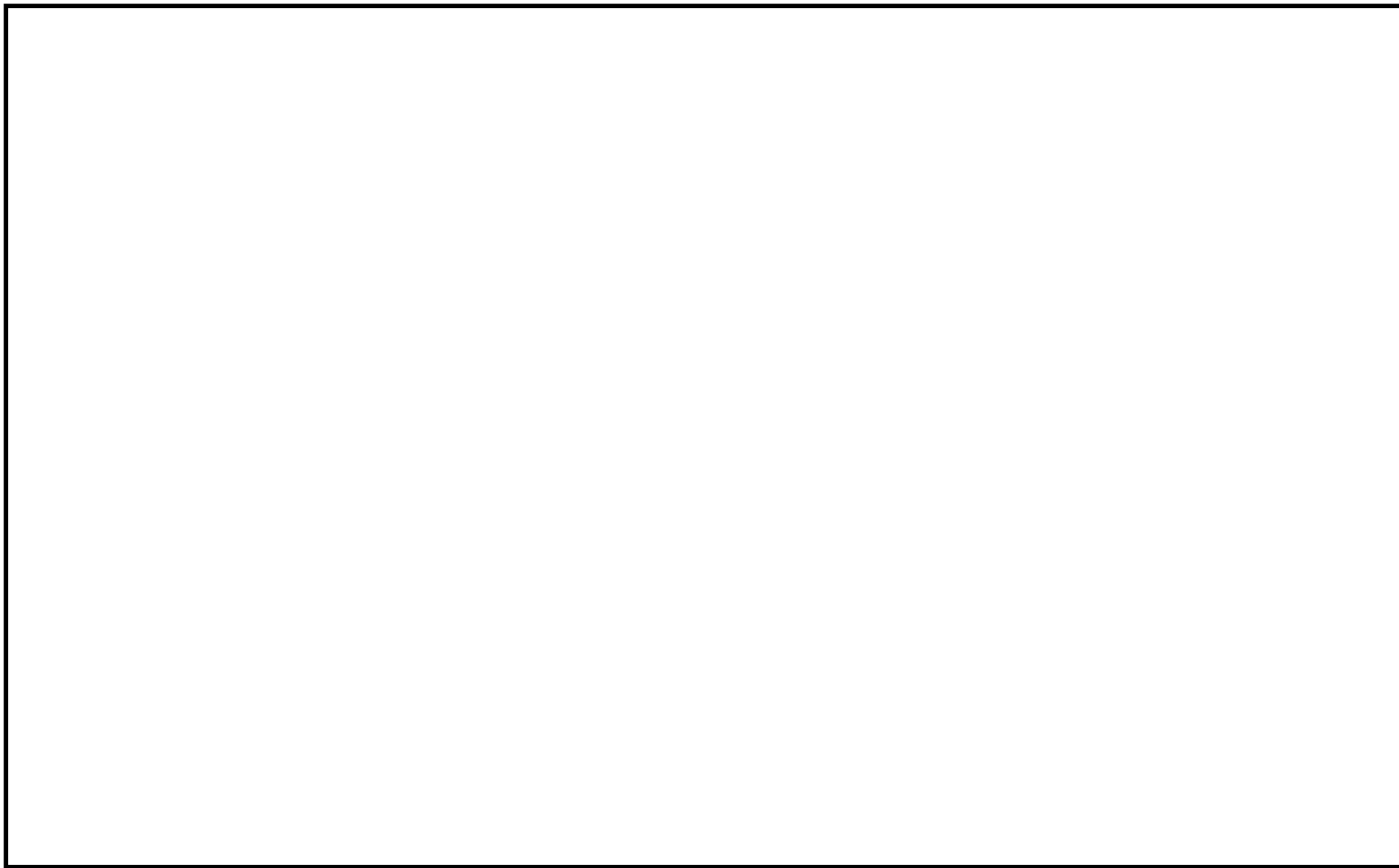
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(8/27)



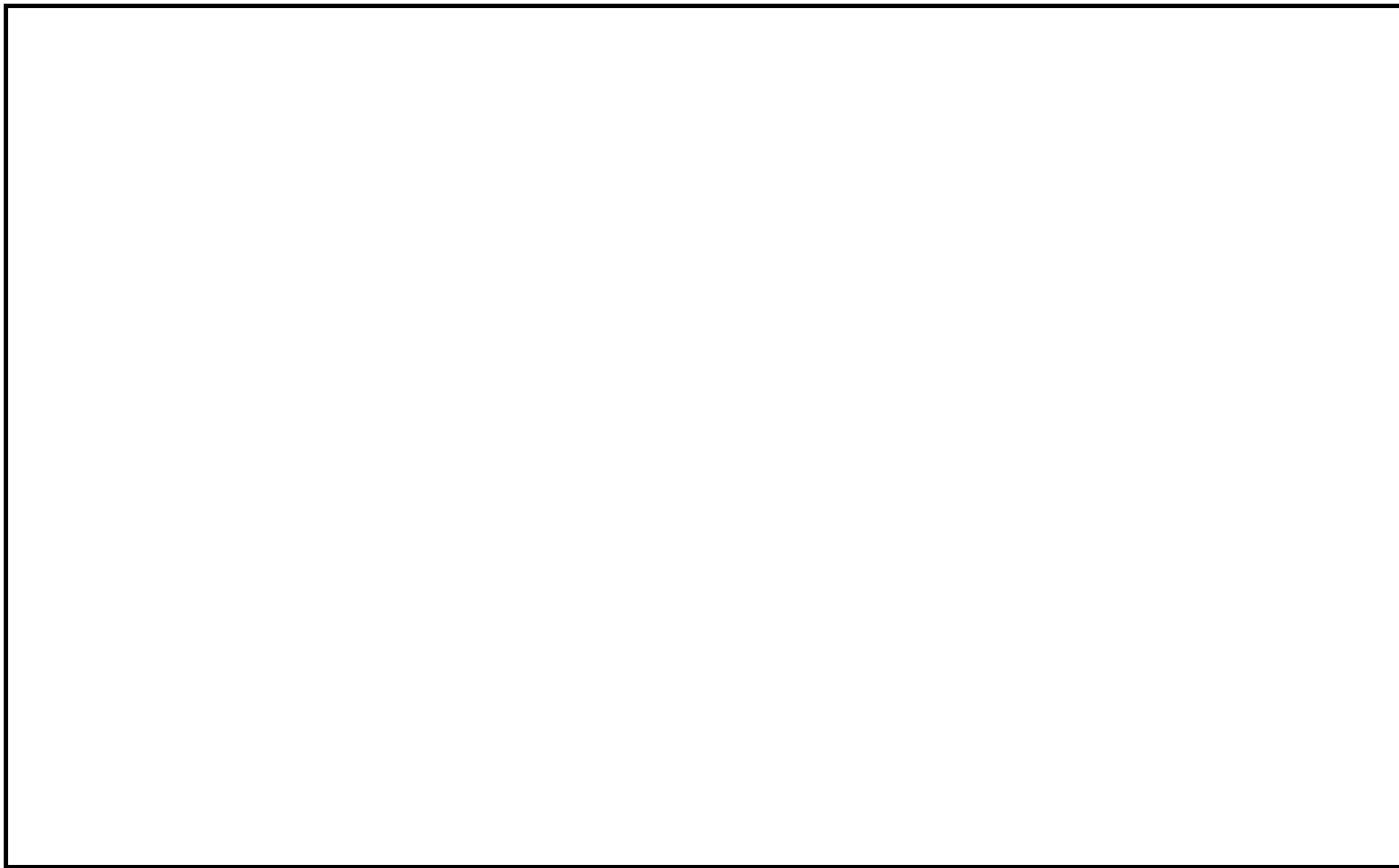
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(9/27)



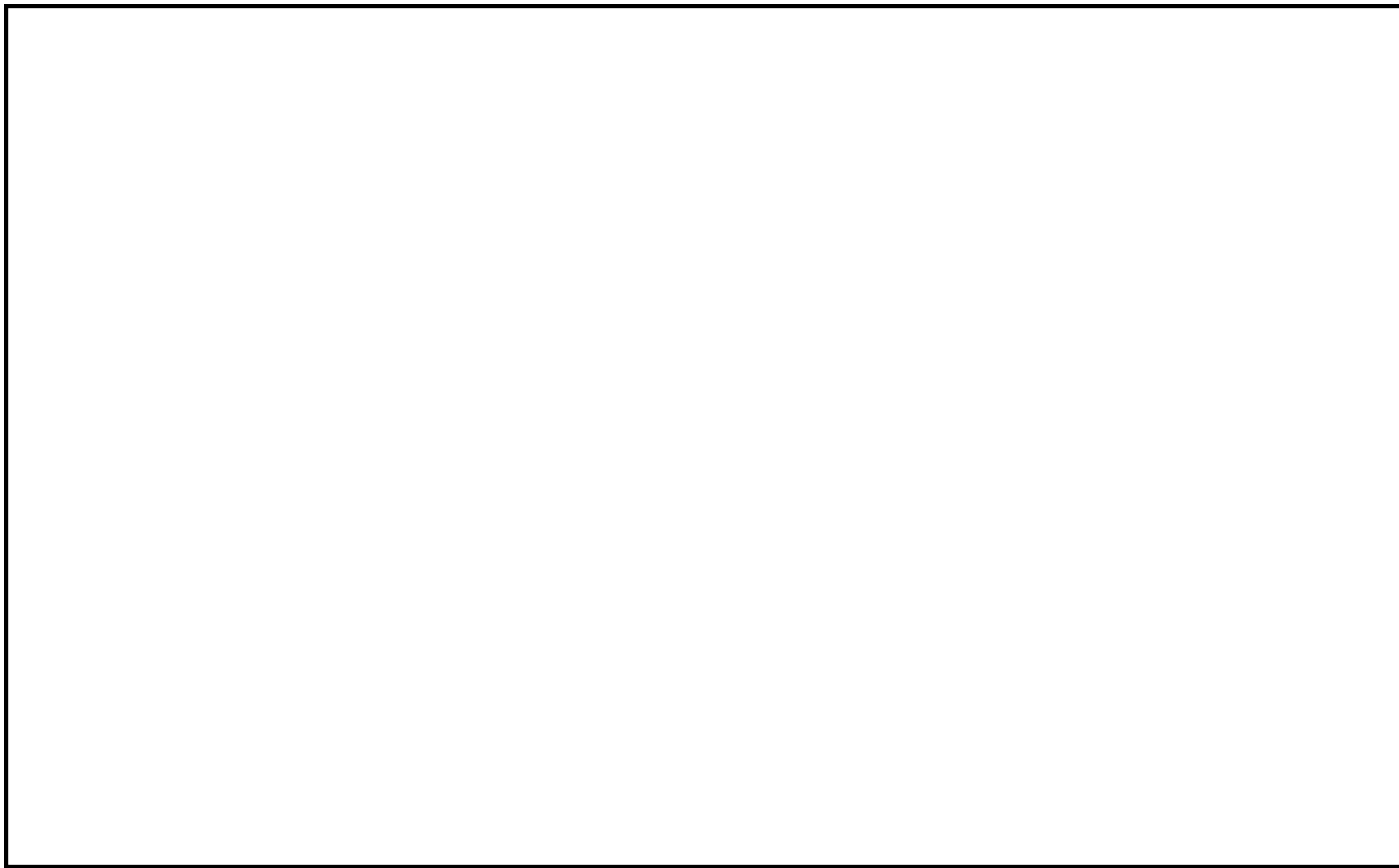
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(10/27)



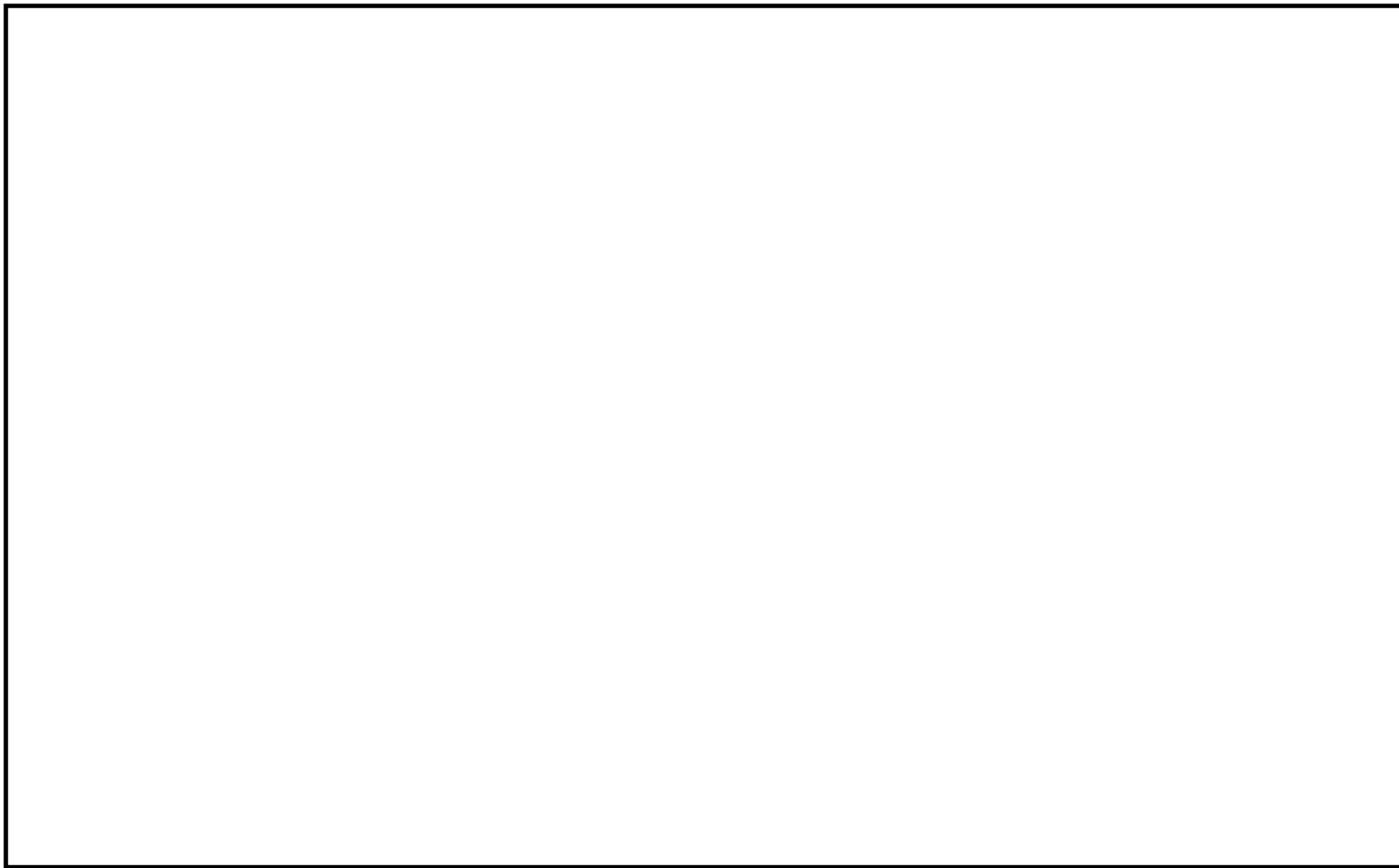
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(11/27)



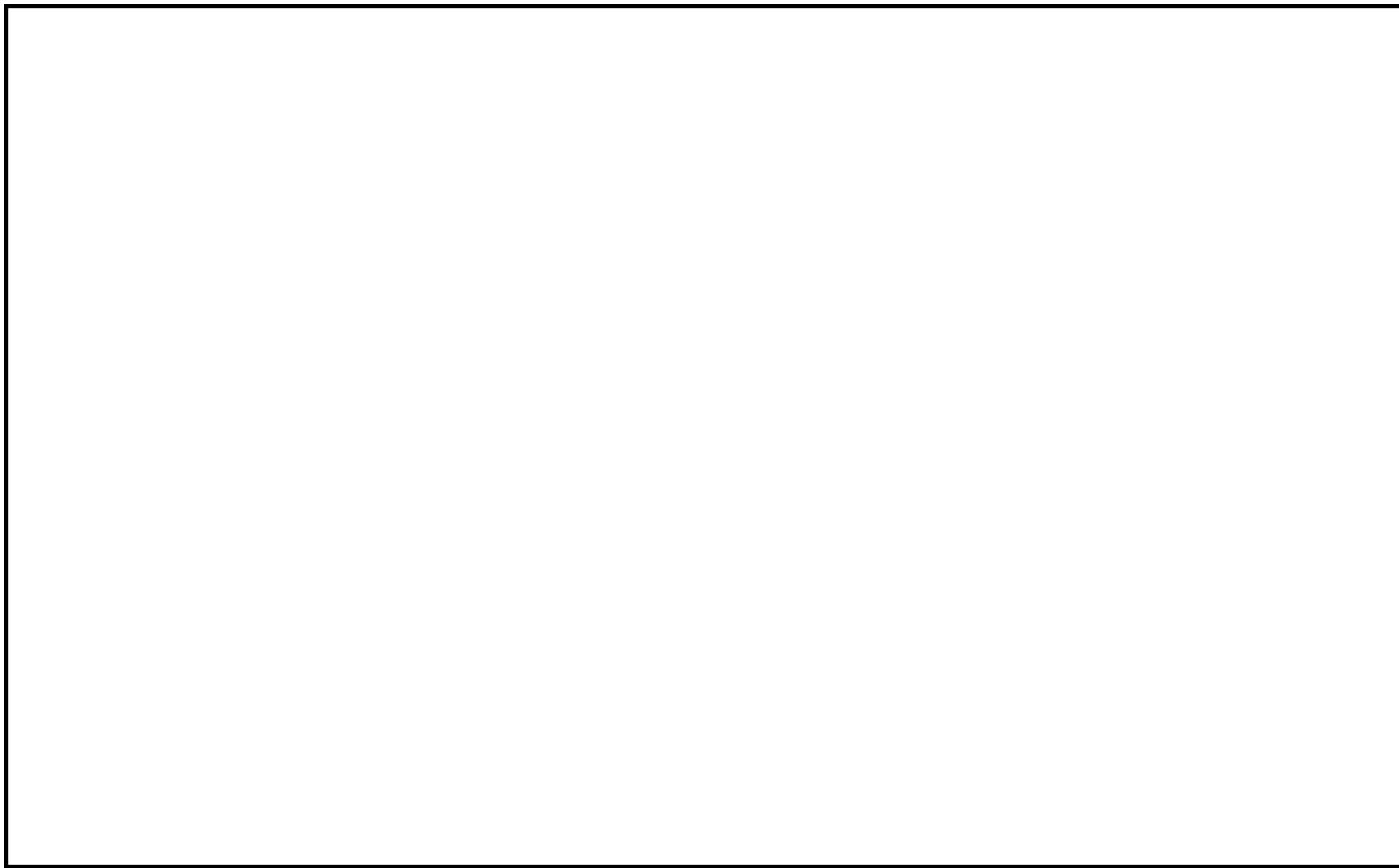
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(12/27)



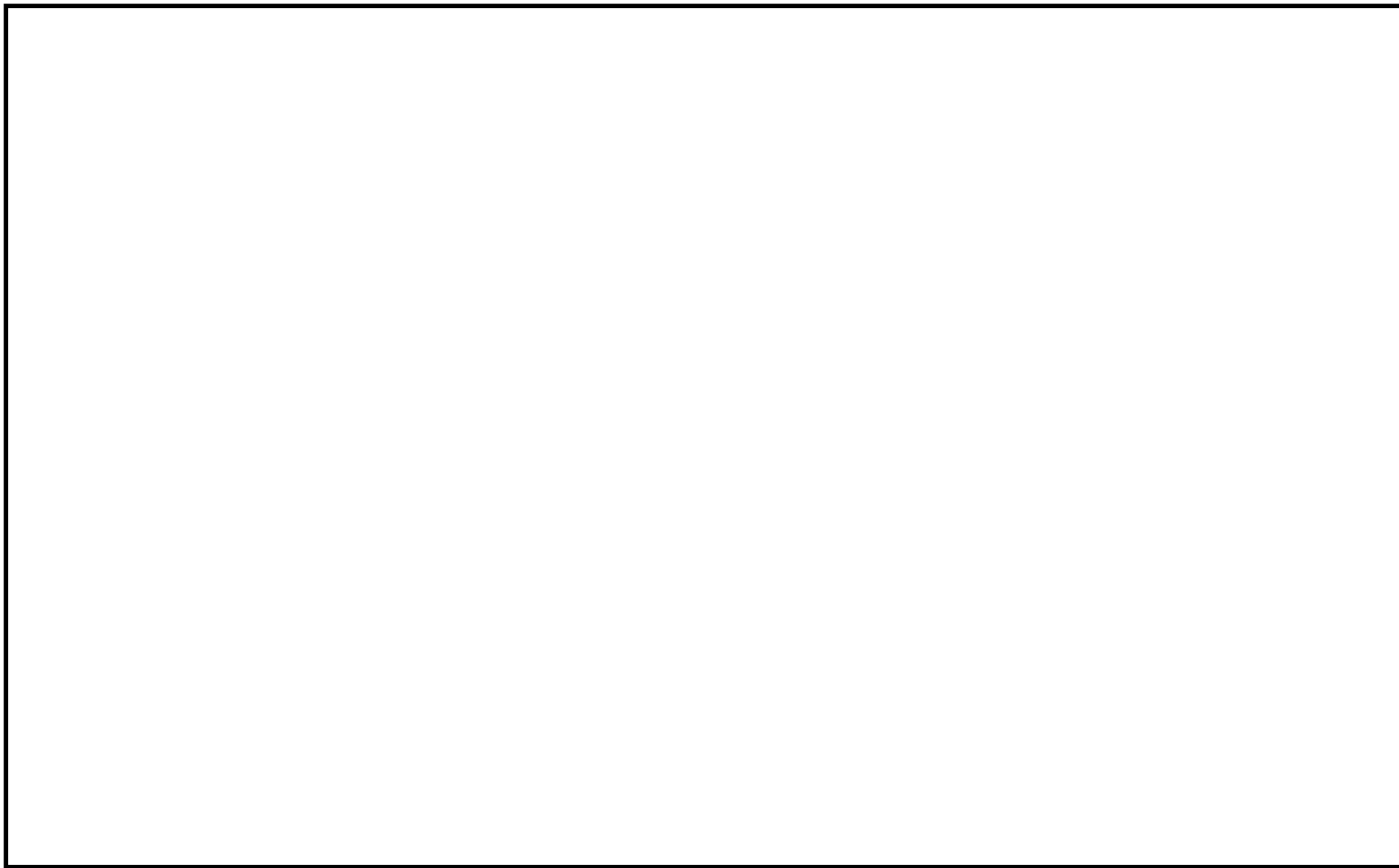
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(13/27)



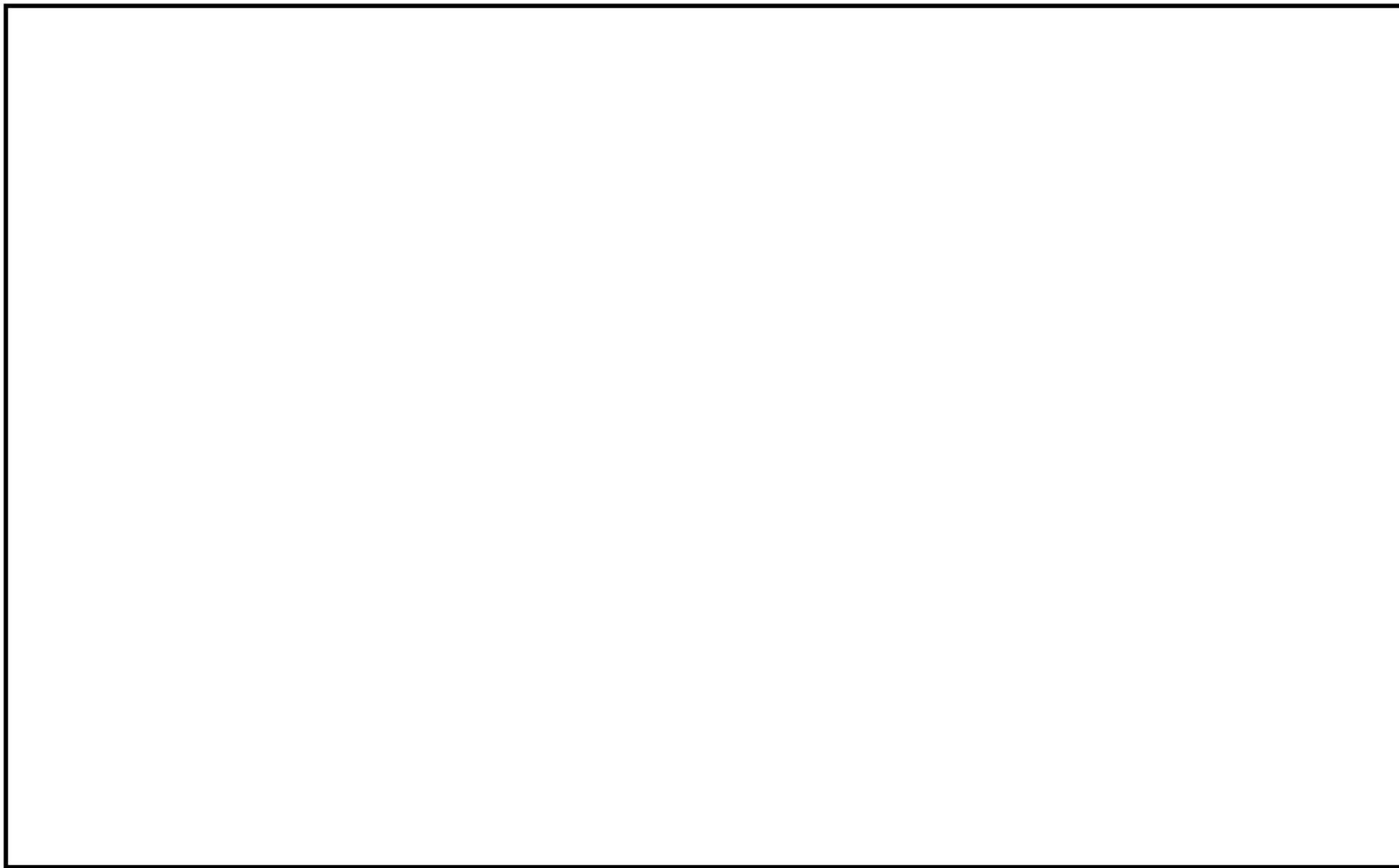
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(14/27)



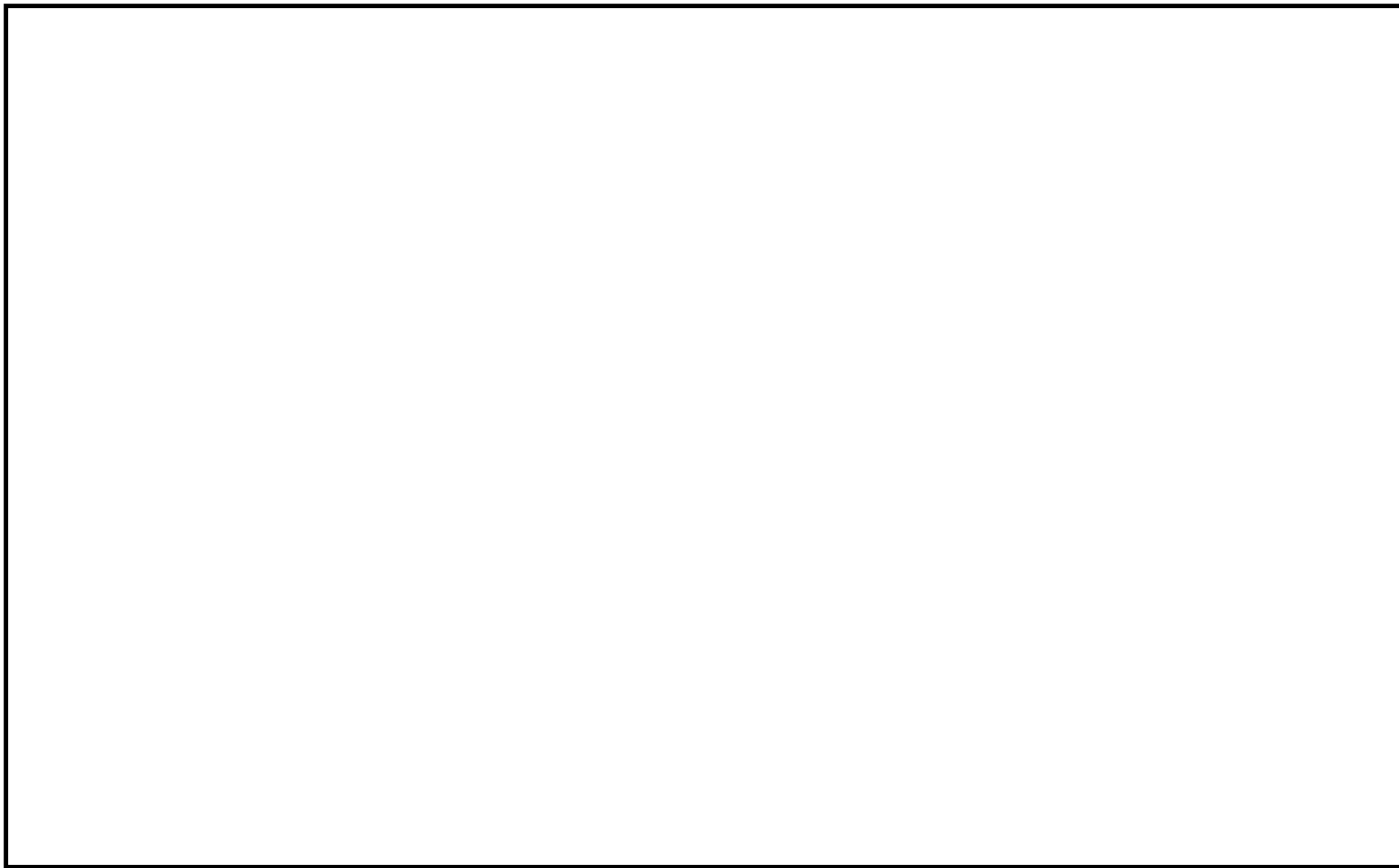
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(15/27)



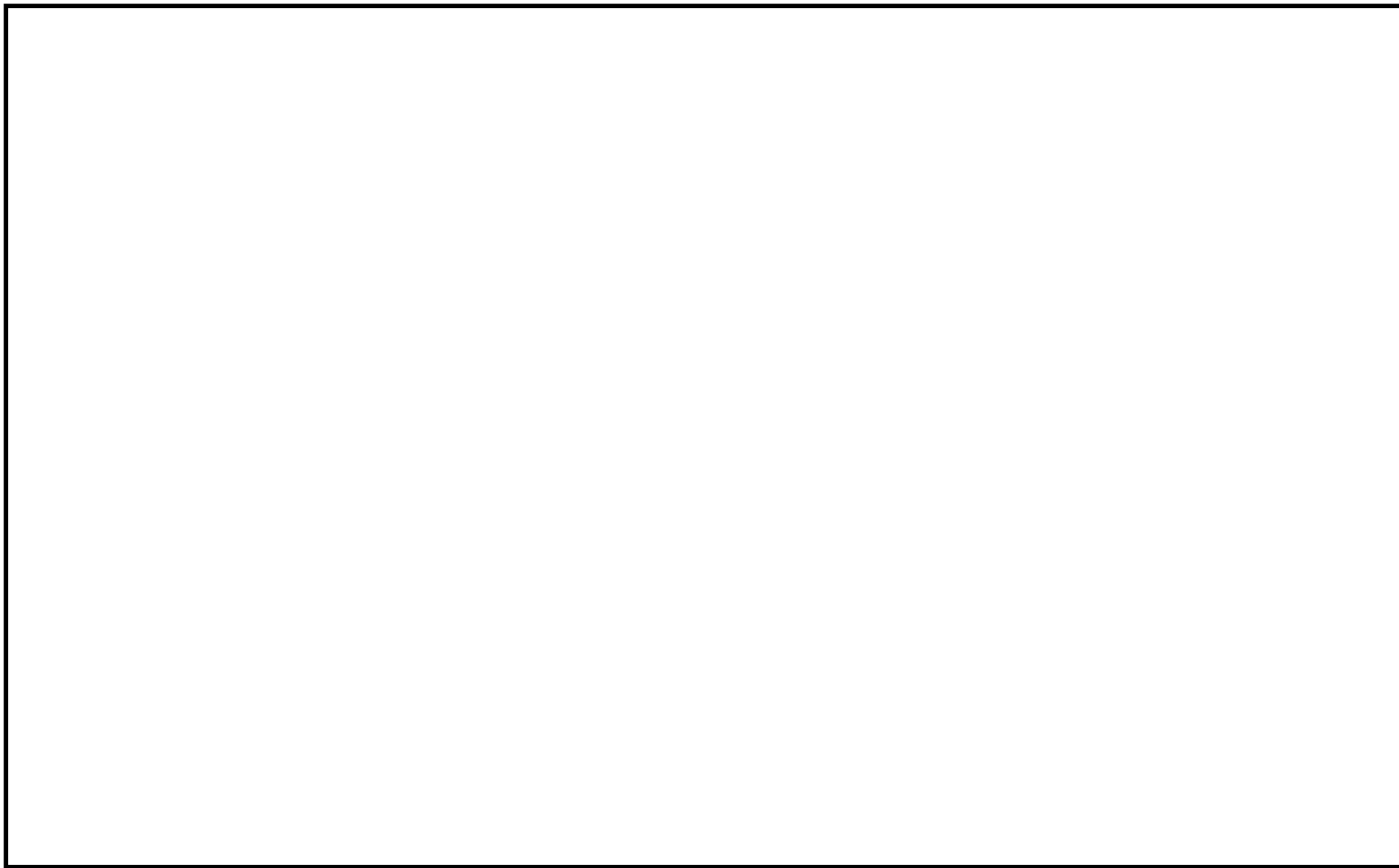
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(16/27)



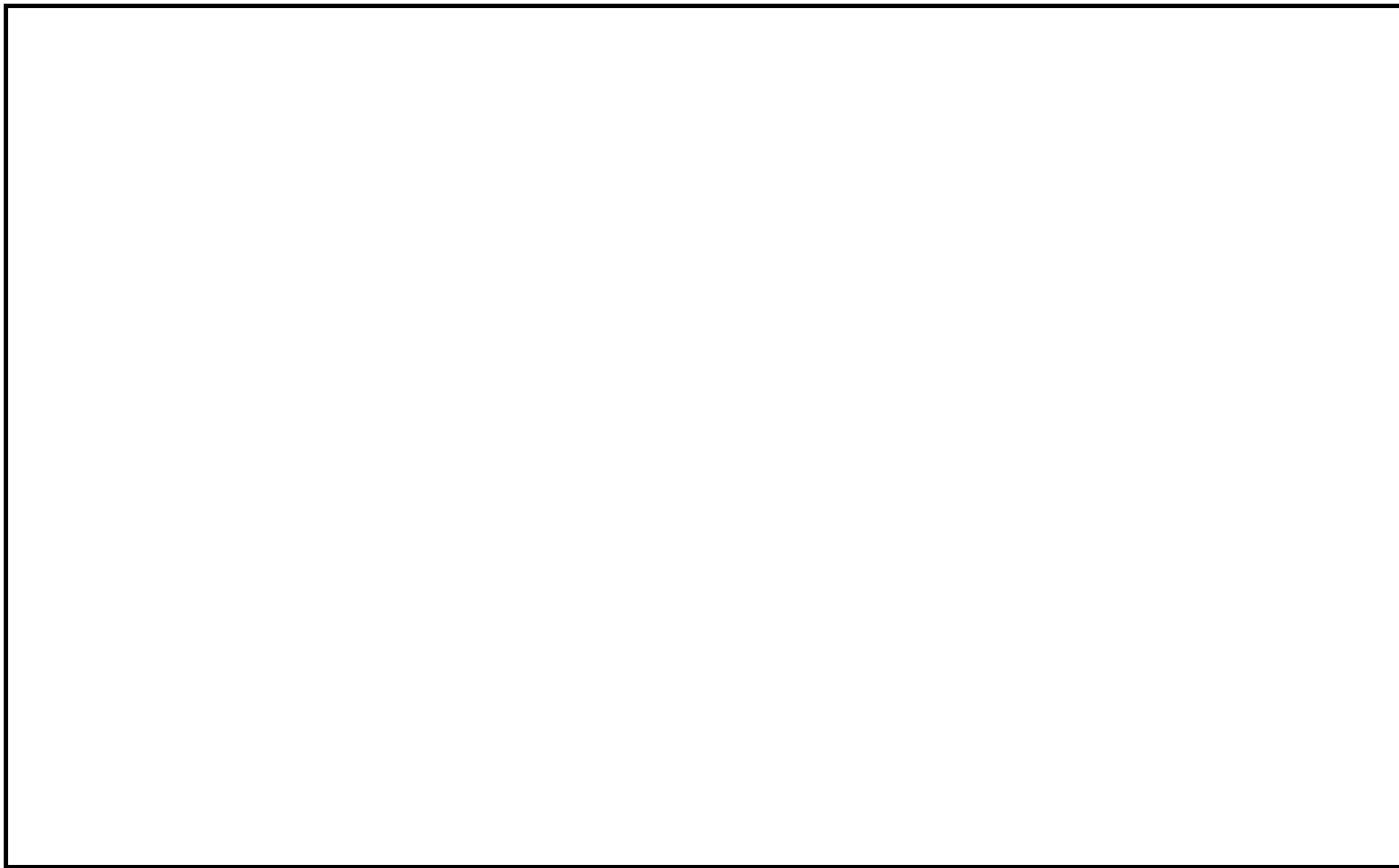
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(17/27)



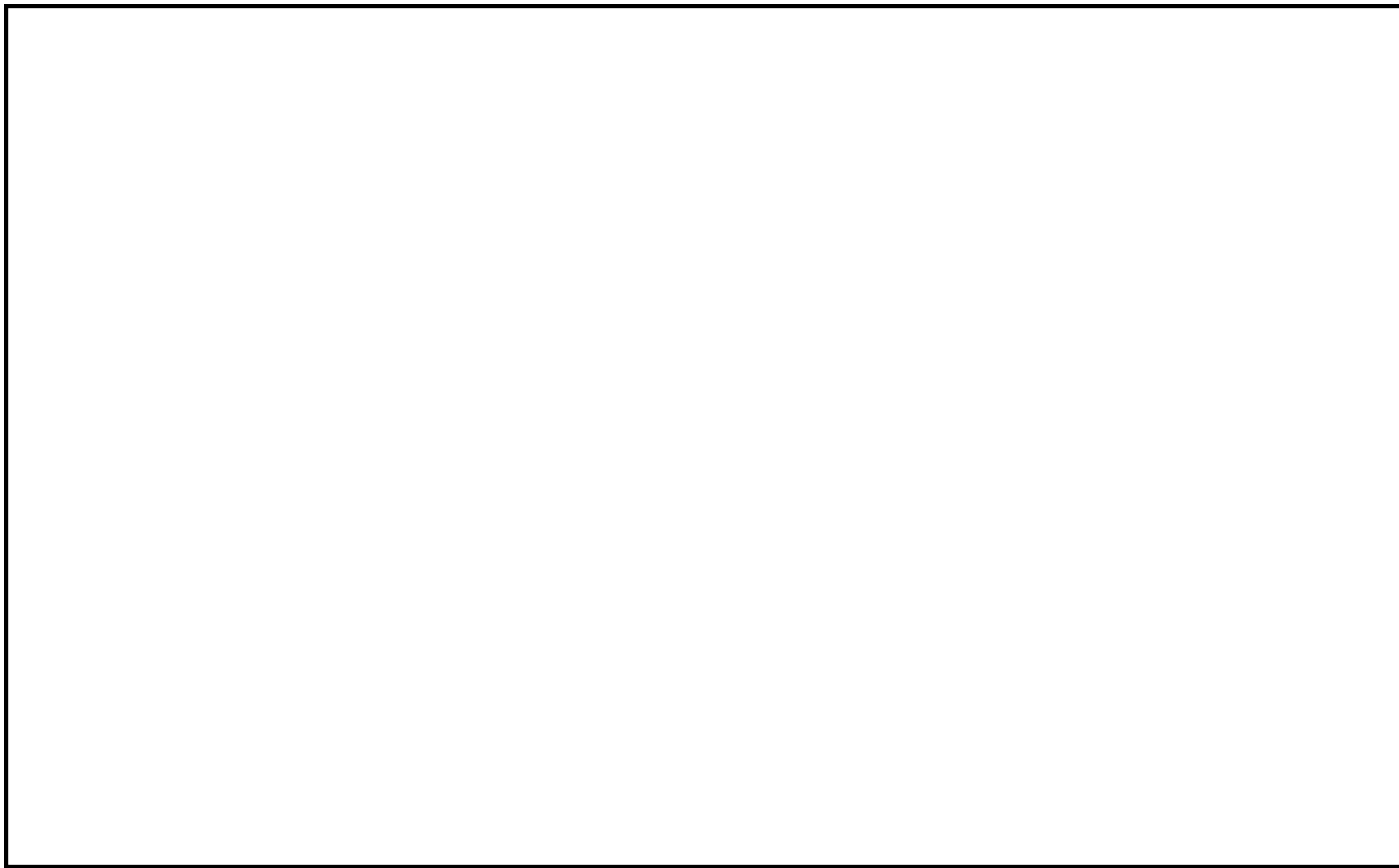
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(18/27)



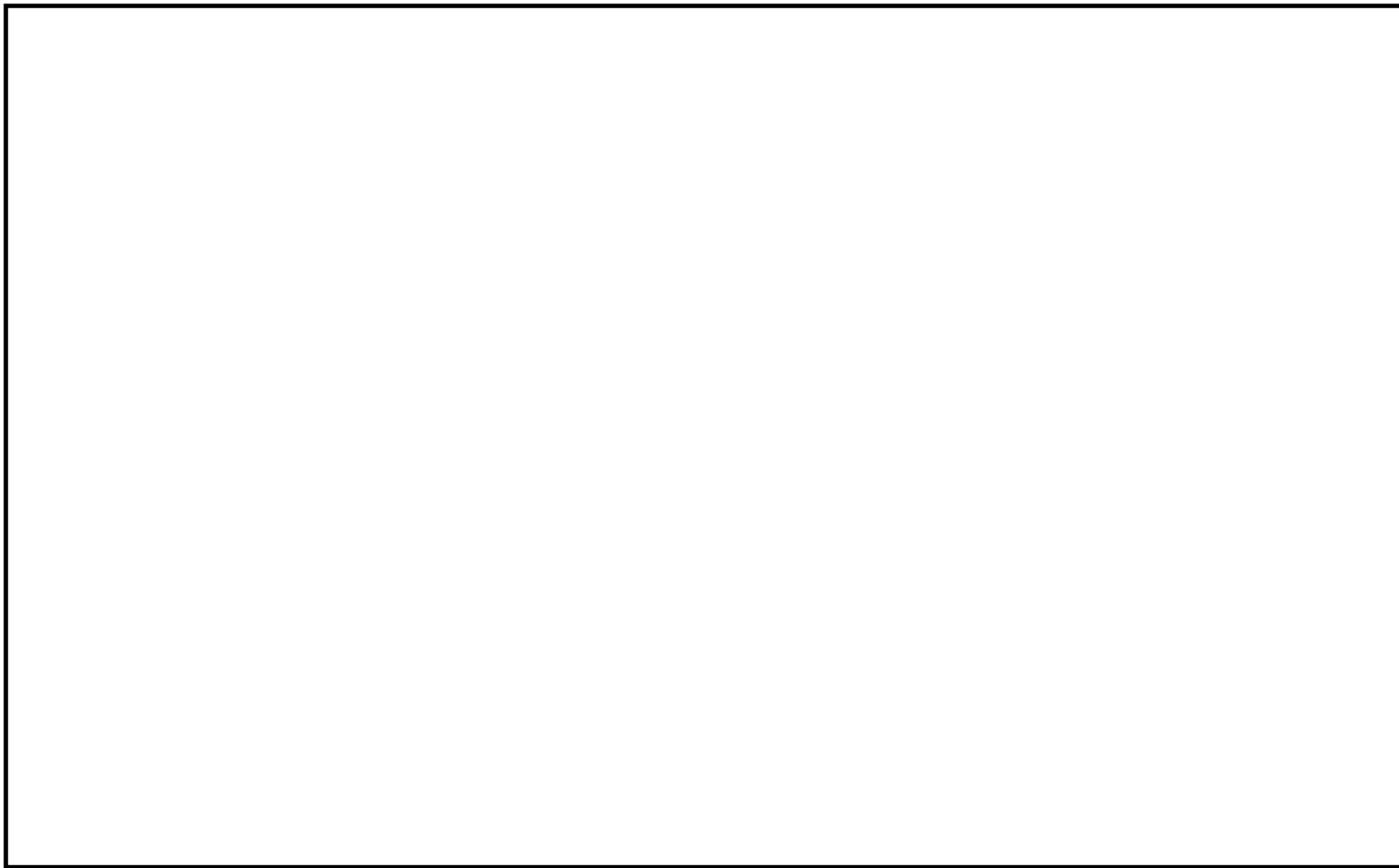
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(19/27)



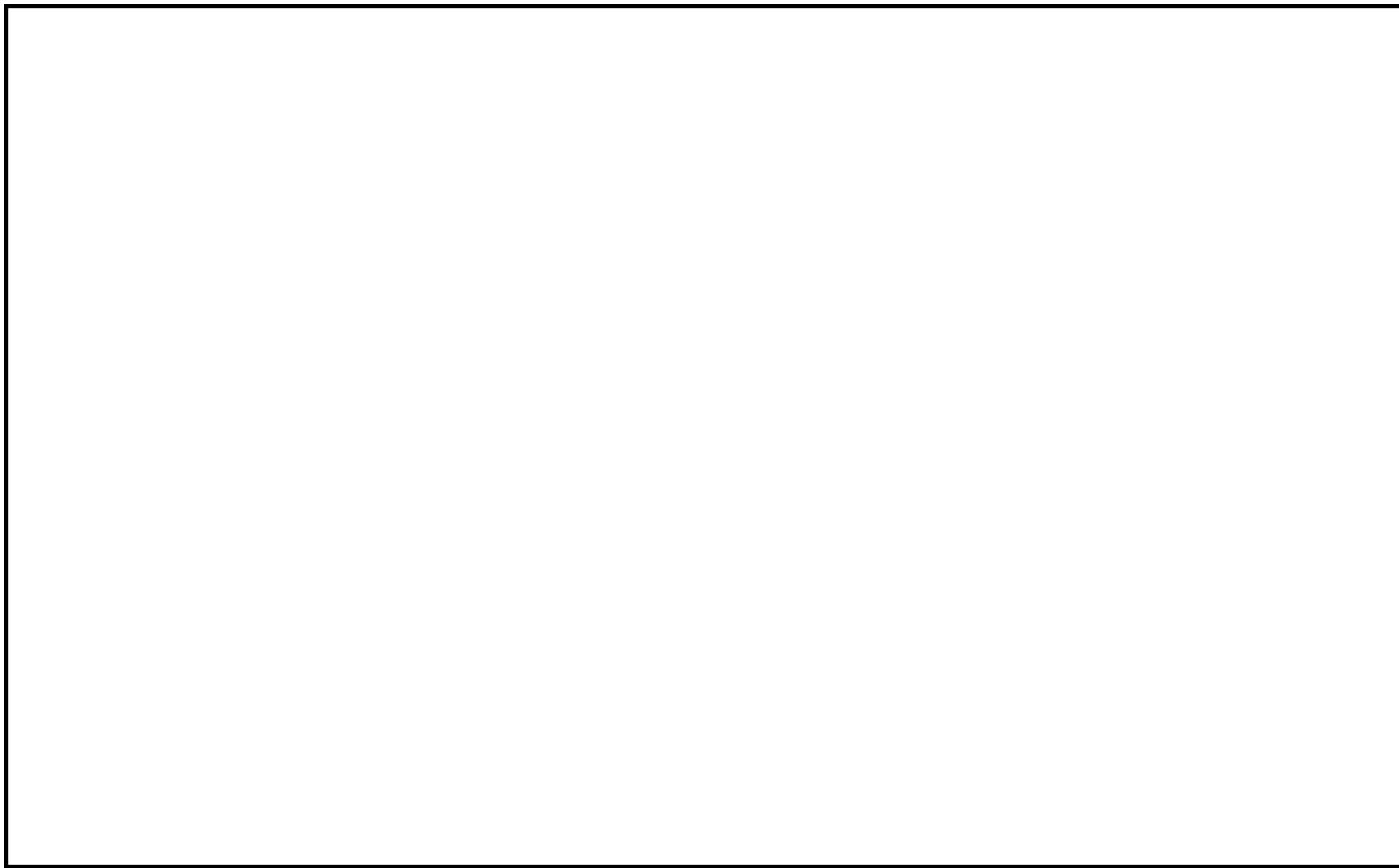
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(20/27)



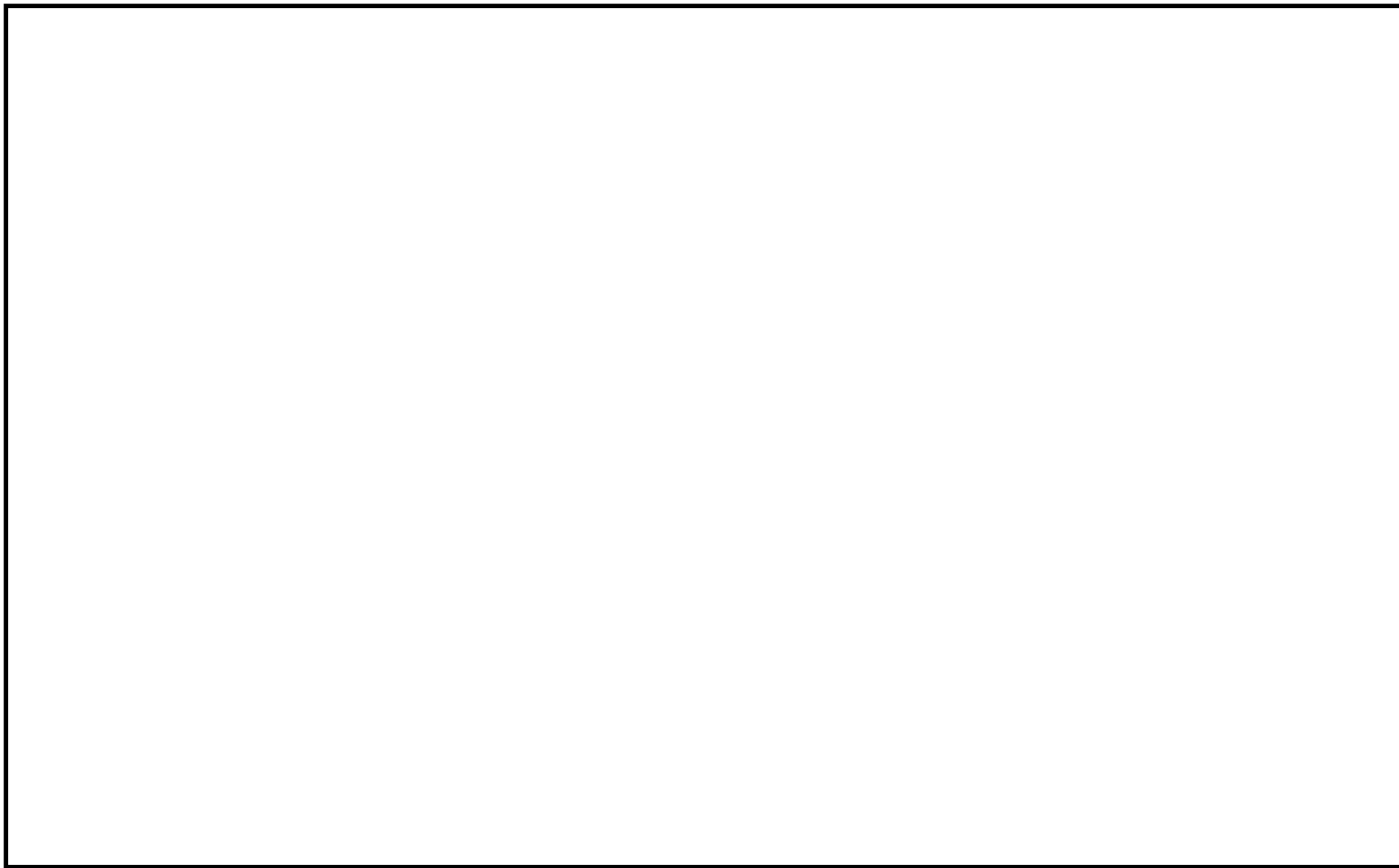
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(21/27)



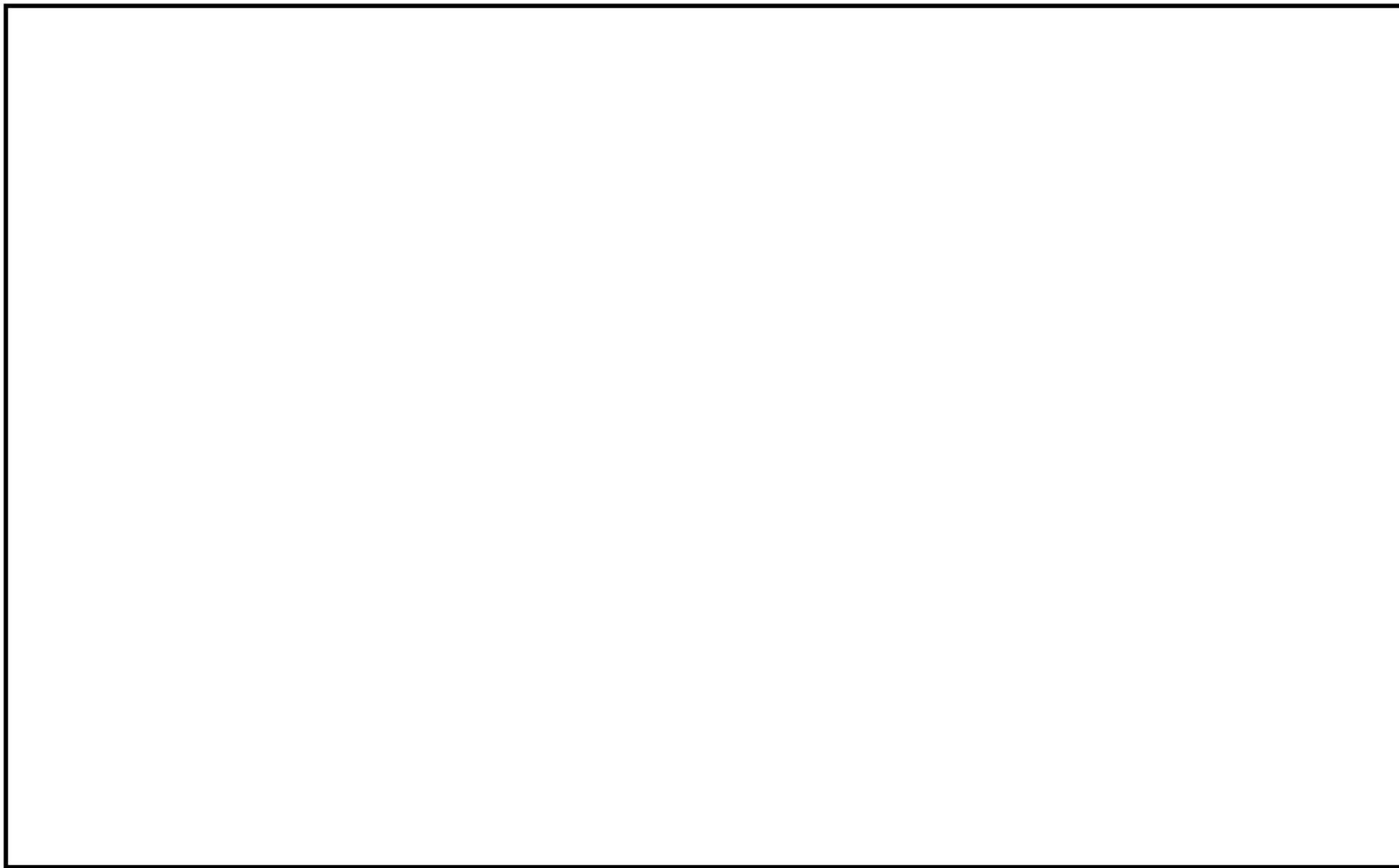
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(22/27)



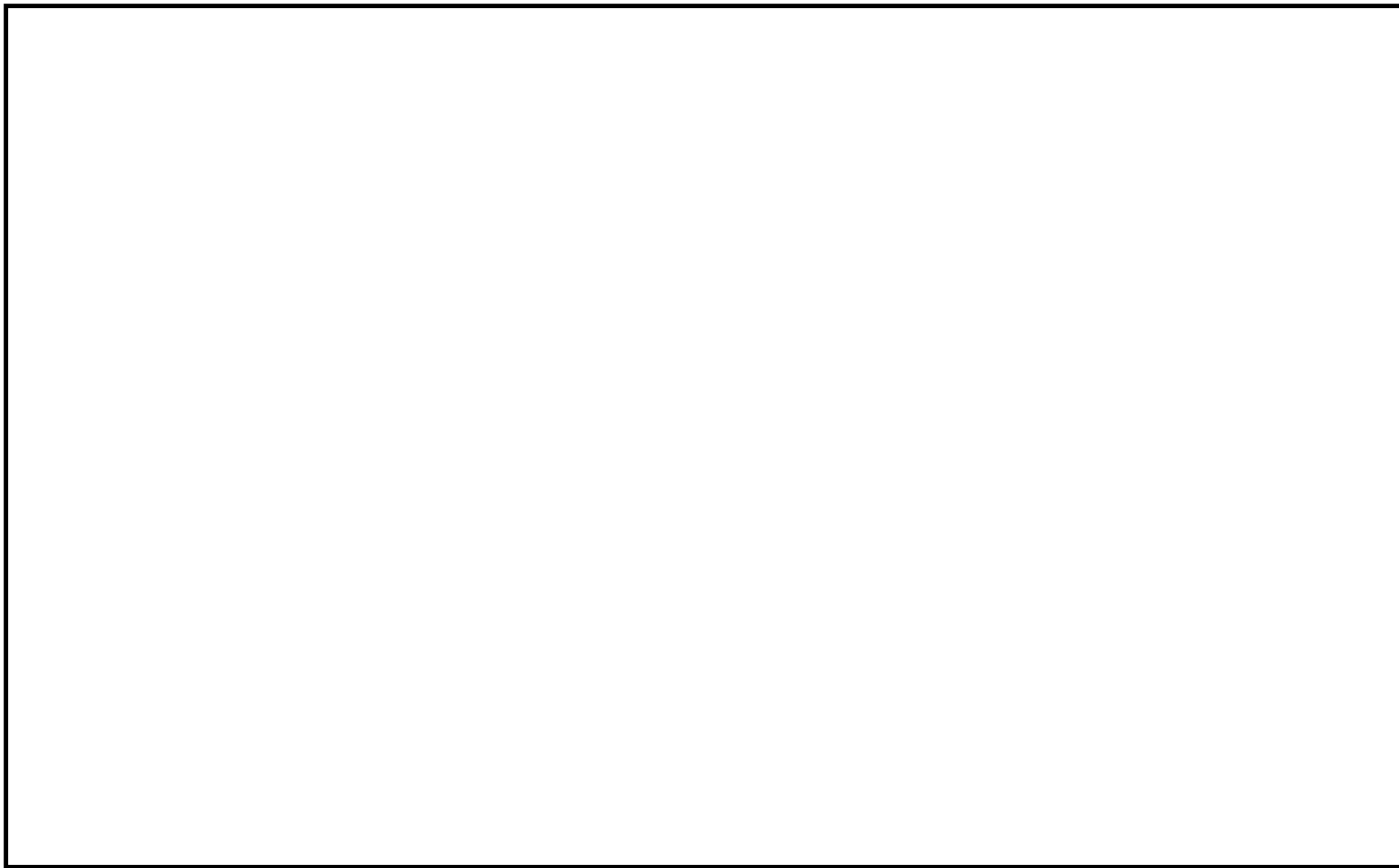
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(23/27)



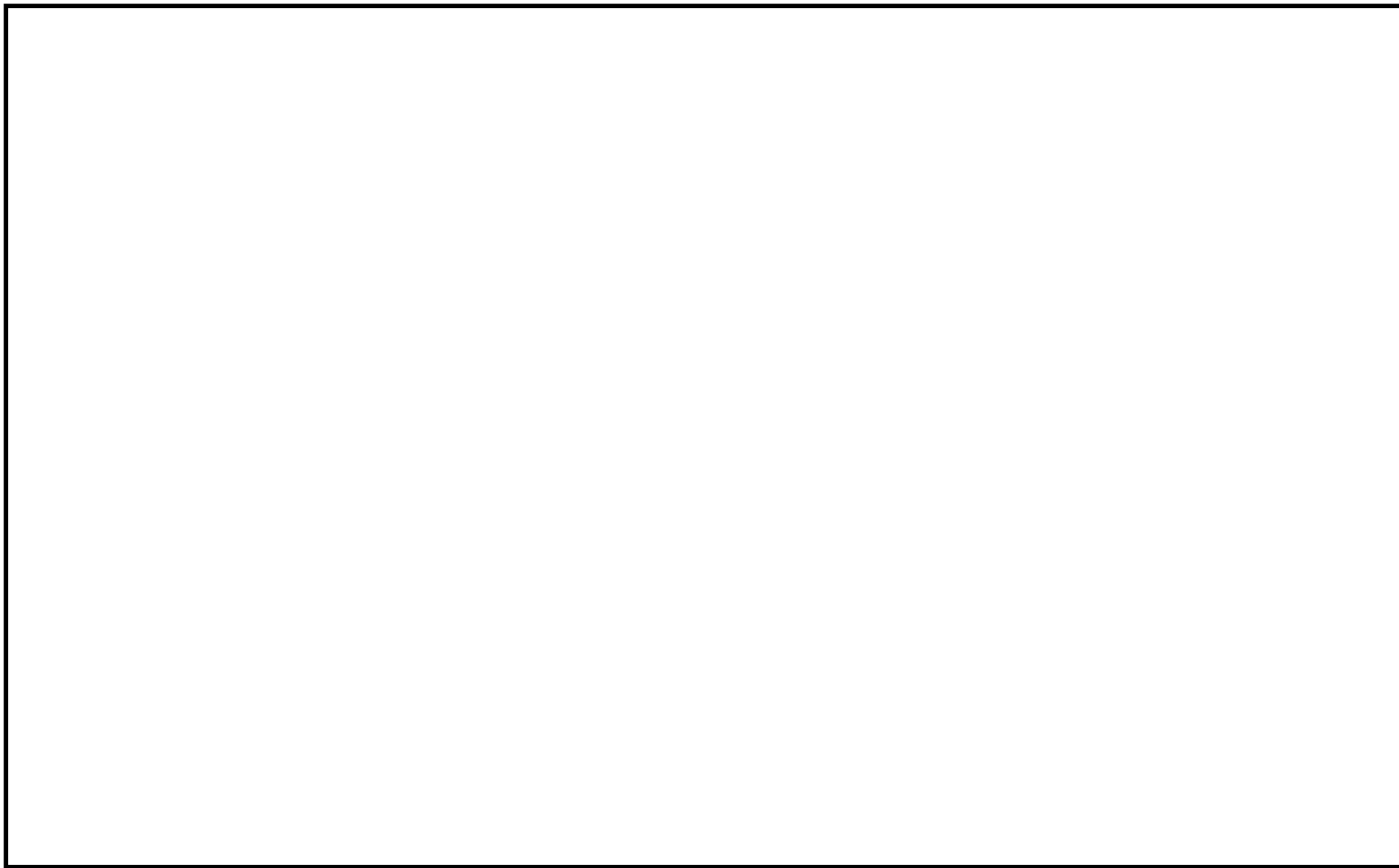
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(24/27)



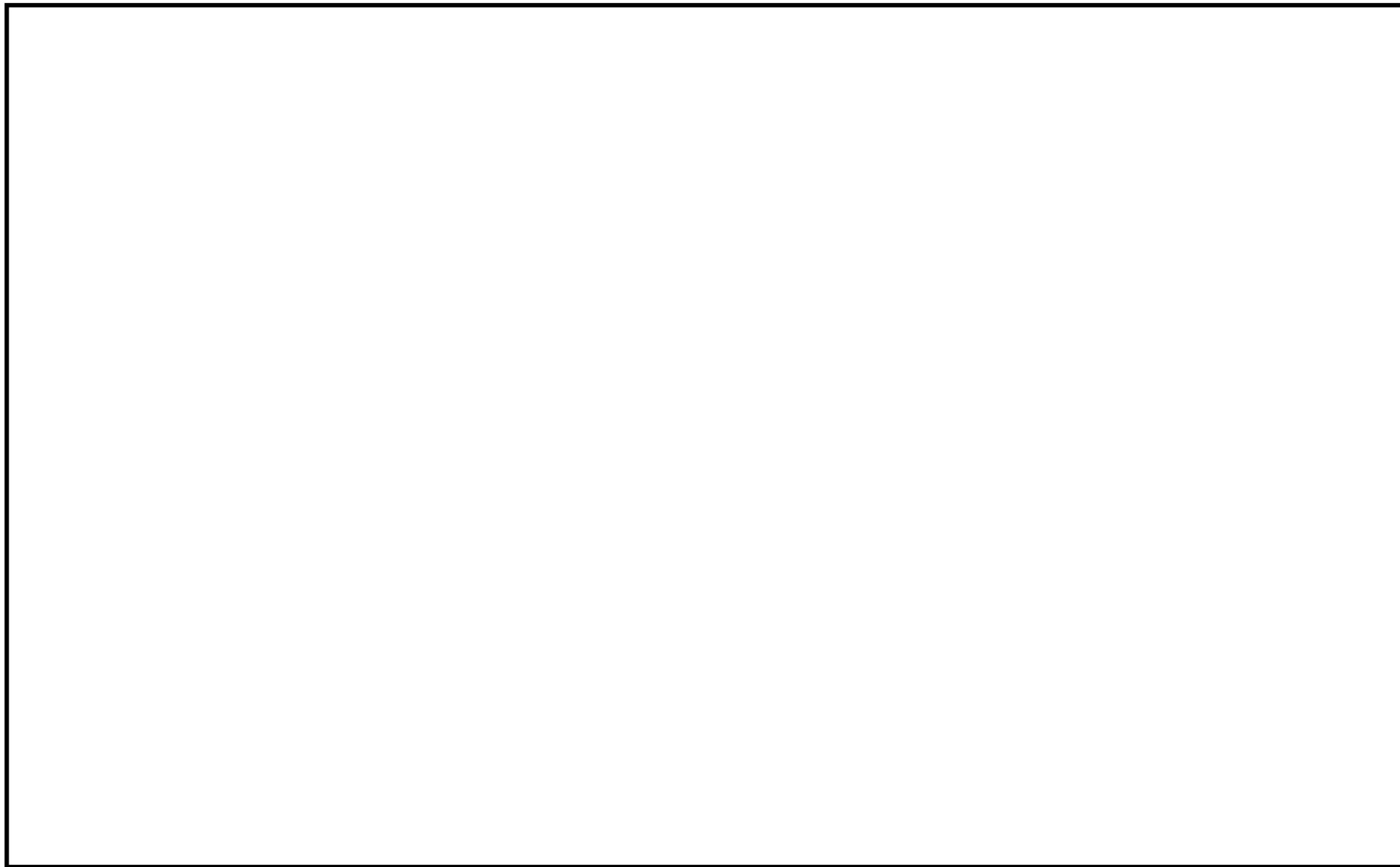
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(25/27)



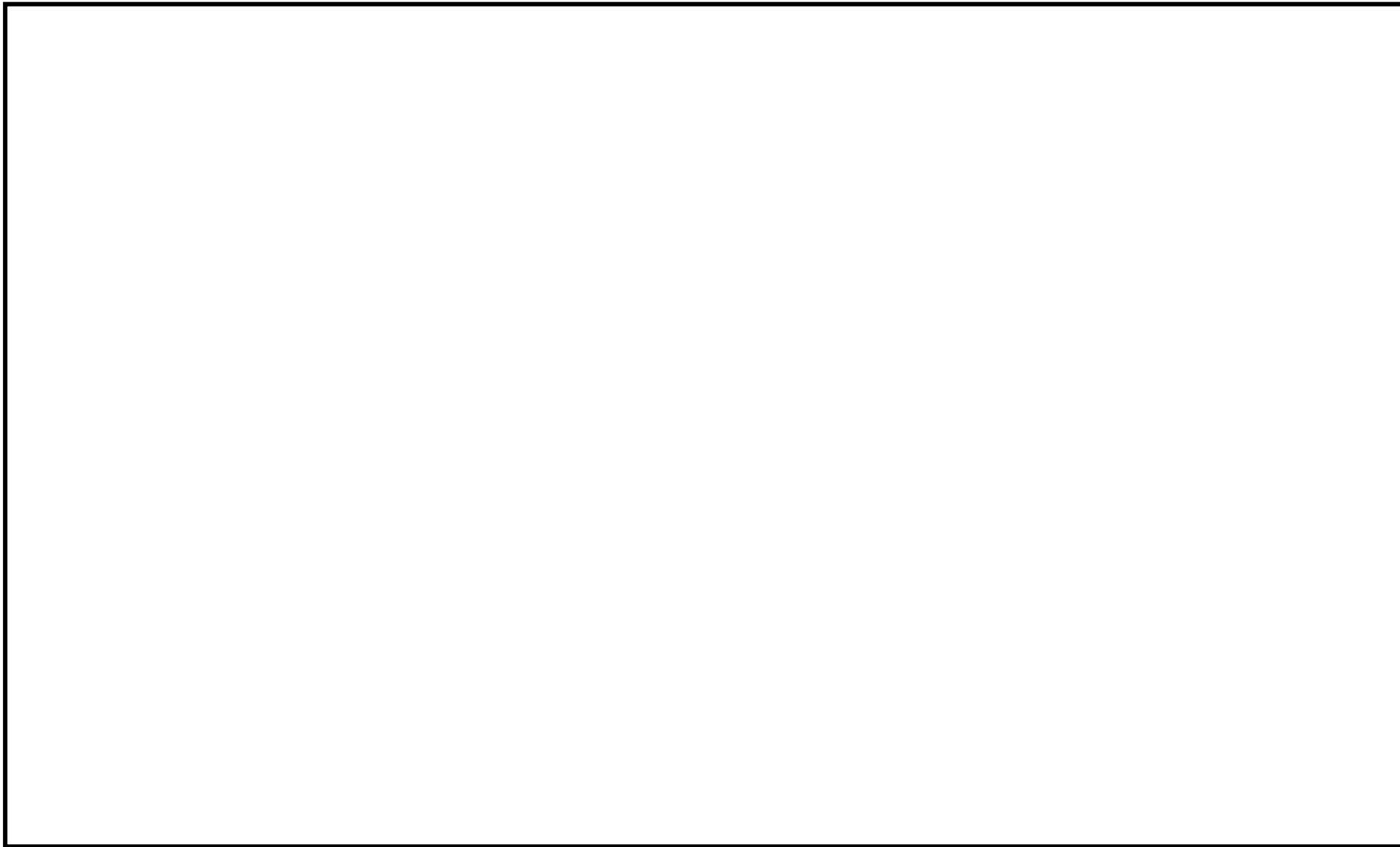
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(26/27)



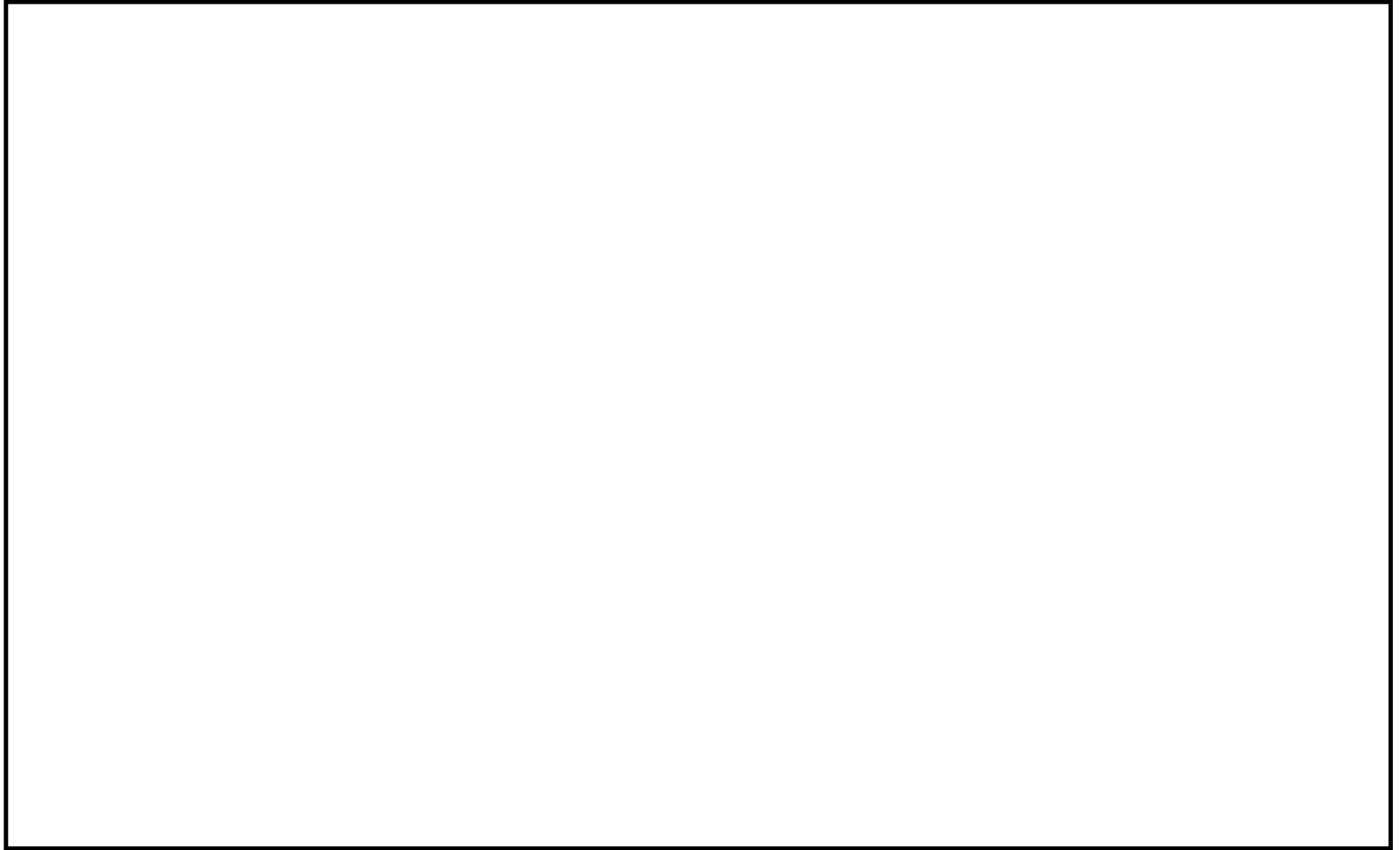
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(27/27)



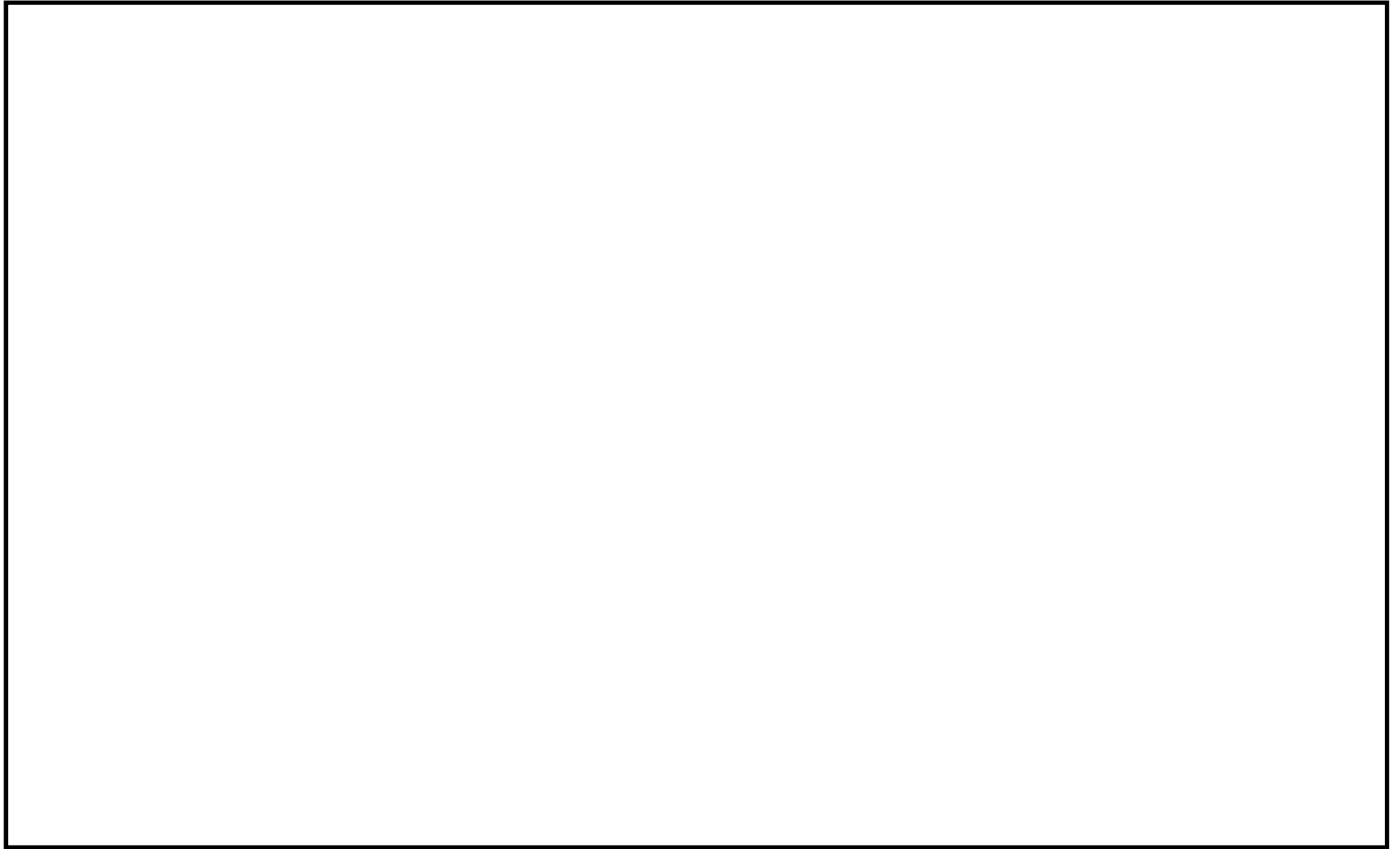
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 免震重要棟内緊急時対策所(1/1)



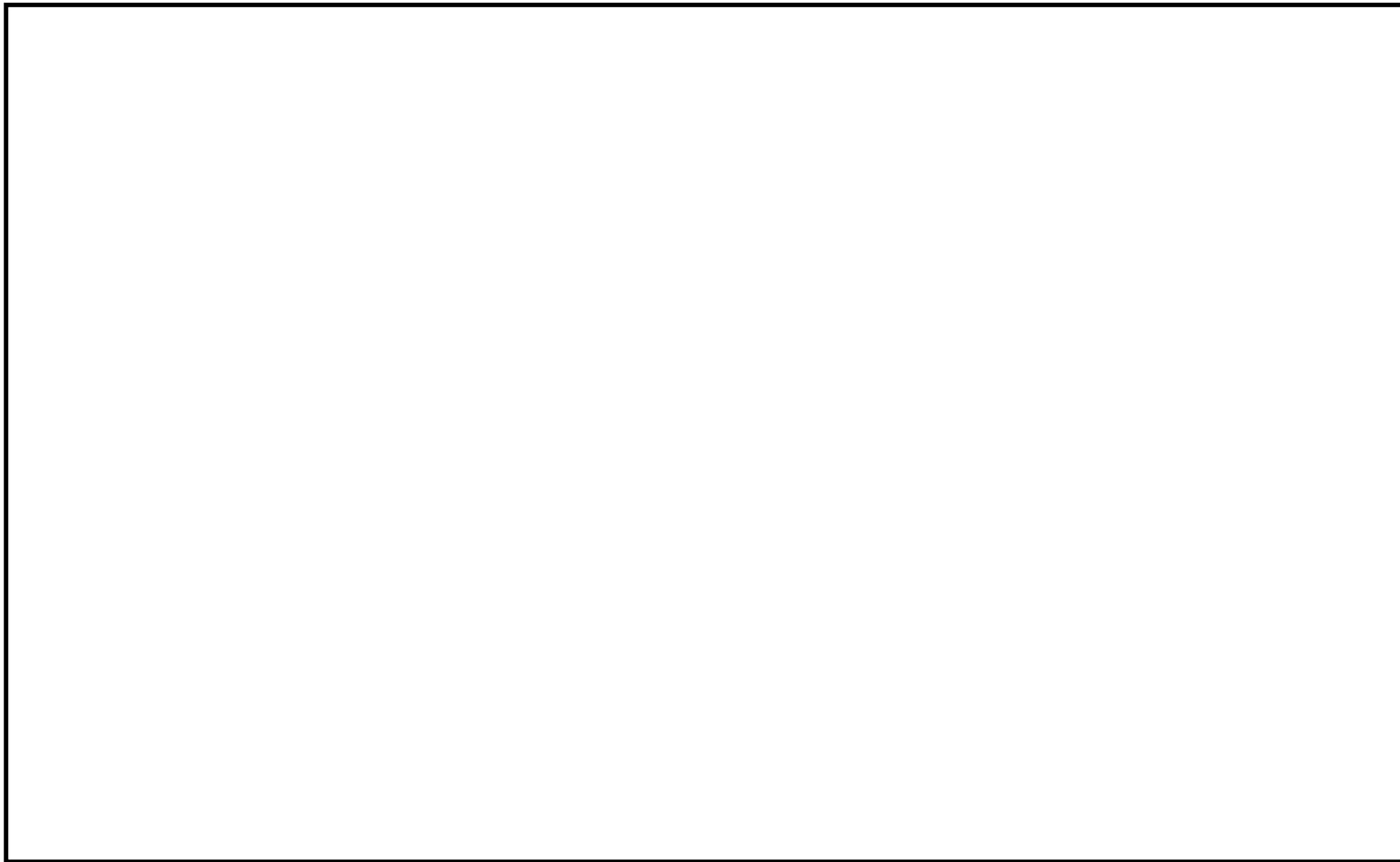
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(1/4)



第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(2/4)



第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(3/4)



第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(4/4)

2.3 可搬型照明の設計方針

可搬型照明は、以下のとおり配備する設計とする。

(1) 全交流動力電源喪失時に現場機器室までの移動について

全交流動力電源喪失時に現場機器室までの移動に必要な照明を確保できるよう可搬型照明を配備する設計とする。

可搬型照明については、内蔵蓄電池を備えるとともに、使用時に即使用できる懐中電灯及びヘッドライト（ヘルメット装着用）を用い、中央制御室から作業現場に向かうまでに必要となる時間（事象発生から約10分）までに十分準備可能なように初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。

(2) 非常用ガス処理系配管の補修について

非常用ガス処理系配管補修を実施時、狭隘部については、必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する設計とする。なお、可搬型照明としてLEDライト（フロアライト）を用いることにより、補修箇所を十分認識できること、および補修を実施可能な照度が確保されていることを確認している。（第2.3-1図）

可搬型照明については、内蔵蓄電池を備えるとともに、現場復旧要員が持参し、使用時に即使用できるLEDライト（フロアライト）を用い、作業開始前に準備可能なように大湊側高台保管場所に配備する。



配管補修箇所（可搬型照明なし）



配管補修箇所（可搬型照明2台使用）

第2.3-1図 非常用ガス処理系配管補修で可搬型照明が必要となる場所の現場状況

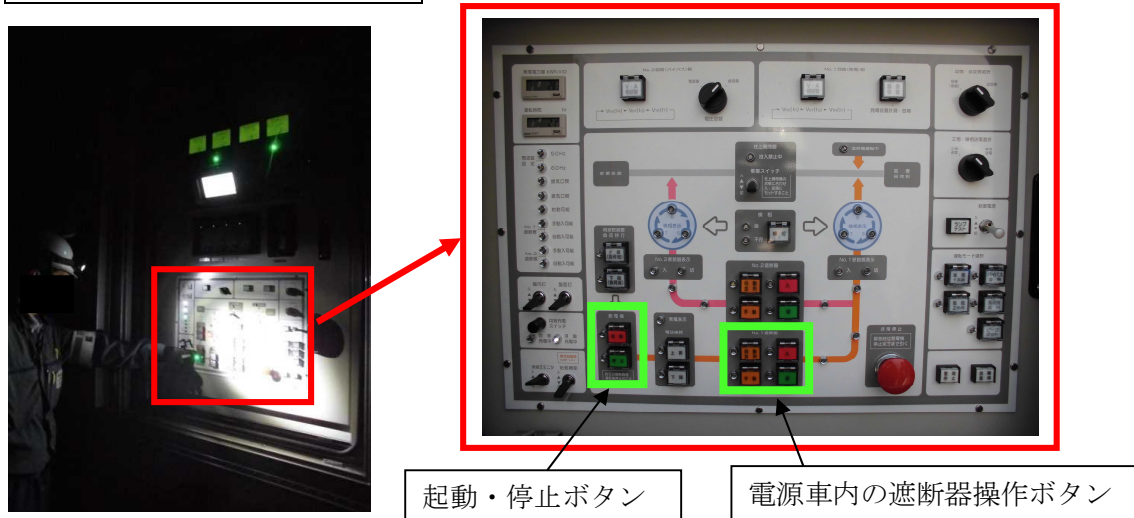
(3) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車からの受電について

3号炉原子炉建屋東側に設置する3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車からの受電時の操作については、必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する設計とする。なお、可搬型照明として懐中電灯及びヘッドライト（ヘルメット装着用）を用いることにより、夜間において操作可能な照度が確保されていることを確認している。

（第2.3-2図）

可搬型照明については、内蔵蓄電池を備えるとともに、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車起動対応要員が持参し、使用時に即使用できる懐中電灯及びヘッドライト（ヘルメット装着用）を用い、作業開始前に準備可能なように事務本館もしくは

初動要員宿泊所に配備する。



第 2.3-2 図 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車から受電時の操作（夜間時）

(1)～(3)項以外の作業については、建屋内に作業用照明を確保するため、可搬型照明を使用せずとも操作に必要な照明は確保される。

一方、何らかの要因で作業用照明が機能喪失する可能性も考慮し、初動操作に対応する運転員及び初動対応要員が通常滞在する中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備し、昼夜、場所を問わず作業を可能とする。


可搬型照明は、ヘッドライト(ヘルメット装着用)を運転員及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ要員、電源車起動対応要員全員に配備するとともに、中央制御室、現場機器室、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋東側及び非常用ガス処理系配管ルートでの作業を考慮し、懐中電灯、ランタンタイプLEDライト、三脚タイプLEDライト及びLEDライト(フロアライト)を配備することにより、十分な数量を確保する。(第2.3-1表)

また、複数の可搬型照明(例えば、現場対応時は懐中電灯とヘッドライト(ヘルメット装着用))と予備の乾電池を用意することにより、照明を確保し、電池交換を可能とする。

なお、乾電池については、可搬型照明が7日間使用可能な数量を確保する。

第 2.3-1 表 可搬型照明の保管場所、数量及び仕様

	保管場所	数量	仕様
懐中電灯 	中央制御室	20個（6号炉，7号炉共用） （現場対応10名分＋ 予備10個）	電源：乾電池（単三×2） 点灯可能時間：約10時間 （管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。）
	現場控室 （配置図：17 頁参照）	4個（6号炉，7号炉共用） （管理区域で懐中電灯が使用不能時の予備）	
	事務本館もしくは初動要員 宿泊所	27個*（3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所立ち上げ要員 21名＋3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用電源車起動 対応要員6名）	
ランタンタイプLEDライト 	中央制御室	20個（6号炉，7号炉共用） （中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5個＋ 中央制御室裏盤エリア10個＋ 中央制御室待避室2個＋ 予備3個）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）
	3号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所（待避 室）（配置図： 42頁参照）	60個（3号炉原子炉建屋内緊急 時対策所 （11グループ）×（4個＋予備1 個）＝55個 → 60個）	
三脚タイプLEDライト 	中央制御室	4個（6号炉，7号炉共用） （ランタンタイプLEDの補助）	電源：乾電池（単三×6） 点灯可能時間：約30時間
ヘッドライト（ヘルメット 装着用） 	中央制御室	100個 （運転員全員に配備）	電源：乾電池（単三×1） 点灯可能時間：約8時間 （管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。）
	事務本館もしくは初動要員 宿泊所	27個*（3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所立ち上げ要員 21名＋3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用電源車受電 対応要員6名）	

<p>LEDライト（フロアライト）</p> 	<p>大湊側高台資 機材置場</p>	<p>8個（6号炉，7号炉共用） （非常用ガス処理系配管の 補修用2個＋予備6個）</p>	<p>電池：内蔵蓄電池 点灯可能時間：約6時間 （管理区域での作業可 能な10時間点灯できる ように予備を2個持参 する。）</p>
---	------------------------	---	--

※. 個数(予備数を含む)については，初動要員数及び運用を考慮し今後変更となる場合がある。

別紙1 現場操作の確認結果について

第1表 運転時の異常な過渡変化およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (1/3)

■ : 手順書で要求されている操作を実施するための場所 ■ : 必要に応じて現場確認が行われる可能性がある場所

運転時の異常な過渡変化	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア	
(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き① 【原因】 原子炉起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	原子炉スクラム確認	■ 中央制御室	対象外(中操で十分対応可能) R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室 対象外(中操で十分対応可能)	
		主蒸気隔離弁全開確認			
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替			
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認			
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)			
		RIP4台トリップ・6台ランバック確認			
		所内電源切替確認			
		SRV動作状態・PCVパラメータ確認			
		PCIS(一次格納容器隔離系)作動確認			
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)			
		SRNMによる原子炉未臨界確認			
		PCIS(一次格納容器隔離系)リセット			
		原子炉スクラム信号のクリアを確認			
		原子炉スクラムリセット ・CRD充填水圧力低KOS「バイパス」位置 ・原子炉スクラムリセットSW「リセット」操作 ・CRD充填水圧力低KOS「通常」位置			
ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止および冷却)	(12)プラント停止・冷却と同様				
(2)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き② 【原因】 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	・ユニット操作手順書 定例試験手順書	過剰に引き抜かれた制御棒を通常的位置へ戻す	■ 中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)	
		(3)原子炉冷却材流量の部分喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に常用高圧母線の故障等により、再循環ポンプ3台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	・原子炉冷却材再循環ポンプ 2台/3台トリップ	RIPトリップ警報の確認(3台停止の確認)	■ 中央制御室
原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力・出力)					
運転中RIPの状態確認(回転数・出力電力)					
熱出力および炉心流量が運転範囲内であることを確認					
(4)外部電源喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	・発電所全停	原子炉スクラム確認	■ 中央制御室	対象外(中操で十分対応可能) R/B非管1F D/G A~C室 R/B 管理 B3F RCIC室 対象外(中操で十分対応可能) R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室 対象外(中操で十分対応可能) T/B 非管 B2F西側 RSWポンプエリア T/B 非管 B2F西側 RCWポンプエリア R/B 管理 B3F RHR A~C室 R/B B3F 東側CRDポンプ室 対象外(中操で十分対応可能)	
		主蒸気隔離弁全開確認			
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替			
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認			
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)			
		M/C A系~E系電源喪失確認			
		RIP RPT動作、給・復水ポンプ全台停止確認			
		D/G A~C自動起動・M/C C~E系受電確認			
		RCIC「起動」操作・原子炉水位調整			
		主蒸気隔離弁「全閉」操作			
		SRV動作状態・PCVパラメータ確認			
		PCIS(一次格納容器隔離系)作動確認			
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)			
		SRNMによる原子炉未臨界確認			
		RCW・RSWポンプ全台起動確認			
		RHR 1系 S/P冷却「起動」操作			
		CRDポンプ自動起動確認			
		CUW,RIP ASD MGセット,AOP,HNCW「切保」操作			
		SRVおよびRCICによる原子炉減圧・水位制御操作			
		PCIS(一次格納容器隔離系)リセット			
		主蒸気隔離弁「全開」操作			
		原子炉スクラム信号のクリアを確認			
		原子炉スクラムリセット ・CRD充填水圧力低KOS「バイパス」位置 ・原子炉スクラムリセットSW「リセット」操作 ・CRD充填水圧力低KOS「通常」位置			
		ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止および冷却)			(12)プラント停止・冷却と同様

第1表 運転時の異常な過渡変化およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (2/3)

運転時の異常な過渡変化	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア
(5) 給水加熱喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクールが増加して、原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様		
(6) 原子炉冷却材流量制御系の誤操作 【原因】 原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の誤操作により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合 (タービンバイパス弁が作動する場合)	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様		
(7) 負荷の喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、タービン蒸気加減弁が急速に閉止する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合 (タービン・バイパス弁が作動する場合) ・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合 (タービン・バイパス弁が作動しない場合)	タービン・バイパス弁が作動する場合 (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様 タービン・バイパス弁が作動しない場合 (8) 主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(8) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【原因】 原子炉出力運転中に原子炉水位低等の誤信号により主蒸気隔離弁の誤閉止に至る異常、若しくは運転員の誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)
		主蒸気隔離弁全閉確認		
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替		
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認		
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)		
		RIP4台トリップ・6台ランバック確認		
		所内電源切替確認		
		SRV動作状態・PCVパラメータ確認		
		PCIS(一次格納容器隔離系)隔離確認		
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)		
		RCIC「起動」操作(H/W水位低下時)		
		RHR 1系 S/P冷却「起動」操作(S/P水温に応じて実施)		
		SRNMによる原子炉未臨界確認		
		SRVおよびRCICによる原子炉減圧・水位制御操作		
		PCIS(一次格納容器隔離系)リセット		
		主蒸気隔離弁「全開」操作		
		原子炉スクラム信号のクリアを確認		
原子炉スクラムリセット ・CRD充填水圧力低KOS「バイパス」位置 ・原子炉スクラムリセットSW「リセット」操作 ・CRD充填水圧力低KOS「通常」位置				
ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止および冷却)	(12) プラント停止・冷却と同様			
(9) 給水制御系の故障 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が増加する。	・給水制御系の異常 原子炉水位が上昇する場合 ・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様		
(10) 原子炉圧力制御系の故障 【原因】 ①原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、圧力制御装置に主蒸気流量を零とするような零出力信号、若しくは主蒸気流量を最大とするような最大出力信号の誤信号が発生する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	(8) 主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(11) 給水流量の全喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は給水流量の全喪失が起こり原子炉水位が低下する。	・給水全喪失 ・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様		

第1表 運転時の異常な過渡変化およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (3/3)

運転時の異常な過渡変化	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア
(12)原子炉停止・冷却	ユニット操作手順書	原子炉減圧操作実施 ・主蒸気内側ドレンバイパス弁 (B21-MO-F007) ・主蒸気外側ドレンバイパス弁 (B21-MO-F010) ・主蒸気ライン暖機弁 (B21-MO-F012)	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)
		原子炉圧力が0.93MPa以下になったことを確認		R/B 管理 B3F RHR A～C室
		停止時冷却系3系列運転可能確認		
		RHR配管フラッシング操作 ・RHRポンプ「切保持」 ・補機テストスイッチ「試運転位置」 ・中操でのRHR弁状態確認 (E11-F009A～C, F010, F011, F012) ・現場での弁状態確認 RHR系燃料プール側入口弁 (E11-F016A) RHR系停止時冷却ライン洗浄弁 (E11-F040A) ・RHRフラッシング開始 E11-F040A「全閉」→「調整開」 ・フラッシングの終了 現場・中操・中操SWの復旧	SHCで使用するRHRは事故対応中に、配管への高温水の通水および炉内へのS/C水の注水等を実施している可能性が高く、事象整定後のSHCでは、通常停止中に実施する配管フラッシングやウォーミングは不要となるため、抽出対象外とする。	
		原子炉圧力0.76MPa以下でRHR配管ウォーミング操作開始 ・中操でのS/C水温・水位の確認 ・中操でのRHRラインナップ (E11-F001, F004, F005, F008, F021, F013) ・現場でのRHRラインナップ RHR最小流量バイパス弁 (E11-F021) 電源「切」操作		R/B 非管理 非常用電気品室A～C室
		・中操からRHR配管ウォーミング開始 ・終了後復旧	SHCで使用するRHRは事故対応中に、配管への高温水の通水および炉内へのS/C水の注水等を実施している可能性が高く、事象整定後のSHCでは、通常停止中に実施する配管フラッシングやウォーミングは不要となるため、抽出対象外とする。	
		原子炉圧力0.69MPa以下、RHR起動前確認後、停止時冷却操作	中央制御室	R/B 管理 B3F RHR A～C室
		原子炉水温度低下、原子炉圧力0.34MPa以下でRCIC隔離確認		対象外(中操で十分対応可能)
		CUW F/D 1系列待機	事故時はCUW系は緊急性が低いため対象外	
		原子炉水温度100℃以下確認	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)

第2表 設計基準事故およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (1/2)

■ : 手順書で要求されている操作を実施するための場所 □ : 必要に応じて現場確認が行われる可能性がある場所

設計基準事故	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア		
(1)原子炉冷却材喪失 【原因】 何らかの原因により、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等を想定する。	・冷却材喪失事故 破断事故で外部電源がない場合	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)		
		主蒸気隔離弁全開確認				
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替				
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認				
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)				
		M/C A系～E系電源喪失確認				
		RIP RPT動作、給・復水ポンプ全台停止確認				
		D/G A～C自動起動・M/C C～E系受電確認			R/B非管理 1F D/G A～C室	
		ECCS自動起動確認 ・HPCF ・RHR(LPFLモード) ・RCIC ・RCW全台運転 ・RSW全台運転			R/B 管理 B3F HPCF B～C室 R/B 管理 B3F RHR A～C室 R/B 管理 B3F RCIC室 T/B 非管理 B2F西側 RSWポンプエリア T/B 非管理 B1F西側 RCWポンプエリア	
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)			R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室	
		PCIS(一次格納容器隔離系)作動確認			対象外(中操で十分対応可能)	
		原子炉未臨界確認				
		原子炉状態(RPV・PCV・モニタ等)の確認				
		下記機器の状態確認 ・復水・給水ポンプの運転確認 ・復水貯蔵槽水位確認 ・主復水器ホットウェル水位確認				
		【HPCF, RCICによる原子炉水位調整可能な場合】				
		RHR S/P冷却「切替」操作				
		必要に応じて、D/Wスプレイ、S/Pスプレイを実施 ・RIP停止中確認、RIP-ASDしゃ断器「切」、 D/W HVH全台停止確認				
		ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止および冷却)				運転時の異常な過渡変化の(12)プラント停止・冷却と同様
		【HPCF, RCICによる原子炉水位調整不可な場合】				中央制御室
		RCICの運転を確認				
		SRV「開」操作し、原子炉を減圧				
		MSIV操作SW「全閉」位置、原子炉水位確認(L-1)、ADSタイマー「リセット」操作				
		原子炉圧力1.55MPa以下でRHR LPFL注入確認、原子炉圧力0.34MPaでRCIC「隔離」確認				
		原子炉水位維持可能を確認し、HPCFポンプ「停止」操作				
		RHR S/P冷却「切替」操作				
		必要に応じて、D/Wスプレイ、S/Pスプレイを実施 ・RIP停止中確認、RIP-ASDしゃ断器「切」、 D/W HVH全台停止確認				
		FCS A/B「起動」操作、可燃性ガス濃度低下の確認	R/B 管理 1F 東側 FCS室			
ADS「リセット」操作	対象外(中操で十分対応可能)					
・現場でのRHRラインナップ RHR最小流量バイパス弁 (E11-F021)電源「切」操作	R/B 非管理 非常用電気品室A～C室					
原子炉圧力0.69MPa以下、RHR 停止時冷却「起動」操作	中央制御室	R/B 管理 B3F RHR A～C室				
CUW F/D 1系列待機	事故時はCUW系は緊急性が低いため対象外					
原子炉水温度100℃以下確認	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)				
(2)原子炉冷却材流量の喪失 【原因】 原子炉出力運転中に、電源母線の故障等の原因により、再循環ポンプが全台同時に停止し、炉心流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇する可能性がある。	・原子炉冷却材再循環系事故 原子炉冷却材再循環ポンプ4台以上トリップ	運転時の異常な過渡変化の(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様				
(3)原子炉冷却材ポンプの軸固着	原子炉冷却材流量の喪失評価で包括	(1)原子炉冷却材流量の喪失と同様				

第2表 設計基準事故およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (2/2)

設計基準事故	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア	
(4) 制御棒落下 【原因】 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入により原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム事故 主蒸気隔離弁「閉」の場合	運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様			
(5) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (評価見直し予定) 【原因】 原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合には、オフガス系に保持されていた希ガスが環境に放出される可能性がある。	・配管破断事故 気体廃棄物処理系設備破損の場合	警報確認・指示記録計監視 (0G系警報, 建屋・設備の放射線モニタ等) タービン建屋内作業員・運転員退避指示 空気抽出器・気体廃棄物処理系「隔離」操作 原子炉手動スクラム操作 主蒸気隔離弁全開確認 原子炉モードスイッチ「停止」位置切替	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)	
	・原子炉スクラム事故 主蒸気隔離弁「閉」の場合	復水器真空度悪化時に使用		運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様	
	・原子炉スクラム事故 主蒸気隔離弁「開」の場合	復水器真空度悪化なしの場合に使用		運転時の異常な過渡変化の(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き①と同様	
(6) 主蒸気管破断 【原因】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	・配管破断事故 主蒸気配管破断	警報確認・指示記録計監視 (主蒸気管流量警報等, 建屋内温度・モニタ等) SGTS起動確認・必要に応じて「停止」操作 (R/B差圧調整) 建屋内作業員・運転員退避指示 原子炉手動スクラム 主蒸気隔離弁「全開」操作 原子炉モードスイッチ「停止」位置切替 RIP4台自動トリップ・6台ランバック確認	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能) R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室 対象外(中操で十分対応可能)	
	・原子炉スクラム事故 主蒸気隔離弁「閉」の場合	運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様			
	・外部電源喪失対応	運転時の異常な過渡変化(4)外部電源喪失と同様			
	(7) 燃料集合体の落下 【原因】 燃料取替作業中、燃料つかみ機によって燃料集合体を運搬している際に、つかみ機が故障してその燃料集合体が落下し、炉心内の燃料集合体上部に衝突して燃料棒の機械的破損が生じる可能性がある。	・燃料破損事故 燃料落下事故	燃料落下事故発生状況の確認 (ITV, 各放射線モニタ) 原子炉建屋内作業員・運転員退避指示 SGTS「起動」操作 原子炉建屋空調設備「停止」操作 (R/B空調, D/Wバジファン) 原子炉水の廃棄物処理系への排水停止のため、下記弁を「閉」操作又は「閉」を確認 ・G31-MO-F023 (CUW→RW) ・G51-AO-F006 A・B ・G51-MO-F007 (FPC→S/P) ・E11-MO-F014 A～C (FPC-RHR連絡弁) 原子炉ウエル等の水位調整のためのCRDポンプ「手動調整」や「停止」操作 必要に応じて、RHR SHC, RIP「停止」操作 放射性物質濃度低下のためのCUW, FPC定格流量運転の維持 全作業員の屋外への退避指示 (タービン建屋での空気汚染が認められた場合) MCR再循環送風機「起動」操作	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能) R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室 対象外(中操で十分対応可能) C/B 2F MCR再循環送風機エリア
(8) 可燃性ガスの発生	原子炉冷却材流量の喪失評価で包括	(1) 原子炉冷却材流量の喪失と同様			

別紙2 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第11条第1項及び第2項への適合性）

1. 概要

「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」第11条（安全避難通路等）第1項第一号によって要求される『その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路』については、追加設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する。

「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」第11条（安全避難通路等）第1項第二号によって要求される『照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明』については、追加設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に用いる避難用の照明の電源が喪失した場合においても、点灯可能なよう非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する。

2. 安全避難通路について

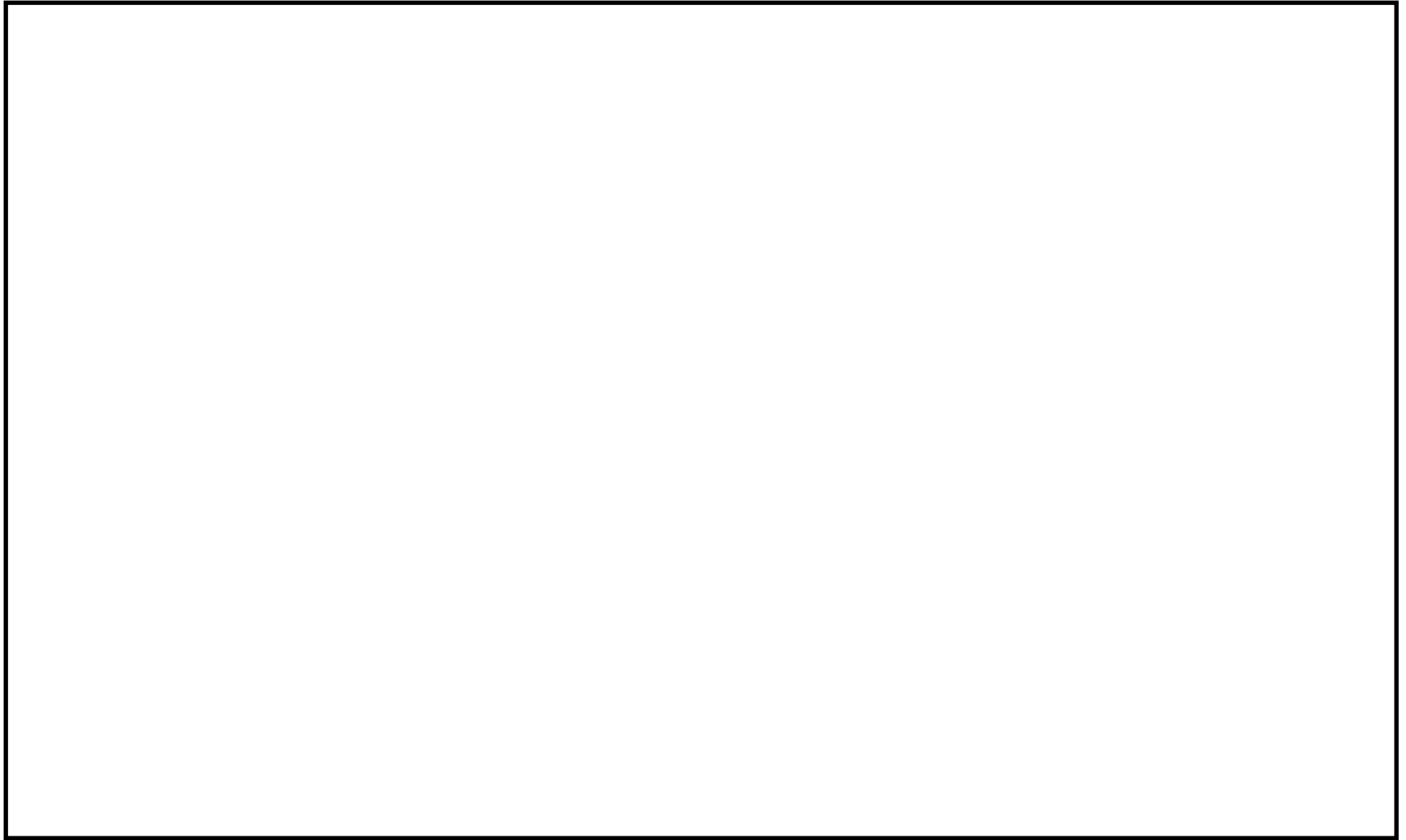
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する安全避難通路及び避難用の照明配置図を第別紙2-1図に示す。

安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として、以下に準拠し蓄電池内蔵の非常灯及び誘導灯を設置する。

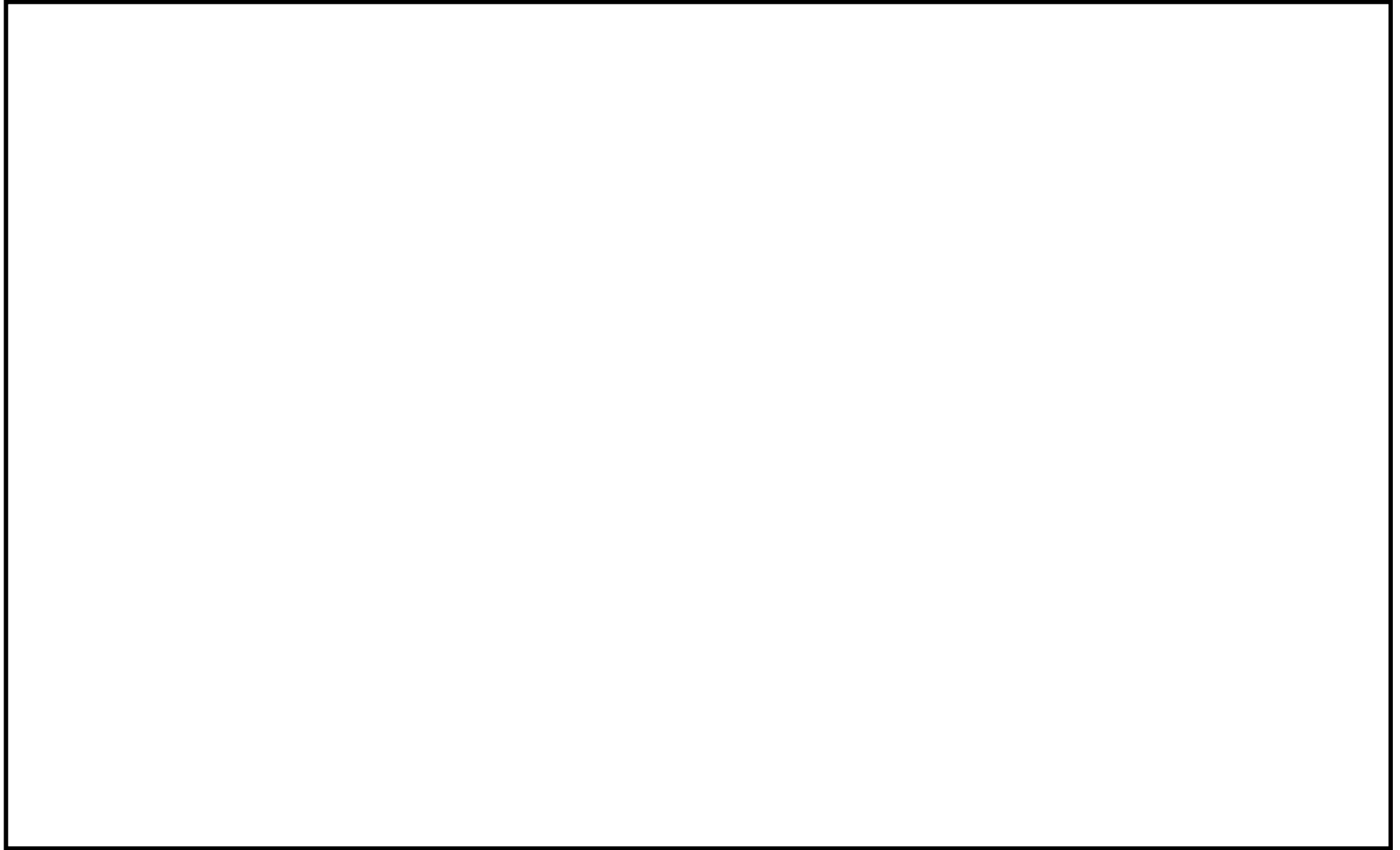
- ・非常灯：建築基準法施行令第126条の四、五及び昭和45年建設省告示第1830号
- ・誘導灯：消防法施行令第26条および消防法施行規則第28条

蓄電池は、非常灯については昭和45年建設省告示第1830号に準拠し30分以上、誘導灯については消防法施行規則第28条に準拠し20分以上点灯できる容量を有するものとする。

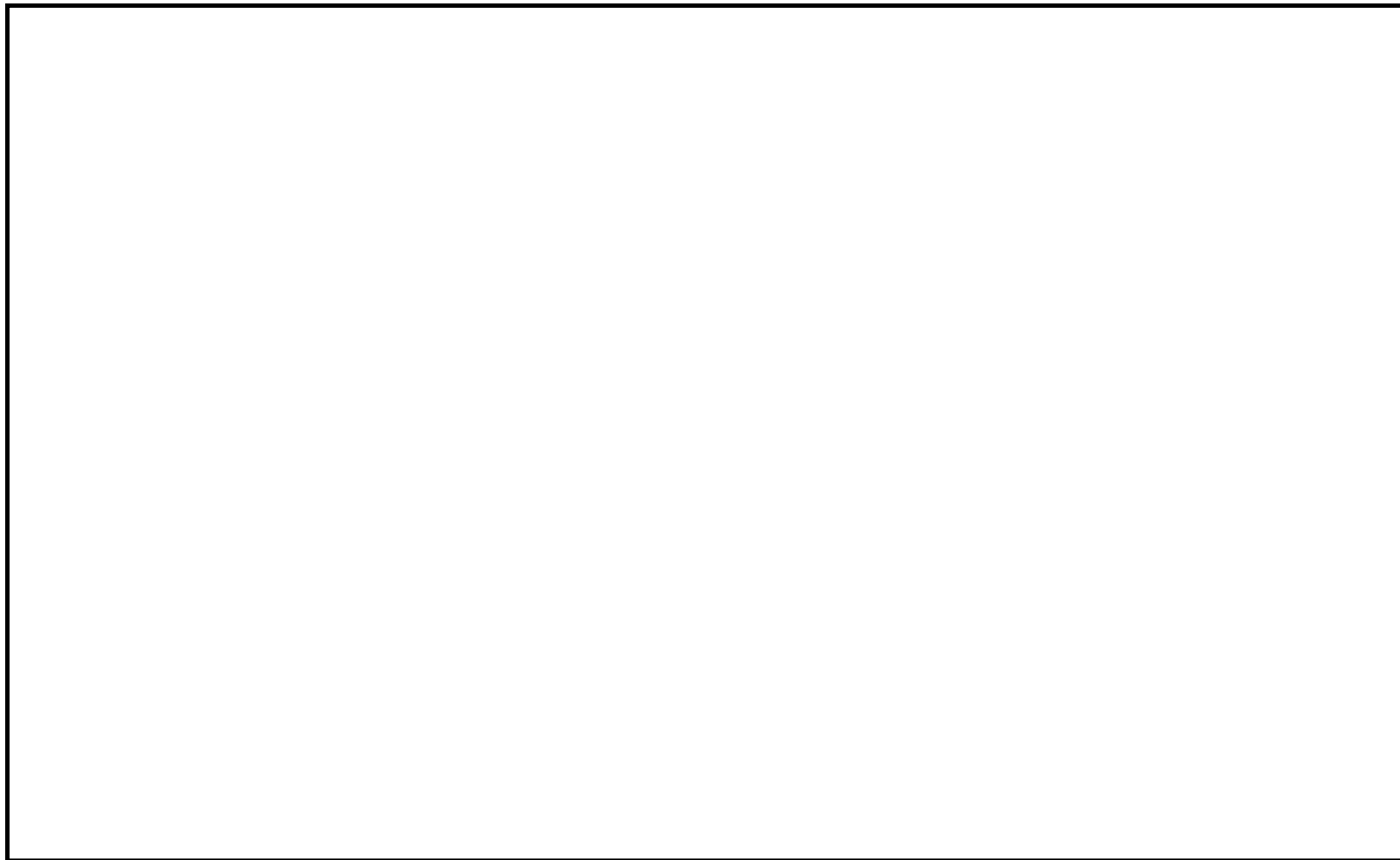
第別紙2-2図に避難用の照明装置を示す。



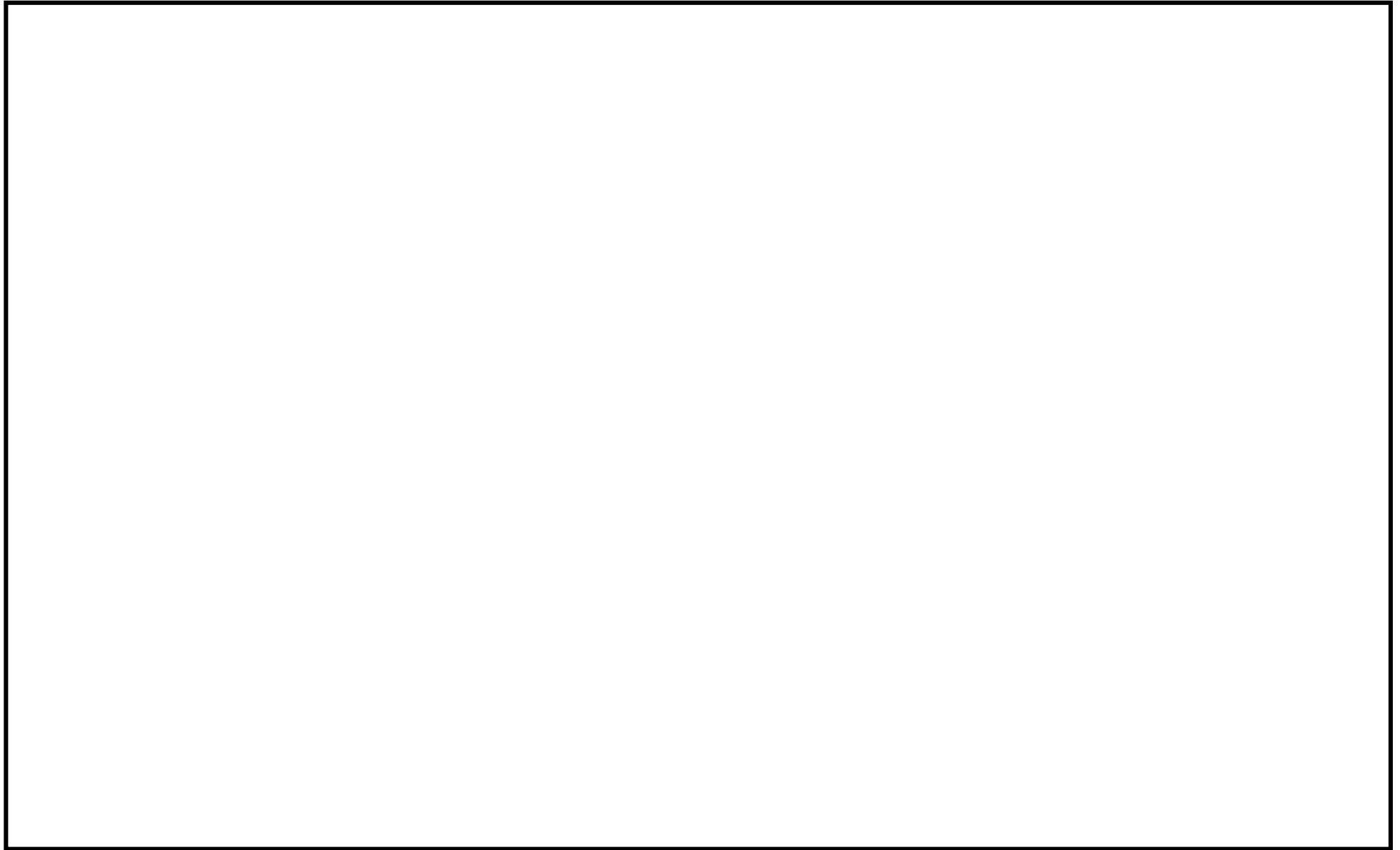
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(1/4)



第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(2/4)



第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(3/4)



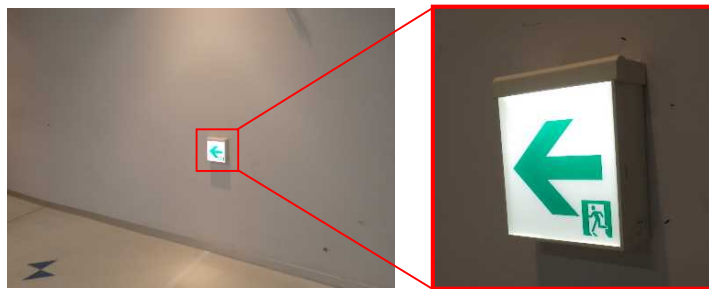
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(4/4)



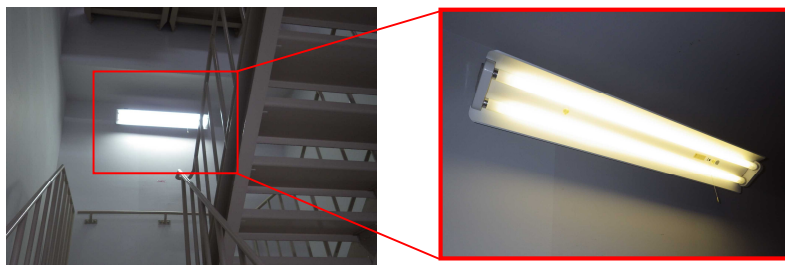
非常灯



避難口誘導灯



通路誘導灯（廊下・通路）



通路誘導灯（階段）

第別紙 2-2 図 避難用の照明装置

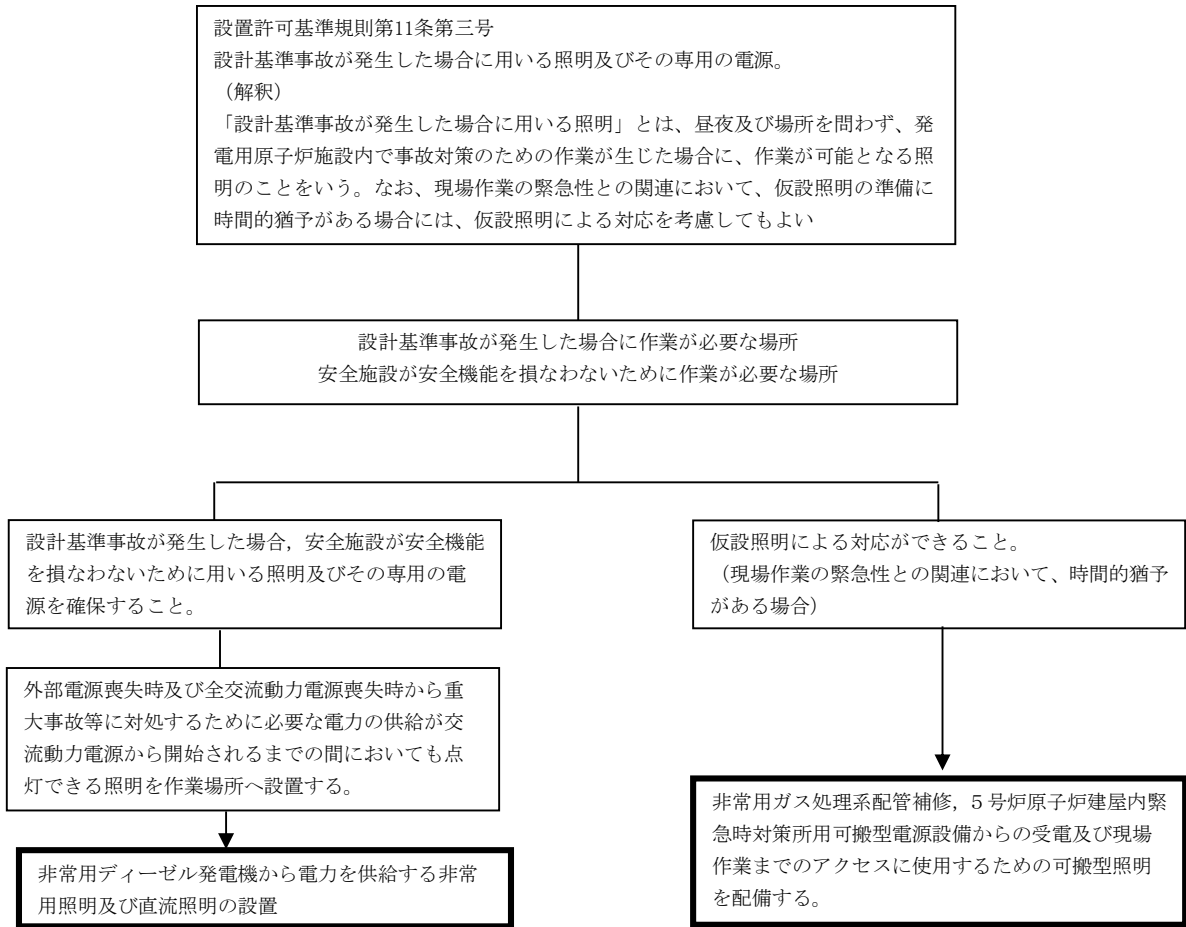
別添

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用, 手順説明資料

安全避難通路等

11 条安全避難通路等



【後段規制との対応】	【添付六、八への反映事項】
工：工認（基本設計方針，添付書類）	<input checked="" type="checkbox"/> : 添付六，八に反映
保：保安規定（下位文章含む）	<input type="checkbox"/> : 当該条文に関係しない
核：核防規定（下位文章含む）	(他条文での反映事項他)

運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 11 条 安全避難通路等	可搬型照明を配備	運用・手順	必要時に迅速に使用できるよう、必要数及び保管場所を定める。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 12 条：安全施設

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 静的機器の単一故障

2.1.1 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち単一の設計とする箇所の確認

2.1.2 非常用ガス処理系

2.1.2.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

2.1.2.2 基準適合性

2.1.3 格納容器スプレイ冷却系

2.1.3.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

2.1.3.2 基準適合性

2.1.4 中央制御室換気空調系

2.1.4.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

2.1.4.2 基準適合性

2.2 安全施設の共用・相互接続

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

2.2.2 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系を除く）

2.2.2.1 重要安全施設

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

2.2.3 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系）

今回ご提出資料

3. 別紙

別紙 1 単一故障

別紙 1-1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

別紙 1-2 重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

別紙 1-3 設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系

別紙 1-4 地震, 溢水, 火災以外の共通要因について

別紙 1-5 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

別紙 1-参考 1 単一設計採用時の安全確保基本方針

別紙 1-参考 2 非常用ガス処理系・中央制御室換気空調系システム信頼性・事故シーケンス頻度評価 (ランダム要因・地震要因) について

別紙 1-参考 3 福島第二原子力発電所の知見

(サプレッションプール水温度検出器中継端子箱について)

別紙 1-参考 4 ケーブル敷設問題における対策

別紙 2 共用・相互接続

別紙 2-1 共用・相互接続設備 抽出表

別紙 2-2 共用・相互接続設備 概略図

4. 別添

別添 1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用, 手順説明資料
安全施設

今回ご提出資料

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 静的機器の単一故障

静的機器の単一故障に関する要求事項が明確となった設置許可基準規則第 12 条第 2 項に対する適合方針を説明する。

2.1.1 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち単一の設計とする箇所の確認

設置許可基準規則第 12 条の解釈において、「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」は以下の機能を有するものとされている。

- 一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能
 - ・ 原子炉の緊急停止機能
 - ・ 未臨界維持機能
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - ・ 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
 - ・ 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
 - ・ 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
 - ・ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能
 - ・ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
 - ・ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能
 - ・ 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
 - ・ 格納容器の冷却機能
 - ・ 格納容器内の可燃性ガス制御機能
 - ・ 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
 - ・ 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
 - ・ 非常用の交流電源機能
 - ・ 非常用の直流電源機能
 - ・ 非常用の計測制御用直流電源機能
 - ・ 補機冷却機能

- ・ 冷却用海水供給機能
- ・ 原子炉制御室非常用換気空調機能
- ・ 圧縮空気供給機能

二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
- ・ 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
- ・ 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
- ・ 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
- ・ 事故時の原子炉の停止状態の把握機能
- ・ 事故時の炉心冷却状態の把握機能
- ・ 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
- ・ 事故時のプラント操作のための情報の把握機能

また、設置許可基準規則第 12 条の解釈において、以下の記載がなされている。

- 4 第 2 項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。
- 5 第 2 項について、短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を取期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

これらの要求により、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間（24 時間以上もしくは運転モード切替え以降）にわたって安全機能が要求される静的機器についての単一故障の仮定の適用に関する考え方が明確となったため、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（重要度分類指針）に示される安全施設の中から各安全機能を担保する系統を抽出し、多重性又は多様性及び独立性の確保について整理した。なお、系統の抽出にあたっては、「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010，社団法人日本電気協会）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考とした。また、独立性の確保においては、設置許可基準規則第 12 条に関する適合性の確認として、共通要因（地震，溢水，火災）についての整理を行った。あわせて、設計基準事故解析において期待する異常状態緩和系が全て含まれていることを確認した。各安全機能を担保する系統の抽出結果を別紙 1-1 に、整理結果を別紙 1-2 に、設計基準事故解析において期待する異常状態緩和系の確認結果を別紙 1-3 に示す。また、別紙 1-2 で整理した共通要因（地震，溢水，火災）以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについての整理結果を別紙 1-4 に示す。

なお、設置許可基準規則第 2 条において、多重性，多様性，独立性は以下の通り定義されている。

十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

別紙 1-2 の整理結果に基づき、安全機能を担保する系統が単一の種類の系統であり、かつ単一設計箇所を有するために多重性又は多様性の確保についての基準適合性に関する更なる検討が必要な系統を抽出した結果、以下の 3 系統が抽出された。

(1) 非常用ガス処理系 (単一設計箇所:配管及びフィルタユニット)

(2) 格納容器スプレイ冷却系(単一設計箇所:格納容器スプレイ・ヘッド)

(3) 中央制御室換気空調系 (単一設計箇所:ダクト及び再循環フィルタ)

なお、柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(1号、2号、3号、4号、5号、6号及び7号原子炉施設の変更)(平成22年4月19日付け、平成21・08・12原第11号をもって設置変更許可)の添付書類八の「1.2 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合」のうち、「指針7. 共用に関する設計上の考慮(平成2年8月30日)」及び「指針45. 可燃性ガス濃度制御系」に記載していた可燃性ガス濃度制御系及び同系統可搬式再結合装置(6号及び7号炉共用、既設)については、「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 共用に関する設計上の考慮について」(平成27年4月)に記載の通り、単一設計となっている配管の二重化を行うとともに、再結合装置を各号炉1台ずつ追加し、かつ常設設備に変更することから、別紙1-2の整理の通り、上記抽出の対象外となった。

別紙 1-2 の整理結果から、これらの系統はいずれも長期間にわたって機能が要求されるため、原則として静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要な系統となることを確認した。

これらの系統について、設置許可基準規則第12条の解釈において静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている下記の3条件のいずれに該当するかを整理した。

- ① 想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合
- ② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合
- ③ 単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合

その結果、下記の通り、①～③のいずれかに該当するため、設置許可基準規則

に適合することを確認した。

- (1) 非常用ガス処理系 : ①
- (2) 格納容器スプレイ冷却系 : ③
- (3) 中央制御室換気空調系 : ①

詳細を 2.1.2 以降で示す。

2.1.2 非常用ガス処理系

2.1.2.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

(1) 設備概要

非常用ガス処理系は、事故時の格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を有する系統である。非常用ガス処理系の系統概略図を図 2.1.2-1 に示す。

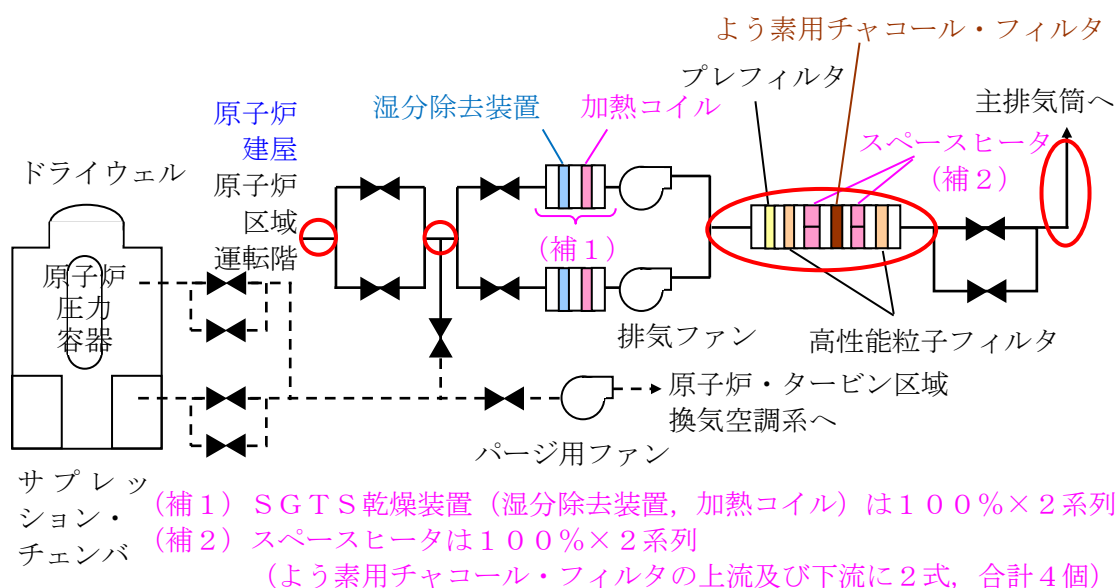


図 2.1.2-1 非常用ガス処理系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

図 2.1.2-1 に示す通り、非常用ガス処理系の動的機器である弁・乾燥装置 (湿分除去装置・加熱コイル)・排気ファン・スペースヒータは全て二重化しており、配管の一部とフィルタユニット (スペースヒータ除く) が単一設計となっている。

これらの単一設計箇所材質・塗装有無・内部流体 (通常時, 設計基準事故時)・設置場所を表 2.1.2-1 に示す。

表 2.1.2-1 非常用ガス処理系 単一設計静的機器

		6号炉		7号炉	
		配管	フィルタ ユニット	配管	フィルタ ユニット
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有（錆止め） （外面）	有 （外面）	有（錆止め） （外面）	有 （外面）
内部 流体	通常 時	屋内空気	屋内空気	屋内空気	屋内空気
	事故 時	[乾燥装置 上流] 湿分の多い 空気（放射性 物質（F P） 含む） [乾燥装置 下流] 乾燥した空 気（F P 含 む）	乾燥した空 気（F P 含 む）	[乾燥装置 上流] 湿分の多い 空気（放射性 物質（F P） 含む） [乾燥装置 下流] 乾燥した空 気（F P 含 む）	乾燥した空 気（F P 含 む）
設置場所		屋内	屋内	屋内	屋内

(2) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

単一設計となっている静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合いを確認するため、仮に事故発生から24時間後に非常用ガス処理系が使用できなくなった後はそのままF Pを地上放散したと仮定して評価した。影響度合いを確認するための目安として、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvとの比較を行った。

原子炉冷却材喪失時、格納容器の漏えい率に従って原子炉建屋原子炉区域内に漏れ出たF Pは、事故発生から24時間までの間は非常用ガス処理系によって処理し、非常用ガス処理系の排気口から放出する。一方、24時間後以降は原子炉建屋原子炉区域内から原子炉建屋原子炉区域外に漏えいして地上放散すると仮定する。

このときの評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更したものを表 2.1.2-2 に示す。

表 2.1.2-2 非常用ガス処理系故障時影響評価条件（LOCA，変更点）

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0.5 回/d（建屋漏えい）
よう素除去効率	0～24 時間：99.99%（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0%（－）
実効放出継続時間	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 相対濃度 χ / Q [s/m ³]：10 時間 相対線量 D / Q [Gy/Bq]：10 時間 24 時間以降（地上放散） χ / Q [s/m ³]：350 時間 D / Q [Gy/Bq]：200 時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件 （気象データは変更なし※1 （1985 年 10 月～1986 年 9 月））	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） χ / Q [s/m ³]：6 号炉 2.5×10^{-6} 7 号炉 2.1×10^{-6} D / Q [Gy/Bq]：6 号炉 1.0×10^{-19} 7 号炉 8.9×10^{-20} 24 時間以降（地上放散） χ / Q [s/m ³]：6 号炉 7.2×10^{-6} 7 号炉 5.6×10^{-6} D / Q [Gy/Bq]：6 号炉 1.1×10^{-19} 7 号炉 9.8×10^{-20}

※1 気象データの代表性については別紙 1-5 に示す。

以上の条件を用いて評価した結果、敷地境界外の実効線量は 6 号炉では約 4.3×10^{-3} mSv，7 号炉では約 3.4×10^{-3} mSv となった。

（なお，原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失における評価結果は，6 号炉で約 1.6×10^{-5} mSv，7 号炉で約 1.5×10^{-5} mSv である。）

また，原子炉建屋原子炉区域運転階にて F P が発生する燃料集合体の落下時にも非常用ガス処理系の機能に期待していることから，仮に燃料集合体の落下から 24 時間後に非常用ガス処理系が使用できなくなった場合の影響度合いをあわせて確認した。

原子炉停止から 3 日後の原子炉の燃料交換時に発生することを想定している燃料集合体の落下時，原子炉建屋原子炉区域運転階に発生した F P は，事故発生から 24 時間までの間は非常用ガス処理系によって処理し，非常用ガス処

理系の排気口から放出する。一方、24 時間後以降は原子炉建屋原子炉区域内から原子炉建屋原子炉区域外に漏えいして地上放散すると仮定する。

このときの評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下から変更したものを表 2.1.2-3 に示す。

表 2.1.2-3 非常用ガス処理系故障時影響評価条件（FHA，変更点）

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0.5 回/d（建屋漏えい）
よう素除去効率	0～24 時間：99.99%（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0%（－）
実効放出継続時間	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi / Q [s/m^3]$ ：10 時間 $D / Q [Gy/Bq]$ ：10 時間 24 時間以降（地上放散） $\chi / Q [s/m^3]$ ：40 時間 $D / Q [Gy/Bq]$ ：30 時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件 (気象データは変更なし ^{※1} (1985 年 10 月～1986 年 9 月))	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） $\chi / Q [s/m^3]$ ：6 号炉 2.5×10^{-6} 7 号炉 2.1×10^{-6} $D / Q [Gy/Bq]$ ：6 号炉 1.0×10^{-19} 7 号炉 8.9×10^{-20} 24 時間以降（地上放散） $\chi / Q [s/m^3]$ ：6 号炉 1.3×10^{-5} 7 号炉 9.9×10^{-6} $D / Q [Gy/Bq]$ ：6 号炉 2.5×10^{-19} 7 号炉 2.2×10^{-19}
呼吸率	5.16[m ³ /d] (事故全体としての実効放出継続時間が 24 時間以上であるため、呼吸率は小児の 1 日平均の呼吸率を使用)

以上の条件を用いて評価した結果、敷地境界外の実効線量は 6 号炉では約 $4.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、7 号炉では約 $3.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となった。

(なお、原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下における評価結果は、6 号炉で約 $1.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 、7 号炉で約 $1.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。)

以上の通り、静的機器の単一故障が発生し、かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5mSvを下回る程度の影響度合いであることを確認した。これにより、(3)に示す修復作業期間は、安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

仮に事故発生から 24 時間後に単一故障が発生した後、当該単一故障箇所の修復が可能か否かを確認した。

なお、上記単一故障発生時、プラントは既に停止状態にあり、本修復はあくまでも応急処置として実施するものである。事故収束後に、技術基準に適合する修復を改めて実施する。

①故障の想定

非常用ガス処理系において単一設計を採用している静的機器である配管及びフィルタユニットについて、表 2.1.2-4 に示す破損もしくは閉塞が発生することを想定する。

ただし、配管閉塞の原因となりうるほこり等については運用管理の中で排除することから、配管閉塞は想定不要とした。

また、破損の規模としては、構造及び運転条件等から瞬時に全周破断に至ることは考えにくいとため、配管及びフィルタユニットについて亀裂やピンホール等によるリークの発生を損傷モードとして想定する。ただし、配管については、損傷モードを保守的に考え、全周破断についても想定する。

以上から、想定すべき故障として以下の 3 種類を選定した。

・配管破損（リーク発生、全周破断）

・フィルタユニット破損（リーク発生）

・フィルタユニット閉塞

表 2.1.2-4 非常用ガス処理系 機能達成に必要な項目別の
故障モード整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原 因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流体 移送	配管	一部無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物 (c)	—	—
	排気 ファン	有				
	弁	有				
F P 除 去	フィル タ ユ ニ ッ ト(よう 素用チ ャコー ル・フィ ルタ)	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	湿分	湿分除去 装置	有
					加熱コイ ル	有
					スペース ヒータ	有
				異物 (d)	プレフィ ルタ	無
高性能粒 子フィル タ	無					

- (a) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの腐食による破損
- (b) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの外力による破損
- (c) 単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞
- (d) フィルタユニットの異物による閉塞

②配管破損（リーク発生，全周破断）時の修復可能性

非常用ガス処理系において単一設計を採用している配管を図 2.1.2-2 に示す。

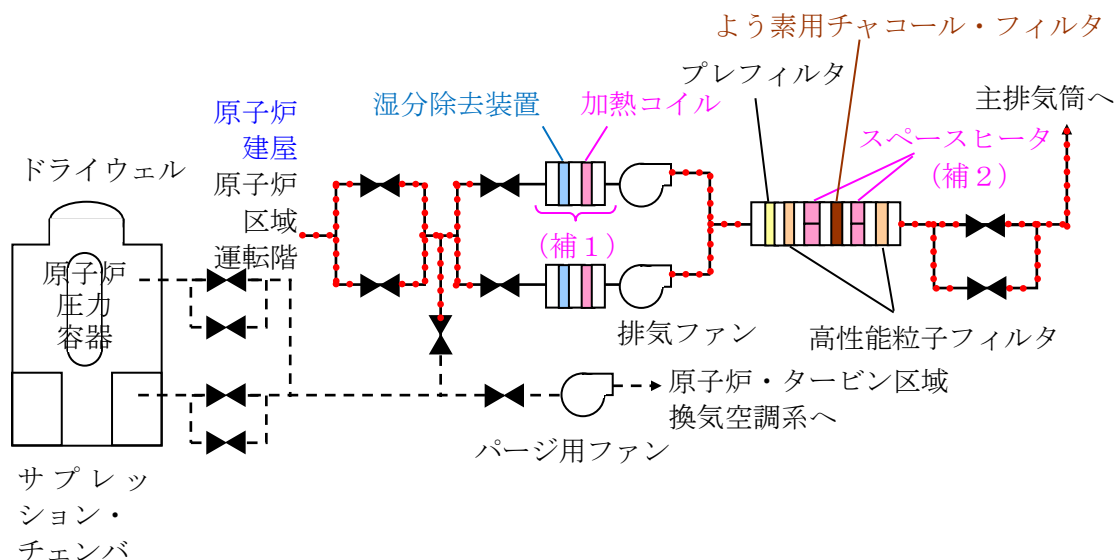


図 2.1.2-2 非常用ガス処理系配管のうち単一設計箇所

図 2.1.2-2 に示す単一設計箇所のうち、排気ファンより上流側で配管破損が発生した場合は、原子炉建屋原子炉区域内からの給気が維持されるため、非常用ガス処理系の機能も維持されることから、修復は不要である。

また、フィルタユニットより下流側でかつ原子炉建屋原子炉区域外に出た後で配管破損が発生した場合は、原子炉建屋原子炉区域内からの給気及びフィルタユニットによるFPの濃度低減機能が維持されることから、同様に当該機能復旧のための修復は不要である。なお、この場合、放出高さが低所側に変化することとなるが、その影響は(2)の影響度合いに包絡される。

以上から、排気ファン下流側かつ原子炉建屋原子炉区域内の配管にリークあるいは全周破断が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

事故時の非常用ガス処理系作動時において、中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統配管の破損により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため、原子炉建屋差圧を監視することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような損傷については、現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

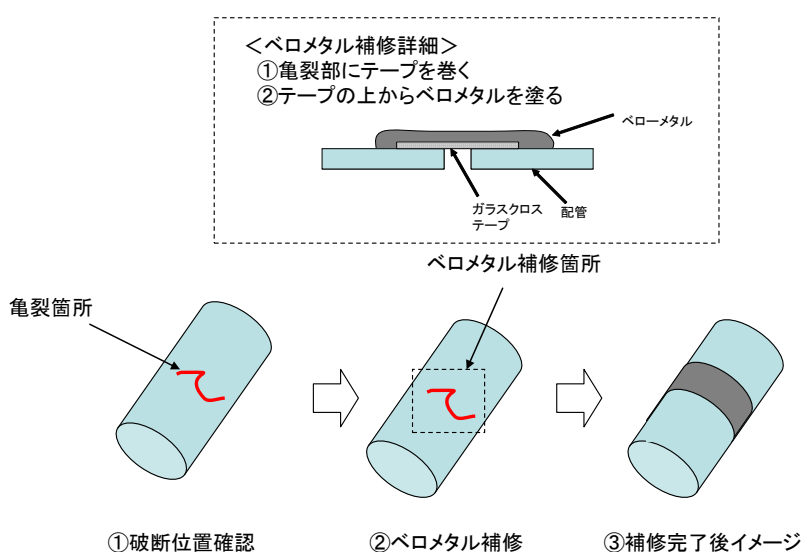
(イ) 修復作業性

非常用ガス処理系の単一設計箇所の配管については、単一故障で損傷した場合は配管直管部、及び、壁貫通部、エルボ部、ティ継手部の配管破損箇所に応じた修復が可能である。配管の修復方法としては、損傷モードによって柔軟に対応できるように、ベロメタル補修、ホースバンド固定、耐圧ホース取付け等の複数の方法を準備している。配管の損傷を確認後、現場状況、損傷状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

以下に、損傷状況に応じた方法の例として、「(a) 配管部にピンホール・亀裂が生じた場合」、「(b) 配管が全周破断した場合」について、それぞれ修復方法を示す。

(a) 配管部にピンホール・亀裂が生じた場合 (補修方法の例)

配管部にピンホール・亀裂が生じた場合は、損傷部にベロメタル補修を実施することが妥当と考えている。作業方法は、[図 2.1.2-3](#) に示すイメージの通り、配管破断位置を確認後に、破断位置についてガラスクロステープ等のテープ類を巻き付けて固定し、そのテープの上からベロメタルを塗り、硬化させることで配管破断部を埋め、配管機能を修復する方法である。[図 2.1.2-4](#) に、小口径配管でのベロメタル補修の例を示す。



[図 2.1.2-3](#) ベロメタル補修の作業方法

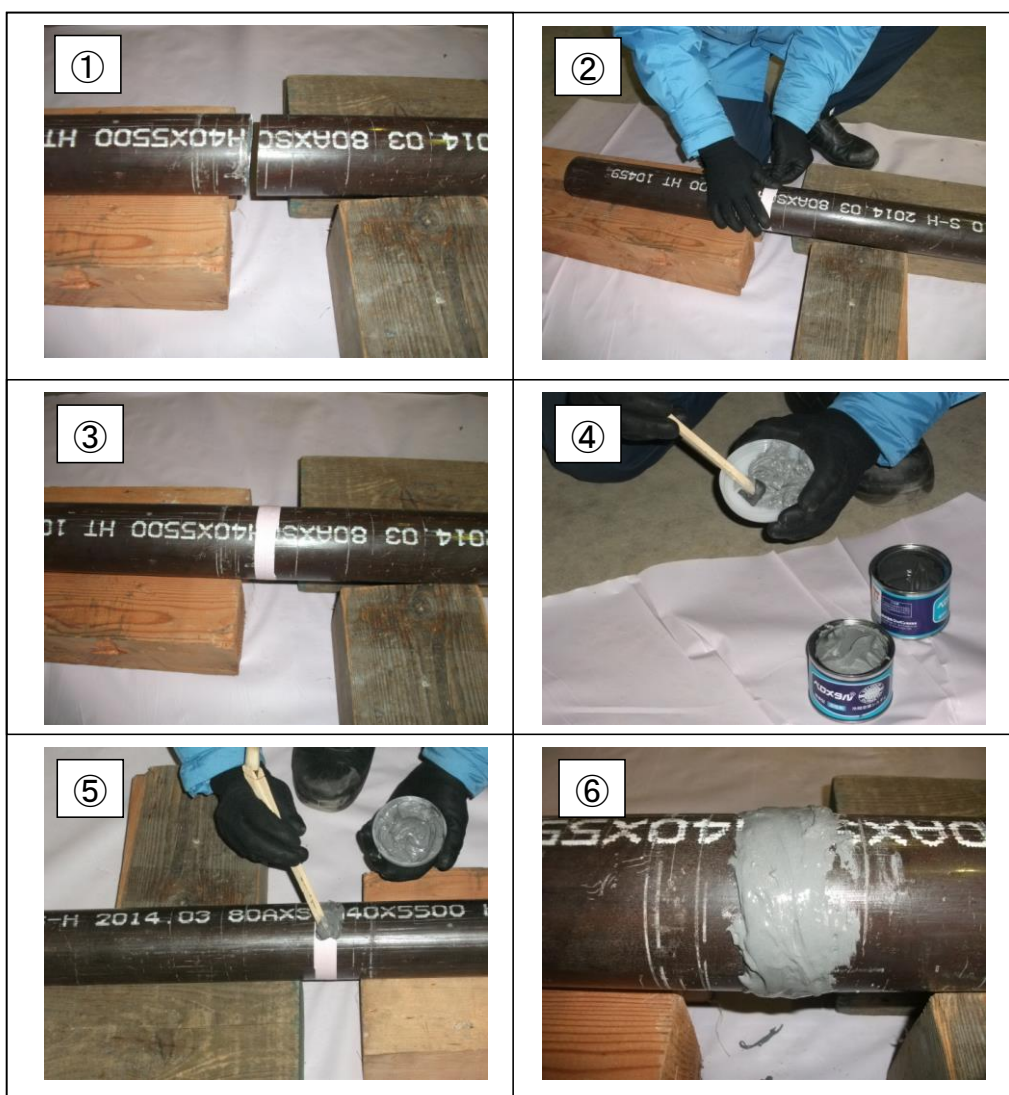


図 2.1.2-4 ベロメタル補修の例示

(修復方法の妥当性)

ベロメタル補修については一般的な配管補修方法であるため、配管機能を修復する方法として妥当と判断している。しかしながら、更なる知見拡充として、修復方法の妥当性を、モックアップ試験によって確認している。

図 2.1.2-5 にモックアップ試験の試験装置、図 2.1.2-6 にモックアップ試験時の写真を示す。本試験では、非常用ガス処理系配管と同じような鋼材配管を準備し、配管に亀裂損傷を模擬して、それらの損傷位置についてベロメタル補修を行い、その後に当該配管の耐圧試験を行い試験圧力に耐

えられることを確認している。試験の結果、非常用ガス処理系配管の最高使用圧力 24.52kPa を超える 32kPa に対し、漏えいが無いことを確認しており、当該配管の補修方法として妥当であることが確認できている。

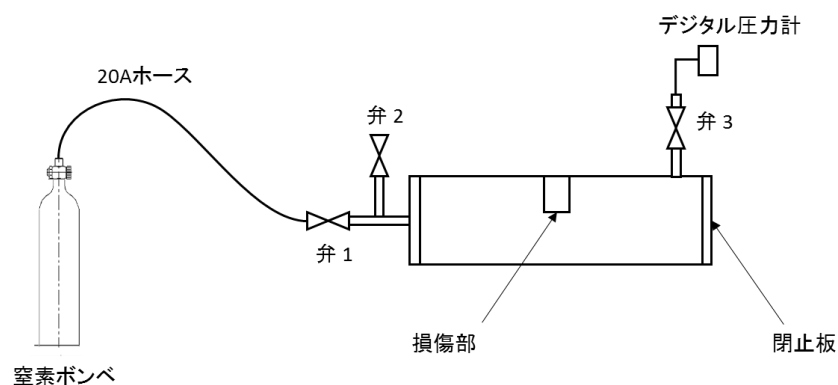


図 2.1.2-5 ベロメタル補修のモックアップ試験計画概要



図 2.1.2-6 ベロメタル補修後の耐圧試験概要

(作業工程)

作業工程の概略予定を表 2.1.2-5 に示す。破断位置を確認後に作業方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始1日目は、主に足場組立作業を実施し、ベロメタル補修作業のための環境を整える。2日目でベロメタル補修作業を行い、ベロメタル硬化を待つ。その後、漏えい確認を実施し3日以内に修復作業を完了させる作業工程を考えている。

表 2.1.2-5 亀裂補修時の作業工程の概略予定

作業開始からの日数	1日		2日		3日		4日	
(1)亀裂補修								
・作業準備	■							
・足場組立		■						
・亀裂補修			■					
・補修材養生期間				■				
・漏えい確認					■			

(作業訓練)

ペロメタル補修作業は、事故時に修復作業が必要になった際に、当社社員で対応できるよう訓練を実施する計画を検討している。本作業に必要な訓練は、表 2.1.2-5 の作業工程でも示す通り足場組立作業とペロメタル補修作業であり、これらの作業について技量が必要なものについては訓練計画を定め、計画に従って訓練することで修復作業の対応性を高めていく。

これまでに実施している修復作業訓練のうち、当社社員による足場組立及び足場解体作業訓練の状況を図 2.1.2-7～図 2.1.2-9 に示す。非常用ガス処理系配管損傷時における補修作業用の足場については、損傷箇所、損傷状況に応じて足場敷設方法を検討していくことになるが、これらが柔軟に対応できるように屋内での作業、屋外での作業を複数のケースで足場組立・解体作業訓練を実施している。これまでの訓練実績としては平成 27 年 6 月 22～24 日、平成 27 年 6 月 29・30 日、平成 27 年 10 月 19～21 日・23 日に実施しているが、今後も事故発生に備え、当社社員による足場組立・解体作業の技量を高めるため、訓練計画を立案し定期的に訓練を行うこととする。

なお、非常用ガス処理系配管補修と同様に、中央制御室換気空調系ダクトの補修についても足場が必要になることから、足場組立・解体作業の訓練は中央制御室換気空調系ダクト補修の訓練としても実施している。



☒ 2.1.2-7 足場組立・解体作業訓練（屋外①）



☒ 2.1.2-8 足場組立・解体作業訓練（屋外②）



☒ 2.1.2-9 足場組立・解体作業訓練（屋内）

(b) 配管が全周破断した場合
(補修方法の例)

配管が全周破断した場合は、破断・損傷部を切断・撤去し、その間に耐圧ホースを取付ける「耐圧ホース取付補修」を実施することが妥当と考えている。作業方法は図 2.1.2-10 で直管部，エルボ部，ティ継手部がそれぞれ破断した場合について図示しているが，破断位置確認後，その破断面等の損傷部を配管切断装置等で切断し，切断したスペースに耐圧ホースをホースバンド等で取付けることで配管機能を修復する方法である。

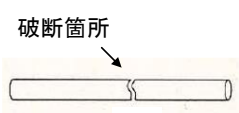
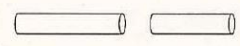
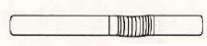
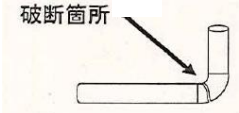
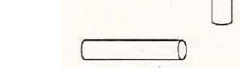
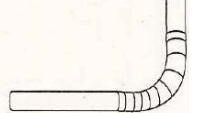
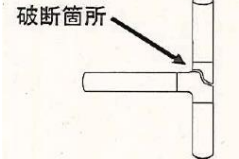
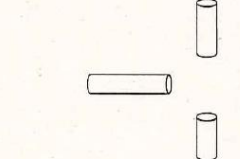
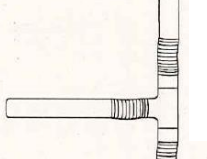
損傷位置	①破断位置確認	②損傷部を撤去 (配管切断作業)	③耐圧ホース取付 (ホースバンド等で取付)
直管部			
エルボ部			
ティ継手部			

図 2.1.2-10 耐圧ホース取付補修イメージ

(修復方法の妥当性)

耐圧ホース取付補修作業は、非常用ガス処理系配管の系統設計圧力，温度に応じた耐圧ホースを選定し，配管機能を修復する方法として妥当である。修復方法の妥当性については，モックアップ試験によって確認している。図 2.1.2-11 に耐圧ホース取付補修作業概要，図 2.1.2-12 にモックアップ試験の計画概要を示す。

非常用ガス処理系配管の補修作業は，損傷部を配管ごと切断し，切断した部分に耐圧ホースを取り付ける工法である。配管切断面については，耐圧ホースを取り付け易くするため，火災防護対策を施した上で切断面の磨きを行い，耐圧ホースと配管の口径調整のために，磨き面に接着剤を塗布

シリコンゴムを巻き付ける。その後、磨き面に耐圧ホースを接続しバンドで固縛し、密閉性を高めるためにシリコンゴムと耐圧ホースの接続部をコーキング剤で密閉する。

上記の通り配管に取り付けた耐圧ホースについて、ブローにより通気試験を実施し、流路を確保するための十分な機能が確保できることを確認している。

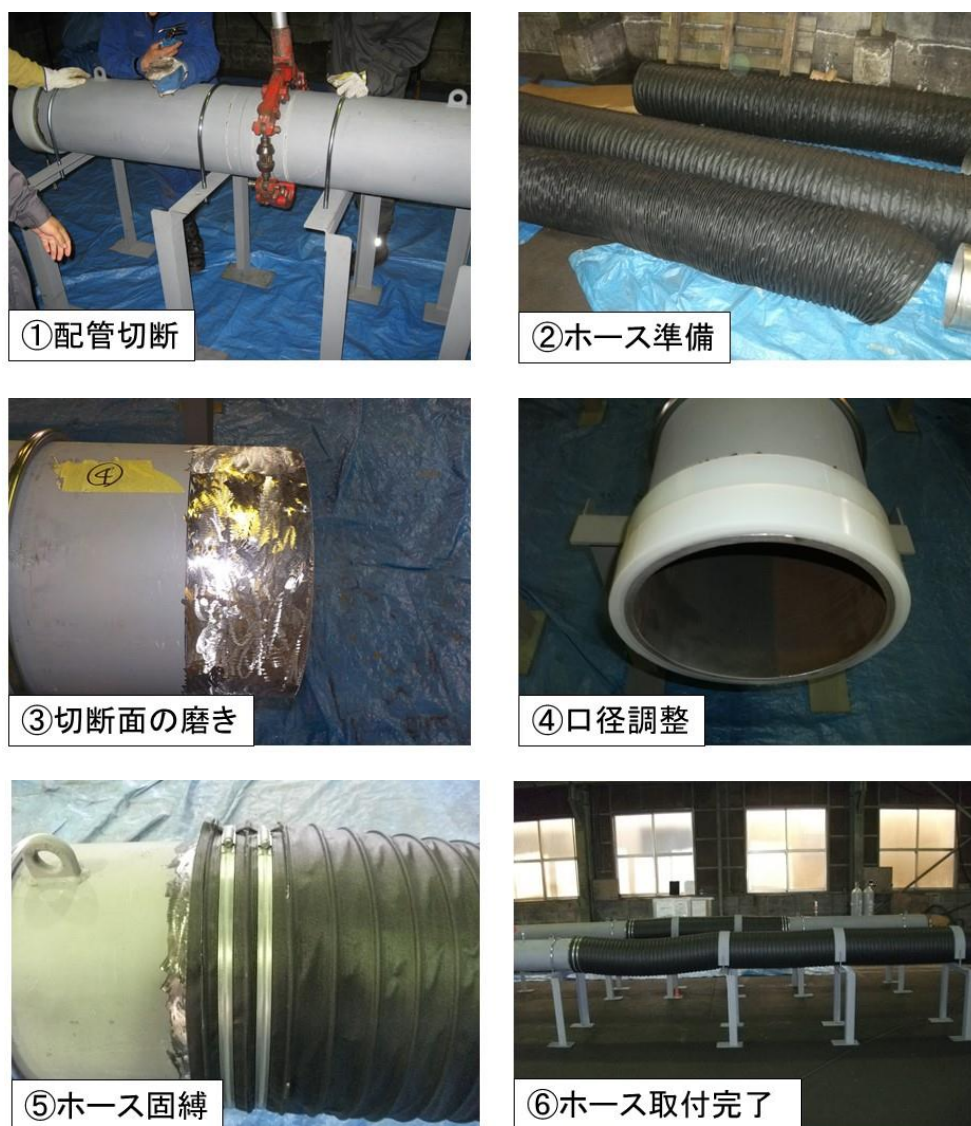


図 2.1.2-11 耐圧ホース取付補修の概要

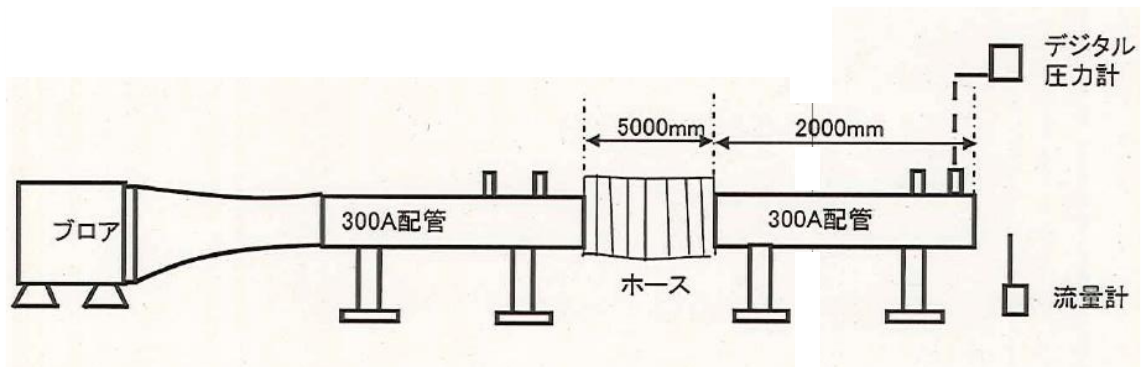


図 2.1.2-12 耐圧ホース取付補修のモックアップ試験計画概要

(作業工程)

作業工程の概略予定を表 2.1.2-6 に示す。破断位置を確認後に作業方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始1日目は、主に足場組立作業を実施し、耐圧ホース取付補修作業のための環境を整える。2日目で損傷配管の切断及び干渉物撤去等を行い、3日目に耐圧ホースを取付け、漏えい確認を実施し3日以内に修復作業を完了させる作業工程を考えている。

表 2.1.2-6 全周破断時の作業工程の概略予定

作業開始からの日数	1日	2日	3日	4日
(2)全周破断補修				
・作業準備	■			
・足場組立		■		
・配管切断、干渉物撤去等		■		
・ホース取付			■	
・漏えい確認				■

(作業訓練)

耐圧ホース取付補修作業は、事故時に修復作業が必要になった際に当社社員または発電所構内企業により対応ができるよう体制を整備する。本作業工程にある足場組立作業、配管切断作業、ホース取付作業について技量が必要となるものについては訓練計画を定め、計画に従って訓練することで修復作業の対応性を高めていく。

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

修復作業時は、原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる被ばくに加えて、フィルタに補集されたF Pからの直接ガンマ線による被ばくも考慮する必要がある。このとき、原子炉建屋原子炉区域内は一定のF P濃度と考えると、(2)で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下）時において、作業員の被ばくの観点から最も過酷な条件となるのは、フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、SGTS室における線量率の評価を実施した。

原子炉冷却材喪失時の評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更したものを表 2.1.2-7 に、評価結果を表 2.1.2-8 に示す。

表 2.1.2-7 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価条件
(LOCA, 変更点)

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0 回/d（－）
よう素除去効率	0～24 時間：99.99%（内外部被ばく評価時） 100%（直接線評価時） 24 時間以降：0%（－）
修復作業開始時間	単一故障発生（24 時間）時点
修復作業エリア容積	980[m ³]（SGTS 室）
直接線評価点	フィルタ表面から 1m
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131：2.0×10 ⁻⁵ mSv/Bq I-132：3.1×10 ⁻⁷ mSv/Bq I-133：4.0×10 ⁻⁶ mSv/Bq I-134：1.5×10 ⁻⁷ mSv/Bq I-135：9.2×10 ⁻⁷ mSv/Bq
呼吸率	1.2m ³ /h（成人活動時の呼吸率）
マスクによる防護係数	DF1000

表 2.1.2-8 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価結果
(LOCA)

被ばく経路	線量率(mSv/h)
原子炉建屋原子炉区域内F P 内部被ばく	約 4.4×10^{-3}
原子炉建屋原子炉区域内F P 外部被ばく	約 6.8×10^{-3}
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 6.0×10^{-1}
合計	約 6.1×10^{-1}

作業員1人当たりの作業時間を8時間とすると、表 2.1.2-8 より原子炉冷却材喪失時の配管修復における被ばく線量は作業員1人当たり最大約4.9mSvとなり、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、修復可能であることを確認した。

このとき、修復作業を3日間と仮定すると、(2)表 2.1.2-2 の条件で評価した総放出量のうち、希ガス約62%、よう素約81%が修復作業によって非常用ガス処理系によるよう素除去有り・非常用ガス処理系の排気口放出に変わることとなる。その結果、大気拡散条件を表 2.1.2-2 の放出位置毎の値の通りとすると、敷地境界外の実効線量は6号炉では約 8.6×10^{-4} mSv、7号炉では約 6.7×10^{-4} mSv となり、修復作業によって実効線量が約5分の1になることを確認した。

また、燃料集合体の落下時の評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下から変更したものを表 2.1.2-9 に、評価結果を表 2.1.2-10 に示す。

表 2.1.2-9 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価条件
(FHA, 変更点)

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d (非常用ガス処理系) 24 時間以降：0 回/d (－)
よう素除去効率	0～24 時間：99.99% (内外部被ばく評価時) 100% (直接線評価時) 24 時間以降：0% (－)
修復作業開始時間	単一故障発生 (24 時間) から 30 日後時点
修復作業エリア容積	980[m ³] (SGTS 室)
直接線評価点	フィルタ表面から 1m
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-5} mSv/Bq I-132 : 3.1×10^{-7} mSv/Bq I-133 : 4.0×10^{-6} mSv/Bq I-134 : 1.5×10^{-7} mSv/Bq I-135 : 9.2×10^{-7} mSv/Bq
呼吸率	1.2m ³ /h (成人活動時の呼吸率)
マスクによる防護係数	DF1000

表 2.1.2-10 非常用ガス処理系配管修復時
線量率評価結果 (FHA)

被ばく経路	線量率 (mSv/h)
原子炉建屋原子炉区域内 F P 内部被ばく	約 6.6×10^{-2}
原子炉建屋原子炉区域内 F P 外部被ばく	約 8.3×10^{-2}
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 7.3
合計	約 7.4

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 2.1.2-10 より燃料集合体の落下時のダクト修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

このとき、修復作業を 3 日間と仮定すると、(2) 表 2.1.2-3 の条件で評価した総放出量のうち、希ガス約 0.00000005%、よう素約 0.0000004%が修

復作業によって非常用ガス処理系によるよう素除去有り・非常用ガス処理系の排気口放出に変わることとなる。その結果，大気拡散条件を表 2.1.2-3 の放出位置毎の値の通りとすると，敷地境界外の実効線量は 6 号炉では約 $4.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ ，7 号炉では約 $3.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり，修復作業を行っても実効線量はほぼ変わらないことを確認した。

以上から，(2) で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失，燃料集合体の落下）時において，線量の観点からは修復可能であることを確認した。

③ フィルタユニット破損（リーク発生）時の修復可能性

非常用ガス処理系において単一設計を採用しているフィルタユニットを図 2.1.2-13 に示す。

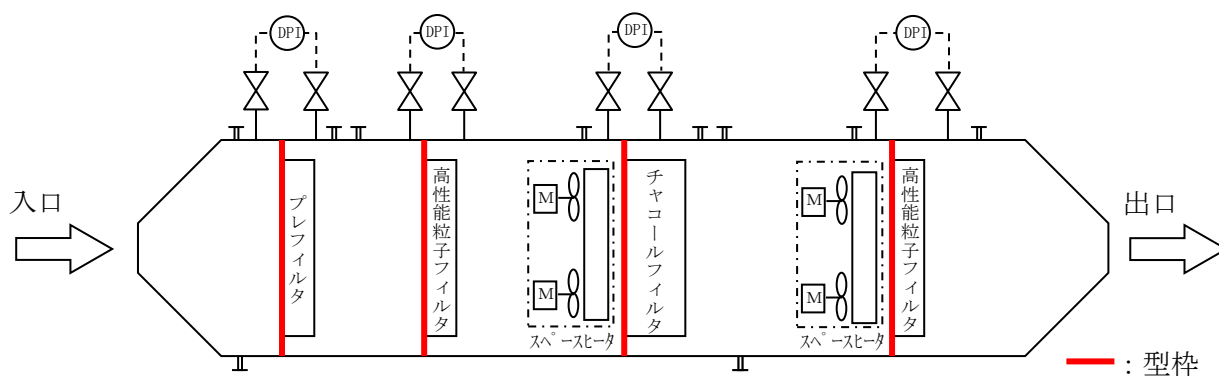


図 2.1.2-13 非常用ガス処理系フィルタユニット

図 2.1.2-13 に示すフィルタユニットにリークが発生することを想定し，修復可能性を検討する。

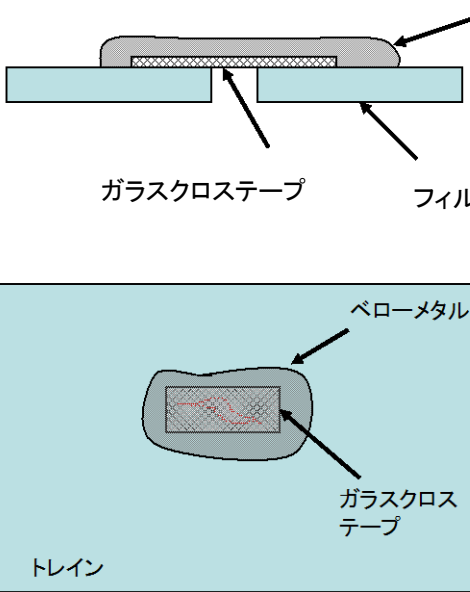
(ア) 検知性

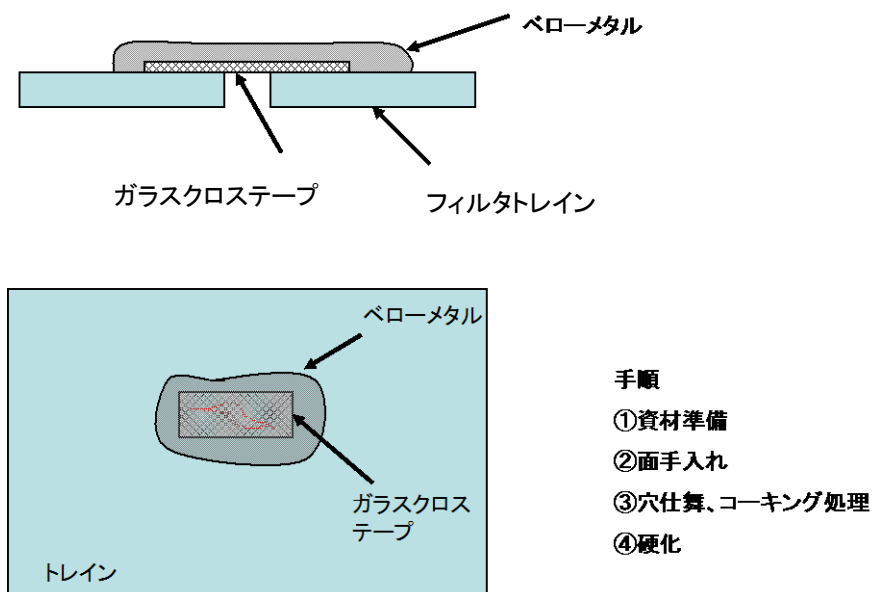
事故時の非常用ガス処理系作動時において，中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統フィルタユニットの破損（リーク発生）により系統の機能維持に悪影響が生じた場合，原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため，原子炉建屋差圧を監視することにより，系統機能への悪影響を検知することが可能である。

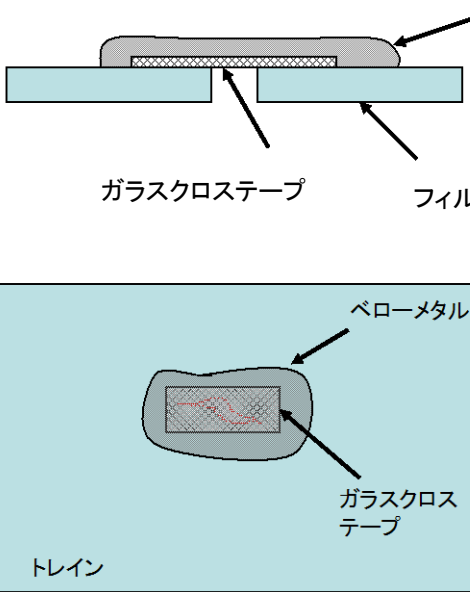
また，系統機能に悪影響を与えるような損傷については，現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

(イ) 修復作業性

フィルタユニットの破損に対する修復は、配管破損に対する修復と同様に、ベロメタル等による方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

イメージを  2.1.2-14 に示す。



 2.1.2-14 フィルタユニットのベロメタル補修イメージ

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、線量率の評価結果は②と同様に、[表 2.1.2-8](#) 及び [表 2.1.2-10](#) となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、[表 2.1.2-8](#) より原子炉冷却材喪失時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 4.9mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

また、[表 2.1.2-10](#) より燃料集合体の落下時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

以上から、(2)で示した設計基準事故(原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下)時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

④フィルタユニット閉塞時の修復可能性

☒ 2.1.2-13に示すフィルタユニットに閉塞が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

事故時の非常用ガス処理系作動時において、中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統フィルタユニットの閉塞により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため、原子炉建屋差圧を監視することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような閉塞については、各フィルタ差圧の傾向を確認することで位置を特定可能と考えている。

(イ) 修復作業性

フィルタユニット閉塞時に対する修復箇所として、チャコールフィルタ、プレフィルタ、高性能フィルタがある。それらフィルタ交換作業のうち、最も時間を要するチャコールフィルタ取替作業を代表として、以下に手順を示す。

i. 作業準備(修復資機材運搬等)

フィルタの予備品は発電所構内に保管する計画としており、台車等で運搬可能である。チャコール充填排出装置は非常用ガス処理系フィルタ装置室内で保管しており運搬不要である。

ii. チャコール充填用足場設置

iii. 充填排出装置設置

iv. フィルタユニット開放

v. 既設チャコール排出

vi. 新チャコール充填

vii. フィルタユニット復旧

チャコールフィルタの取り替えについては、検知後、3日間で可能である。

(内訳：i ii iii 1日、iv v 1日、vi vii 1日、計3日間)

チャコールフィルタ活性炭抜き取り作業(v)のイメージを☒ 2.1.2-15

に、チャコールフィルタ活性炭充填作業 (vi) のイメージを図 2.1.2-16 に示す。

修復作業については、協力企業にて取替実績もあり施工手順も配備されている。

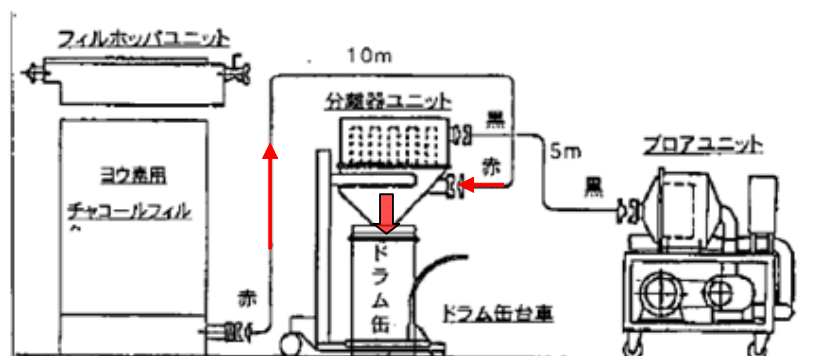


図 2.1.2-15 チャコールフィルタ活性炭抜き取り作業

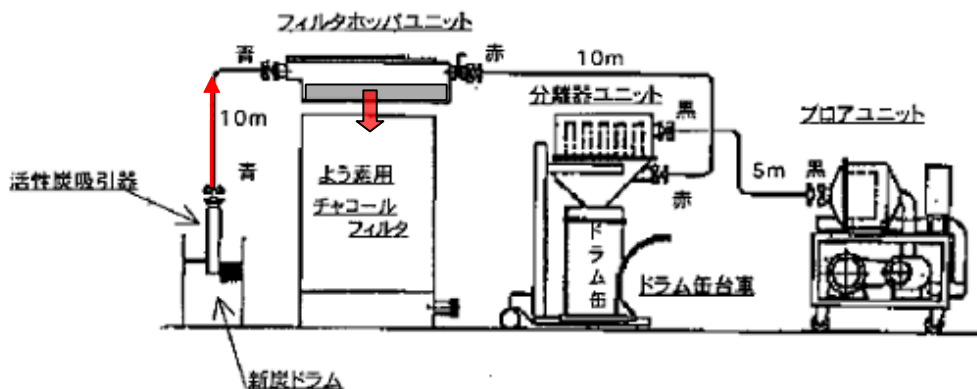


図 2.1.2-16 チャコールフィルタ活性炭充填作業

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

フィルタユニットを設置している部屋 (SGTS室) での修復作業となることから、線量率の評価結果は②と同様に、表 2.1.2-8 及び表 2.1.2-10 となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 2.1.2-8 より原子炉冷却材喪失時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 4.9mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

また、表 2.1.2-10 より燃料集合体の落下時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

以上から、(2) で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失，燃料集合体の落下）時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

2.1.2.2 基準適合性

2.1.2.1 (2) 及び (3) の通り、非常用ガス処理系の静的機器のうち単一設計を採用している配管及びフィルタユニットにおいて、非常用ガス処理系に要求される「格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能」に影響を及ぼすような故障が発生した場合には、安全上支障のない期間に修復が可能であることを確認した。従って、静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

①想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実に該当することを確認した。

以上から、非常用ガス処理系の静的機器のうち単一設計を採用している配管及びフィルタユニットについては、設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い、その単一故障を仮定しないこととする。

2.1.3 格納容器スプレイ冷却系

2.1.3.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

(1) 設備概要

格納容器スプレイ冷却系は、残留熱除去系のうち2系統が有する格納容器スプレイ冷却モードとしての機能であり、事故時の格納容器の冷却機能を有する系統である。

格納容器スプレイ冷却系の系統概略図を図 2.1.3-1 に示す。

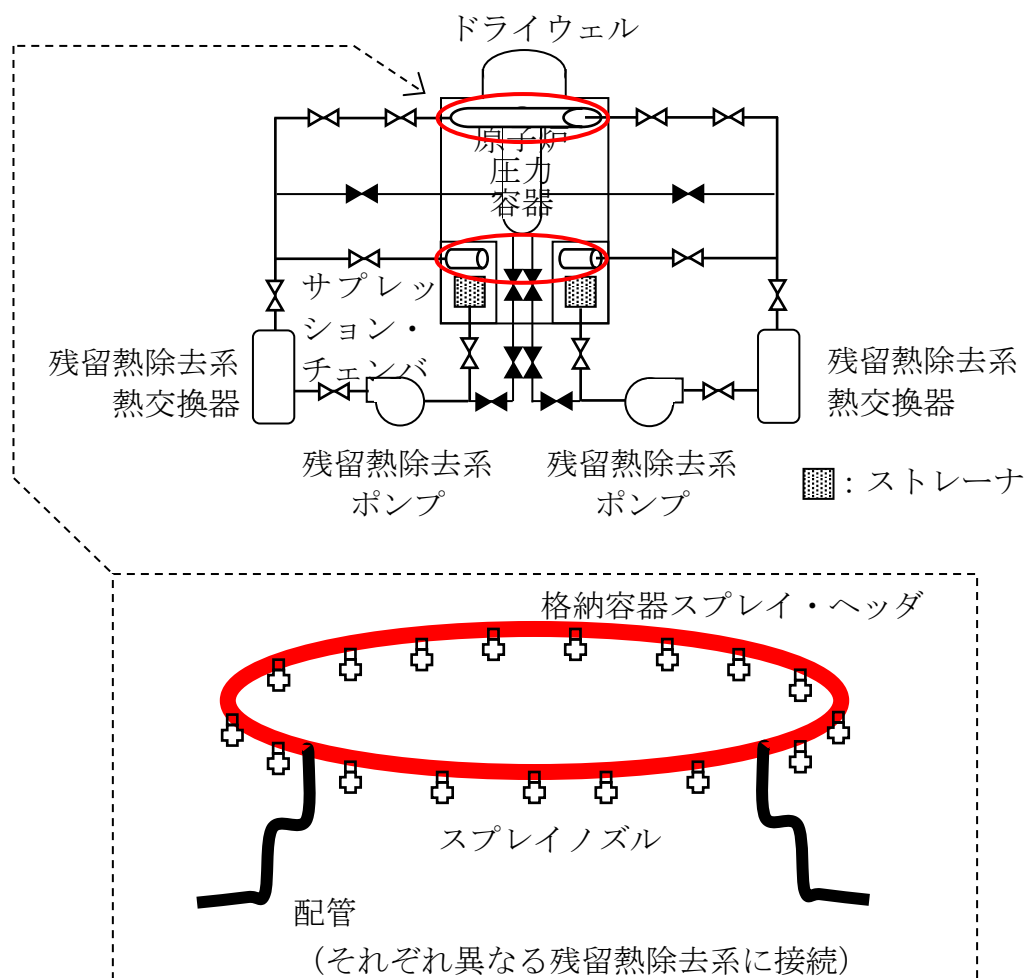


図 2.1.3-1 格納容器スプレイ冷却系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

図 2.1.3-1 に示す通り、格納容器スプレイ冷却系の動的機器である残留熱除去系ポンプ・弁は全て二重化しており、格納容器スプレイ・ヘッド（ドライウエル，サブプレッション・チェンバ）が単一設計となっている。

これらの単一設計箇所¹の材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を表 2.1.3-1 に示す。

表 2.1.3-1 格納容器スプレイ冷却系 単一設計静的機器

		6号炉		7号炉	
		格納容器スプレイ・ヘッド (ドライウェル)	格納容器スプレイ・ヘッド (サプレッション・チェンバ)	格納容器スプレイ・ヘッド (ドライウェル)	格納容器スプレイ・ヘッド (サプレッション・チェンバ)
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)
内部流体	通常時	窒素 (定検時は室内空気)	窒素 (定検時は室内空気) ただし定例試験時 水 (サプレッション・プール水)	窒素 (定検時は室内空気)	窒素 (定検時は室内空気) ただし定例試験時 水 (サプレッション・プール水)
	事故時	水 (サプレッション・プール水)	水 (サプレッション・プール水)	水 (サプレッション・プール水)	水 (サプレッション・プール水)
設置場所		原子炉格納容器内	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内

(2) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

単一設計となっている格納容器スプレイ・ヘッドにおいて，仮に閉塞が発生した場合においても，格納容器スプレイ・ヘッドは円状に繋がっており，かつ流体を移送する二重化した系統は異なる箇所で接続しているため，閉塞箇所を迂回して流体を移送することが可能であり，影響はない。

従って，仮に破損が発生した場合の影響度合いを確認するため，これによって事故発生から15分後の格納容器スプレイ冷却モードへの運転モード切替時に格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用できなくなったと仮定して

評価した。

設計基準事故の中で格納容器スプレイ冷却系の機能に期待しているのは、原子炉冷却材喪失時である。ただし、格納容器内圧力及びドライウェル内温度のピークは破断した配管からの高温の水の流出が終了するタイミングであり、非常用炉心冷却系によって原子炉圧力容器内に注水した低温の水が破断した配管から溢水し始めた時点で格納容器内圧力及びドライウェル内温度は大きく低下する。格納容器スプレイ冷却系に期待しているのは、この非常用炉心冷却系の水が溢水した後である。その後、格納容器内圧力、温度は緩やかに上昇し、残留熱除去系熱交換器の性能によって規定される格納容器スプレイ冷却系の除熱量と崩壊熱が等しくなる時点から緩やかに下降する。このタイミングがサブプレッション・チェンバ内温度のピークである。(図 2.1.3-2, 図 2.1.3-3 参照)

このような事象の特徴から、格納容器スプレイ・ヘッドの破損によって格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用不可となっても、切り替え操作なしに格納容器スプレイ・ヘッドの破損箇所からそのまま格納容器内に注水することで、格納容器圧力・温度のピーク値に変化を与えることなく、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の性能で格納容器内の除熱を行うことができることを確認した。

なお、格納容器スプレイ冷却系を用いず、残留熱除去系熱交換器を用いて除熱しつつ原子炉圧力容器内に低圧注水を行うことでも、原子炉圧力容器と格納容器が破断した配管を通じて繋がっているため、格納容器内の除熱を行うことができる。

また、静的機器の単一故障を想定する場合は、使用可能な動的機器が増えることから、格納容器内の除熱を行う系統を増やすことも可能であり、更なる格納容器内の除熱を行うことも可能である。

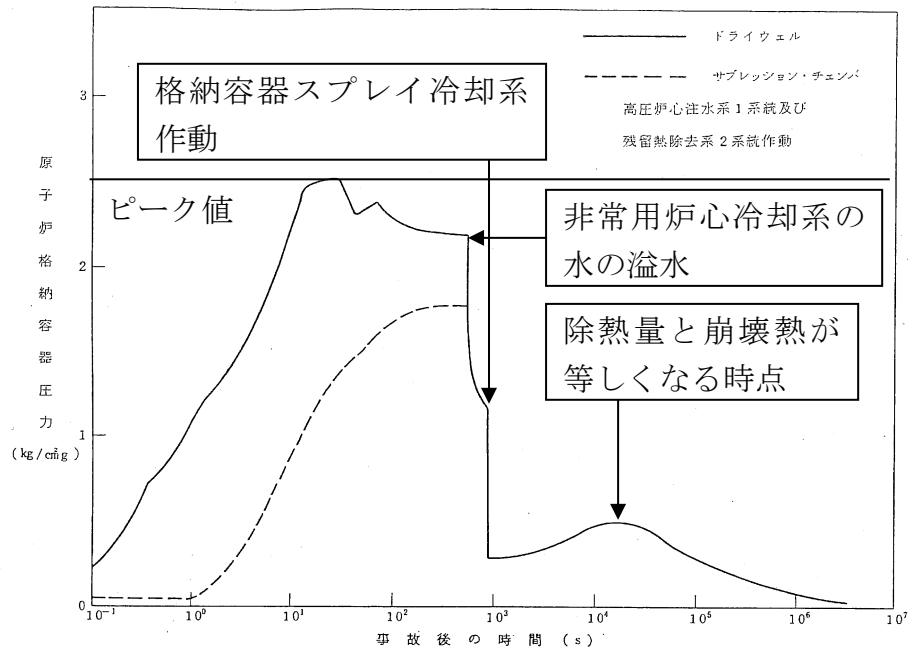


図 2.1.3-2 格納容器圧力変化
(設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

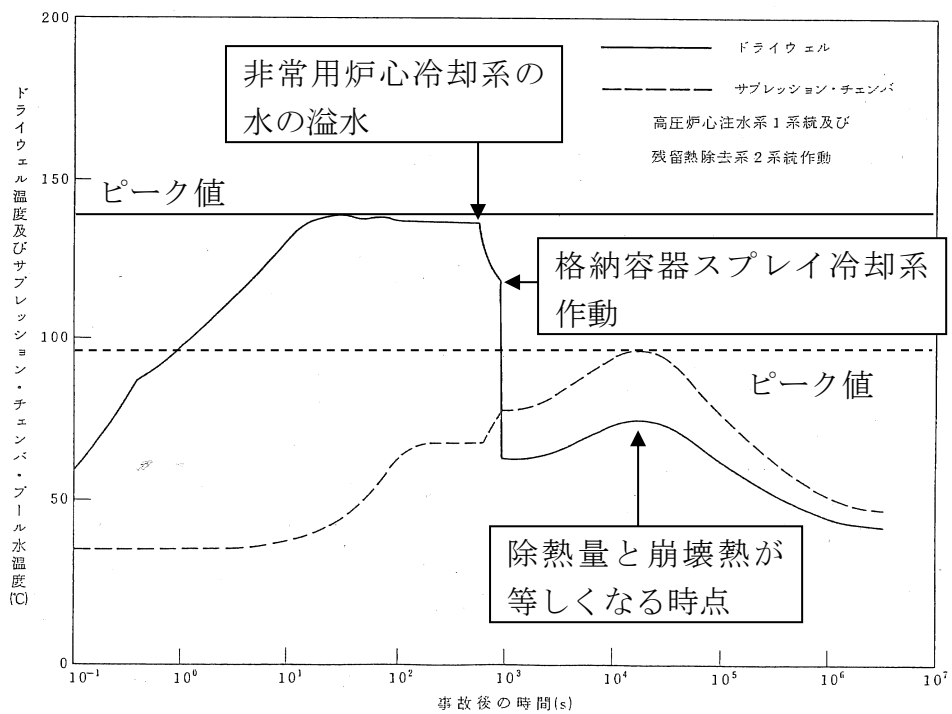


図 2.1.3-3 格納容器温度変化
(設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

また、設計基準事故の中でスプレイ機能によるF P低減効果を期待している事象があることから、仮に事故発生から15分後の格納容器スプレイ冷却モードへの運転モード切替時に格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用できなくなったと仮定して評価した。影響度合いを確認するための目安として、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvとの比較を行った。

スプレイ機能によるF P低減効果を期待している事象は設計基準事故の中では原子炉冷却材喪失時である。スプレイ機能によるF P低減効果がなくなり、分配係数1になったと仮定する。その他の評価条件は全て原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更しないものとする。

この条件を用いて評価した結果、敷地境界外の実効線量は6号炉では約 1.6×10^{-5} mSv、7号炉では約 1.5×10^{-5} mSvとなり、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvを下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(なお、原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失における評価結果は、6号炉で約 1.6×10^{-5} mSv、7号炉で約 1.5×10^{-5} mSvである。)

以上の通り、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、その影響度合いは設計基準事故時の判断基準を下回る程度であり、格納容器の冷却機能は維持されることを確認した。

なお、格納容器スプレイ冷却系において単一設計を採用している静的機器である格納容器スプレイ・ヘッドは格納容器内に存在し、かつ、当該設備の機能に期待するのは格納容器内において設計基準事故が発生している状態である。

従って、格納容器内にて修復作業を行うことは不可能である。

2.1.3.2 基準適合性

2.1.3.1 (2) の通り、格納容器スプレイ冷却系の静的機器のうち単一設計を採用している格納容器スプレイ・ヘッドにおいて、スプレイ機能に影響を及ぼすような破損が発生した場合にも、格納容器スプレイ冷却系に要求される「格納容器の冷却機能」は同等の性能で維持されることを確認した。従って、静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている3条件のうちの

③単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合

の要求の通り，同等の機能を達成できることから，本条件に該当することを確認した。

以上から，格納容器スプレイ冷却系の静的機器のうち単一設計を採用している格納容器スプレイ・ヘッダについては，設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い，多重性の要求は適用しないこととする。

2.1.4 中央制御室換気空調系

2.1.4.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

(1) 設備概要

中央制御室換気空調系は、事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を有する系統である。

中央制御室換気空調系の系統概略図を図 2.1.4-1 に示す。

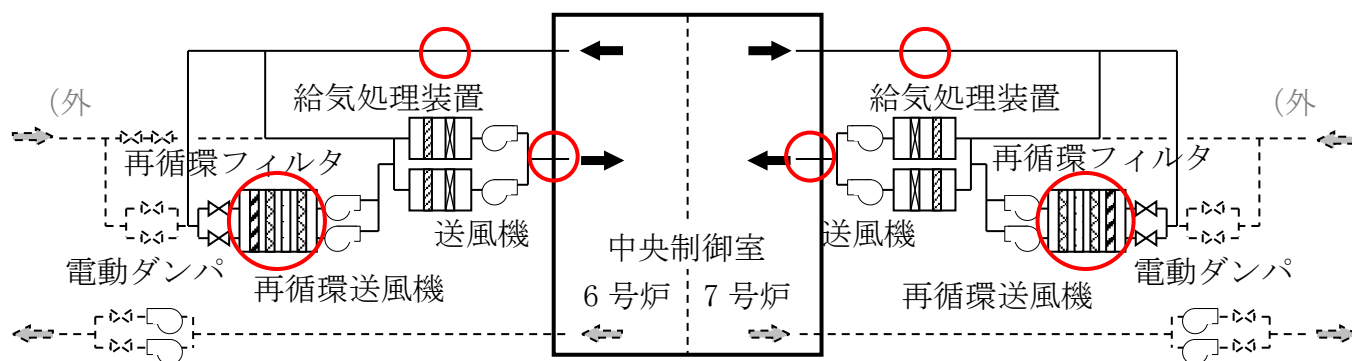


図 2.1.4-1 中央制御室換気空調系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

図 2.1.4-1 に示す通り、中央制御室換気空調系の動的機器である送風機・電動ダンパ及び静的機器である給気処理装置は全て二重化しており、静的機器であるダクトの一部と再循環フィルタが単一設計となっている。

これらの単一設計箇所の材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を表 2.1.4-1 に示す。

表 2.1.4-1 中央制御室換気空調系 単一設計静的機器

		ダクト	再循環フィルタ
材質		炭素鋼	[ケーシング]
			炭素鋼 [フィルタ] 活性炭，ガラス繊維
塗装		無 (一部保温あり)	有 (ケーシング) (外面)
内部流体	通常時	空気	屋内空気
	事故時	空気 (F P 含む)	空気 (F P 含む)
設置場所		屋内	屋内

なお、事故時には酸欠防止のために外気取入れラインを用いて非常時外気取込運転を行う場合もあるが、当該機能は運転員の過度の被ばくを防止する機能ではなく、外気取入れライン破損時は破損箇所から外気が流入し、同ライン閉塞時は運転員が適宜扉を開放する等により酸欠を防止する。従って、外気取入れラインは中央制御室換気空調系の事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を担保するラインからは除外する。

(2) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

単一設計となっている静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合いを確認するため、仮に事故発生から 24 時間後に中央制御室換気空調系の F P 除去機能が使用できなくなると仮定して評価した。なお、設計基準事故の中で中央制御室換気空調系の機能に直接期待している事象はないが、技術基準規則第 38 条の解釈において以下の記載があることから、被ばく評価手法(内規)に基づき、原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時について検討し、仮想事故相当のソースタームを想定した。

- 1 2 第 5 項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第 8 条における緊急時作業に係る線量限度 1 0 0 m S v 以下にできるものであることをいう。

この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成 2 1 ・ 0 7 ・ 2 7 原院第 1 号(平成 2 1 年 8 月 1 2 日原子力安全・保安院制定)) (以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づくこと。チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法(内規)に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。

影響度合いを確認するための目安として、上述の判断基準である運転員の線

量限度 100mSv との比較を行った。

また、被ばく評価手法（内規）において以下の記載があることから、より大きな実効線量となる原子炉冷却材喪失時で代表した。

4.1 BWR 型原子炉施設

原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。

① 6号炉

原子炉冷却材喪失時、中央制御室換気空調系は運転員が事故時運転モードを投入するまでの 15 分間通常時の運転状態を維持すると仮定する。さらに、外気の取り入れ量を多くするため保守的に 6 号炉だけではなく 7 号炉の換気空調系も通常時の運転状態で運転していると仮定する。事故発生から 15 分後に 6 号炉の事故時運転モード（再循環）を投入し、かつ外気少量取込を行うこととする。この時点で 7 号炉の換気空調系は停止状態と仮定する。その後、事故発生から 24 時間後に 6 号炉の再循環フィルタの F P 除去機能が使用できなくなると仮定する。評価条件を表 2.1.4-2 に示す。

表 2.1.4-2 6号炉 中央制御室換気空調系故障時影響評価条件

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：90%（再循環） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	χ/Q [s/m ³]：340時間 D/Q [Gy/Bq]：110時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³]（よう素）： 1.5×10^{-4} χ/Q [s/m ³]（希ガス）： 1.8×10^{-4} D/Q [Gy/Bq]： 1.4×10^{-18} 入退域時 χ/Q [s/m ³]： 7.6×10^{-5} D/Q [Gy/Bq]： 8.1×10^{-19} （気象データは設計基準事故時被ばくと同様 ^{*1} （1985年10月～1986年9月））
呼吸率	1.2[m ³ /h] （成人の活動時の呼吸率を使用）
外気リークイン量	0.5[回/h] （2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値）
外気取込量	0～15分：10,000[m ³ /h] （2プラント通常運転状態） 15分～30日：500[m ³ /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m ³]（6号及び7号炉中央制御室全体）
運転員勤務	5直2交代

以上の条件を用いて評価した結果、運転員の実効線量は約 19mSv となった。（なお、当該故障を仮定しない場合の評価結果は、約 13mSv である。（26条別添2「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に記載））

② 7号炉

原子炉冷却材喪失時、中央制御室換気空調系は運転員が事故時運転モー

ドを投入するまでの15分間通常時の運転状態を維持すると仮定する。さらに、外気の取り入れ量を多くするため保守的に7号炉だけではなく6号炉の換気空調系も通常時の運転状態で運転していると仮定する。事故発生から15分後に7号炉の事故時運転モード（再循環）を投入し、かつ外気少量取込を行うこととする。この時点で6号炉の換気空調系は停止状態と仮定する。その後、事故発生から24時間後に7号炉の再循環フィルタのF P除去機能が使用できなくなると仮定する。評価条件を表2.1.4-3に示す。

表 2.1.4-3 7号炉 中央制御室換気空調系故障時影響評価条件

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：90%（再循環） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	χ/Q [s/m ³]：340時間 D/Q [Gy/Bq]：110時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³]（よう素）： 2.7×10^{-4} χ/Q [s/m ³]（希ガス）： 3.0×10^{-4} D/Q [Gy/Bq]： 2.3×10^{-18} 入退域時 χ/Q [s/m ³]： 7.7×10^{-5} D/Q [Gy/Bq]： 8.2×10^{-19} (気象データは設計基準事故時被ばくと同様 ^{*1} (1985年10月～1986年9月))
呼吸率	1.2[m ³ /h] (成人の活動時の呼吸率を使用)
外気リークイン量	0.5[回/h] (2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値)
外気取込量	0～15分：10,000[m ³ /h] (2プラント通常運転状態) 15分～30日：2,000[m ³ /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m ³]（6号及び7号炉中央制御室全体）
運転員勤務	5直2交代

以上の条件を用いて評価した結果、運転員の実効線量は約 34mSv となった。（なお、当該故障を仮定しない場合の評価結果は、約 22mSv である。

（26 条別添 2「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に記載）

以上①②の通り、静的機器の単一故障が発生し、かつ（3）に示す修復を行わないと仮定しても、判断基準である運転員の線量限度 100mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これにより、（3）に示す修復作業期間は、安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

仮に事故発生から 24 時間後に単一故障が発生した後、当該単一故障箇所の修復が可能か否かを確認した。

なお、上記単一故障発生時、プラントは既に停止状態にあり、本修復はあくまでも応急処置として実施するものである。事故収束後に、技術基準に適合する修復を改めて実施する。

①故障の想定

中央制御室換気空調系において単一設計を採用している静的機器であるダクト及び再循環フィルタについて、表 2.1.4-4 に示す破損もしくは閉塞が発生することを想定する。

ただし、ダクト閉塞の原因となりうるほこり等については運用管理の中で排除することから、ダクト閉塞は想定不要とした。

また、破損の規模としては、構造及び運転条件等から瞬時に全周破断に至ることは考えにくいいため、ダクト及び再循環フィルタケーシングについて亀裂やピンホール等によるリークの発生を損傷モードとして想定する。ただし、ダクトについては、損傷モードを保守的に考え、全周破断についても想定する。

以上から、想定すべき故障として以下の 3 種類を選定した。

・ダクト破損（リーク発生、全周破断）

・再循環フィルタケーシング破損（リーク発生）

・再循環フィルタ閉塞

表 2.1.4-4 中央制御室換気空調系
機能達成に必要な項目別の故障モード整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流体移送	ダクト	一部無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物 (c)	—	—
	送風機	有				
	給気処理装置	有				
再循環送風機	有					
電動ダンパ	有					
F P 除去	再循環 フィルタ	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	湿分 (d)	—	—
				異物 (e)	プレフィルタ	無
					高性能粒子 フィルタ	無

- (a) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの腐食による破損
- (b) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの外力による破損
- (c) 単一設計となっている一部のダクトの異物による閉塞
- (d) 再循環フィルタの湿分による閉塞
- (e) 再循環フィルタの異物による閉塞

②ダクト破損（リーク発生，全周破断）時の修復可能性

中央制御室換気空調系において単一設計を採用しているダクトを図 2.1.4-2 に示す。

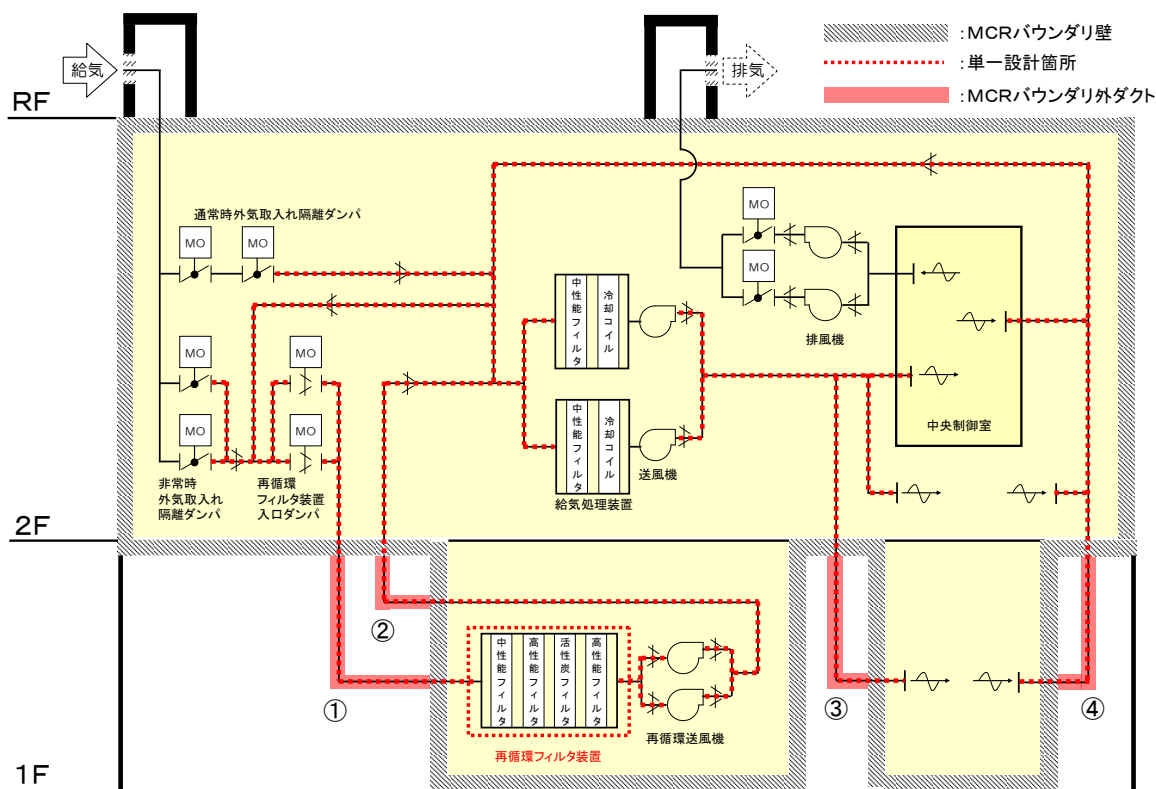


図 2.1.4-2 中央制御室換気空調系ダクトのうち単一設計箇所

図 2.1.4-2 に示す単一設計箇所のうち，中央制御室バウンダリ内でダクト破損が発生した場合は，中央制御室バウンダリ内での給排気が可能であるため，中央制御室換気空調系の機能も維持されることから，修復は不要である。

従って，中央制御室バウンダリ外のダクト（7号炉）にリークあるいは全周破断が発生することを想定し，修復可能性を検討する。

ここで，図 2.1.4-2 に示すバウンダリ外のダクト①～④の敷設状況を図 2.1.4-3 に示す。

なお，ダクト③にリークあるいは全周破断が発生することを想定した場合，給気処理装置を通過して冷却した空気がダクト③の先にある下部中央制御室に全量は到達しないこととなるが，非常時においては下部中央制御室内の主な熱源となる計算機等への電源供給を短時間で遮断することから，温度の観点から著しい悪影響を及ぼすことはない。



図 2.1.4-3 バウンダリ外ダクト敷設状況

(ア) 検知性

事故時の中央制御室換気空調系作動時において、中央制御室内では再循環流量を監視計器により確認するとともに、線量計による空間線量率の測定を実施する。当該系統ダクト（バウンダリ外）の破損により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、再循環流量に影響を与えるとともに、中央制御室内の空間線量率の上昇傾向を変化させるため、再循環流量を監視しつつ、異常発生時に空間線量率の上昇傾向をあわせて確認することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような損傷については、現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

(イ) 修復作業性

(補修方法の例)

ダクト直管部、及び、ダクト貫通部、ダクトコーナー部等のダクト破損箇所に応じた修復が可能である。また、ダクトの修復は、ジャバラ内装ダクト工法、及び、当て板（金属板）、紫外線硬化型FRPシート、不燃性樹脂シート等による複数の方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

表 2.1.4-5 に、ダクトの修復方法の例として、ダクト直管部、ダクト貫通部（周辺）、ダクト貫通部（内部）、及びダクトコーナー部の損傷状況に対する補修方法の一例を示す。

また、図 2.1.4-4 に当て板によるダクト直管部の亀裂補修の例を示す。

表 2.1.4-5 中央制御室換気空調系ダクト 修復方法の一例 (1 / 2)

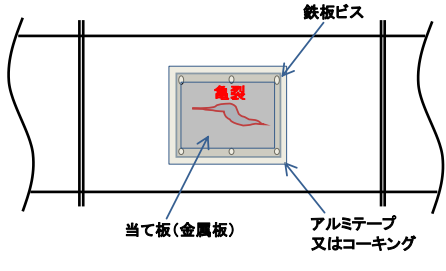
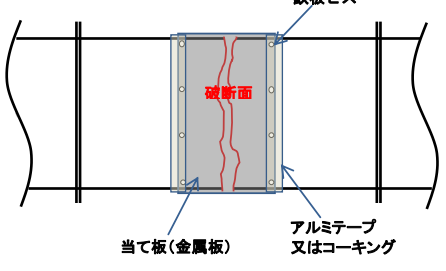
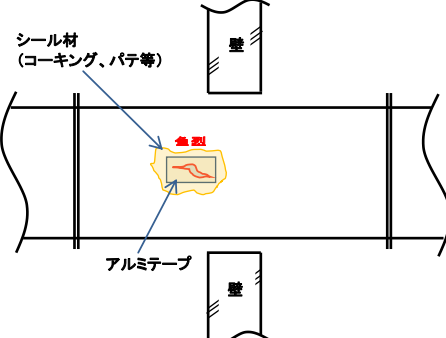
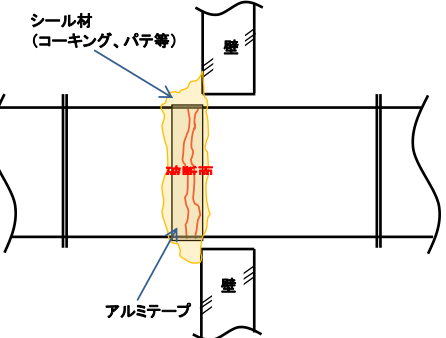
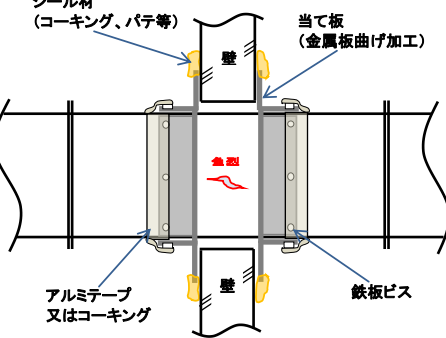
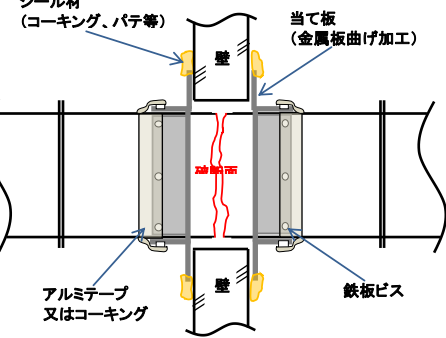
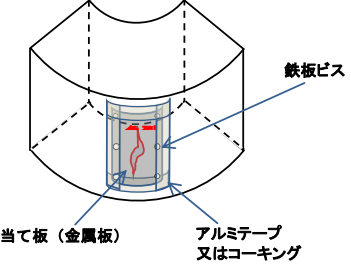
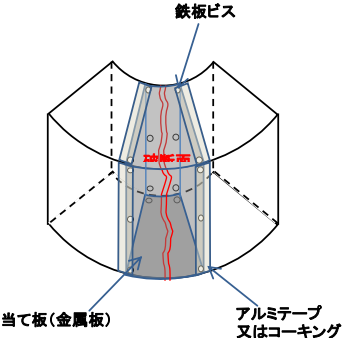
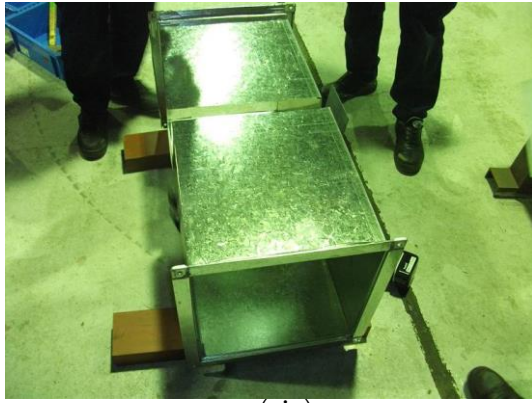
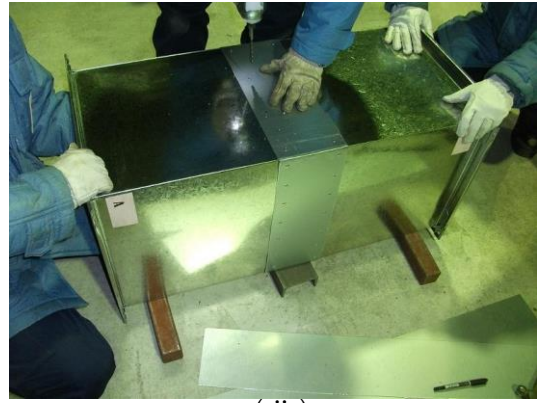
		ダクト破損状況	
		部分的な亀裂、穴あき	全周破断
ダクト破損箇所	ダクト直管部		
	ダクト貫通部 (周辺)		
	ダクト貫通部 (内部)		
	ダクトコーナー部		

表 2.1.4-5 中央制御室換気空調系ダクト 修復方法の一例 (2 / 2)

ダクト補修方法	
ジャバラ内装ダクト工法	<p>広範囲のダクト破損に対する補修方法案</p>
紫外線硬化型FRPシート ダクト補修方法	<p>突起物(ダクトフランジ、ダクト補強、ダクトサポート等)周辺の破損に対する補修方法案 ⇒シート状のため、曲げ加工が不要。切断が容易。</p>
不燃性樹脂シート	<p>軽微なダクト破損箇所に対する作業時間短縮方法案 ⇒樹脂層に粘着性があるため、破損部に張るだけで施工可能。</p>



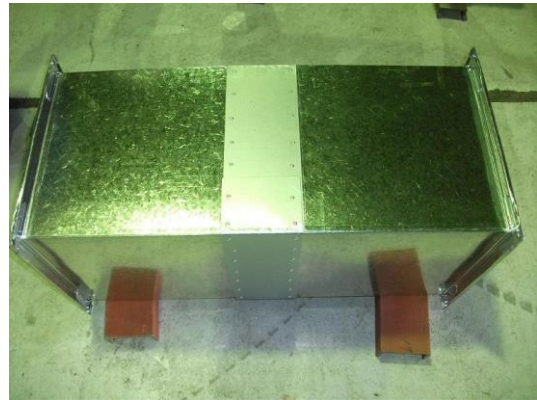
(i)



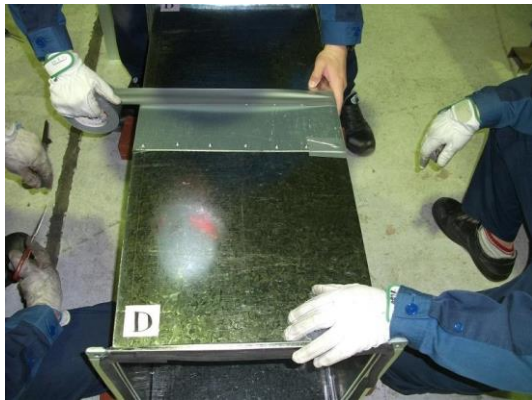
(ii)



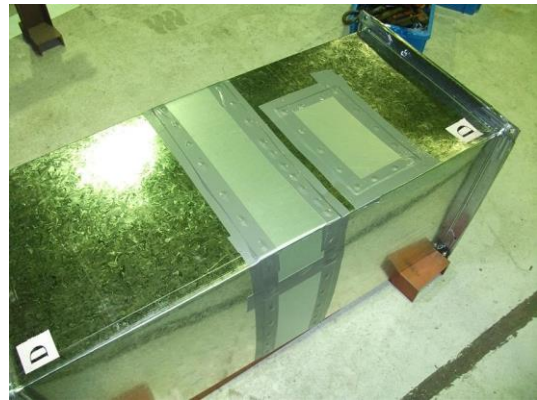
(iii)



(iv)



(v)



(vi)

図 2.1.4-4 中央制御室換気空調系ダクト 亀裂補修の例

(修復方法の妥当性)

ダクト修復方法の妥当性確認として、モックアップ試験によってダクト修復の妥当性確認を実施する。図 2.1.4-5 にモックアップ試験概要図を示す。モックアップ試験では、部分的な亀裂及び穴あきと全周破断に対して、当て板、紫外線硬化樹脂シート、及び不燃性樹脂シートを用いた修復を行い、その後耐圧試験を行い試験圧力に耐えられることを確認する。

ダクト破損箇所の修復状況として、紫外線硬化樹脂シートによる修復状況（欠陥 1A, 1B）を図 2.1.4-6 に、不燃性樹脂シートによる修復状況（欠陥 2A, 2B）を図 2.1.4-7 に示す。

耐圧試験では、ダクト内の動圧が最大となる中央制御室送風機出口ダクトにおける動圧約 0.5kPa (風量 100,000m³/h, φ 約 1.1m) に対し保守的な 0.6kPa で 10 分間保持した状態で、発泡液を用いて著しい漏えいがないことを確認した。

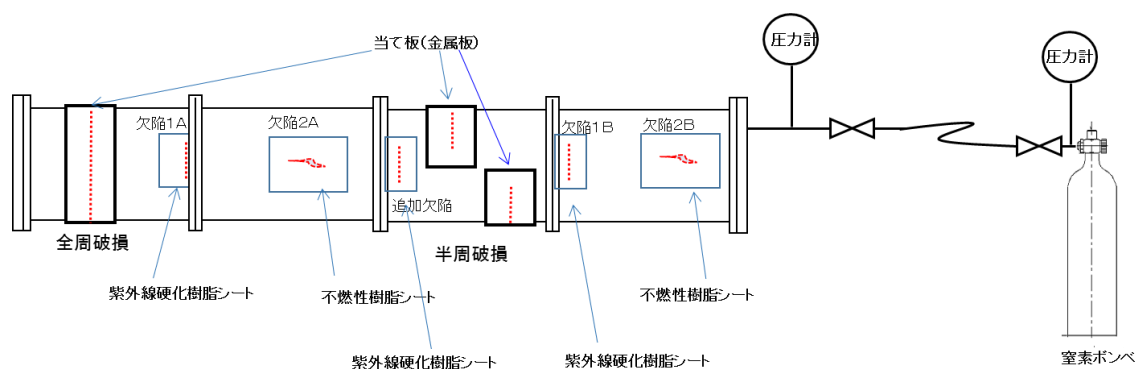
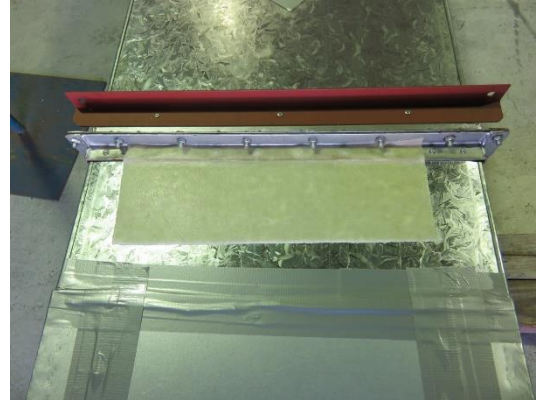
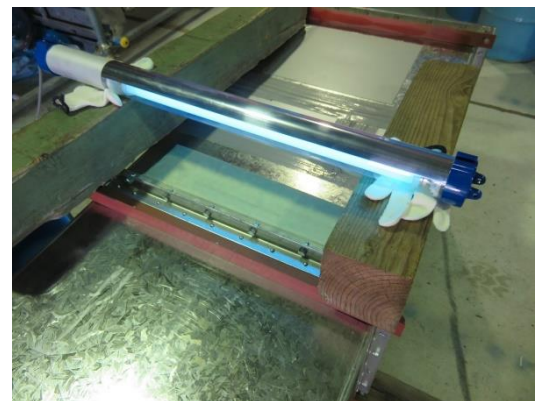
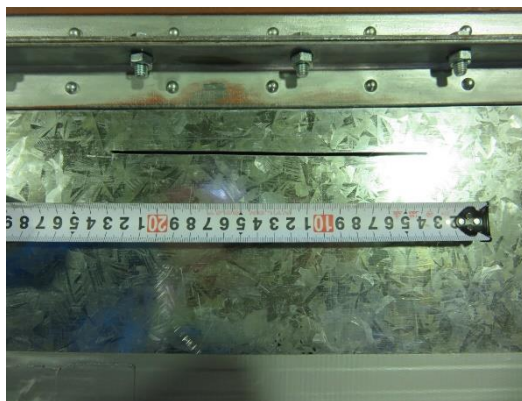


図 2.1.4-5 ダクト修復のモックアップ試験概要図

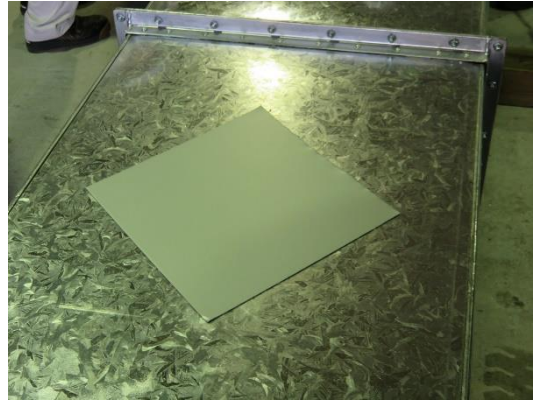


(欠陥 1A)

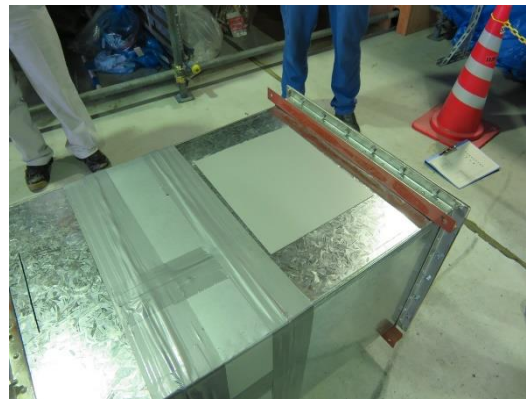


(欠陥 1B)

図 2.1.4-6 紫外線硬化樹脂シートによる修復状況 (欠陥 1A, 1B)



(欠陥 2A)



(欠陥 2B)

図 2.1.4-7 不燃性樹脂シートによる修復状況 (欠陥 2A, 2B)

(作業工程)

作業工程の概略予定を表 2.1.4-6 に示す。破損箇所を確認後に修復方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始1日目は、補修材や工具類搬入、足場組立て作業等の作業準備を実施し、ダクト補修のための作業環境を整える。2日目でダクト補修作業を実施し、3日目に漏えい確認を実施し3日以内に修復作業を完了させる作業工程を考えている。

表 2.1.4-6 ダクト修復の概略工程

作業内容	日 付		1日目		2日目		3日目		4日目	
	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2
(1)ダクト補修										
・作業準備(補修材、工具類搬入)	■									
・足場組立(必要な場合)		■								
・保温取り外し(必要な場合)			■							
・亀裂補修				■						
・補修材養生期間						■				
・漏えい確認							■			

(作業訓練)

中央制御室換気空調系ダクトの補修方法については、発電所員により補修作業が行えるよう事故時に備えて訓練を実施している。当て板（金属板）による補修及び紫外線硬化樹脂シートによる補修の訓練について図 2.1.4-8 に示す。訓練では、中央制御室換気空調系ダクトを模擬したダクトを、実際の現場状況を踏まえて高所に設置し、ダクトの全周破断、半周破損（上面コーナー部）、半周破損（下面コーナー部）のように、複数の損傷をダクトに設けて、これらを補修する作業を実施している。よって、高所のダクトについて補修作業エリアを確保するための足場設置作業についても本訓練にて実施し、足場組立完成後に、当て板（金属板）や樹脂シートによる補修を行い、補修の妥当性を確認するためにダクトの漏えい確認を行い、補修方法の効果を確認している。これらの訓練を当社社員により平成 26 年 6 月 25～26 日、平成 27 年 3 月 16～17 日に実施しており、中央制御室空調系ダクトの補修方法の信頼性を確認することができている。なお、今後も補修方法について改善検討または新規補修方法検討を行い、訓練を継続または新たに実施する必要があると判断する作業については、訓練を実施することとし、補修作業を確実に実施できるようにする。

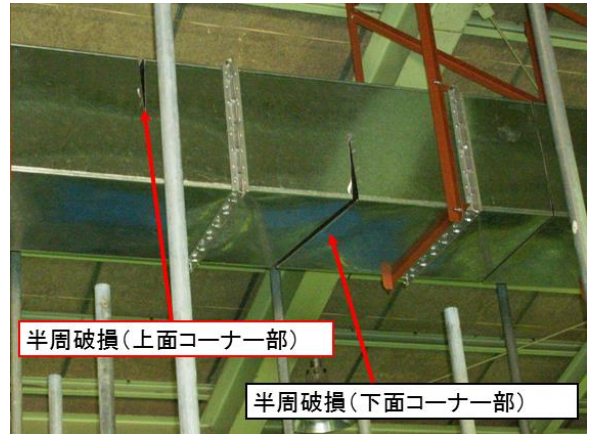
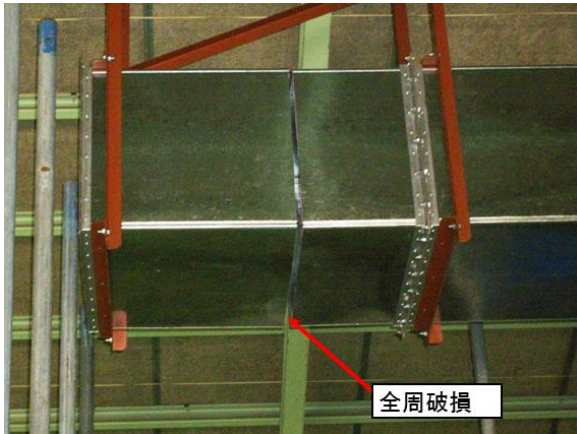


図 2.1.4-8 ダクト修復 作業訓練の例

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

修復作業時は、外気と同等と整理している中央制御室バウンダリ外のFPによる被ばくに加えて、再循環フィルタに補集されたFPからの直接ガンマ線による被ばくも考慮する必要がある。再循環フィルタからの直接ガンマ線の影響は距離に依存することから、各作業エリアにおける線量率の評価を実施した。なお、(2)同様、より大きな実効線量となる原子炉冷却材喪失時で代表して評価を実施した。

評価条件を表 2.1.4-7 に、評価結果を表 2.1.4-8～表 2.1.4-10 に示す。

表 2.1.4-7 中央制御室換気空調系ダクト（7号炉）修復時
線量率評価条件

(表 2.1.4-3 からの変更点)

項目	評価条件
よう素除去効率	0～15分 : 0% (通常運転状態) 15分～24時間 : 90% (内外部被ばく評価時) 100% (直接線評価時) 24時間～30日 : 0% (－)
修復作業開始時間	単一故障発生 (24時間) 時点
修復作業エリア容積	ダクト①, ② : 629.8[m ³] ダクト③ : 477.0[m ³] ダクト④ : 234.0[m ³]
直接線評価点	ダクト①, ② : フィルタ表面から 350cm ダクト③ : フィルタ表面から 1160cm ダクト④ : フィルタ表面から 390cm
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-5} mSv/Bq I-132 : 3.1×10^{-7} mSv/Bq I-133 : 4.0×10^{-6} mSv/Bq I-134 : 1.5×10^{-7} mSv/Bq I-135 : 9.2×10^{-7} mSv/Bq
マスクによる防護係数	DF1000

表 2.1.4-8 中央制御室換気空調系ダクト①②修復時
線量率評価結果

被ばく経路	線量率 (mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 1.8×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.2×10^{-1}

表 2.1.4-9 中央制御室換気空調系ダクト③修復時 線量率評価結果

被ばく経路	線量率 (mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 1.6×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.1×10^{-6}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.1×10^{-1}

表 2.1.4-10 中央制御室換気空調系ダクト④修復時
線量率評価結果

被ばく経路	線量率 (mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 1.3×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.0×10^{-5}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.0×10^{-1}

作業員1人当たりの作業時間を8時間とすると、表 2.1.4-8～表 2.1.4-10 より原子炉冷却材喪失時のダクト修復における被ばく線量は作業員1人当たり最大約 1.8mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らし

でも、修復可能であることを確認した。

③再循環フィルタケーシング破損（リーク発生）時の修復可能性

中央制御室換気空調系において単一設計を採用している再循環フィルタを

図 2.1.4-9 に示す。

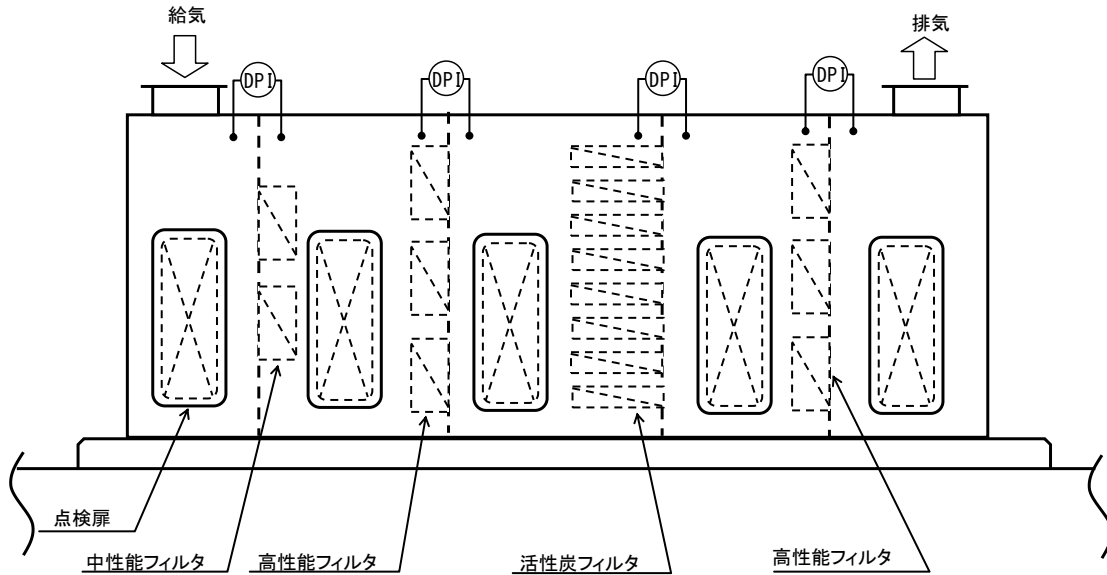


図 2.1.4-9 中央制御室換気空調系再循環フィルタ

図 2.1.4-9 に示す再循環フィルタケーシングにリークが発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

再循環フィルタは現場計器により常時差圧を測定している。中央制御室換気空調系再循環フィルタケーシングの破損（リーク発生）によりシステムの機能維持に悪影響が生じた場合、定期的なパトロールによるフィルタ差圧の確認により、システム機能への悪影響を検知することが可能である。

また、システム機能に悪影響を与えるような損傷については、現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

(イ) 修復作業性

再循環フィルタケーシングの破損に対する修復は、ダクト破損に対する修復と同様に、紫外線硬化型FRPシート、不燃性樹脂シート等による複数の方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

再循環フィルタを設置している部屋（中央制御室バウンダリ内）での修復作業となる。7号炉について、②の評価条件である表 2.1.4-7 からの変更点を表 2.1.4-11 に、線量率の評価結果を表 2.1.4-12 に示す。

表 2.1.4-11 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価条件（表 2.1.4-7 からの変更点）

項目	評価条件
修復作業エリア容積	20,800[m ³]
直接線評価点	フィルタ表面から 50cm

表 2.1.4-12 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価結果（7号炉）

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 1.3×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 5.1×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 5.9×10^{-1}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.9×10^{-5}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.5×10^{-3}
合計	約 6.4×10^{-1}

同様に6号炉についての線量率の評価結果を表 2.1.4-13 に示す。

表 2.1.4-13 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価結果（6号炉）

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 7.1×10^{-5}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 3.1×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.8×10^{-1}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 5.6×10^{-4}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 9.4×10^{-4}
合計	約 3.1×10^{-1}

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 2.1.4-12 及び表 2.1.4-13 より原子炉冷却材喪失時の再循環フィルタケーシング修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 5.1mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

④再循環フィルタ閉塞時の修復可能性

図 2.1.4-9 に示す再循環フィルタに閉塞が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

再循環フィルタは現場計器により常時差圧を測定している。中央制御室換気空調系フィルタの閉塞により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、定期的なパトロールによるフィルタ差圧の確認により、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような閉塞については、各フィルタ差圧の傾向を確認することで位置を特定可能と考えている。

(イ) 修復作業性

再循環フィルタの仕様を表 2.1.4-14 に、再循環フィルタの取付け状態を図 2.1.4-10 に示す。活性炭フィルタ、及び、高性能フィルタ、中性能フィルタは寸法及び重量ともに、作業員 2 名により、1 日以内で運搬や取付け・取外しが可能である。これらのフィルタの予備品は発電所構内に保管する計画としている。

表 2.1.4-14 再循環フィルタの仕様

号 炉	フィルタ数量 (個)			フィルタ寸法 (mm)			フィルタ重量 (kg/個)		
	活性炭	高性能	中性能	活性炭	高性能	中性能	活性炭	高性能	中性能
6	16	10	5	654×700×197	610×610×292	594×594×150	約30	20	4.5
7	16	12	4	654×700×197	610×610×292	594×594×293	約30	18	8



(高性能フィルタの取付け状態)



(活性炭フィルタの取付け状態)

図 2.1.4-10 再循環フィルタの取付け状態

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

再循環フィルタを設置している部屋(中央制御室バウンダリ内)での修復作業となることから、線量率の評価結果は③と同様に、表 2.1.4-12 及び表 2.1.4-13 となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 2.1.4-12 及び表 2.1.4-13 より原子炉冷却材喪失時の再循環フィルタ修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 5.1mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

2.1.4.2 基準適合性

2.1.4.1 (2) 及び (3) の通り、中央制御室換気空調系の静的機器のうち単一設計を採用しているダクト及び再循環フィルタにおいて、中央制御室換気空調系に要求される「原子炉制御室非常用換気空調機能」に影響を及ぼすような故障が発生した場合には、安全上支障のない期間に修復が可能であることを確認した。従って、静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

①想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合に該当することを確認した。

以上から、中央制御室換気空調系の静的機器のうち単一設計を採用しているダクト及び再循環フィルタについては、設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い、その単一故障を仮定しないこととする。

2.2 安全施設の共用・相互接続

設置許可基準規則第 12 条第 6 項及び第 7 項に対する基準適合性を説明する。

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第 12 条の解釈において、以下の記載がなされている。

- 1 第 1 項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。
- 1.1 第 6 項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラス MS-1 に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。
 - ・原子炉の緊急停止機能
 - ・未臨界維持機能
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - ・原子炉停止後の除熱機能
 - ・炉心冷却機能
 - ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。）
 - ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
 - ・安全上特に重要な関連機能
（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。）

これらの要求により、設置許可基準規則第 12 条第 6 項及び第 7 項の対象となる系統は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（重要度分類指針）に示される安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）となる。

安全施設については、2 基以上の原子炉施設間で共用する場合は原子炉の安全性を損なうことのない設計としており、設置許可基準規則第 12 条第 7 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。また、設置許可基準規則第 12 条第 7 項の相互接続設備に関する規則については、復水補給水系等が該当する系統であるが、同様に原子炉の安全性を損なうことのない設計としており、適合することを確認した。

ただし、可燃性ガス濃度制御系の可搬式再結合装置については、常設設備に変更し、かつ原子炉施設間で共用しない設計に変更する。詳細を 2.2.3 に示す。

- 一方、安全施設のうち重要安全施設については、該当する構築物等のうち、
- ・安全上特に重要な関連機能を有する中央制御室（下部中央制御室を除く）
 - ・安全上特に重要な関連機能を有する中央制御室換気空調系
（下部中央制御室の換気を除く）

が 2 基以上の原子炉施設間で共用する施設、

- ・安全上特に重要な関連機能を有する非常用所内電源系

が 2 基以上の原子炉施設間で相互に接続する施設となる。これらの施設については、共用又は相互に接続することで安全性が向上することから、設置許可基準規則第 12 条第 6 項に適合することを確認した。

これらの確認を行うにあたり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において、重要度分類指針に示される安全施設の中から 2 基以上の原子炉施設間で共用する系統を抽出した結果を別紙 2-1 に示す。系統の抽出にあたっては、「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010、社団法人日本電気協会）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009、社団法人日本電気協会）を参考とし、[図 2.2.1-1](#) に示す抽出フローに従って実施した。抽出された対象施設の一覧を[表 2.2.1-1](#) に示す。また、抽出した系統の概略図を別紙 2-2 に示す。

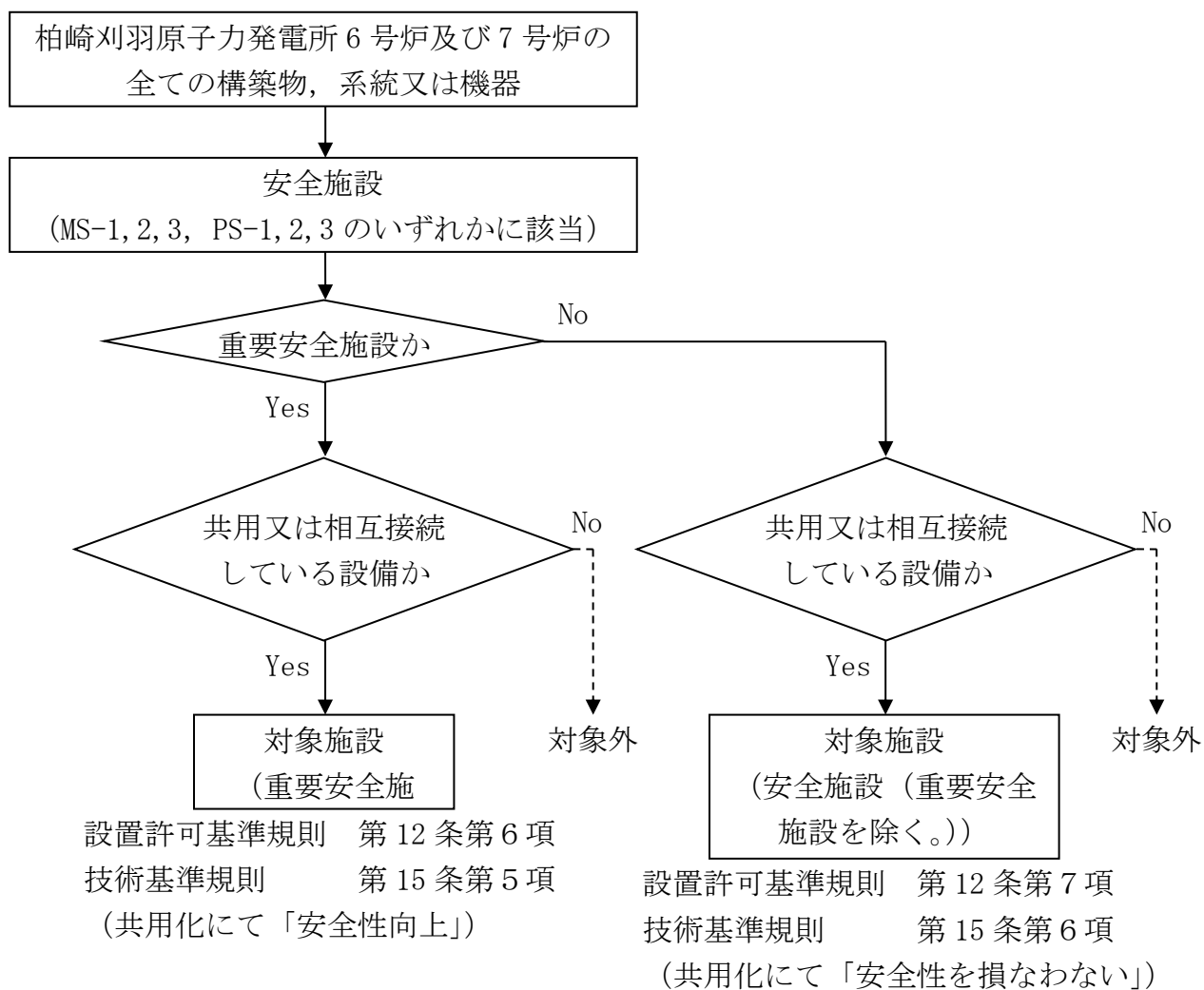


図 2.2.1-1 共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

表 2.2.1-1 共用・相互接続設備の抽出結果一覧（1 / 2）

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
中央制御室（下部中央制御室を除く）	MS-1	共用
中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）	MS-1	共用
非常用所内電源系	MS-1	相互接続
安全施設（重要安全施設を除く。）		
中央制御室遮蔽	MS-1	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む） ・燃料プール冷却浄化系 ・燃料取替機 ・原子炉建屋クレーン ・燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 	PS-2 PS-3 PS-2 PS-2 MS-2	共用
サブプレッション・プール水排水系 （サブプレッション・プール水サージタンク，ポンプ等）	PS-3	共用
液体廃棄物処理系 （低電導度廃液系，高電導度廃液系）	PS-3	共用
固体廃棄物処理系 （冷却材浄化系沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫）	PS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・取水設備 ・放水設備 	PS-3 PS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・500kV 及び 154kV 送電線 ・変圧器 （起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，工事用変圧器，共通用高圧母線，共通用低圧母線） （油劣化防止装置，冷却装置を含む） ・開閉所 （超高压開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器） 	PS-3 PS-3 PS-3	共用

表 2.2.1-1 共用・相互接続設備の抽出結果一覧（2 / 2）

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
安全施設（重要安全施設を除く。）		
・補助ボイラ	PS-3	共用
・所内蒸気系及び戻り系	PS-3	
不活性ガス系	MS-3	共用
・免震重要棟内緊急時対策所	MS-3	共用
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	MS-3	
通信連絡設備（1～7号炉共用，6号及び7号炉共用）	MS-3	共用
放射能監視設備 （固定モニタリング設備，気象観測設備）	MS-3	共用
放射能監視設備 （焼却炉建屋排気筒放射線モニタ， 焼却炉建屋放射線モニタ）	MS-3	共用
消火系 （圧力調整用消火ポンプ，電動駆動 消火ポンプ，ディーゼル駆動消火 ポンプ，ろ過水タンク，防火扉等）	MS-3	共用
・安全避難通路	MS-3	共用
・非常用照明	MS-3	
・復水貯蔵槽	PS-3	相互接続
・復水補給水系	PS-3	
・計装用圧縮空気系	MS-3	相互接続
・計装用圧縮空気設備	PS-3	

これらの確認において、「安全性を損なうことのない」こと，及び「安全性が向上する」ことの判断基準は以下の通りとした。

- ・「安全性を損なうことのない」こと
：共用又は相互に接続することによって，要求される安全機能が阻害される
ことがないよう配慮していること
- ・「安全性が向上する」こと
：各設備に要求される安全機能を満たしつつ，共用又は相互に接続すること

のメリットを期待できるよう配慮していること

詳細を 2.2.2 以降で示す。

2.2.2 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系を除く）

2.2.2.1 重要安全施設

表 2.2.1-1 に示す通り、重要安全施設のうち、2基以上の原子炉施設間で共用する施設として、

・中央制御室（下部中央制御室を除く）

・中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）

2基以上の原子炉施設間で相互に接続する施設として、

・非常用所内電源系

がある。

これらの施設について、共用又は相互接続による安全性への影響を確認した結果を表 2.2.2-1 及び表 2.2.2-2 に示す。

表 2.2.2-1 重要安全施設 共用の適切性（1 / 2）

共用設備	重要度分類	共用により安全性が向上することの説明
中央制御室 （下部中央制御室を除く）	MS-1	<p>(6, 7 号炉共用)</p> <p>6 号炉中央制御室（下部中央制御室を除く）及び 7 号炉中央制御室（下部中央制御室を除く）は、それぞれの空間に対して要求される安全機能を満たすとともに、共用することで、下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○運転員の融通等</p> <p>各号炉で必要な人員を確保したうえで、共用により 6, 7 号炉中央制御室を自由に行き来できる空間とすることにより、片方の号炉で事故等が発生した場合の人員融通を可能にするとともに、両方の号炉で事故等が発生した場合に相互の号炉での対応状況を参考としたより適切な対応が可能となることから、安全性が向上する。</p>

表 2.2.2-1 重要安全施設 共用の適切性 (2 / 2)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性が向上することの説明
中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く)	MS-1	<p>(6, 7 号炉共用)</p> <p>6 号炉中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) 及び 7 号炉中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) は, 要求される安全機能をそれぞれ満たすとともに, 共用することで, 下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○更なる多重性の確保</p> <p>各換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) は, 共用空間である 6 号炉中央制御室 (下部中央制御室を除く) 及び 7 号炉中央制御室 (下部中央制御室を除く) に対して, 100%容量のものを 2 系統ずつ設置しており, 共用により更に多重性が増すことから, 安全性が向上する。</p> <p>また, 2.1.4 で設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い単一故障を仮定しないこととした各号炉単一設計の再循環フィルタについても, 共用により多重性が増すことから, 安全性が向上する。</p>

表 2.2.2-2 重要安全施設 相互接続の適切性

相互接続設備	重要度 分類	相互接続により安全性が向上することの説明
非常用所内電源系	MS-1	<p>(5, 6, 7 号炉相互接続)</p> <p>6 号炉非常用所内電源系及び7 号炉非常用所内電源系は、要求される安全機能をそれぞれ満たすとともに、5/6/7 号炉の非常用モーターコントロールセンターを連絡ケーブルにて相互に接続することで、下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○電源の融通</p> <p>通常時は、5/6/7 号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放するにより、6 号炉非常用所内電源系及び 7 号炉非常用所内電源系の分離を図っており、非常用所内電源系としての技術的要件が満たされなくなることはない設計としている。そのうえで、重大事故等発生時においては、5/6/7 号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に電源融通を可能とする設備であることから、安全性が向上する。</p>

表 2.2.2-1 及び表 2.2.2-2 の通り、共用又は相互に接続することで安全性が向上することから、設置許可基準規則第 12 条第 6 項に適合することを確認した。

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

表 2.2.1-1 に示す通り、重要安全施設を除く安全施設のうち、2基以上の原子炉施設間で共用する施設は以下の通りである。

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）
- ・ 燃料プール冷却浄化系，燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁
- ・ 燃料取替機
- ・ 原子炉建屋クレーン
- ・ サブプレッション・プール水排水系
（サブプレッション・プール水サージタンク，ポンプ等）
- ・ 液体廃棄物処理系（低電導度廃液系，高電導度廃液系）
- ・ 固体廃棄物処理系
（冷却材浄化系沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，
固体廃棄物貯蔵庫）
- ・ 取水設備
- ・ 放水設備
- ・ 500kV 及び 154kV 送電線
- ・ 変圧器
（起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，工所用変圧器，
共通用高圧母線，共通用低圧母線）
（油劣化防止装置，冷却装置を含む）
- ・ 開閉所
（超高压開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器）
- ・ 補助ボイラ
- ・ 所内蒸気系及び戻り系
- ・ 不活性ガス系
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備（1～7号炉共用，6号及び7号炉共用）
- ・ 放射能監視設備
（固定モニタリング設備，気象観測設備，
焼却炉建屋排気筒放射線モニタ，焼却炉建屋放射線モニタ）
- ・ 消火系
（圧力調整用消火ポンプ，電動駆動消火ポンプ，
ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，防火扉等）
- ・ 安全避難通路
- ・ 非常用照明

これらの施設のうち、

・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

・通信連絡設備（6号及び7号炉共用）

・消火系（防火扉等）

を除く施設については、共用により安全性を損なわない設計とすることで設置（変更）許可を得ている。

共用による安全性への影響を確認した結果を表 2.2.2-3 に示す。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (1 / 5)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
中央制御室遮蔽	MS-1	(6, 7 号炉共用) 6 号炉中央制御室及び 7 号炉中央制御室内の運転員を防護するための設備であり、一体となった遮蔽を条件として居住性評価を行って、要求される安全機能を達成できることを確認している。従って、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む) ・燃料プール冷却浄化系 ・燃料取替機 ・原子炉建屋クレーン ・燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 	<ul style="list-style-type: none"> PS-2 PS-3 PS-2 PS-2 MS-2 	<p>(6 号炉 : 1, 2, 5, 6 号炉共用 7 号炉 : 1, 2, 5, 7 号炉共用)</p> <p>1, 2, 5, 6 号炉の使用済燃料を 6 号炉の使用済燃料プールに、また、1, 2, 5, 7 号炉の使用済燃料を 7 号炉の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な運用としているが、設備容量の範囲内で運用するため、冷却能力が不足する等は発生せず、安全性を損なうことはない。^(※1)</p> <p>なお、6 号炉燃料は 6 号炉使用済燃料プールのみ、7 号炉燃料は 7 号炉使用済燃料プールのみ、貯蔵可能な運用としている。</p>

(※1) 使用済燃料の号炉間輸送に用いる使用済燃料構内輸送容器については、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」における技術上の基準に適合した容器（核燃料輸送物設計承認及び容器承認を取得した容器）を用いることから、発電用原子炉施設としての重要度分類は対象外である。なお、本容器は号炉に関わらず使用するものであり、号炉間輸送時は実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 8 条（工場又は事業所において行われる運搬）を遵守し、輸送を行うことから、事業所外運搬と同様に安全性が損なわれることはない。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (2 / 5)

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
サプレッション・プール水排水系 (サプレッション・プール水サージタンク、ポンプ等)	PS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保しており、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。 ただし、サプレッション・プール水サージタンクは溢水対策完了までの間、運用を停止することとしている。
液体廃棄物処理系 (低電導度廃液系、高電導度廃液系)	PS-3	(低電導度廃液系：6, 7 号炉共用 高電導度廃液系：5, 6, 7 号炉共用) 液体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており、その処理容量は共用対象号炉における合計の予想発生量を考慮して設計している。また、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。 ^(※2)
固体廃棄物処理系 (冷却材浄化系沈降分離槽、使用済樹脂槽、濃縮廃液タンク、固体廃棄物貯蔵庫)	PS-3	(冷却材浄化系沈降分離槽：6, 7 号炉共用 使用済樹脂槽：6, 7 号炉共用 濃縮廃液タンク：5, 6, 7 号炉共用 固体廃棄物貯蔵庫：1～7 号炉共用) 固体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており、その処理容量は共用対象号炉における合計の予想発生量を考慮して設計しているため、安全性を損なうことはない。 ^(※2)

(※2) 集中監視制御を行う 5 号炉廃棄物処理系制御室については、居住性の確保等の安全機能を有する施設ではないことから、発電用原子炉施設としての重要度分類は対象外である。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (3 / 5)

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> ・取水設備 ・放水設備 	PS-3 PS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保しており, 取水を阻害する等の悪影響のない設計としているため, 安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・500kV 及び 154kV 送電線 ・変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 工所用変圧器, 共通用高压母線, 共通用低压母線) (油劣化防止装置, 冷却装置を含む) ・開閉所 (超高压開閉所機器, 起動用開閉所機器, 154kV 開閉所機器) 	PS-3 PS-3 PS-3	(500kV 及び 154kV 送電線: 1~7 号炉共用 起動用開閉所変圧器: 1~7 号炉共用 起動変圧器: 6, 7 号炉共用 予備電源変圧器: 1~7 号炉共用 工所用変圧器: 1~7 号炉共用 共通用高压母線: 6, 7 号炉共用 共通用低压母線: 6, 7 号炉共用 超高压開閉所機器: 1~7 号炉共用 起動用開閉所機器: 1~7 号炉共用 154kV 開閉所機器: 1~7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保しているため, 安全性を損なうことはない。 ただし, 予備電源変圧器については, 各号炉の非常用ディーゼル発電機 1 系統分の電源を供給できる容量を確保している。 外部電源の受電ルートには遮断器を設け, 電気事故が発生した場合, 故障箇所を隔離し, 他の系統への影響を及ぼさない設計としている。共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は, 非常用ディーゼル発電機により各号炉の非常用所内電源系に給電する。 なお, 6 号炉非常用高压母線と 7 号炉非常用高压母線は, 重大事故等対処設備である緊急用高压母線を介して相互にケーブルが接続されているが, 遮断器を設け, 電気事故が発生した場合, 故障箇所を隔離し, 他の号炉への影響を及ぼさない設計としている。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (4 / 5)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助ボイラ ・ 所内蒸気系及び 戻り系 	PS-3 PS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保している。また、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。
不活性ガス系	MS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保している。また、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 免震重要棟内緊急時対策所 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 	MS-3 MS-3	(免震重要棟内緊急時対策所：1～7 号炉共用 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 : 6, 7 号炉共用) 共用対象号炉に対して同時に対応するために必要な機能及び居住性を有しているため、安全性を損なうことはない。
通信連絡設備 (1～7 号炉共用, 6 号及び 7 号炉共用)	MS-3	(平成 22 年 4 月 19 日設置変更許可後に設置した もの：6, 7 号炉共用 上記以外：1～7 号炉共用) 共用対象号炉内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備としているため、安全性を損なうことはない。
放射能監視設備 (固定モニタリング設備, 気象観測設備)	MS-3	(1～7 号炉共用) 共用対象号炉内で共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視するための設備であり、監視に必要な仕様を満足する設備としているため、安全性を損なうことはない。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (5 / 5)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
放射能監視設備 (焼却炉建屋排気筒放射線モニタ, 焼却炉建屋放射線モニタ)	MS-3	(1~7号炉共用) 発電所内に2つある焼却炉建屋にそれぞれ設置しており、共用対象号炉内で共通の対象である共用エリアにおける放射線量率等を測定する設備であり、測定に必要な仕様を満足する設備としているため、安全性を損なうことはない。
消火系 (圧力調整用消火ポンプ、電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、防火扉等)	MS-3	(圧力調整用消火ポンプ：5,6,7号炉共用 電動駆動消火ポンプ：5,6,7号炉共用 ディーゼル駆動消火ポンプ：5,6,7号炉共用 ろ過水タンク：5,6,7号炉共用 及び 1~7号炉共用 防火扉等：6,7号炉共用) 各ポンプ及びタンクは、各号炉の消火活動に必要な容量を確保している。また、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。 防火扉等は、共用対象号炉内で共通の対象を防護するために必要な耐火能力を有する設計としているため、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・安全避難通路 ・非常用照明 	MS-3 MS-3	(6,7号炉共用) 安全に避難するために使用するものであり、共用対象号炉内で同時に避難するために必要な仕様を満足する設備としているため、安全性を損なうことはない。

また、表 2.2.1-1 に示す通り、重要安全施設を除く安全施設のうち、2 基以上の原子炉施設間で相互に接続する施設は以下の通りである。

・復水貯蔵槽，復水補給水系

・計装用圧縮空気系，計装用圧縮空気設備

これらの施設について、相互接続による安全性への影響を確認した結果を表 2.2.2-4 に示す。

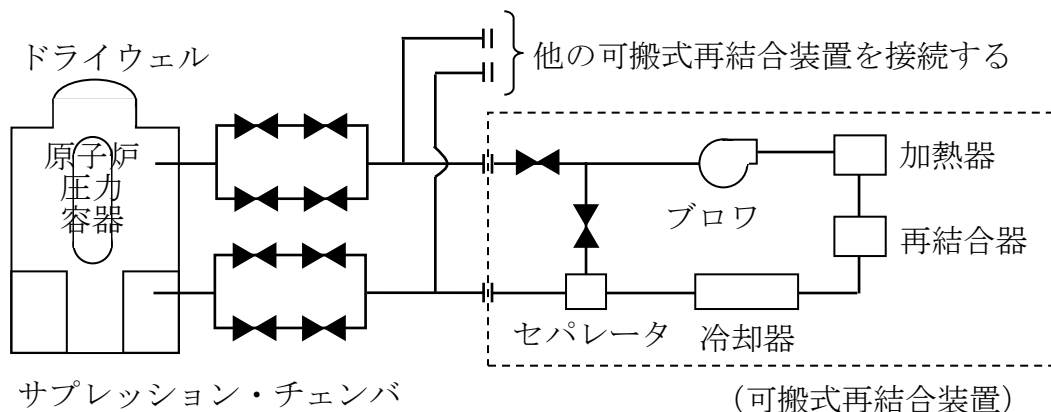
表 2.2.2-4 安全施設 相互接続の適切性

相互接続設備	重要度 分類	相互接続により安全性を損なわないことの 説明
<ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽 ・復水補給水系 	PS-3 PS-3	(6, 7 号炉相互接続) 各号炉で要求される安全機能をそれぞれ満たす容量を確保するとともに、何らかの要因で一方の号炉で損傷が発生した場合にも号炉間接続部の弁は常時閉であるため、安全性を損なうことはない。 連絡時においても、各号炉にて設計された圧力に差異はないことから、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・計装用圧縮空気系 ・計装用圧縮空気設備 	MS-3 PS-3	(5, 6, 7 号炉相互接続) 各号炉で要求される安全機能をそれぞれ満たす容量を確保するとともに、何らかの要因で一方の号炉で損傷が発生した場合にも号炉間接続部の弁は常時閉であるため、安全性を損なうことはない。 連絡時においても、各号炉にて設計された圧力に差異はないことから、安全性を損なうことはない。

表 2.2.2-3 及び表 2.2.2-4 の通り、共用又は相互に接続することで安全性を損なわないことから、設置許可基準規則第 12 条第 7 項に適合することを確認した。

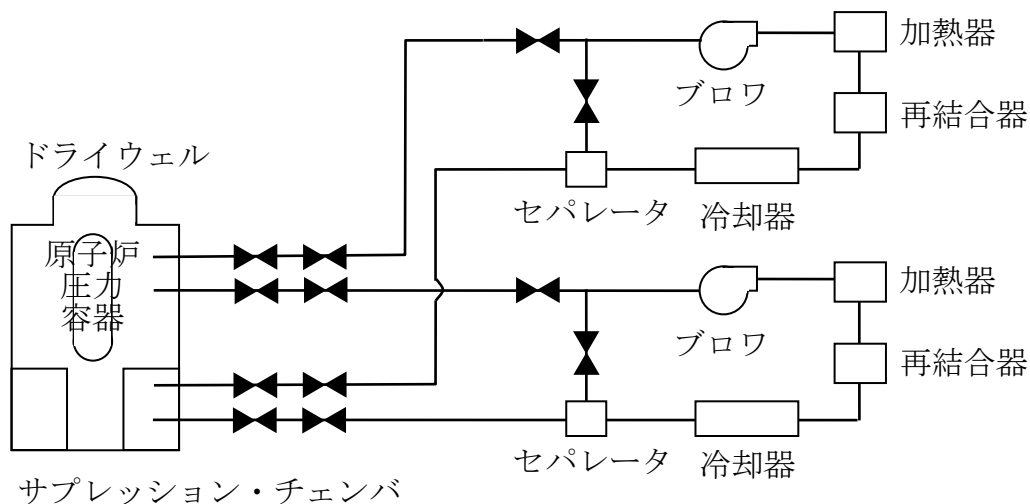
2.2.3 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系）

可燃性ガス濃度制御系は、[図 2.2.3-1](#) に示す通り、6,7号炉共用の可搬式再結合装置を採用している。



[図 2.2.3-1](#) 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図（変更前）

しかし、本系統については、[図 2.2.3-2](#) に示す通り、単一設計となっている配管の二重化を行うとともに、再結合装置を各号炉 1 台ずつ追加し、かつ常設設備に変更することとしている。

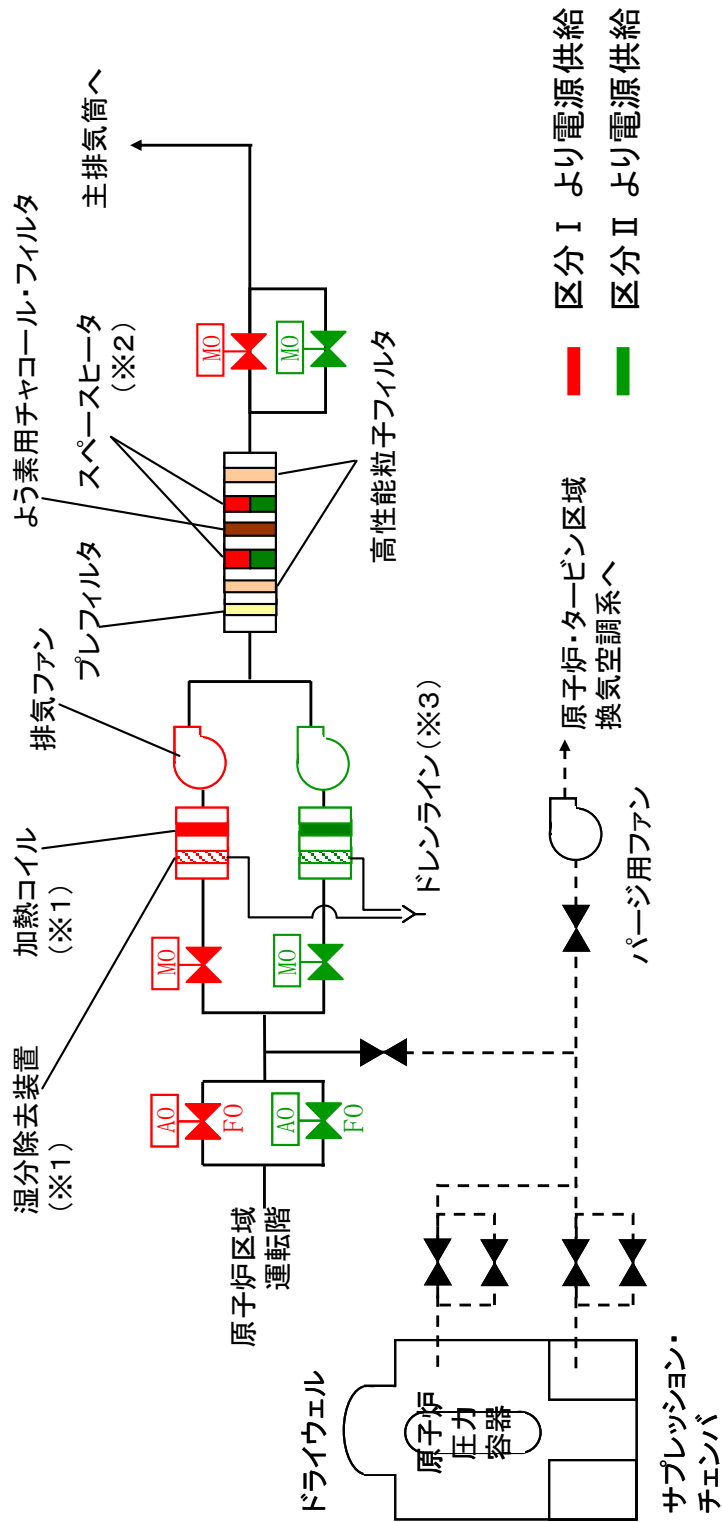


[図 2.2.3-2](#) 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図（変更後）

従って、2基以上の原子炉施設間で共用又は相互に接続することのない施設となることから、設置許可基準規則第12条第6項及び第7項に適合することを確認した。

重要度の特に高い安全機能を有する系統

No.	10
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の 雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
対象系 統・機器	非常用ガス処理系
多重性/ 多様性	非常用ガス処理系排風機及び出入口弁は2系統設置されており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（配管の一部、フィルタユニット）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	<p>(1) 非常用ガス処理系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 非常用ガス処理系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施するとともに2系統の排気ファン・乾燥装置並びにサポート系である室内空調機間への耐火壁及び感知設備・自動消火設備を設置することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 2系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう配置する設計としている。また、サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略 図	12条-別紙1-2-10-2 ページ参照



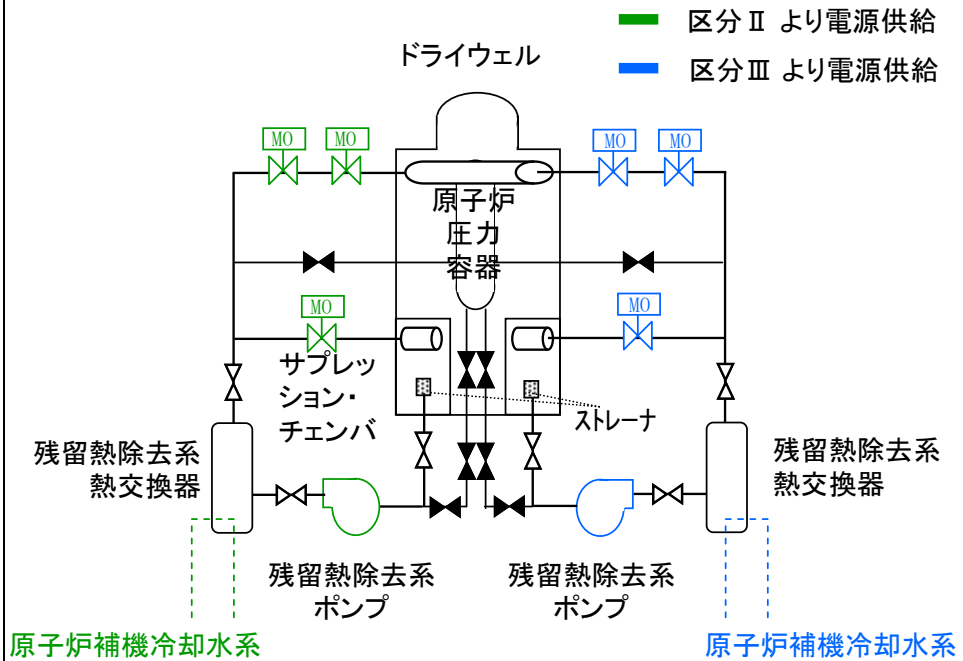
(※1) SGT5 乾燥装置 (湿分除去装置、加熱コイル)は100% × 2系列
 (※2) スペースヒータは100% × 2系列(よう素用チャコール・フィルタの上流及び下流に2式、合計4個)
 (※3) 乾燥装置ドレンラインは、A系及びB系で独立配管によりファンネルヘッドドレン水を移送するため、ドレン配管閉塞により乾燥装置が同時に機能喪失することはない。

空調機	非常用ガス処理系室の空調機には、A系B系それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	---

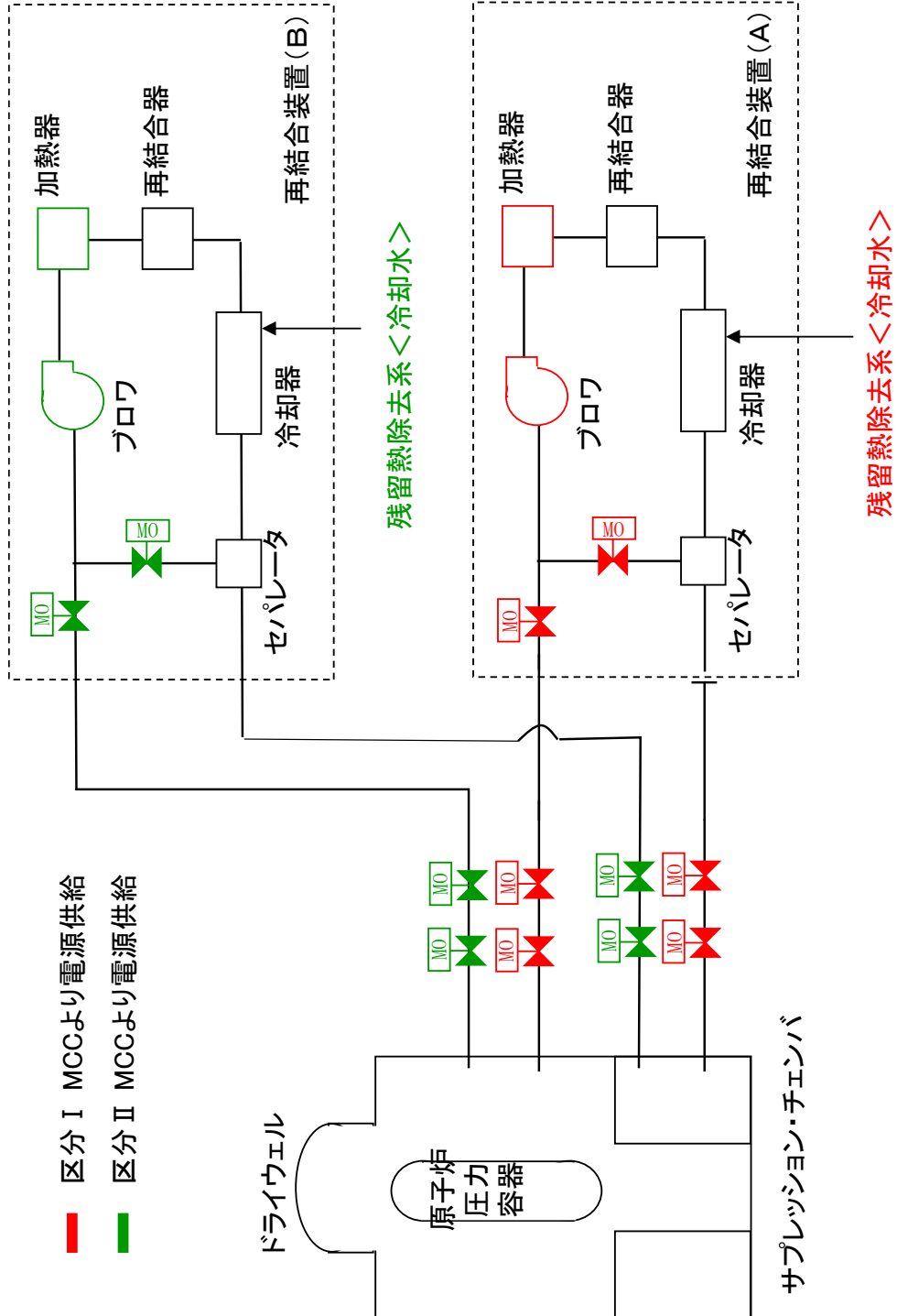
No.	11
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器の冷却機能
対象系統・機器	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))
多重性/多様性	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) は2系統あり、それぞれの系統を用いて格納容器スプレイ冷却が可能であることから、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部 (格納容器スプレイ・ヘッダ (ドライウエル, サプレッション・チェンバ)) は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	(1) 格納容器スプレイ冷却系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 (2) 格納容器スプレイ冷却系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、原子炉建屋内の機器は2系統がすべて機能喪失しないよう位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。 (3) 2系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離、又は位置的分散を図るよう配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
期間	使用時間は24時間以上 (長期間)

系統概略
図

空調機	残留熱除去系(B),(C)各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	--

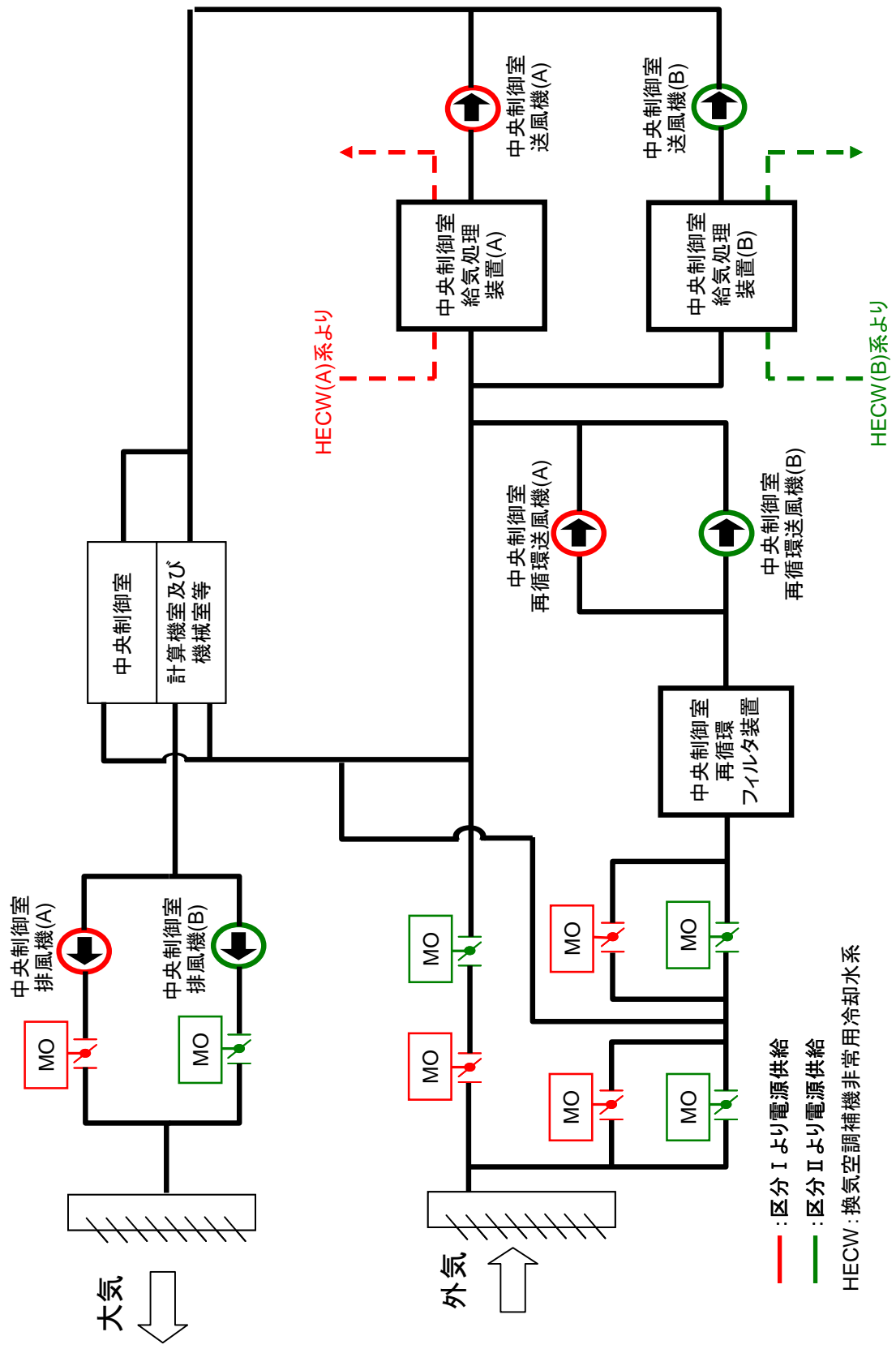


No.	12
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器内の可燃性ガス制御機能
対象系統・機器	可燃性ガス濃度制御系
多重性/多様性	可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、それぞれの系統を用いて可燃性ガスの制御が可能であることから、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 可燃性ガス濃度制御系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施するとともに2系統の再結合装置並びにサポート系の室内空調機間への耐火壁及び感知設備・自動消火設備を設置することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 2系統の再結合装置は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ位置的分散を考慮して配置する設計としている。また、サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-12-2 ページ参照



空調機	可燃性ガス濃度制御系室の空調機には、A系B系それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	---

No.	20
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉制御室非常用換気空調機能
対象系統・機器	中央制御室換気空調系
多重性/多様性	中央制御室換気空調系送排風機及び出入口ダンパは二重化しており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（ダクトの一部、再循環フィルタ）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	<p>（１）中央制御室換気空調系は、二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（２）中央制御室換気空調系は、いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施するとともに２系統の送風機・排風機・再循環送風機間への耐火壁及び感知設備・自動消火設備を設置することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（３）中央制御室換気空調系のサポート系は、電源についてそれぞれ異なる区分から、冷却水について主系統と同一の区分から供給しており、１系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（１）～（３）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は 24 時間以上（長期間）
系統概略図	12 条-別紙 1-2-20-2 ページ参照



ケーブル敷設問題における対策

1. ケーブル敷設問題における問題点

柏崎刈羽原子力発電所で確認されたケーブル敷設問題は、安全系と常用系との分離及び異なる安全系間の分離が正しく行われておらず、常用系設備が安全系設備に波及的影響を与える可能性、及び異区分の安全系設備が共通要因故障によって同時に機能喪失に至る可能性があり、安全系設備に関する設計要求事項を満足できない状態となってしまったものである。

これは安全系設備への影響を確認するプロセスが十分でなかったことが原因であり、本ケーブル敷設問題を受け、根本原因分析を実施し、業務プロセスにおける以下の問題点を抽出した。

【工事計画プロセスにおける要因】

- ・当社は、工事を計画するにあたり「安全上の重要度が低い設備のトラブルを、安全上の重要度が高い設備に波及させない」ことを防止するための仕組みが不十分だった。(図 1 問題点①)

【設計変更管理プロセスにおける要因】

- ・従来の設計変更管理プロセスは「設計管理基本マニュアル」に基づき、設計変更管理の対象となった設備に対する設計要求事項（安全機能への影響確認含む）を整理し、その設計要求事項のとおり工事が実施されていることを確認するプロセスとなっており、設計変更管理対象外の設備に対する設計要求事項の確認が十分ではなかった。(図 1 問題点①)

- ・常用系設備が安全系設備に与える波及的影響、共通要因故障が同時に異区分の安全系設備に与える影響等、他設備への影響に対する考慮（専門的知識を持つ者による確認）が十分ではなかった。(図 1 問題点②)

【調達管理プロセスにおける要因】

- ・当社は、調達時の工事共通仕様書において遵守すべき適用法令を明示しているが、工事追加仕様書において具体的な設計要求事項に関する記載が十分ではなかった。(図 1 問題点③)

【工事監理プロセスにおける要因】

- ・担当者は、設計要求事項と現場の設備及び設備図書が一致していることを確認すべきだったが、確認できていなかった。(図 1 問題点④)

2. ケーブル敷設問題に対する再発防止対策

1項に示すようなケーブル敷設問題に関する根本原因分析を踏まえて、同様な問題が発生しないよう常用系設備が安全系設備に与える波及的影響、共通要因故障が同時に異区分の安全系設備に与える影響等、他設備への影響を確認する新たなプロセスを「工事計画プロセス」に追加するとともに、工事を実施する際の業務プロセスである「設計変更管理プロセス」、「調達管理プロセス」、「工事監理プロセス」について改善を実施した。従前の業務フローにおける問題点と改善した業務フローを図1に示す。

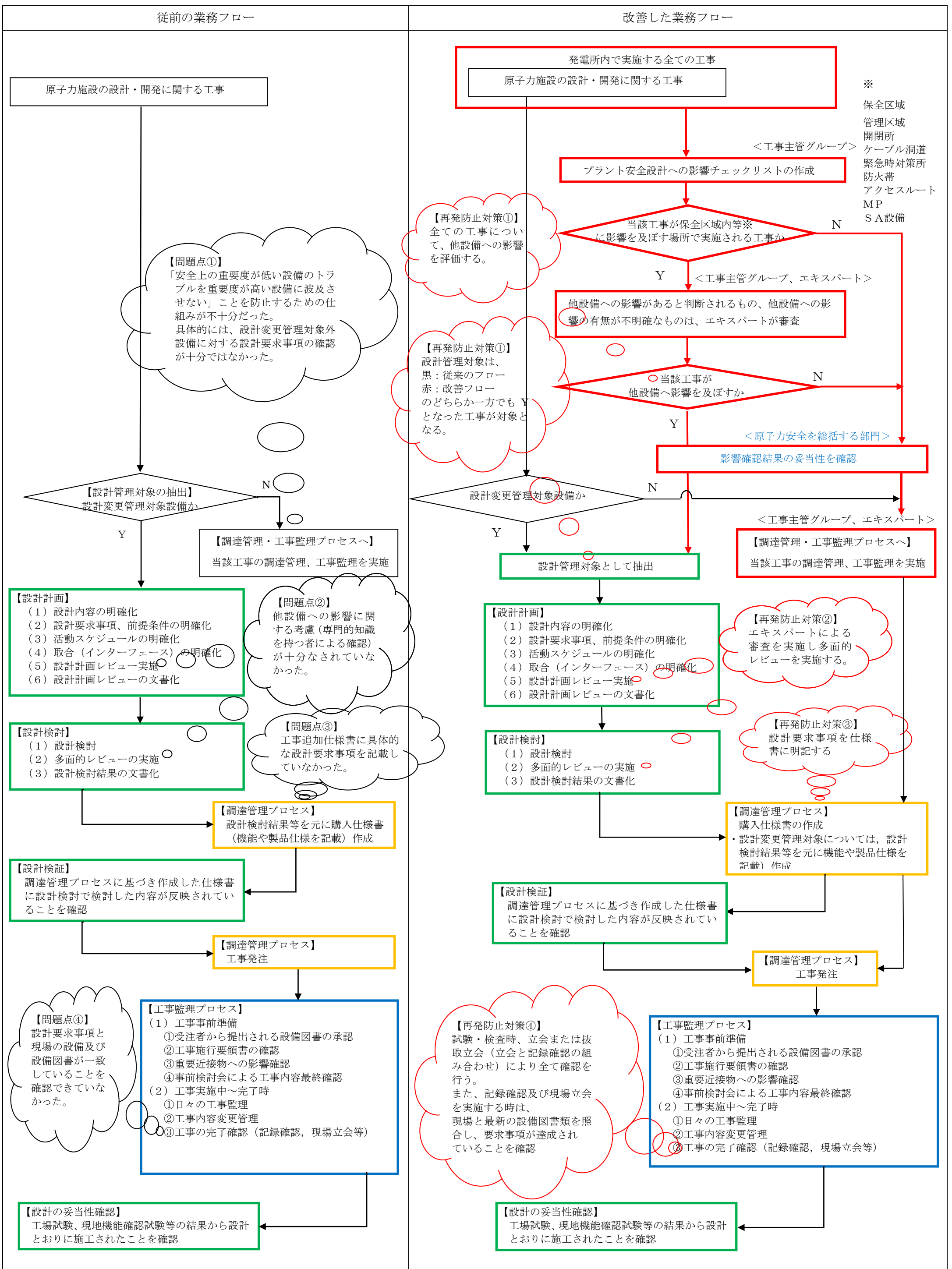


図1 従前と対策後の業務フロー比較

当社は、前記の改善した業務プロセスを実施することで、工事計画段階で設備ごとの設計要求事項を整理し、工事実施段階で計画とおりに工事が実施されていることを確認している。

各業務プロセスにおける改善内容の詳細を以下に示す。

【工事計画のプロセス】

従来の工事計画のプロセスにおいては、工事計画を立案する際に新しく設置する設備が他設備へ影響を与えるリスクを検討すべきであったが、確認するためのプロセスが構築されていなかった。

特に設計変更管理プロセスの対象外となる設備（※1）は、設計要求事項の明確化や工事主管グループ以外からの設計レビューを受けるプロセスとなっておらず、他設備への影響を確認するプロセスがなかったことから、ケーブル以外の設備においてもケーブル敷設問題と同様な事象を起こしやすい状況であった（実際にケーブル敷設問題で問題となった工事の多くがこのケースの工事である）。

※1：設計管理基本マニュアルでは、原子力発電プラントを構成する構築物、システム、機器及びそれらの運用管理業務等に関する新設計・新技術の導入或いは設計変更を、設計変更管理の対象としている。
設計変更管理の対象外となる設備はプラントにとって重要度の低いものであり、具体的な例として、PHS等の一般通信機器や定検時における仮設足場のようなユーティリティ使用機器等が挙げられる。

このため、全ての工事（セキュリティ関連工事についても対象）について、当該工事が他設備へ影響を与えないよう考慮するための対策として、「保守管理基本マニュアル」を改訂すると共に、「プラント安全設計への影響確認業務ガイド（以下、「ガイド」という。）」を制定し、工事を計画した段階で、当該工事が他設備へ影響を与えないことを確認するプロセスを追加し、運用を開始している。

なお、この確認により、設計変更管理プロセスの対象外となる設備でも他設備へ影響有りと判断された工事については、設計変更管理プロセスに基づく管理を行い、設計要求事項の確認等を実施する。（図1 再発防止対策①）

具体的には、計画する工事が安全系設備やSA対策設備等に影響を与えないことを工事主管グループがプラント安全設計への影響チェックリストに基づき確認する。

（参考1）

適切に影響確認が行われるためには、当該チェックリストが、工事主管グルー

によって効果的に活用される必要があるため、ケーブル問題の対策として選定した各分野の専門的知識を有する者（以下、「エキスパート」という。）が影響の有無を確認する際の視点を取り纏めたものを「影響確認する際の確認点・留意点」としてガイドに反映し、これを参照する仕組みとした。

（参考2）

また、工事主管グループには事務系のグループも含まれることを考慮し、まずは安全系設備やSA対策設備等が設置されているエリアであることを認識させることが、より効果的な影響確認につながると考え、ガイドに記載するチェックフローでは、冒頭に具体的な場所を示すこととした。

（参考3）

工事主管グループの確認時に他設備への影響があると判断されるもの、または他設備への影響の有無が不明確なものについては、エキスパートの審査を受けることとした。エキスパートは、発電所及び本社に配置しており、他設備への影響があると判断された工事に対して、設計要求事項や設計内容を適宜レビューし、当該の工事が他設備へ影響を与えない設計であることを確認する役割を担っている。

エキスパートを設置する分野は、共通要因故障や波及的影響を発生させる可能性のある事象に対処するための共通設計分野（法令、地震、雷、火災、溢水等）と個別の系統や設備仕様（区分分離、ケーブル等）に関する設計分野を設定している。エキスパートの任命にあたっては、候補者に対して教育を行い、面談を通じて力量確認を実施している。

なお、工事主管グループにて作成したチェックリストは、原子力安全を総括する部門が集約して再確認することとしており、工事主管グループによる確認結果に不足があると判断した場合、又はエキスパートへの確認が必要と判断した場合には、工事実施前までに工事主管グループへ再確認結果を伝えることとしている。

【設計変更管理プロセス】

設計変更管理プロセスは「設計管理基本マニュアル」に基づき、本社または発電所の工事主管グループが設計担当箇所となり、各設計変更管理プロセスにおいて、設計の重要度に応じた設計管理業務を実施する。

具体的には、設計要求事項を明確化し、後段の調達管理プロセスに設計要求事項が確実に反映されるようにすると共に、設計変更された設備等が設計要求事項に適合していることを確認する。

また、各設計変更管理プロセスにおいて設計の重要度に応じたレビュー、検証等を行い、それぞれのプロセスにおける責任者の承認を得ることになっている。

これまでは、上記の設計変更管理を行うことで、設計変更された設備が設計要

求事項に適合できるよう運用されていたが、今回のケーブル敷設問題において、設計変更管理対象となった設備でも分離要求を満足していないことが確認される等、他設備への影響を確認するプロセスが不足していたことがわかっている。

このため、設計変更管理プロセスについても、各工事に関する他設備への影響を確認すると共に、設計計画、設計検討等の各段階でエキスパートのレビューを受けることで、設備が設計要求事項に確実に適合するようプロセスを以下のとおり改善することとした。

①設計管理対象の抽出

設計担当箇所は、原子力発電プラントを構成する構築物、システム、機器及びそれらの運用管理業務等に関する新設計・新技術の導入或いは設計変更について、その設計変更内容（プラントの基本設計及びそれに関わる設計変更かどうか等）、及びその設備の重要度等を考慮して設計管理対象に該当するかどうかを判断する。

加えて、工事計画のプロセスにおいて、他設備へ影響を与える可能性があるとして判断された工事についても、設計管理対象として抽出される。

(図1 再発防止対策①)

②設計計画

設計担当箇所は、当該の設計変更に対する設計要求事項を明確化する。具体的には、設計を変更する原子力発電プラントを構成する構築物、システム、機器及びそれらの運用管理業務等が具備すべき機能や性能、準拠すべき法令や基準、運転経験から得られた情報等を整理すると共に、設計変更に対して当社が要求すべき事項を明確化する。

また、明確化した設計要求事項の妥当性について、設計の重要度に応じて設定されたレビューア（重要度の高い案件では設計管理の責任者やエキスパート等が選定される）によるレビューを受け、設計要求事項を決定する。

(図1 再発防止対策②)

③設計検討

設計担当箇所は、設計要求事項を満足できるよう設計検討を行い、設計変更内容を具体化し、決定する。

設計変更内容を具体化し、決定する際、その設計変更内容について安全性、信頼性、運転性、保守性、実績、工事工程、製造性、施工性、従事者が受ける放射線量、廃棄物発生量、経済性、許認可性等の評価を行い、当社としての評価並びに採用に至る判断根拠等を整理する。

さらに、設計検討した結果及び方針等が設計要求事項を満足しているかどうか、設計の重要度に応じて設定されたレビューアによる多面的なレビューを受

ける。また、工事実施に伴うプラント安全設計への影響が有る場合には、安全設計に関係する箇所（エキスパート含む）のレビューを受ける。

(図1 再発防止対策②)

④設計検証

設計検証担当箇所は、設計検討した結果を反映した購入仕様書（機能や製品仕様を記載）や工事仕様書等の設計アウトプットについて、設計要求事項への適合性を検証する。

⑤設計の妥当性確認

設計の妥当性確認担当箇所は、設計変更された設備等が、設計要求事項に適合していることを確認するため、工場試験、現地機能確認試験或いは試運転段階における立会等により、設計の妥当性確認を行う。

【調達管理プロセス】

従来の調達管理プロセスでは、「工事共通仕様書」及び「追加仕様書作成及び運用マニュアル」に基づき工事追加仕様書を作成し、工事の発注を行っている。

ケーブル敷設問題では、工事所管グループが安全系と常用系との分離及び異なる安全系間の分離やケーブル敷設計画等の具体的な設計要求事項を工事追加仕様書に記載しなかったことから、工事受注者に設計要求事項が明確に伝わらなかった。

このため、工事主管グループマネージャーは、設計変更管理プロセスにて決定した設計要求事項を工事追加仕様書に明確に記載し、工事受注者に提示するよう「追加仕様書作成及び運用マニュアル」の見直しを実施し、運用を開始している。

(図1 再発防止対策③)

【工事監理プロセス】

従来の工事監理プロセスにおいては、「工事監理マニュアル」に基づき、設備図書及び工事施行要領書の確認、立会、工事施工後の記録確認等を通して、工事が設計要求事項とおりに施工されていることを確認していた。

ケーブル敷設問題では、工事追加仕様書に安全系と常用系との分離及び異なる安全系間の分離に関する要求がなかったことから、工事受注者が作成する施工要領書の確認事項にも安全系と常用系との分離及び異なる安全系間の分離に関する確認が含まれず、工事実施段階での立会等による現場確認が行われなかった。また、工事によっては、ケーブルルート図を入手していなかったため、現場とケーブルルート図が一致していることを確認できなかった。

このため、調達管理プロセスにて工事追加仕様書に記載した設計要求事項のうち、プラント安全設計（設備の安全機能に係わる設計要件）への影響（波及的

影響を含む) に関する要求事項は、立会または抜取立会（立会と記録確認の組み合わせ）により全て確認を行うことを「工事監理マニュアル」に明記し運用を開始している。

また、立会及び記録確認を実施する際は、現場と最新の設備図書類の内容と照合し要求事項が達成されていることを確認することも「工事監理マニュアル」に明記し運用を開始している。（図1 再発防止対策④）

なお、ケーブル敷設問題を受け施工企業に対しても教育を実施し、工事の実施前には、事前検討会を行い工事における注意事項や波及的影響に関する周知を実施している。

【改善した業務プロセスに基づく工事例】

上記に示した業務プロセスに基づく工事の実施例として、ケーブル敷設工事及び配管改造工事を図2及び図3に示す。

図2及び図3に示したとおり、工事計画プロセス及び設計変更管理プロセスで、設備ごとの設計要求事項を確実に抽出し、調達管理プロセス、工事監理プロセスにおいて、設計要求事項とおりに工事が実施できるようになっている。

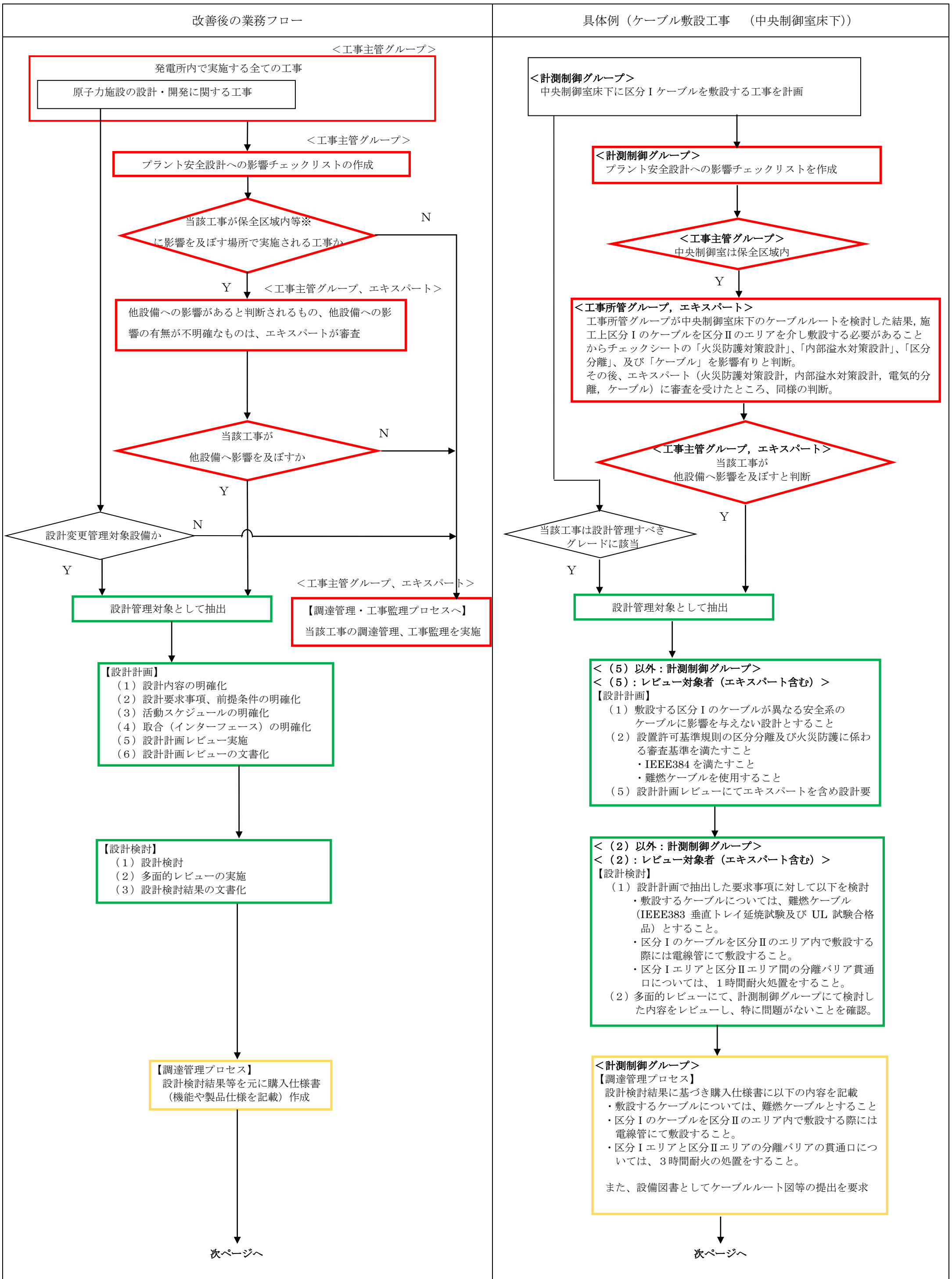


図2 改善後の業務プロセスの実施例（ケーブル敷設）(1/2)

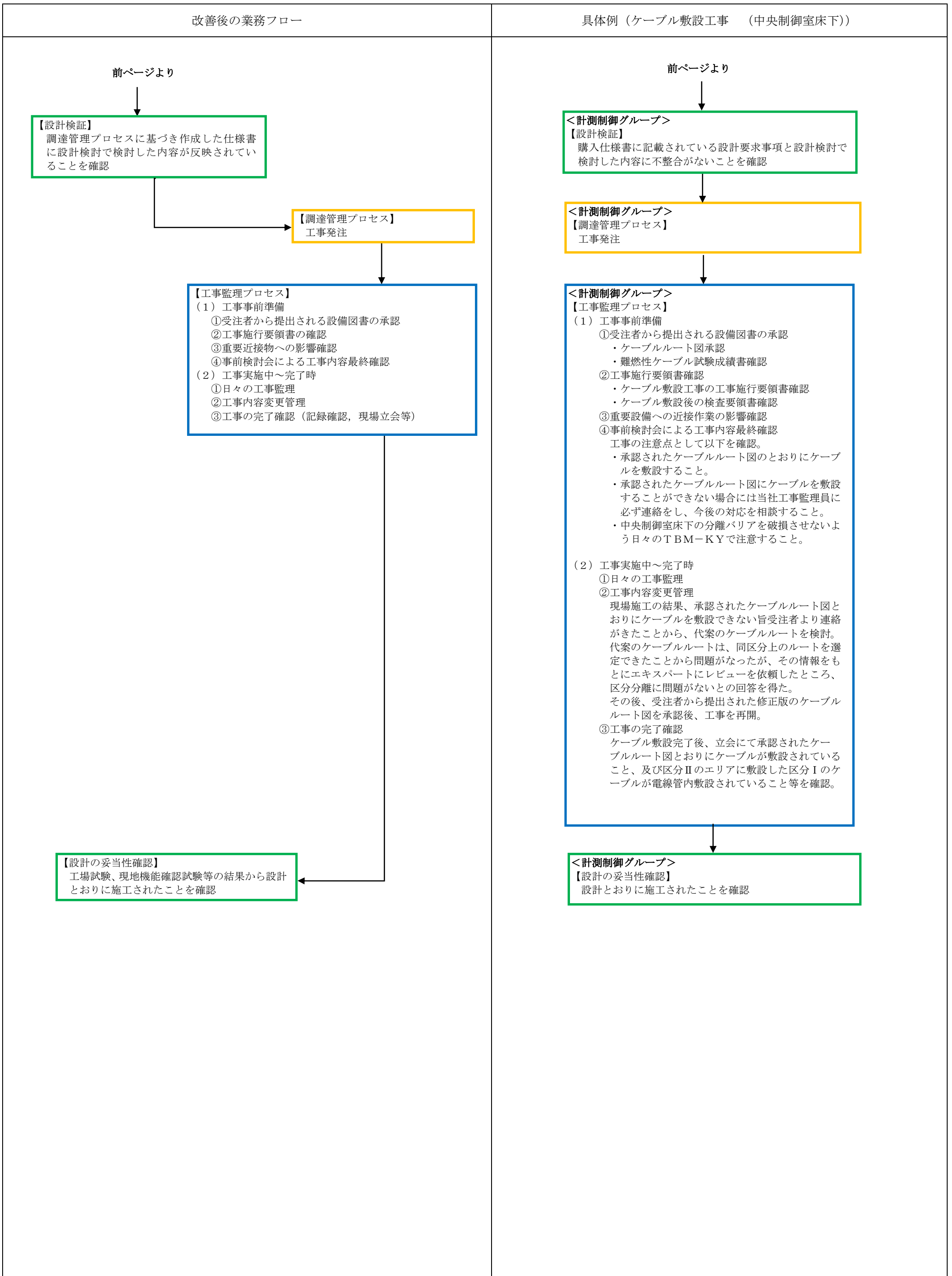


図2 改善後の業務プロセスの実施例（ケーブル敷設）(2/2)

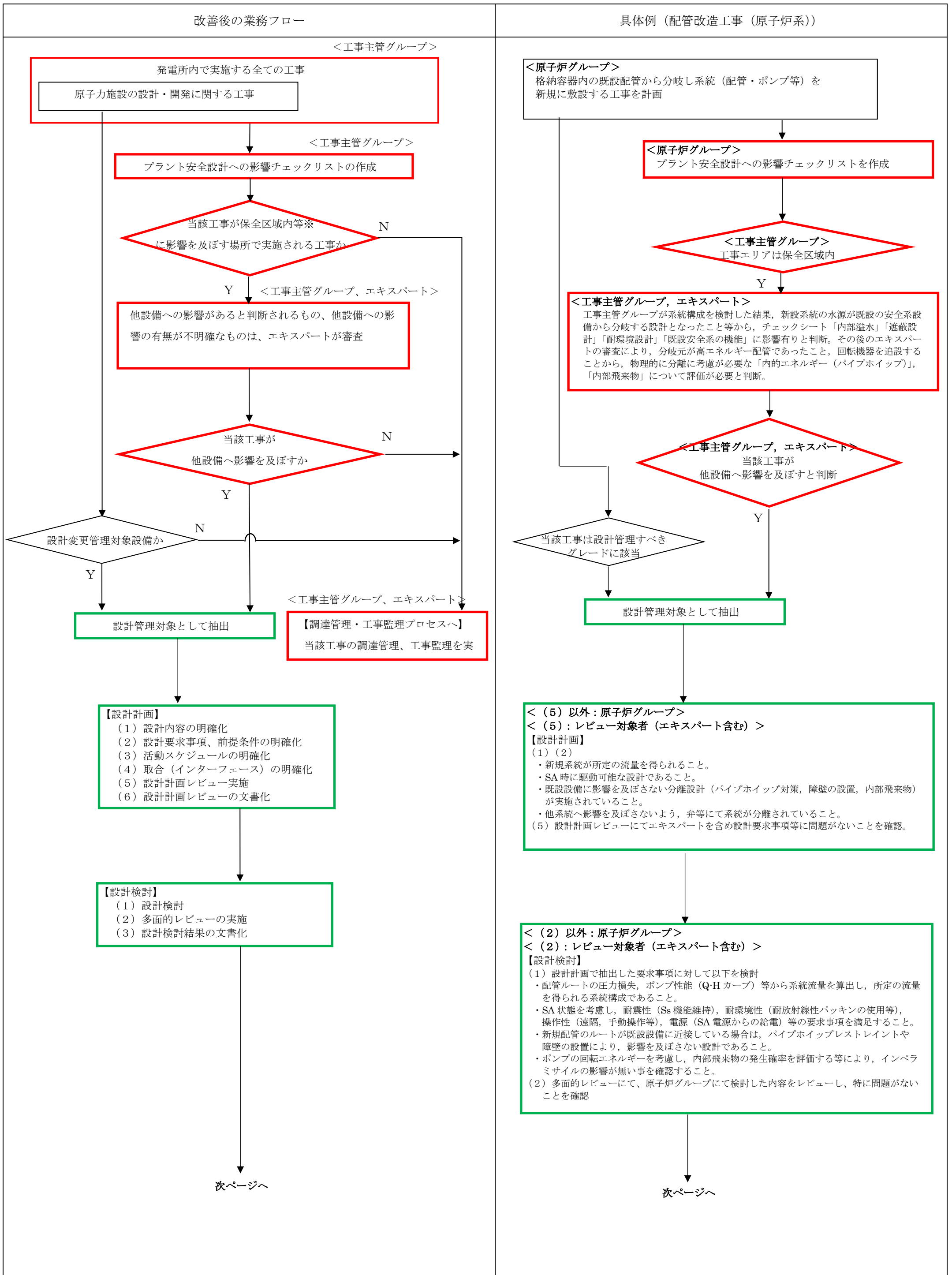


図3 改善後の業務プロセスの実施例（配管改造工事）（1/2）

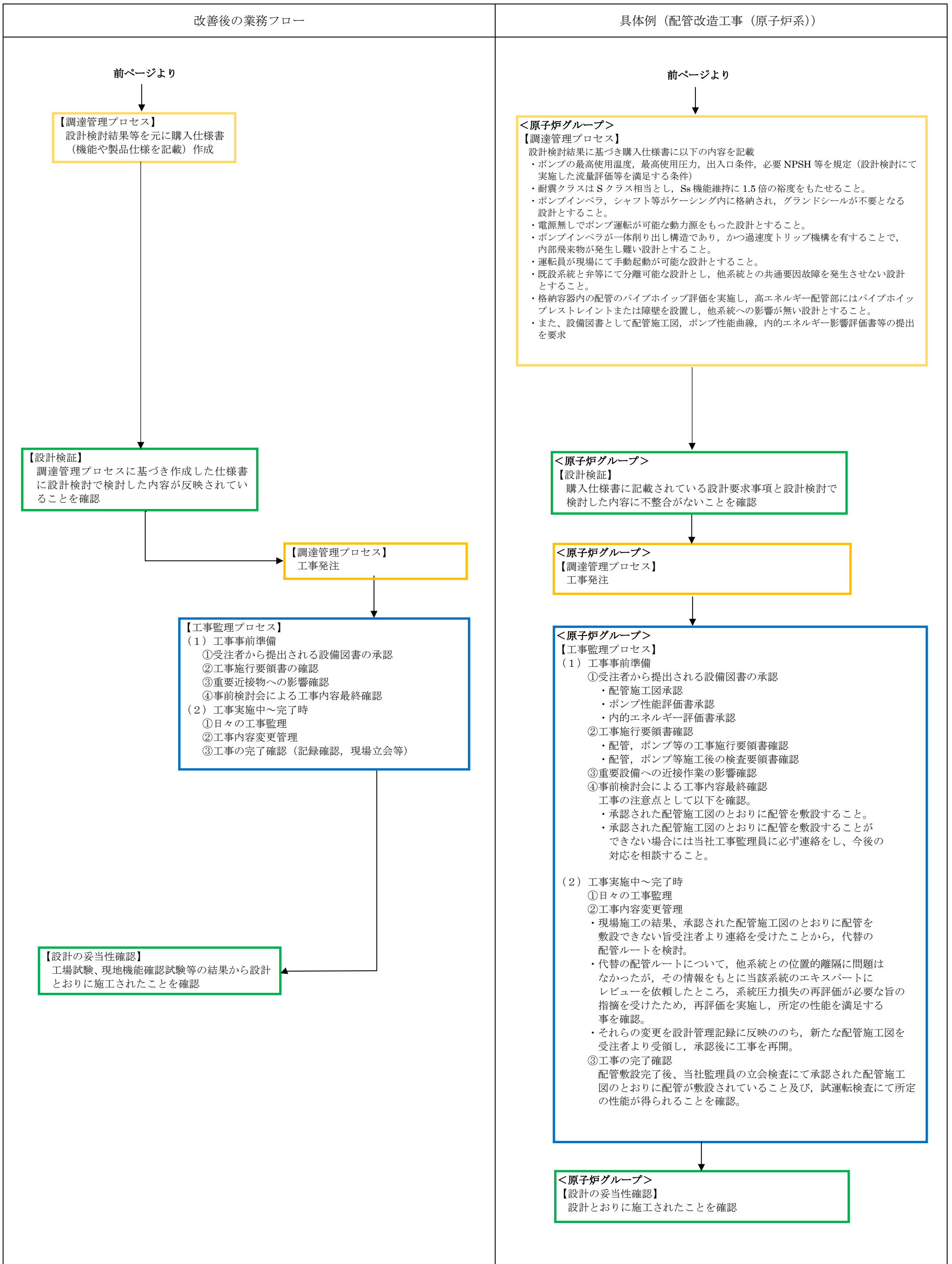


図3 改善後の業務プロセスの実施例（配管改造工事）(2/2)

3. 再発防止対策実施以前の工事について

2項に示す業務プロセスの改善を実施する以前の工事については、今後、各設備に対する設計要求事項を踏まえて現場ウォークダウンを実施し、各設備が設計要求事項を満足していることを確認する。

4. 更なる改善

【構成管理】

ケーブル敷設問題を受けて実施した根本原因分析から、「各業務の途中経過及び結果に対する計画的検証」や、「業務プロセスもしくは設計要求事項に照らした設備の適合性についての定期的検証」を実効的に実施するための仕組みが不十分だったことがわかっている。

このため、各工事において、①変更の内容がプラントの安全設計要求に合致していること、②変更を受けた設備が設計要求を満足していること、③設備図書と現場の設備が整合していることを確認する仕組み（構成管理）を構築する。

具体的には、当社自身が系統、機器に関する設計要求事項を把握するため、当社の運用管理上必要な設備図書類を再整理した上で契約上要求し、提出された設備図書と現場の設備の整合を確認した上で、これらの設備図書をいつでも取り出せるよう適切に管理する。

構成管理プロセスを構築することにより、発電所設備が設計要求通りに製作、運転、維持されていることを保証することが可能となる。本プロセスについては来年度の本格導入をめざし、現在詳細を検討中である。

【教育】

ケーブル敷設問題を受け、教育面の対策として原子力部門の全員及び施工企業に対し、ケーブル分離・独立の観点からの問題点など本事象に関する説明と原子力安全に及ぼす波及的影響に関する教育を実施した。

また、各人の力量を把握し、業務に応じた教育管理並びに仕事の付与管理を行う仕組みが不十分だったことから、各技術部門の業務を行うために必要な知識や技能について体系的なアプローチを用いて教育訓練プログラムを改善し、技術力の向上を図っていくため、「原子力人材育成センター」を設置して教育・訓練体制の見直しを進めることとしている。

【参考1】

プラント安全設計への影響チェックリスト

工事主管グループ：

件名：

当該工事が保全区域内等に影響を及ぼす場所で実施されるか： Yes No

分野	確認事項	影響 有無	発電所 エキスパート	本社 エキスパート
共通設計分野				
1. 建屋の安全設計（建築基準法に基づく）	当該工事が建物に関連するもので、建築基準法の要求事項遵守に影響を及ぼさないか			
2. 高圧ガス設備設計（高圧ガス保安法）	当該工事は高圧ガス保安法の要求事項遵守に影響を及ぼさないか			
3. 消防設備設計（消防法に基づく）	当該工事は消防法の要求事項遵守に影響を及ぼさないか			
4. 屋外重要施設の配置・基礎設計（地盤、地質の観点）	当該工事で設置される屋外重要施設の安全性が断層活動（地すべり）等の影響を受けるおそれはないか。			
5. 耐津波設計（津波溢水対策含む）	当該工事により津波溢水経路を新たに作ったり、津波溢水対策に影響を及ぼさないか			
6. 機器耐震設計と重要度分類	当該工事で設置された機器・設備等が地震で倒壊・破損した場合に安全系設備に影響を及ぼさないか			
7. 耐竜巻設計（設計根拠含む）	当該工事により新たな竜巻飛来物を作り出すことにならないか 竜巻防護対策に影響を及ぼさないか			
8. 外部火災に対する防護設計	当該工事により防火帯の機能に影響を及ぼさないか 新たに外部火災の要因となるものを設置しないか			
9. 耐火山活動設計	当該工事により火山による影響防止の機能に影響を及ぼさないか			
10. 耐屋外環境設計（低温、風、積雪等）	当該工事により屋外環境設計に影響を及ぼさないか			
11. 火災防護対策設計	当該工事により火災防護区画分離に影響を及ぼさないか 火災の検知機能、緩和機能設備に影響を及ぼさないか 新たな火災発生源を作り出していないか			

分野	確認事項	影響 有無	発電所 エキスパート	本社 エキスパート
12. 内部溢水対策設計	当該工事により、新たな溢水源追加、内部溢水経路追加、内部溢水対策に影響を及ぼさないか			
13. 遮蔽設計、保温設計	当該工事により遮蔽壁や遮蔽体に影響を及ぼさないか 配管や機器の保温材等に影響を及ぼさないか			
14. 耐環境設計	当該工事により安全系機器の使用環境に影響を及ぼさないか			
15. 耐雷設計	当該工事により耐雷設計用接地線等に影響を及ぼさないか			
プログラムエンジニアリング・系統設計分野				
16. プロセス計装設計 (含むドリフト評価)	当該工事により計装設備の指示値等に影響を及ぼさないか(ドリフト含む)(溶接、グラインダ、RT等)			
17. 経年化管理、材料劣化管理	当該工事により、安全系設備の経年劣化を加速させないか(化学物質、水等の影響)			
18. 弁(AOV、MOV、逆止弁、安全弁)	当該工事により安全機能を有する弁に影響を及ぼさないか			
19. 炉内構造物	当該工事により炉内構造物の機能に影響を及ぼさないか			
20. 安全関連塗装・コーティング	当該工事により安全系設備の塗装、コーティングに影響を及ぼさないか			
21. 区分分離(含PCPS、HICAT)	当該工事によりケーブル等電気設備の独立性、分離に影響を及ぼさないか。			
22. ケーブル	当該工事により、安全系ケーブルに影響を及ぼさないか			
23. 環境認定(EQ)	安全系ケーブルや安全系計測制御装置の設置環境に影響を及ぼさないか			
24. FAC	当該工事により配管内流体の流速や温度を変えてしまうことはないか			
25. 熱交換器(BOP系)	当該工事により熱交換器内の流体性状(流速、温度、水質等)を変えてしまうことはないか			
26. ISI、IST	当該工事によりISI、ISTプログラムに影響を及ぼさないか(代表検査部位をなくしてし			

分野	確認事項	影響 有無	発電所 エキスパート	本社 エキスパート
	まう等)			
27. RPV (中性子照射脆化等)	当対象外			
28. スナッパ類	当該工事により安全系スナッパ類の機能に影響を及ぼさないか			
29. 電氣的腐食防止 (含埋設機器管理)	当該工事により電氣的腐食防止対策に影響を及ぼさないか			
30. 溶接	当該工事により溶接検査の要求事項遵守に影響を及ぼさないか			
31. サイバーセキュリティ (含むネットワーク)	当該工事によりサイバーセキュリティを脆弱させるようなことはないか (PC の制御系設備への接続等)			
32. デジタル制御装置 (含む MMI)	当該工事によりデジタル制御装置の機能に影響を及ぼさないか			
33. 中央制御室、RSS 室	当該工事により中央制御室、RSS 室に要求される機能に影響を及ぼさないか			
34. 緊急時対策所	当該工事により緊急時対策所に要求される機能に影響を及ぼさないか			
35. アクセスルート	当該工事により可搬設備や緊急対策要員のアクセスルートに影響を及ぼさないか			
当該工事により以下の系統の機能に影響を及ぼさないか				
36. ECCS 系				
37. 残留熱除去系				
38. ホウ酸水注入系				
39. RCIC 系				
40. HPAC 系				
41. MUWC 系				
42. FPC 系				
43. FP 系				
44. CRD 系				
45. 代替給水設備 (消防車等)				
46. RCW 系				
47. RSW 系				
48. CUW 系				

分野	確認事項	影響 有無	発電所 エキスパート	本社 エキスパート
49.	代替補機冷却系（代替熱交換器車）			
50.	SGTS 系			
51.	MCR 空調			
52.	HVAC（R/B、ローカル空調）			
53.	FCS 系			
54.	FCVS 系			
55.	非常用 DG			
56.	代替電源設備（GTG 等）			
57.	DGFO 系			
58.	原子炉格納容器			
59.	原子炉再循環制御系（RRS）、（FDWC）			
60.	原子炉蒸気系（主蒸気逃がし安全弁、ADS 系含む）			
61.	IA 系			
62.	AC 系			
63.	HPIN 系			
64.	直流電源設備			
65.	バイタル交流電源設備			
66.	計測制御用電源設備			
67.	APRM、SRNM、RPS			
68.	プロセス放射線モニター（含む CAMS）			
69.	タービン主蒸気系			
70.	復水・給水系			
71.	放射性廃棄物処理系			

影響有の判断理由等記載欄

プラント安全設計への影響確認を実施する場合の確認点及び留意点

No. 11	火災防護対策設計
確認事項	<ul style="list-style-type: none"> ○ 当該工事により火災防護区画分離に影響を及ぼさないか。 ○ 火災の検知機能、緩和機能設備に影響を及ぼさないか。 ○ 新たな火災発生源を作り出していないか。
留意点	<p>【火災の発生防止機能に対する影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 発火性・引火性物質を内包する機器（油内包機器や水素内包機器）を追設する場合、漏えい防止対策・拡大防止対策が図られているか（溶接構造などの採用、堰等の設置）。また、漏えい防止・拡大防止対策に影響を与える設計となっていないか（既設の堰等に切り欠きができているか、堰内に機器を設置する等によって設計上考慮した堰容積に影響しないか 等） ○ 油内包機器・水素内包機器等の配置は、周囲の安全機能を有する設備からの十分な離隔や隔壁で仕切る等の配置上の考慮がされているか。 ○ 油内包機器、水素内包機器を設置する場所には換気設備（自然換気、機械換気）があるか。 ○ 水素が発生する可能性のある箇所には、中操にて検知可能な水素検知器の設置はあるか（バッテリーの追設等）。 ○ 火災防護対象設備の主要な構造材・保温材・建屋内装材は不燃性材料を使用するか。 ○ 内部溢水対策のシール材には難燃材が使用されているか。 ○ 建屋内に設置する変圧器・遮断器は絶縁油を内包しないものか。 ○ 火災防護対象ケーブルは、UL VW1 自己消火性/実証試験、IEEE383（光ケーブルはIEEE1202）延焼性実証試験に合格した難燃ケーブルを使用しているか。IEEE383 延焼性実証試験に合格しない同軸ケーブルを使用する場合は、電線管に布設した上で両端を耐火シール材でシール処理することとしているか。 ○ 新規設置する設備のうち可燃物（ケーブルトレイ、電源盤、油内包機器等）がある場合は、火災影響評価における火災荷重評価を確認しているか。 ○ 常設置する資機材等について可燃物が含まれている場合は、鉄製の箱に収容するなど火災発生・延焼のリスクを低減することとしているか。火災影響評価の火災荷重評価を確認しているか。 ○ 避雷範囲に設置しているか。 <p>【火災の感知・消火機能に対する影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 安全機能を有する設備を設置するエリアに、異なる2種類の感知器を設置しているか。 ○ 設置する感知器はアナログ機能を有するものを使用しているか。万一、設置環境等を考慮するとアナログ機能を持たない感知器を設置の方が適切な場合、誤作動防止対策をとっているか。

- 火災によって煙が充満する小部屋には全域放出方式の固定式ガス消火設備を設置するか。当該消火設備は、自動起動及び中操からの遠隔手動起動、現場での手動起動のそれぞれの機能を有しているか。
- 固定式ガス消火設備を設置されていない区画に新たな可燃物を設置する場合、可燃物評価を行い、消火器で消火できることを評価しているか。（ケーブルトレイ、大型電源盤、油内包機器の場合は固定式消火設備の追設が必要となる）
- 原子炉建屋通路部に新たにケーブルトレイや電源盤、油内包機器を設置する場合は、局所消火設備を設置するか。
- 全域放出方式の固定式消火設備を設置する場合、消火剤が漏えいしないようダンパを設置するか。火災の影響を受けないよう、消火区画とは別の区画に消火ポンベや制御盤等が配置されているか。
- 耐震 BC クラスの油内包機器と安全機能を有する機器が同じエリアにある場合、耐震 BC クラスの油内包機器は Ss 機能維持を確保できているか。
- 耐震 BC クラスの油内包機器を設置するエリアの隣接エリアに安全機能を有する機器がある場合、当該油内包機器の火災（地震随伴による複数同時火災）によっても安全機能を喪失しないことを影響評価しているか。影響評価の結果、安全機能を喪失する恐れがある場合は、当該油内包機器を Ss 機能維持確保するか、あるいは当該油内包機器を設置するエリアの固定式消火設備を Ss 機能維持確保することとしているか。
- 消火設備の破損、誤作動又は誤操作によっても安全機能を有する機器の機能を喪失しない設計となっているか。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作による溢水の影響についても確認できているか。
- 地震随伴火災を想定した場合、止水処理箇所が火災によって損傷を受けることを考慮しているか。
- 系統分離のために設置する固定式消火設備は、独立性を有する設計（動的機器（選択弁やポンベ元弁）の単一故障を想定しても機能を喪失しない）となっているか。
- 溢水防護においてハッチや階段室を開放する場合等、開口部が消火設備の消火能力に影響する恐れが無いか評価・対策されているか。
- ガス消火ノズルや消火器、消火栓、蓄電池照明、感知器、排煙設備の近傍に感知・消火能力、消火活動に支障となるような設備が設置されていないか。

【火災の影響軽減機能に対する影響】

以下については、柏崎刈羽 6 / 7 号のように、3 時間以上の耐火能力を有する隔壁によって火災区域を分離することを基本に留意事項をまとめる。

火災防護に係る審査基準に示されている「水平離隔距離 6 m 以上の確保及び自動消火設備の設置」「1 時間耐火隔壁による分離及び自動消火設備の設置」によって火災区域を分離する場合は、この限りではない。

- 安全機能を有する機器等を設置する火災区域の分離は、3 時間以上の耐火能力を有

	<p>する隔壁である耐火壁・防火扉・防火ダンパ・貫通部耐火処理等によって分離されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 火災区域内に別の区分の機器・盤・ラック・ケーブルを設置する場合、当該機器・盤・ラックは3時間耐火ラッピングによる分離することとしているか。ケーブルについては、布設されている電線管又はケーブルトレイを3時間耐火ラッピングすることとしているか。 ○ 上記の耐火壁・隔壁・ラッピングの3時間耐火性能を毀損するような工事内容となっていないか。 ○ 中操の盤について、同一の盤に異区分の機器を設置する場合は、実証試験で30分の耐火性能が確保された処置（金属板による隔離、ケーブルの金属フレキへの布設、スイッチなどの離隔距離の確保等）がなされているか。 ○ 中操の床下について、異なる区分のエリア間にケーブルを布設する場合は、当該ケーブルの区分と異なる区分のエリアに布設する箇所については、1時間以上の耐火能力を有する耐火シートを巻き付けた電線管内または蓋付きケーブルダクト内に布設することとしているか。分離板を貫通する場合は、貫通部に対して1時間耐火処理を行うこととしているか。 ○ 格納容器内について、安全系区分Ⅰ・Ⅱの火災防護対象機器は6m以上の離隔距離を確保しているか。下部ドライウェル以外のケーブルについては電線管又は蓋付きケーブルトレイに布設しているか。 ○ SAケーブルとDBA（常用系含む）ケーブルが分離されているか。
事例	<ul style="list-style-type: none"> ○ 消防設備に影響を与える工事（排煙窓を塞ぐなど） ○ 火災防護設備が地震の波及的影響を与える工事（Sクラスサポートの流用など） ○ 火災区域、区画、部屋形状の変更（新規壁の設置・撤去、床ハッチの開放・閉鎖など） ○ 火災防護対象機器及びケーブルの移設、リルート ○ 常設可燃物（大型盤、計装ラック、ケーブルトレイ、油内包機器、蓄電池等）の新規設置、移設、除却
背景	<p>原子炉の高温・低温停止機能又は放射性物質貯蔵等の機能を有する設備、重大事故等対処設備、付帯するケーブル・関連計器・インターロック等は「火災防護対象設備」として設定され、これらが設置されている「火災区域」に対し、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減の観点から各種火災防護対策が講じられている。</p> <p>新設、改造工事によって、共通要因（火災）によって、異なる安全区分の機能が（多重化された系統）が同時に機能を喪失しないことの対策が講じられていること及び、安全機能を有する設備への波及的な影響がないこと（もしくは対策が講じられていること）を確認することが重要。</p>

No. 21	区分分離
確認事項	当該工事によりケーブル等電気設備の分離に影響を及ぼさないか。
留意点	<p>【分離】</p> <p>発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針にて要求している事項</p> <p>安全機能を有する構築物、系統又は機器は、同位又は下位の重要度(安全機能を有しないものを含む。)の構築物、系統又は機器の影響により所要の安全機能が阻害されないように、機能的な隔離若しくは物理的な分離又はこの両者の組合せが適切に考慮された設計であることが求められる。</p> <p>① 機能的隔離</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タイラインを有する系統間を弁の構成によって隔離すること。 ・ 計装系において絶縁増幅器等を系統間に介在させること。 ・ 電気系においてリレー・遮断器等を用いた隔離部分を設ける。 <p>② 物理的分離</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 適切な配置を保つこと。 ・ 物理的障壁(壁、せき等)。 <p>【物理的障壁の実例】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 火災防護として3時間耐火による分離が要求されており、3時間以上の耐火壁の追加設置およびケーブルラッピングを実施すること。(設置許可基準第8条) ○ IEEE384に記載されている離隔距離を確保することにより、設計基準事故対処設備の電路間及び設計基準事故対処設備の電路と重大事故等対処設備の電路とが火災により同時に機能喪失しないこと。(同第12条、第43条)。 <p>【その他障壁を貫通する場合の留意点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 溢水の防護区画による分離、気密要求を満足させるための分離等を考慮し、要求事項を毀損させないこと。
事例	<ul style="list-style-type: none"> ○ 中央制御室床下の安全系の区分の電路を跨ぐ等の不適切な布設状態のケーブルの例では、多重性を有した設計基準事故対処設備間の独立性や設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とが同時に機能喪失する可能性がある状態となり、原子炉の安全性を脅かす可能性があったことから、正しい安全系の区分にケーブルを布設し、多重性を有した設計基準事故対処設備及び設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とが同時に機能喪失に至らないよう障壁の機能を維持できるようケーブルを布設すること。
背景	<ul style="list-style-type: none"> ○ 原子力発電所は、多様性及び多重性により、単一故障が発生しても、原子炉の安全を確保する設計としている。したがって、共通要因故障による影響を防止する観点から、機能的障壁及び物理的分離を考慮する必要がある。

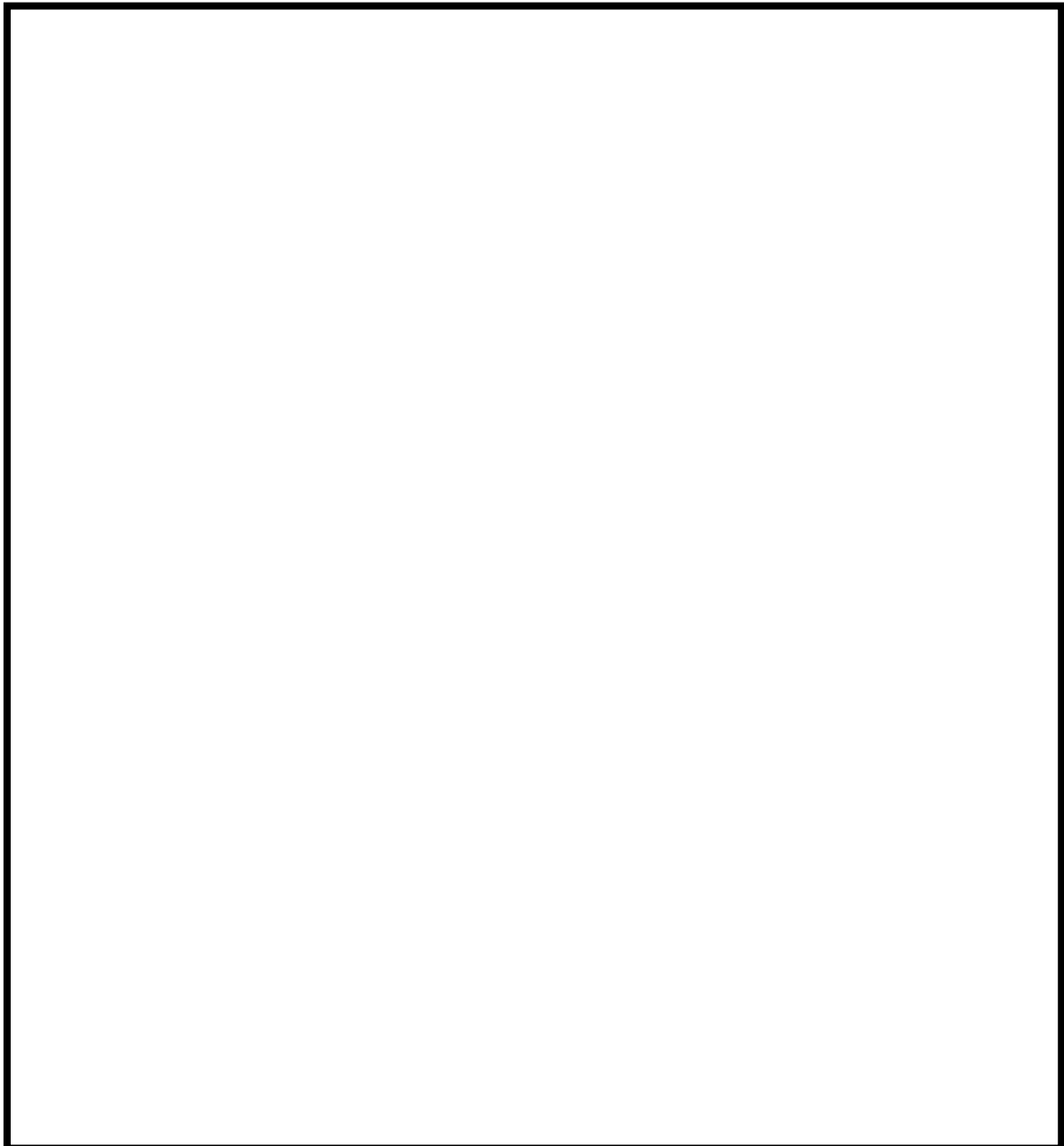
No. 22	ケーブル
確認事項	当該工事により、安全系ケーブルに影響を及ぼさないか。
留意点	<ul style="list-style-type: none"> ○ 電気を確実に通電できること。 <ul style="list-style-type: none"> ・許容電流値、事故電流値、ルート設計、ケーブル長、電圧降下値、曲げ半径値、占積率 ○ 想定する環境条件にて使用可能なこと。(必要に応じて環境認定エキスパートへ確認) <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準事故時及び重大事故等時に機能確保が必要なケーブルに対して耐放射線性能 ・屋外から引き込むケーブルの場合耐雷設計を確認 ○ ケーブルが共通要因故障を誘発しないこと。(必要に応じて火災防護対策設計、および電气的分離のエキスパートへ確認) <ul style="list-style-type: none"> ・火災の発生防止として難燃ケーブルの適用 (現場に可燃性ケーブルが布設されていないか) ・適切な区分に対する電路設定 (ケーブルの新たな跨ぎがないか。SA ケーブルと DBA ケーブル (常用系含む) が分離されているか) ・電路の耐震性能 ・障壁を貫通する場合の貫通部処理、障壁の追加設置の有無 (R/B、PCV、MCR の各気密バウンダリにおいて、確実にシール処理されているか) ○ ケーブル施工時点においては、以下を確認する必要がある。 <ul style="list-style-type: none"> ・解線時裸電部へ触れる際の感電防止、適切な区分の電路への布設状況、端末処理状況、適切な接続状況、絶縁抵抗測定、バンドマークと ECWD との適合状況
事例	<ul style="list-style-type: none"> ○ ケーブル布設準備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 難燃ケーブルを使用していること。(NTT が一般施設に布設する一般ケーブルは除外) ・ ケーブル布設工事の関係者は安全設備への波及影響に関する教育を受けていること。 ・ 電源ケーブルの場合、適切な保護が考慮されていること。(使用する容量計算等が適切に行われていること) ・ 工事共通仕様、工事監理員マニュアルの変更が周知されていること。 ・ 技術的に不明な点がある場合、電気機器Gまたは計測制御Gに相談すること。 ○ ケーブルルートの確認 <ul style="list-style-type: none"> ・ 布設するケーブルの区分を明確にしていること。 ・ ケーブルルート図があること。 ・ ケーブルルート図の作成責任箇所を明確にすること。 ・ 現場調査を行ってケーブルルート図を作成していること。 ・ ケーブルルート図は当社が承認し、請負者へ提示すること。 ・ ケーブルルート図のベース図面は最新版を使用すること。 ・ ケーブルルート図は報告書とともに保管すること。 ○ ケーブル布設工事 <ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブルを布設する際には他の設備に損傷を与えないように気を付けるよう指導す

	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブル布設中、又は布設後に当社が立会いを行うこと。記録に残すこと。 ・ 電線管で布設する場合、電線管がそのルート上でプラント設備の動作を妨げないことを現場確認していること。 ・ 電線管を新規に布設する場合、その電線管に識別表示をすること。 ・ プラントメーカーの施工要領書に対策事項が記載されていること。 ・ プラントメーカー以外の請負者の施工要領書において以下の主旨が記載されていること。 <ul style="list-style-type: none"> →指定された区分に布設する。指定されていない区分には布設しないこと。 →布設ルートを変更する際には工事主管箇所・工事監理員の確認を得ること。 ・ 跨ぎ是正（解消、リルート）の場合、エビデンスを確実に作成すること。 ・ 跨ぎ是正におけるアイソレは確実に作成されていること。 <ul style="list-style-type: none"> →多芯、光ケーブルの場合、関係する全ての芯線の用途を確認しアイソレをすること。 ・ ケーブルを解線・結線する際はケーブル解・結線チェックシートを用いること。（シートの作成だけでなく、現場で実際に利用して誤結線を防止すること） ・ ケーブルを不使用とする場合等、原則不要物（撤去ケーブルとその電線管）を撤去すること。 ・ ケーブルを残置処置する場合は、主管グループ、用途の識別を確実に施すこと。 <p>○ その他</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 構内の光ネットワークに関する光ケーブルの設備主管Gは電子通信グループ。 ・ IP ネットワークカメラに関する光ケーブルの設備主管Gは保全計測制御グループ。 ・ 中操床下ケーブルの是正を行う場合、工事終了を電気機器Gに連絡すること。 ・ ケーブルをトレイに布設する場合、トレイの占積率をチェックすること。 ・ 常用系トレイへの布設であっても、そのトレイ・サポートが区分トレイと共用している場合がある。その場合は常用系トレイの占積率にも注意する。
背景	<p>ケーブルについては、ケーブル単体に要求される能力の確認の他、要求される環境下で機能を確保できること、火災による共通要因を引き越さないことおよび施工時の留意点を守ることにより、原子力発電所として機能を確保できることになる。特に、関係する箇所が多く、電气的分離、耐雷設計、環境認定のエキスパートと共同する必要がある分野である。</p>

プラント安全設計の影響確認範囲

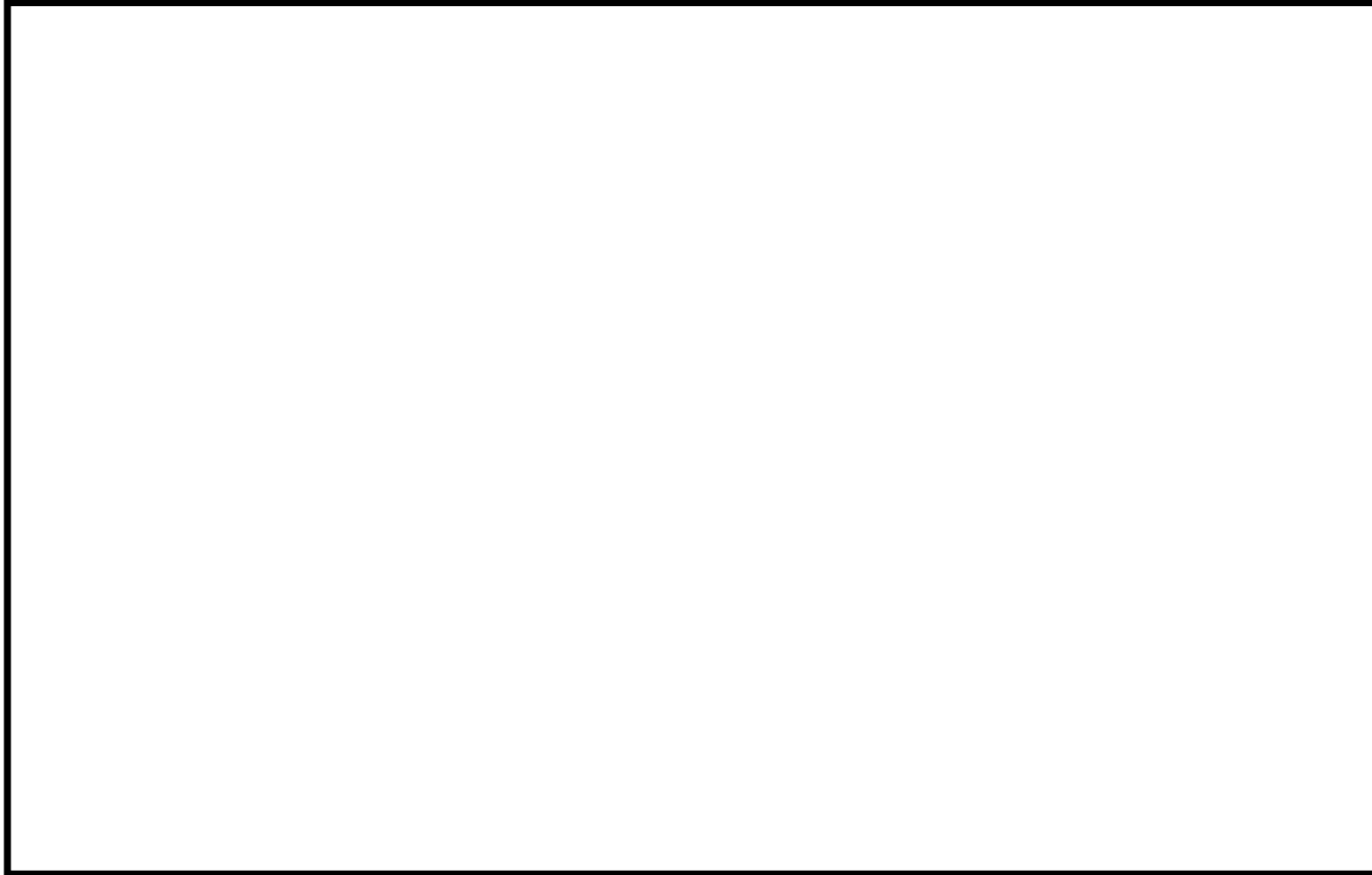
発電所内の保全区域内・管理区域内・開閉所・ケーブル洞道・緊急時対策所・SA 対策設備・MP・防火帯・アクセスルートに影響を及ぼす工事を実施する場合、プラント安全設計への影響確認を実施している。

以下に柏崎刈羽原子力発電所における影響確認範囲を示す。



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。

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。



モニタリングポスト配置図

以上

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉							
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷又は(b)燃料の大量の破損を引き起こす恐れのある構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器					
				原子炉再循環系ポンプ					
				配管, 弁					
				隔離弁					
				制御棒駆動機構ハウジング					
				中性子束計装管ハウジング					
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング					
				制御棒駆動機構カップリング					
				制御棒駆動機構ラッチ機構					
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心シュラウド, シュラウドサポート, 上部格子板, 炉心支持板, 制御棒案内管, 燃料集合体(但し, 燃料を除く。))	炉心シュラウド					
				シュラウドサポート					
				上部格子板					
				炉心支持板					
				燃料支持金具					
				制御棒案内管					
				制御棒駆動機構ハウジング					
				燃料集合体(上部タイププレート)					
				燃料集合体(下部タイププレート)					
燃料集合体(スベータ)									
直接関連系(燃料集合体)	チャンネルボックス								
1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))	制御棒		○					
		制御棒案内管		○					
		制御棒駆動機構		○					
		直接関連系(原子炉停止系の制御棒による系)	水圧制御ユニット(スクラムバ イロット弁, スクラム弁, アキュムレータ, 窒素容器, 配管, 弁)		○				
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒による系, ほう酸水注入系)	制御棒		○			
				制御棒カップリング		○			
				制御棒駆動機構カップリング		○			
				直接関連系(原子炉停止系の制御棒による系)	制御棒駆動機構		○		
				制御棒駆動機構ハウジング		○			
		ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ, 注入弁, タンク出口弁, ほう酸水貯蔵タンク, ポンプ吸込配管及び弁, 注入配管及び弁)		○					
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)	逃がし安全弁(安全弁開機能)		○			
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統((残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード), 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系, 逃がし安全弁(手動逃がし機能), 自動減圧系(手動逃がし機能))	残留熱除去系(ポンプ, 熱交換器, 原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁)		○			
直接関連系(残留熱除去系)	熱交換器バイパス配管及び弁				○				
原子炉隔離時冷却系(ポンプ, サプレッションバルブ, タービン, サプレッションバルブから注水先までの配管, 弁)				○					
直接関連系(原子炉隔離時冷却系)	タービンへの蒸気供給配管, 弁				○				
	ポンプ ミニムフローライン配管, 弁				○				
	サプレッションバルブストレーナ				○				
	復水貯蔵槽				○				
	復水貯蔵槽出口水源切換弁				○				
	ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管, 弁				○				
潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却供給配管				○					
高圧炉心注水系(ポンプ, サプレッションバルブ, 配管, 弁, 注入ヘッド)				○					
直接関連系(高圧炉心注水系)	ポンプ ミニムフローライン配管, 弁				○				
	サプレッションバルブストレーナ				○				
	復水貯蔵槽		○						
	復水貯蔵槽出口水源切換弁		○						
	ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管, 弁		○						
逃がし安全弁(手動逃がし機能)		○							
直接関連系(逃がし安全弁(手動逃がし機能))	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管		○						
	駆動用窒素源(アキュムレータ, アキュムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)		○						

共用・相互接続設備 抽出表

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	自動減圧系 (手動逃がし機能)		○		
			直接関連系 (自動減圧系 (手動逃がし機能))	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
				駆動用窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	○		
			残留熱除去系 (低圧注水モード) (ポンプ、サブレーションプール、サブレーションプールから注水先までの配管、弁 (熱交換器、イハースライン含む)、注水ヘッダ)		○		
			直接関連系 (残留熱除去系 (低圧注水モード))	ポンプ ミニマフローラインの配管、弁	○		
				サブレーションプールストレーナ	○		
			原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、サブレーションプール、タービン、サブレーションプールから注水先までの配管、弁)		○		
			直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	タービンへの蒸気供給配管、弁	○		
				ポンプ ミニマフローライン配管、弁	○		
				サブレーションプールストレーナ	○		
				復水貯蔵槽	○		
				復水貯蔵槽出口水源切換弁	○		
				ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁	○		
				潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○		
			高圧炉心注水系 (ポンプ、サブレーションプール、サブレーションプールから注水先までの配管、弁、注水ヘッダ)		○		
			直接関連系 (高圧炉心注水系)	サブレーションプールストレーナ	○		
		ポンプ ミニマフローライン配管、弁		○			
		復水貯蔵槽		○			
		復水貯蔵槽出口水源切換弁		○			
		ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管		○			
		自動減圧系 (逃がし安全弁)		○			
		直接関連系 (自動減圧系 (逃がし安全弁))	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○			
			駆動用窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	○			
		原子炉格納容器 (格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬入ハッチ、座部鉄筋コンクリートマット)		○		共用 (不活性ガス系 (MS-3))	
		直接関連系 (原子炉格納容器)	ダイヤフラムフロア	○			
			ベント管	○			
			スプレイ管	○			
			ベント管付真空破壊弁	○			
			逃がし安全弁排気管のクエンチヤ	○			
		原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟)		○		相互接続 (計装用圧縮空気系 (MS-3))	
		直接関連系 (原子炉建屋)	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	○			
		原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		○		共用 (不活性ガス系 (MS-3))	
直接関連系 (原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管)	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管、弁)	○					
主蒸気流量制限器		○					
残留熱除去系 (原子炉格納容器スプレイ冷却モード) (ポンプ、熱交換器、サブレーションプール、サブレーションプールからスプレイ先 (ドライヴェル及びサブレーションプール気相部) までの配管、弁、スプレイ・ヘッダ (ドライヴェル及びサブレーションプール))		○					
直接関連系 (残留熱除去系 (原子炉格納容器スプレイ冷却モード))	ポンプ ミニマフローラインの配管、弁	○					
	サブレーションプールストレーナ	○					
非常用ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)		○					
直接関連系 (非常用ガス処理系)	乾燥装置 (乾燥機能部分)	○					
	排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)	○					
可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁)		○					
直接関連系 (可燃性ガス濃度制御系)	残留熱除去系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)	○					
遮蔽設備 (原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)		○					
6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系						

共用・相互接続設備 抽出表

重要度分類指針			柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉						
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用／相互接続 あり	関連する別系統の 共用／相互接続 あり		
	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系の作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路		○			
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・非常用ガス処理系作動の安全保護回路		○			
				非常用所内電源系 (ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)		○	相互接続		
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系 (いずれも、MS-1関連のもの)	直接関連系 (非常用所内電源系)	燃料系 (軽油タンク～機関)		○		
					始動用空気系 (空気だめ～機関)		○		
					吸気系		○		
					冷却水系		○		
				中央制御室		○	共用 (下部中央制御室を除く)		
				中央制御室遮蔽			共用		
				中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンパ)		○	共用 (下部中央制御室の換気を除く)		
				原子炉補機冷却水系 (ポンプ、熱交換器、非常用系負荷冷却パイプ配管、弁)		○			
				直接関連系 (原子炉補機冷却水系)	タンク	○			
				原子炉補機冷却海水系 (ポンプ、配管、弁、ストレーナ (MS-1関連))		○			
				直接関連系 (原子炉補機冷却海水系)	ストレーナ (異物除去機能を司る部分) 取水路 (屋外トレンチ含む)	○			
直流電源系 (蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路)		○							
計測制御電源系 (蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路)		○							
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こす恐れはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出の恐れのある構築物、系統、および機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系 (いずれも、格納容器隔離弁の外側ののみ)	原子炉冷却材浄化系 (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)					
				主蒸気系					
				原子炉隔離時冷却系ケレン蒸気供給ライン (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)					
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む)	放射性気体廃棄物処理系 (活性炭式希ガスホールドアップ装置)					
				使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む)			共用	共用 (燃料プール冷却浄化系 (PS-3))	
				新燃料貯蔵庫 (臨界を防止する機能) (減速材流入防止堰又は新燃料貯蔵ラック)					
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取替機			共用		
				原子炉建屋クレーン			共用		
		直接関連系 (燃料取扱設備)	原子炉ウエル						
		2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分)				
残留熱除去系 (ポンプ、サブプレッションプール、サブプレッションプールから燃料プールまでの配管、弁)									
1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	直接関連系 (残留熱除去系)	ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サブプレッションプールストレーナ					
			放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)						
	2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	放射性気体廃棄物処理系 (OG系) 隔離弁						
			排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)						
			燃料プール冷却材浄化系の燃料プール入口逆止弁			共用			
			原子炉建屋原子炉棟						
			直接関連系 (原子炉建屋)	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			相互接続 (計装用圧縮空気系 (MS-3))		
			非常用ガス処理系						
	直接関連系 (非常用ガス処理系)	乾燥装置 (乾燥機能部分) 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)							

共用・相互接続設備 抽出表

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉						
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	<ul style="list-style-type: none"> 中性子束 (起動領域モニタ) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力 サブプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率 [低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 				
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし。					
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) の操作回路				
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであってPS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, 2以外のもの)	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管, 弁	計装配管, 弁				
				試料採取系配管, 弁				
				ドレン配管, 弁				
				ベント配管, 弁				
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ				
		3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの) 注) 液体廃棄物処理系 注) 現状では, 液体及び固体の放射性廃棄物処理系が考えられる。	サブプレッション・プール排水系 (サブプレッション・プール排水タンク)			共用 (サブプレッション・プール排水系)	
				復水貯蔵槽			相互接続	
				液体廃棄物処理系 (低電導度廃液系, 高電導度廃液系)			共用 (液体廃棄物処理系)	
				固体廃棄物処理系 (冷却材浄化系沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫)			共用 (固体廃棄物処理系)	
				新燃料貯蔵庫				
				新燃料貯蔵ラック				
		4) 電源供給機能 (非常用を除く)	タービン, 発電機及びその励磁装置, 復水系 (復水器を含む) 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所	発電機及びその励磁装置 (発電機, 励磁機)				
				直接関連系 (発電機及び励磁装置)	固定子冷却装置			
					発電機水素ガス冷却装置			
					軸密封油装置			
					励磁電源系			
						蒸気タービン (主タービン, 主要弁, 配管)		
直接関連系 (蒸気タービン)	主蒸気系 (主蒸気/駆動源)							
	タービン制御系							
	タービン潤滑油系							
				復水系 (復水器を含む) (復水器, 復水ポンプ, 配管/弁)				
直接関連系 (復水系 (復水器を含む))	復水器空気抽出系 (蒸気式空気抽出系, 配管/弁)							
				給水系 (電動駆動給水ポンプ, タービン駆動給水ポンプ, 給水加熱器, 配管/弁)				
直接関連系 (給水系)	駆動用蒸気							
		循環水系 (循環水ポンプ, 配管/弁)						
直接関連系 (循環水系)	取水設備 (屋外トレンチを含む)			共用	共用 (放水設備 (PS-3))			
		常用所内電源系 (発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外))						
		直流電源系 (蓄電池, 蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外))						
		計装制御電源系 (電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外))						
		500kV及び154kV送電線			共用			
		変圧器 (所内変圧器)						
		変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 工所用変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線)			共用			
直接関連系 (変圧器)	油劣化防止装置			共用				
	冷却装置			共用				
		開閉所 (母線, 遮断器, 断路器, 電路)			共用			

共用・相互接続設備 抽出表

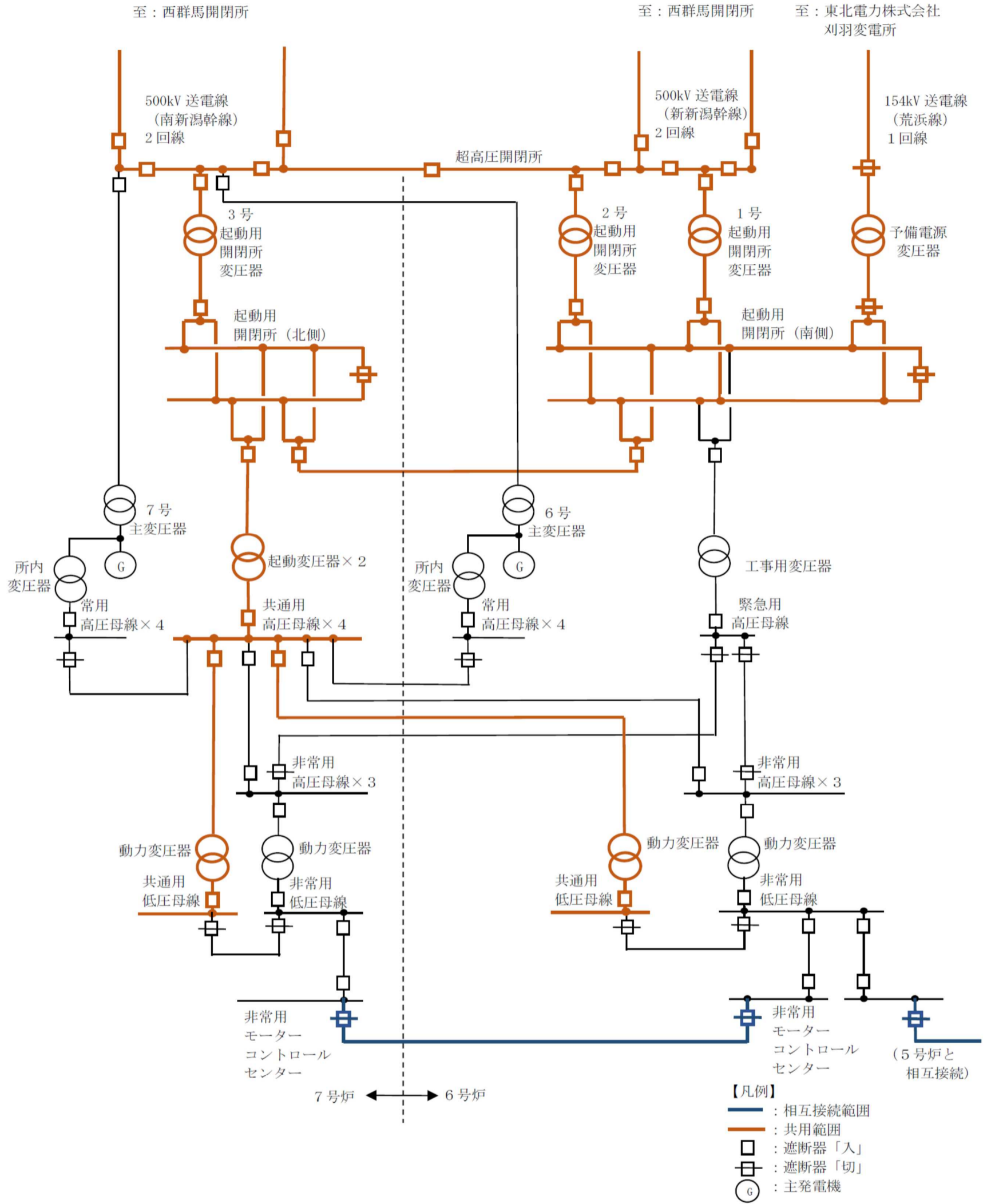
重要度分類指針			柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉							
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用／相互接続 あり	関連する別系統の 共用／相互接続 あり			
		5)プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く)	原子炉制御系、運転監視補助装置 (制御棒価値ミニマイザ)、原子炉格計装の一部、原子炉プラントプロセス計装の一部	原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む) ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装						
				6)プラント運転補助機能	補助ボイラ設備、計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備 (補助ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管/弁)			共用	
						直接関連系 (補助ボイラ設備)	補助ボイラ用変圧器から補助ボイラ給電部までの配電設備及び電路		共用	
						所内蒸気系及び戻り系 (ポンプ、配管/弁)			共用	
						計装用圧縮空気設備 (空気圧縮機、中間冷却器、配管、弁)			相互接続	
						直接関連系 (計装用圧縮空気設備)	後部冷却器			
							気水分離器			
						空気貯槽			相互接続	
						原子炉補機冷却水系 (MS-1) 関連以外 (配管/弁)				
						タービン補機冷却水系 (タービン補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)				
						直接関連系 (タービン補機冷却水系)	サージタンク			
						タービン補機冷却海水系 (タービン補機冷却海水ポンプ、配管/弁、ストレナ)				
						復水補給水系 (復水移送ポンプ、配管/弁)			相互接続	
						直接関連系 (復水補給水系)	復水貯蔵槽		相互接続	
2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中の放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管							
			上/下部端栓							
			タイロッド							
	2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系、復水浄化系	原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器、非再生熱交換器、ポンプ、ろ過脱塩装置、配管、弁)							
復水浄化系 (復水ろ過装置、復水脱塩装置、配管、弁)										
1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1.2とあいまって事象を緩和する構築物、系統及び機器	1)原子炉圧力上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)、タービンバイパス弁	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)							
			直接関連系 (逃がし安全弁機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管						
				駆動用窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)						
			タービンバイパス弁							
	直接関連系 (タービンバイパス弁)	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管								
		駆動用油圧源 (アキュムレータ、アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管、弁)								
	2)出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系 (再循環ポンプトリップ機能)、制御棒引抜監視装置	原子炉再循環制御系 ・制御棒引抜阻止インターロック ・選択制御棒挿入系の操作回路							
			制御棒駆動水圧系 (ポンプ、復水貯蔵槽、復水貯蔵槽から制御棒駆動機構までの配管及び弁)							
	3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系	直接関連系 (制御棒駆動水圧系)	ポンプサクションフィルタ						
			ポンプミニマムフローライン配管、弁							
			原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、タービン、復水貯蔵槽、復水貯蔵槽から注入先までの配管、弁)							
			直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	タービンへの蒸気供給配管、弁						
	ポンプミニマムフローライン配管、弁									
	潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管									
4)原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット								
		BWRには対象機能なし。								
MS-3	2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	免震重要棟内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所			共用				
			直接関連系 (免震重要棟内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	情報収集設備		共用				
				通信連絡設備		共用				
				資料及び器材		共用				
				遮へい設備		共用				
			試料採取系 (異常時に必要な下記の機能を有するもの、原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)							
			通信連絡設備 (1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)			共用				
			放射能監視設備			共用 (固定モニタリング設備、気象観測設備、焼却炉建屋排気筒放射線モニタ、焼却炉建屋放射線モニタ)				
			事故時監視計器の一部							
			原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射能監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明							

共用・相互接続設備 抽出表

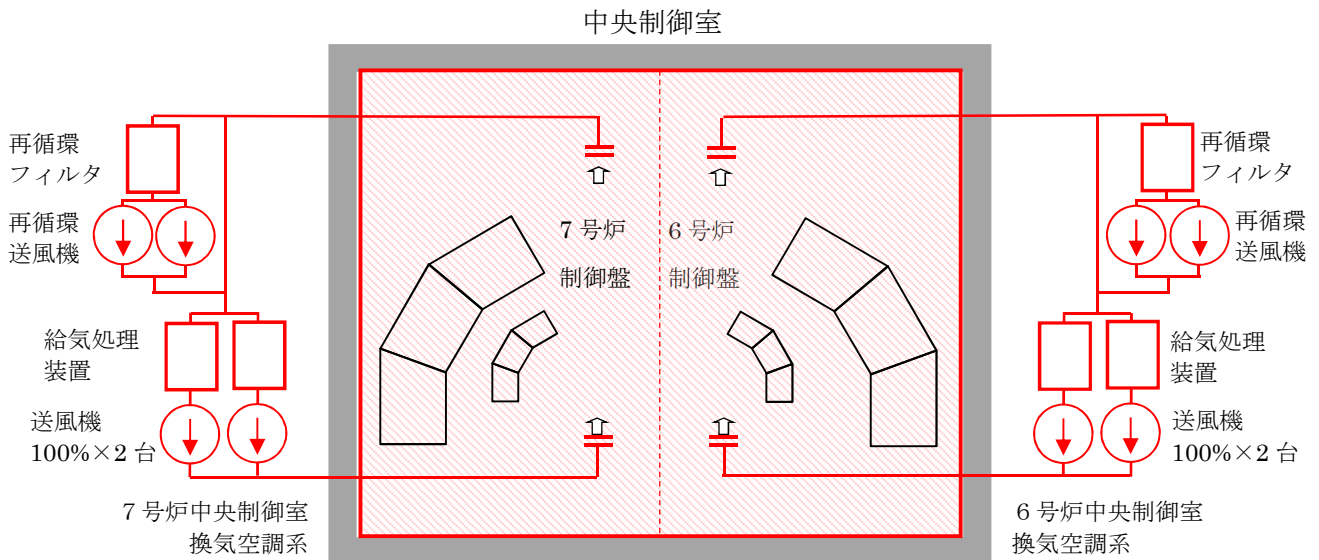
重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに ○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり
			消火系 (水消火設備, 泡消火設備)			共用	
			消火系 (二酸化炭素消火設備, 等)				
			直接関連系 (消火系)	圧力調整用消火ポンプ, 電動駆動消火ポン プ, ディーゼル駆動消火ポンプ		共用	
				ろ過水タンク		共用	
				火災検出装置 (受信機含む)			
				防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁 (消火 設備の機能を維持担保するために必要なも の)		共用	
			安全避難通路			共用	
			直接関連系 (安全避難通路)	安全避難用扉		共用	
			非常用照明			共用	

共用・相互接続設備 概略図

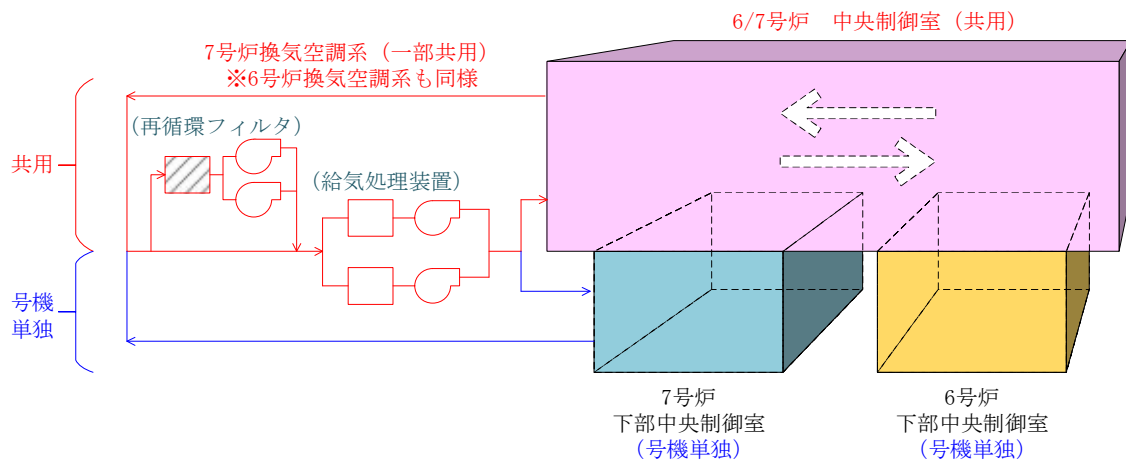
- (1) 非常用所内電源系, 500kV 及び 154kV 送電線, 変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線), 開閉所 (超高圧開閉所機器, 起動用開閉所機器, 154kV 開閉所機器)



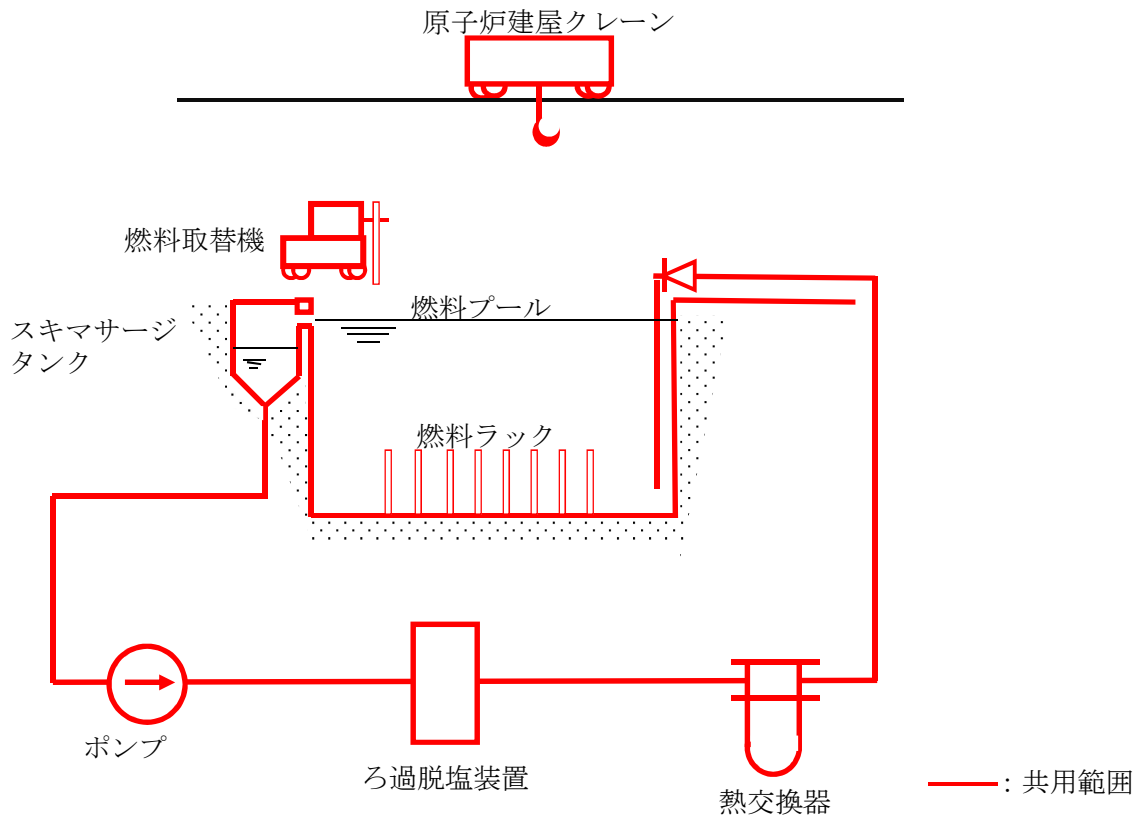
(2) 中央制御室（下部中央制御室を除く），
 中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）



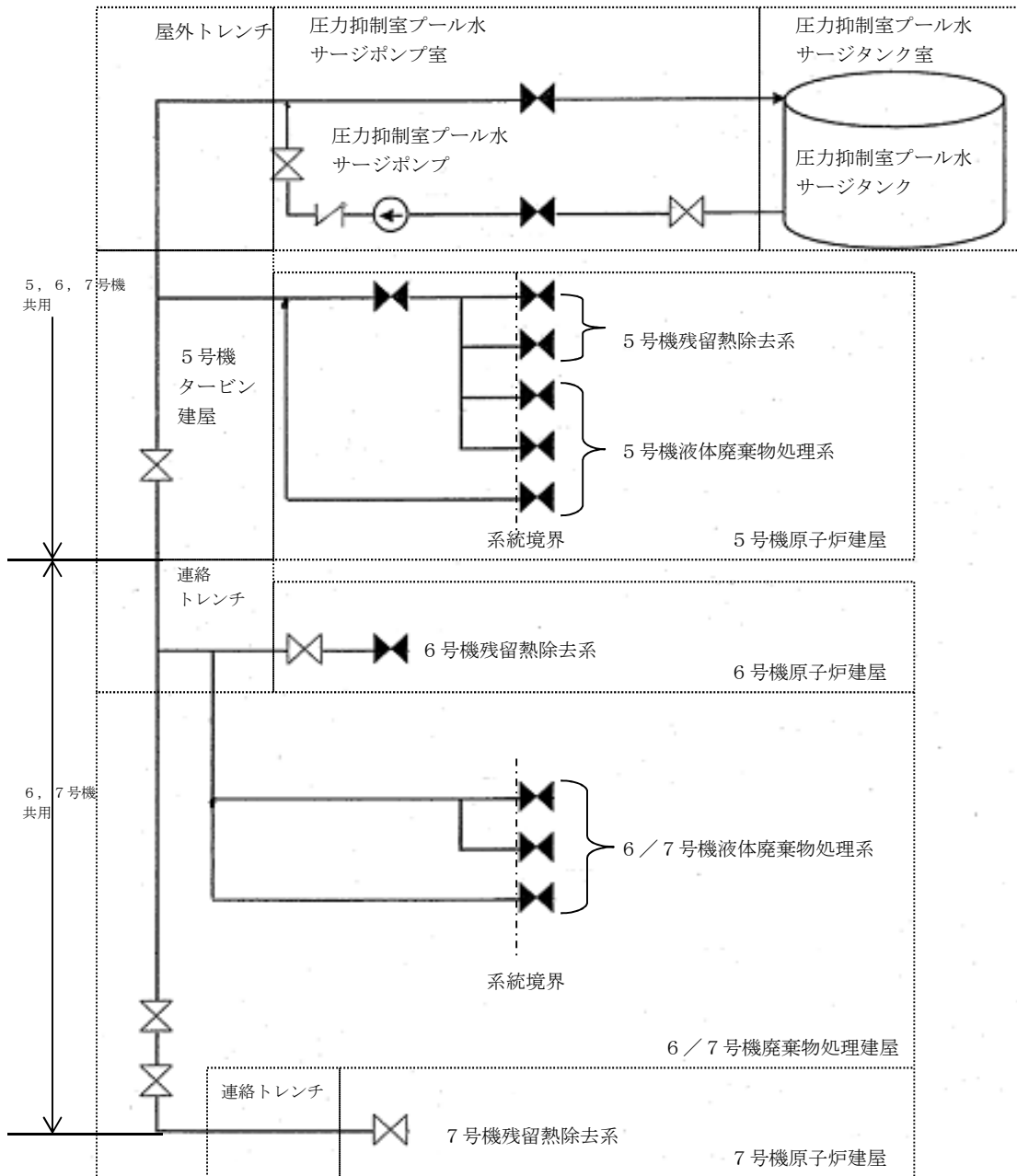
【補足】



- (3) 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む），燃料プール冷却浄化系，燃料取替機，原子炉建屋クレーン，燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁

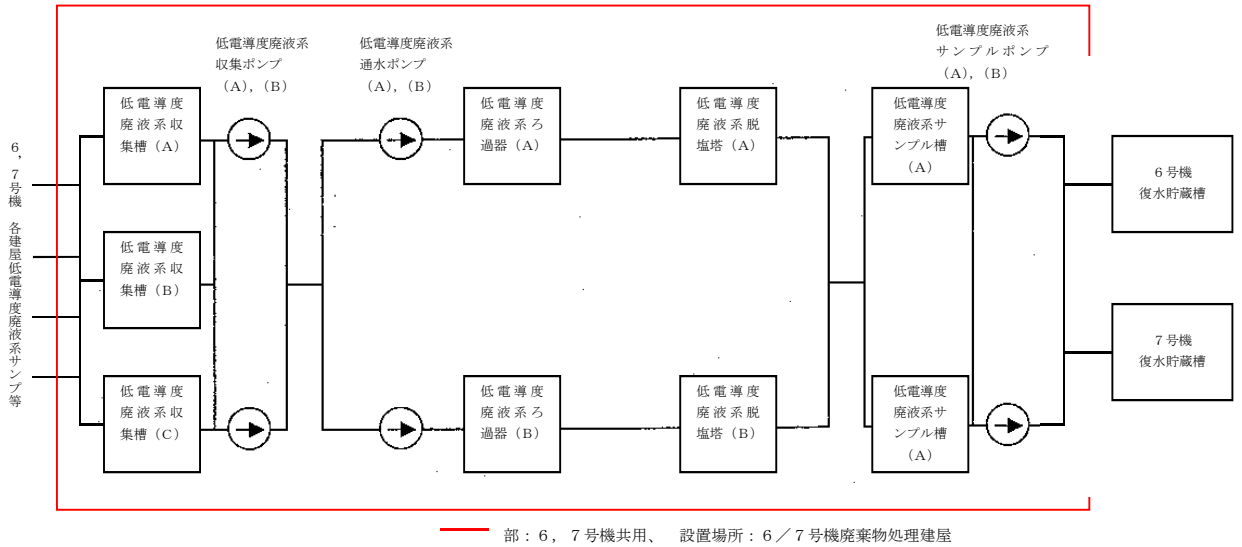


(4) サプレッション・プール水排水系

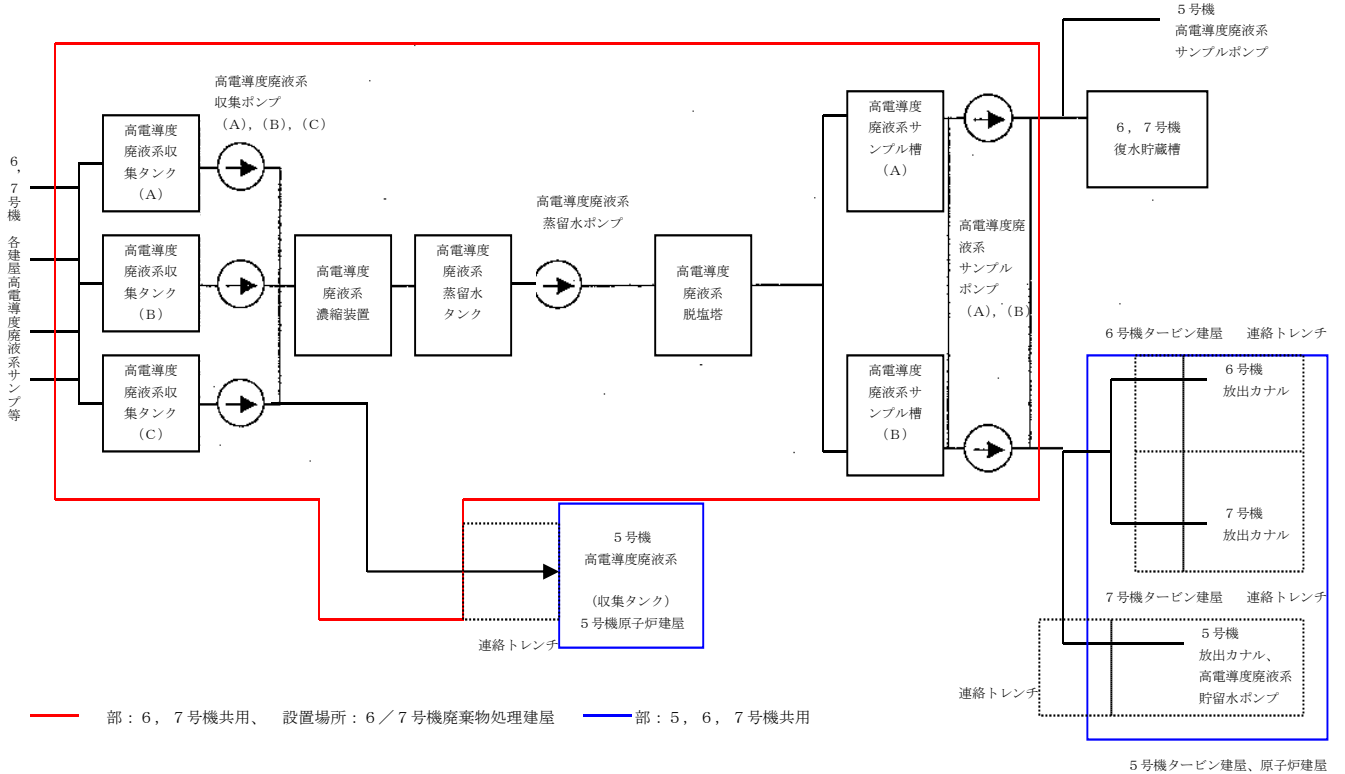


(5) 液体廃棄物処理系

低電導度廃液系



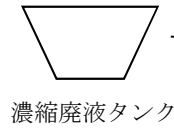
高電導度廃液系



(6) 固体廃棄物処理系

濃縮廃液系 (5号, 6号及び7号炉共用, 一部既設)

〔 高電導度廃液系
濃縮装置濃縮廃液 〕



固化装置

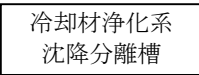
〔 5号, 6号及び
7号炉共用, 既 〕

固体廃棄物
貯蔵庫

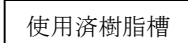
〔 1号, 2号, 3号, 4号,
5号, 6号及び7号炉
共用, 既設 〕

使用済樹脂系 (6号及び7号炉共用)

〔 原子炉冷却材浄化系
使用済樹脂
燃料プール冷却浄化
系使用済樹脂
復水浄化系復水ろ過
装置廃スラッジ
低電導度廃液系ろ過
装置廃スラッジ 〕



〔 復水浄化系
脱塩装置使用済樹脂
低電導度廃液系
脱塩装置使用済樹脂
高電導度廃液系
脱塩装置使用済樹脂 〕



雑固体廃棄物
焼却設備

〔 1号, 2号, 3号, 4号,
5号, 6号及び7号炉
共用, 一般既設 〕

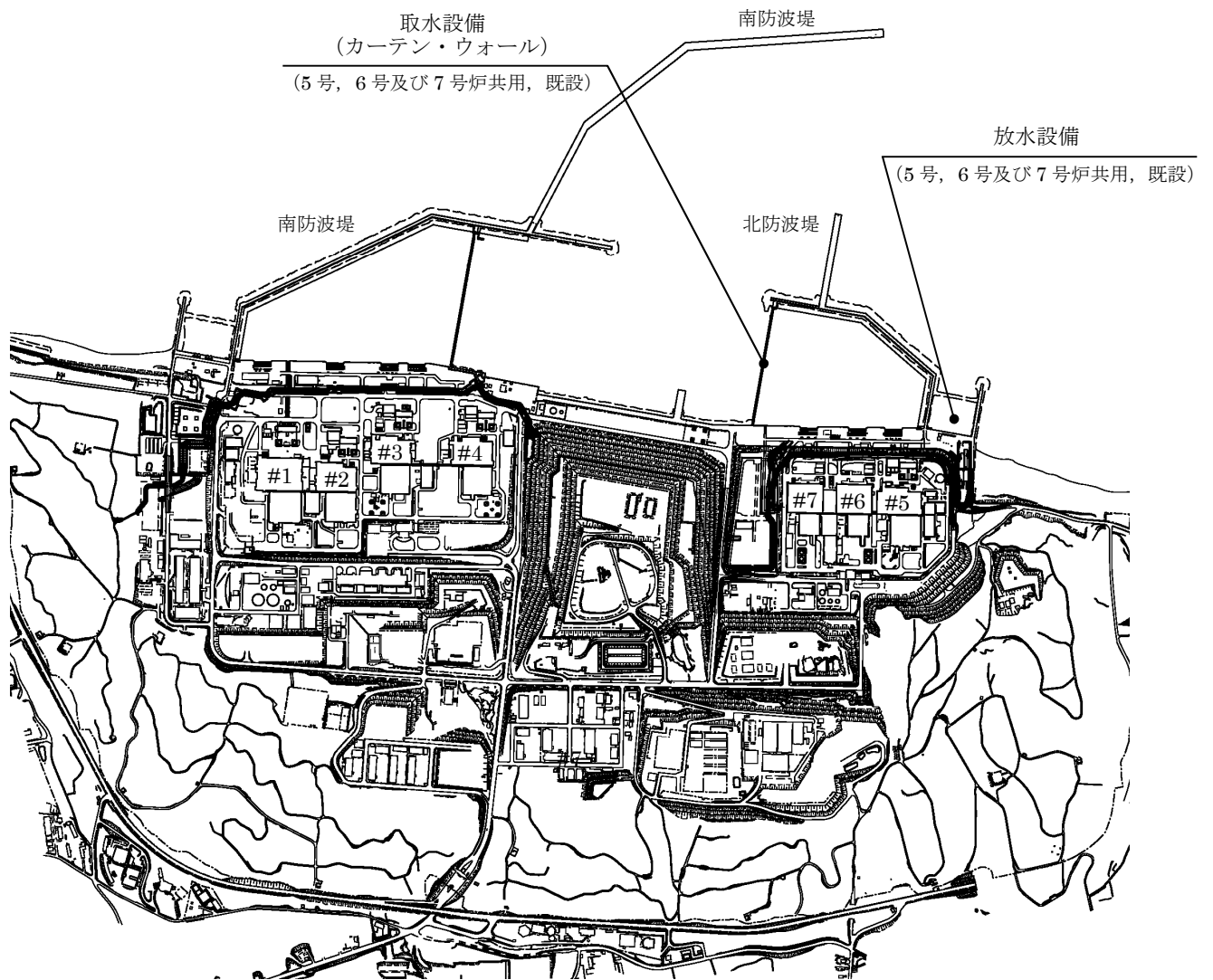
雑固体系 (可燃性雑固体廃棄物)

(不燃性雑固体廃棄物)

減容装置

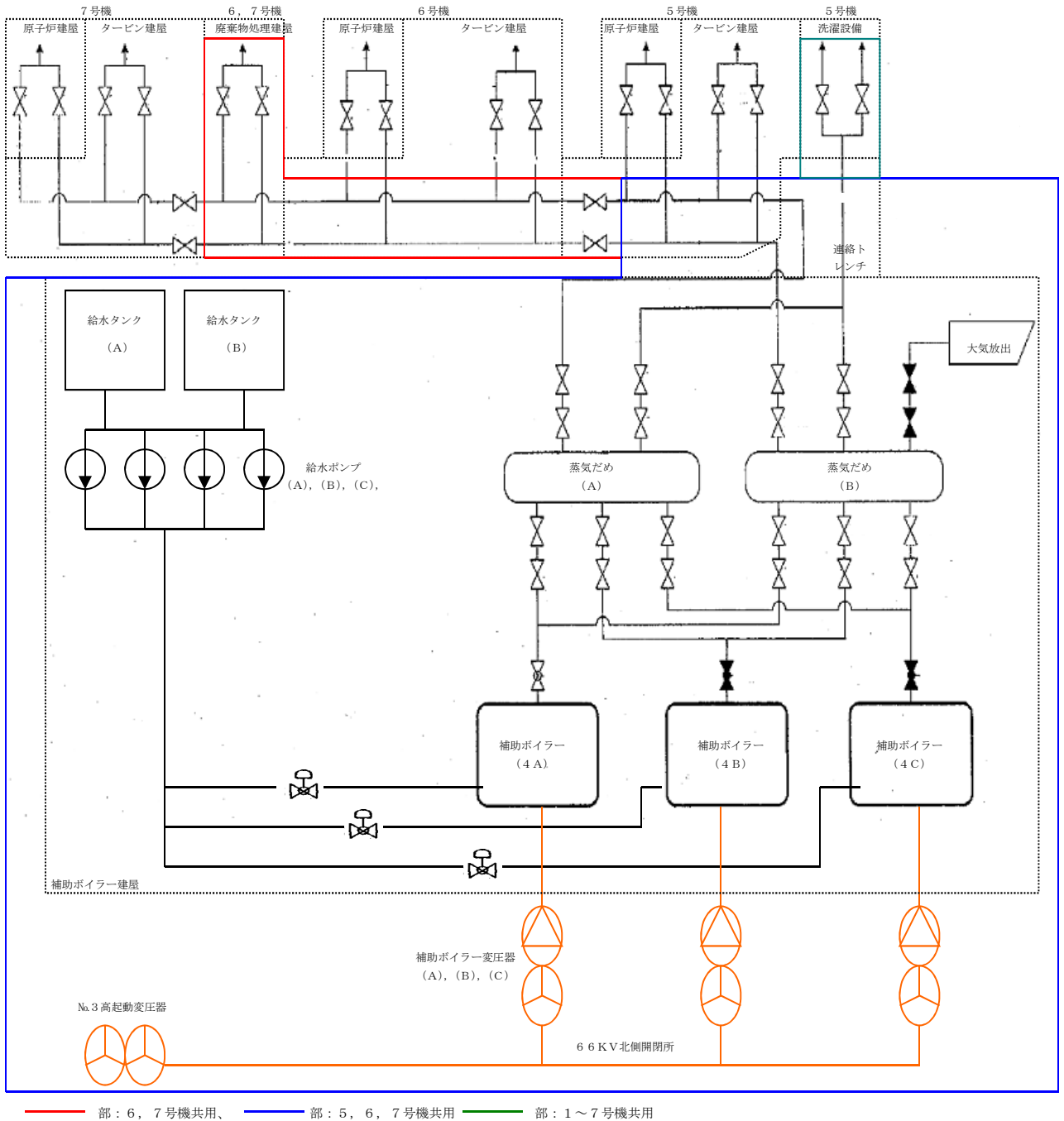
〔 5号, 6号及び7号
炉共用, 既設 〕

(7) 取水設備, 放水設備

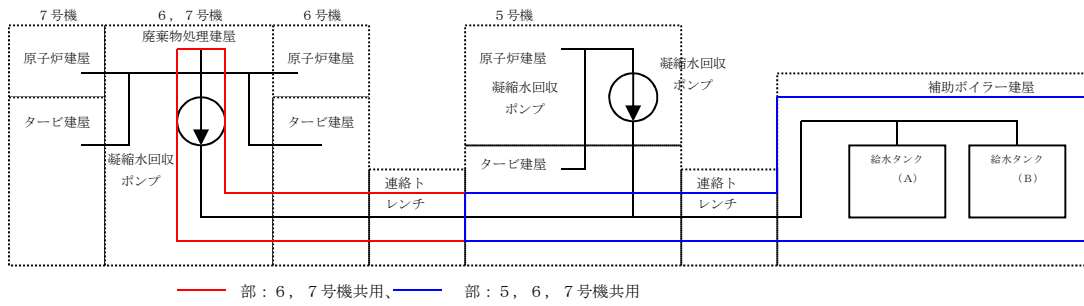


(8) 補助ボイラ，所内蒸気系及び戻り系

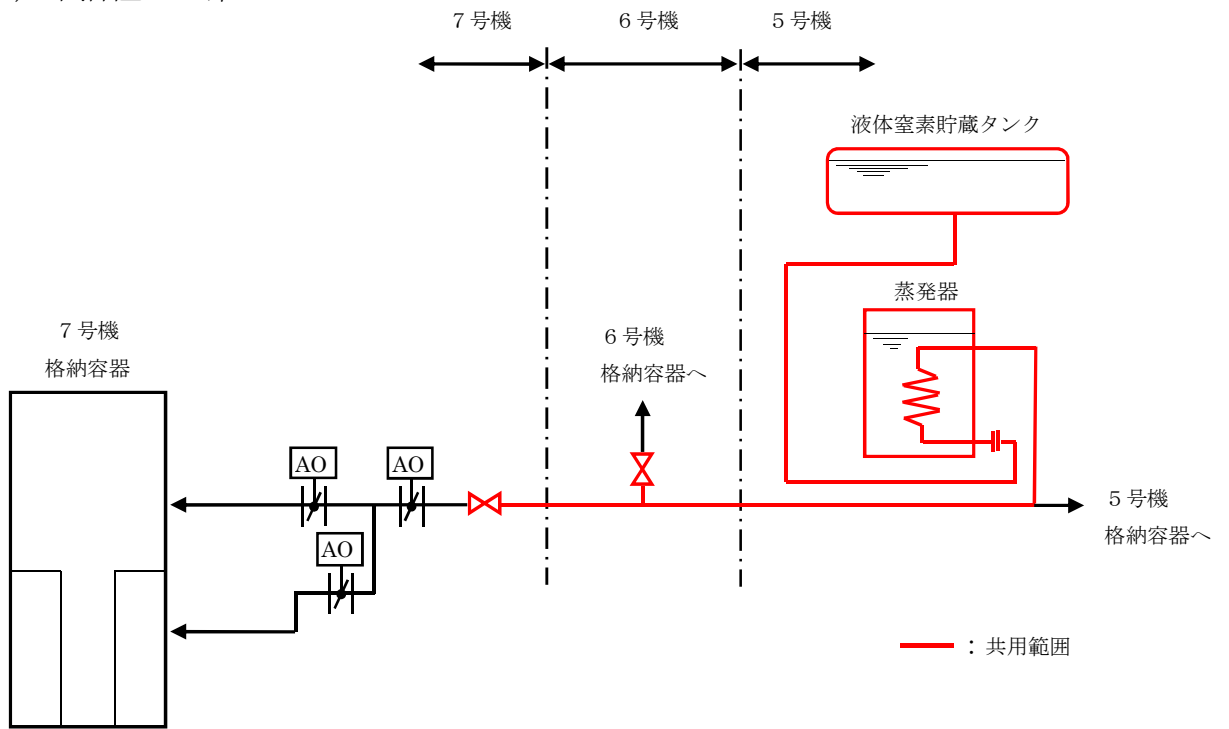
所内ボイラ及び所内蒸気系



所内蒸気戻り系



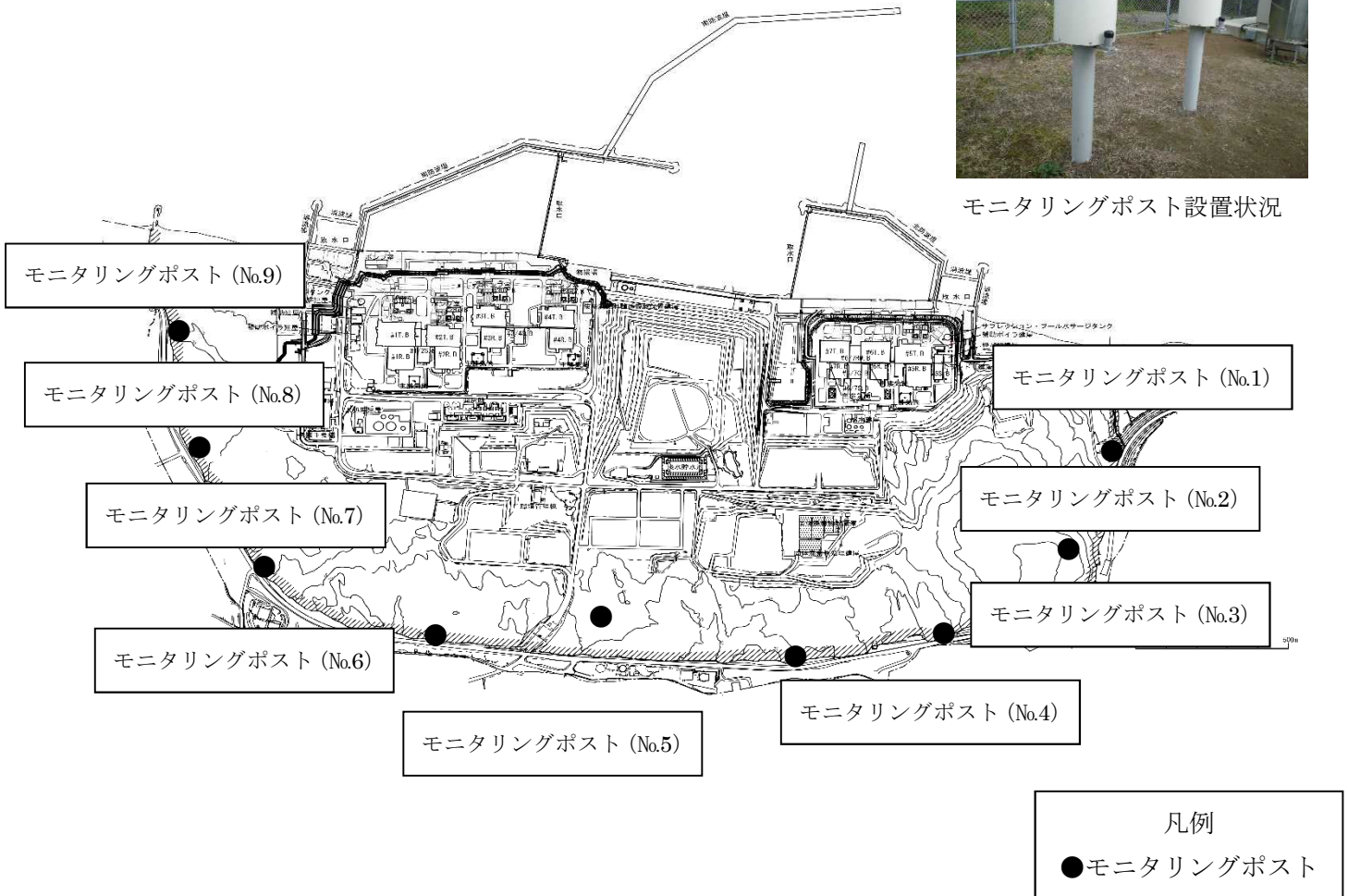
(9) 不活性ガス系



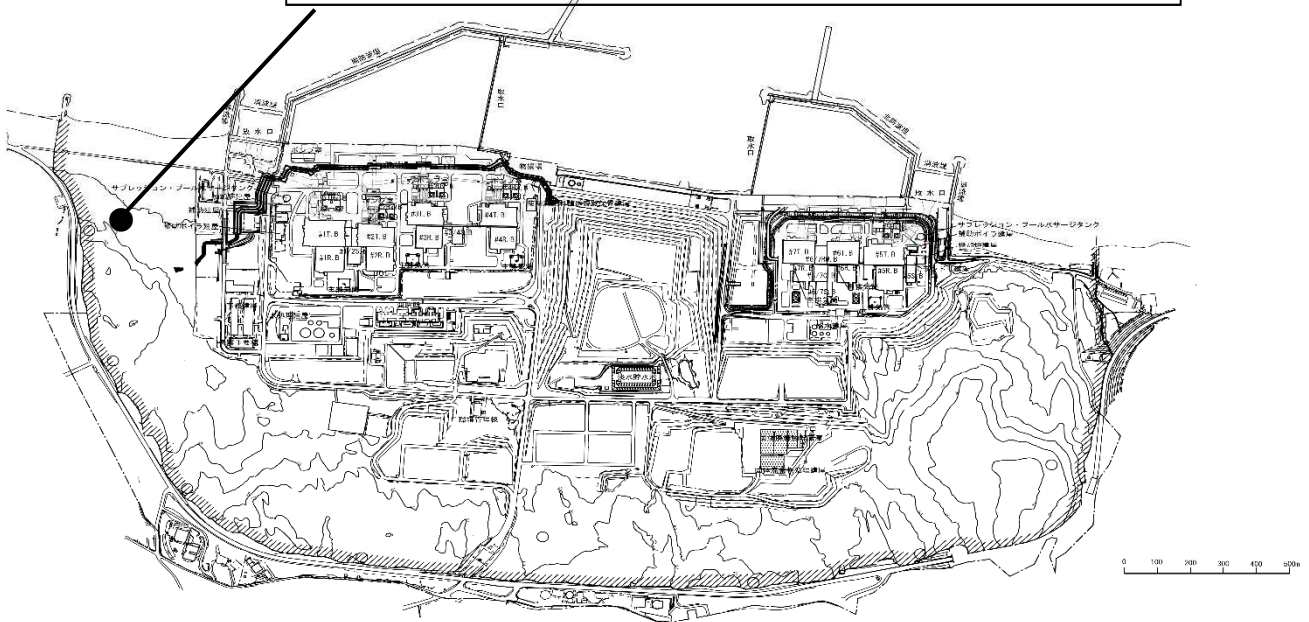
(10) 固定モニタリング設備



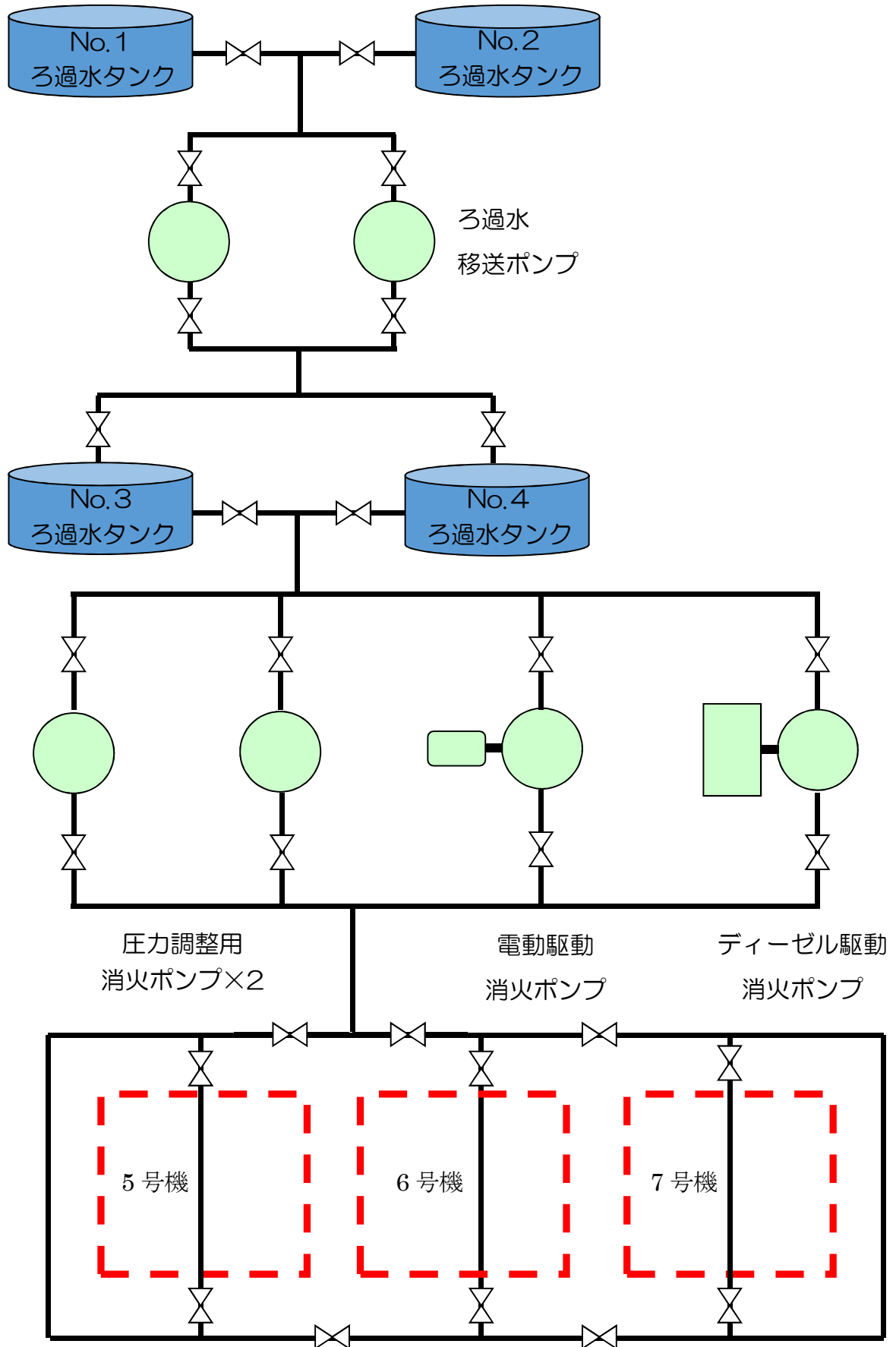
モニタリングポスト設置状況



(11) 気象観測設備

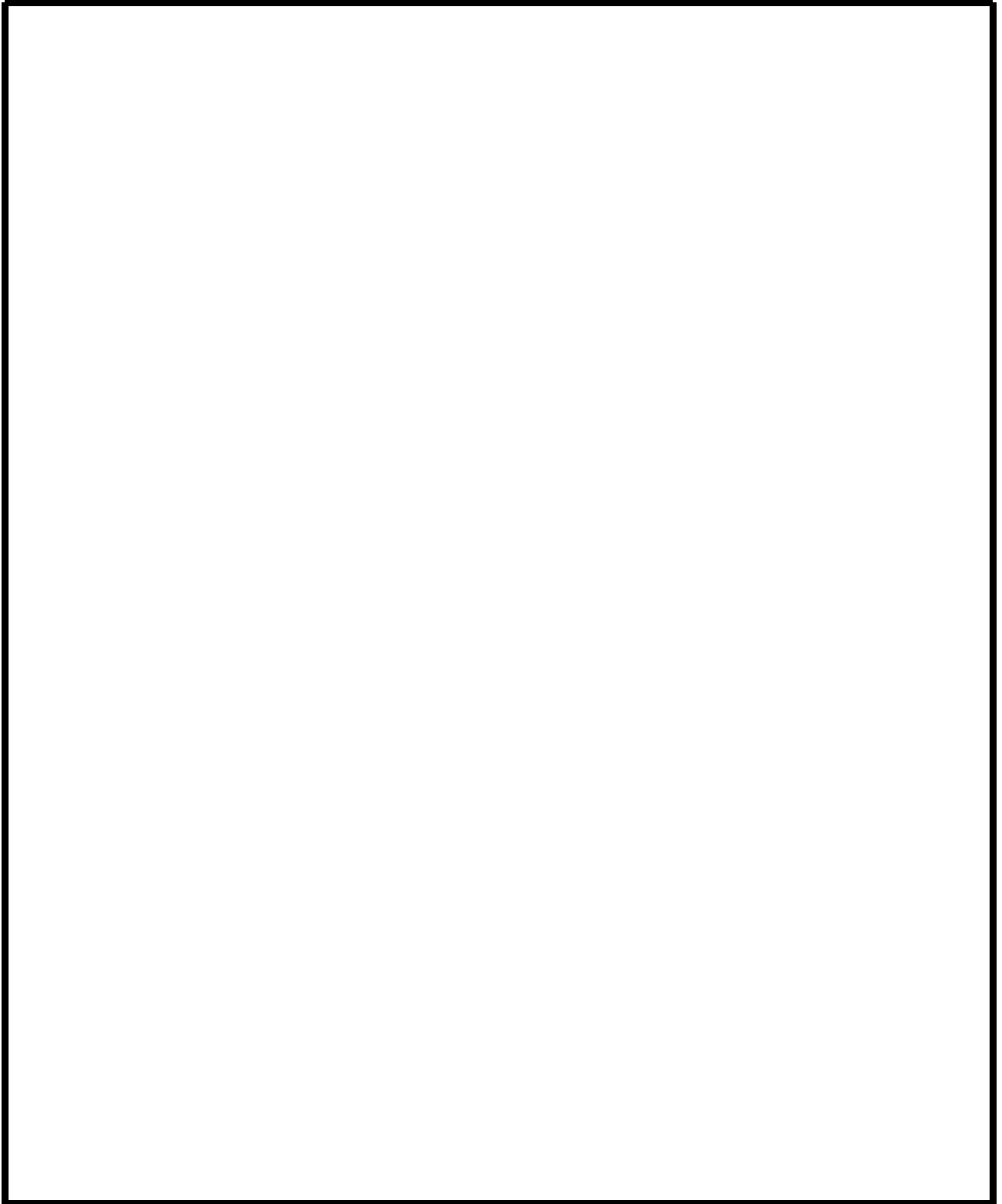


(12) 消火系

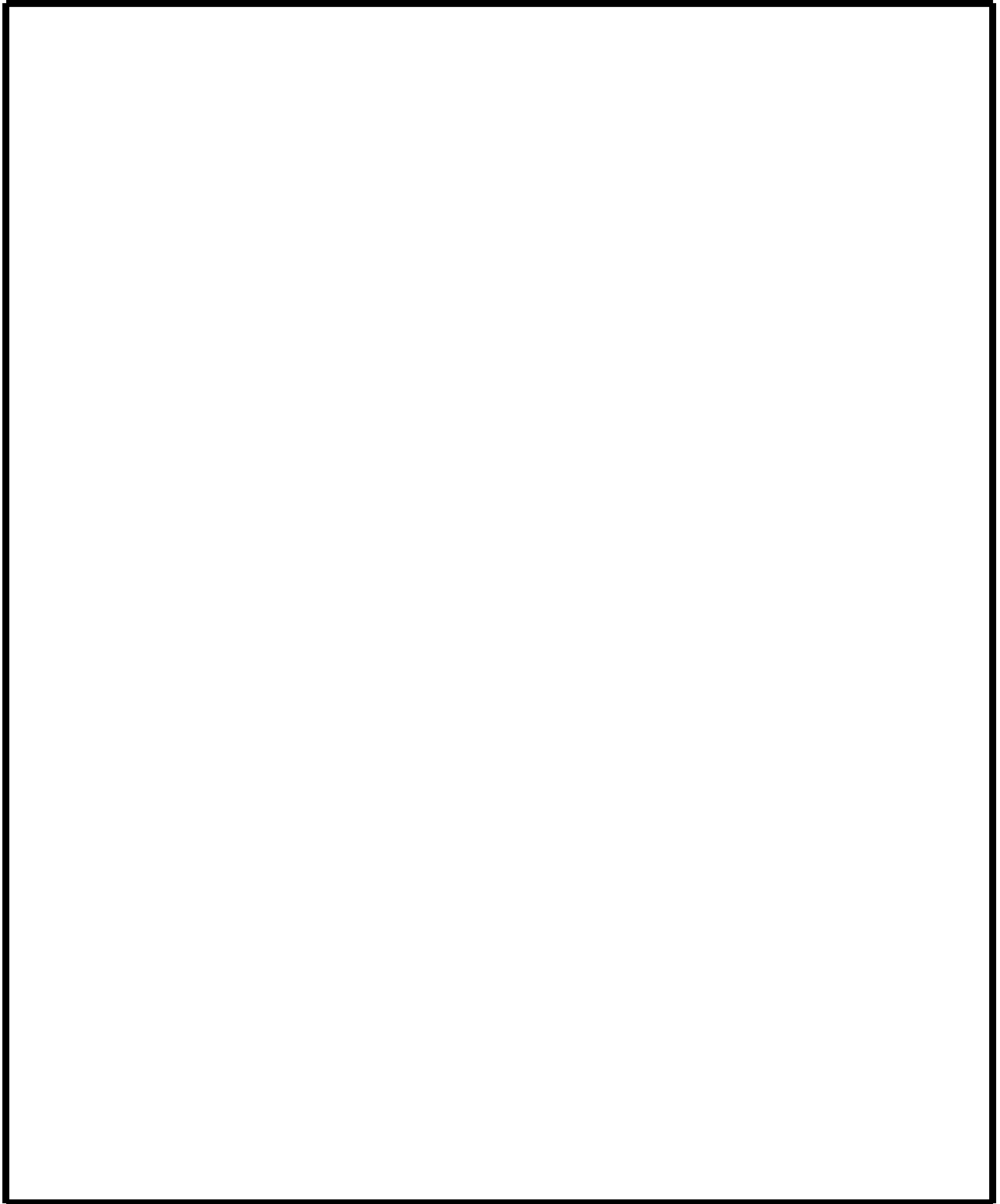


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

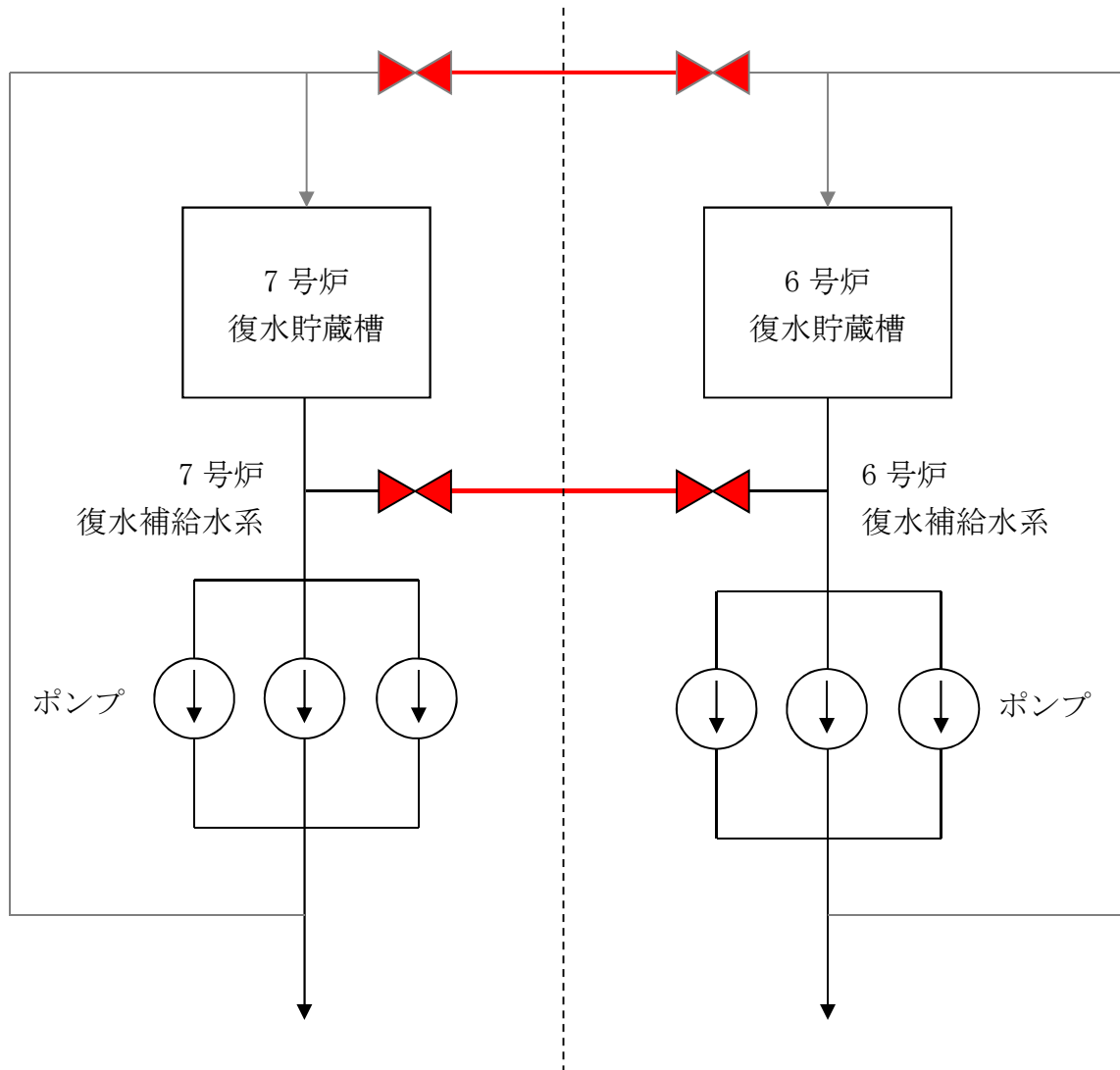
(13) 安全避難通路



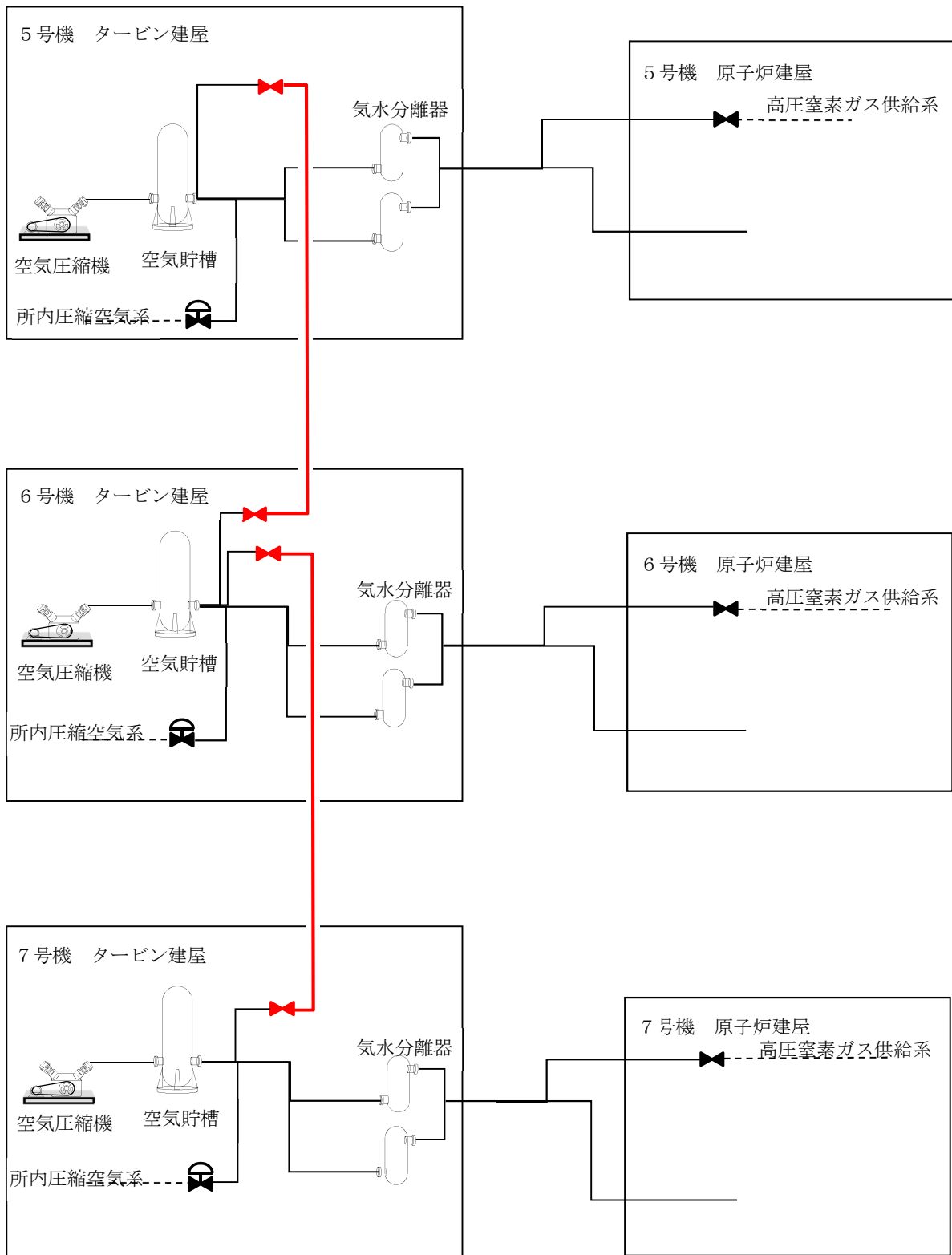
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(14) 復水貯蔵槽，復水補給水系



(15) 計装用圧縮空気系



■ : 相互接続部

第 14 条 全交流動力電源対策設備

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための基本方針
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間
 - 2.2 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
 - 2.3 電気容量の設定
 - 2.3.1 非常用の常設蓄電池の容量について
 - 2.3.1.1 非常用の常設蓄電池の運用方法について
 - 2.3.1.2 直流 125V 蓄電池 6A の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.3 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.4 直流 125V 蓄電池 6B の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.5 直流 125V 蓄電池 6C の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.6 直流 125V 蓄電池 6D の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.7 直流 125V 蓄電池 7A の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.8 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.9 直流 125V 蓄電池 7B の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.10 直流 125V 蓄電池 7C の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.11 直流 125V 蓄電池 7D の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.12 まとめ
 - 2.3.2 非常用の常設蓄電池の配置の基本方針
 - 2.3.2.1 非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性
3. 別添
 - 別添 1 蓄電池の容量算出方法
 - 別添 2 蓄電池の容量換算時間 K 値一覧
 - 別添 3 蓄電池の放電終止電圧
 - 別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方
 - 別添 5 所内蓄電式直流電源設備
 - 別添 6 計測制御用電源
 - 別添 7 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) から電源供給を開始する時間
 - 別添 8 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用, 手順説明資料
全交流動力電源対策設備

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

全交流動力電源喪失対策設備について、設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条において、追加要求事項を明確化する（第 1.1-1 表）。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条 要求事項

設置許可基準規則 第 14 条（全交流動力電源喪失対策設備）	技術基準規則 第 16 条（全交流動力電源喪失対策設備）	備 考
<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>，発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>，発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 適合のための基本方針

蓄電池（非常用）は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡した約12時間に対し、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備の動作に必要な容量を有する設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 直流電源設備の概要

非常用直流電源設備は、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、**静止型無停電電源装置**等であり、設計基準事故時に**非常用直流電源設備**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。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第2.1-1表及び第2.1-2表に、単線結線図を第2.1-1図及び第2.1-2図に示す。**蓄電池（非常用）**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。（計測制御用電源の単線結線図については、別添6参照）

なお、**蓄電池（非常用）**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電源供給する**蓄電池（常用）**を設けている。**蓄電池（常用）**は、125V 1系統（300Ah）及び250V 1系統（3,000Ah）を設けている。

(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、電源供給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（別添7参照）に電源供給を行うが、万一常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び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（電源車）から約12時間以内に電源供給を行う。**蓄電池（非常用）**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）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。

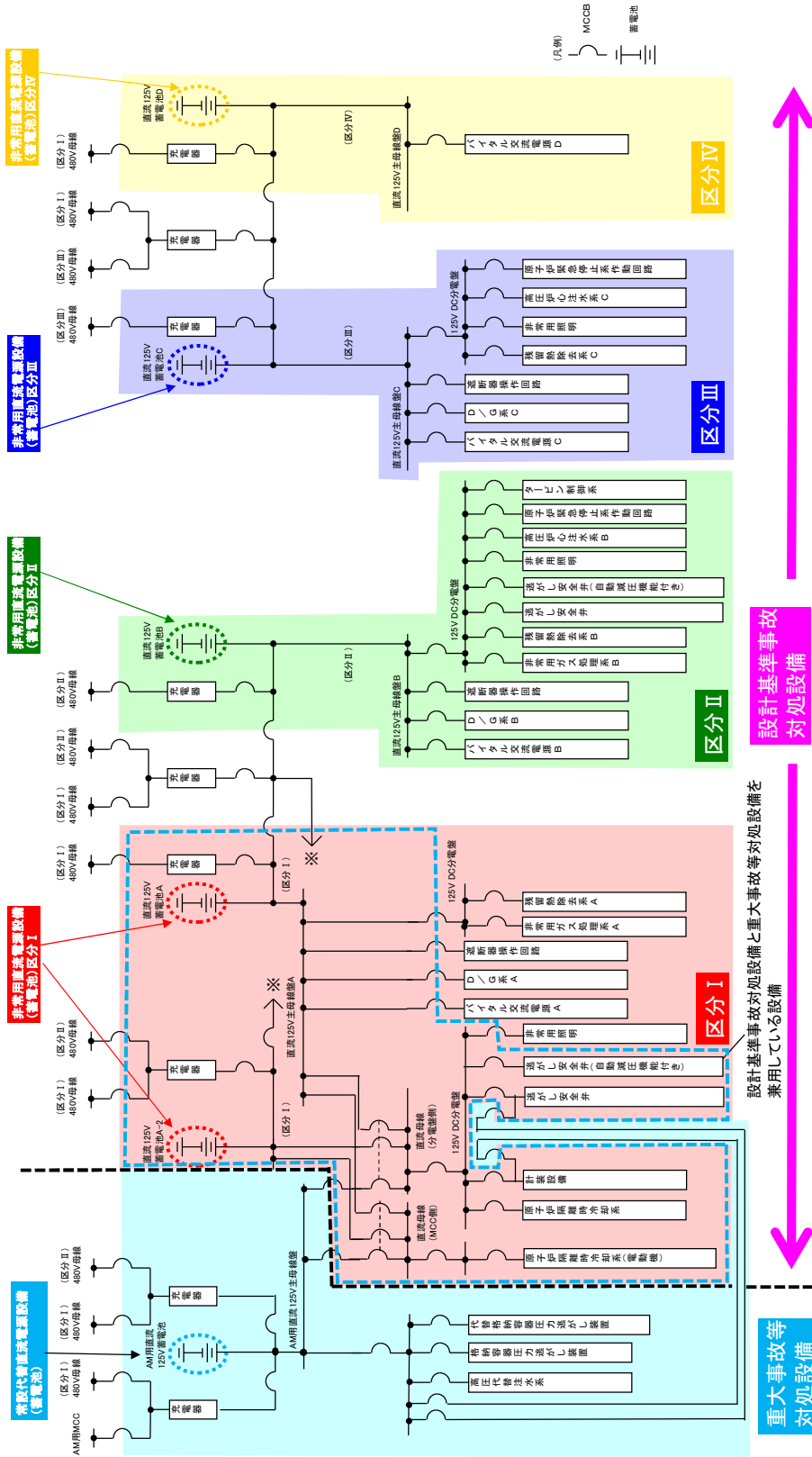
重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約24時間とする。（別添5参照）

第 2.1-1 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様 (6 号炉)

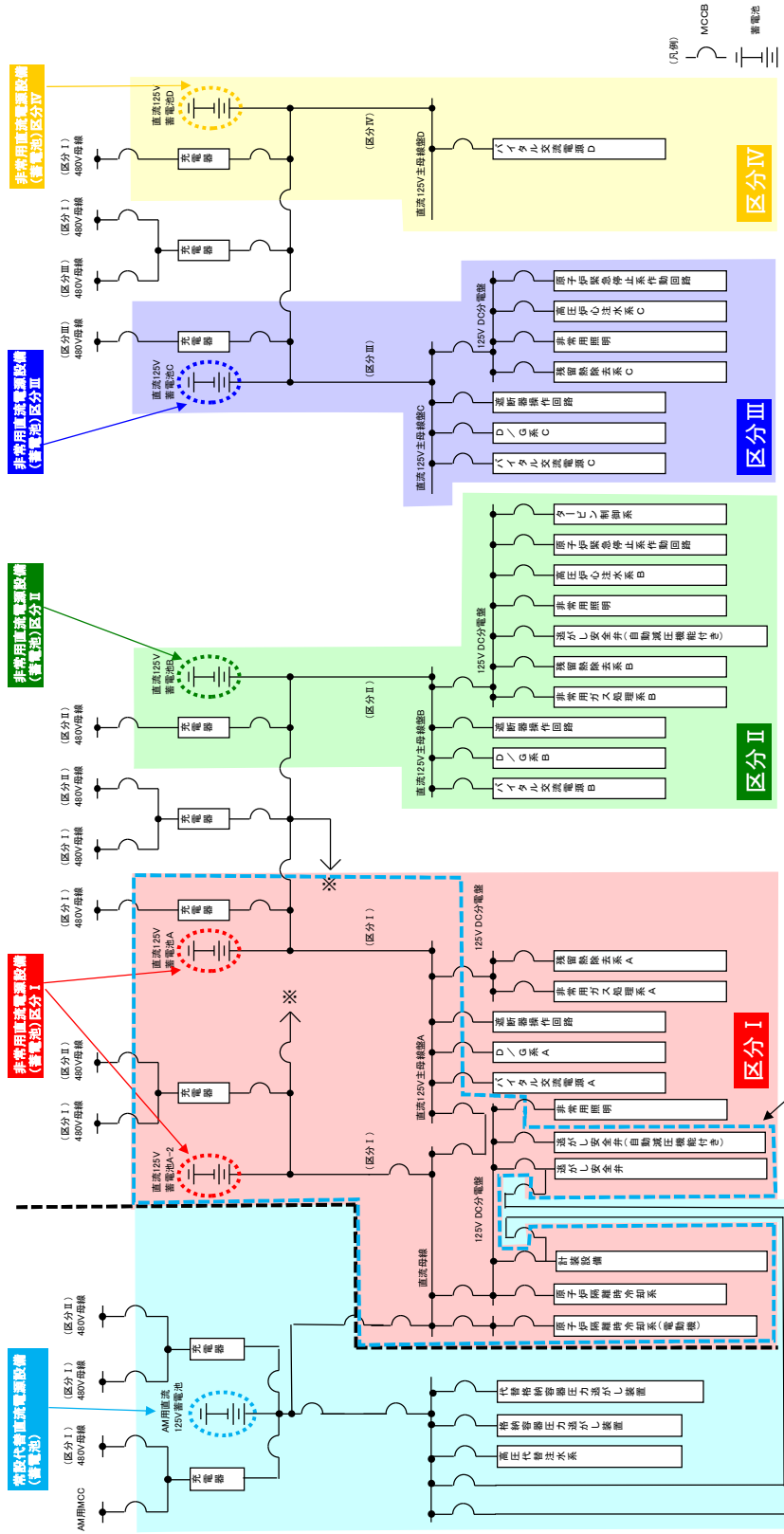
	設計基準事故対処設備				(参考) 重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 (区分 I)	直流 125V 蓄電池 6B (区分 II)	直流 125V 蓄電池 6C (区分 III)	直流 125V 蓄電池 6D (区分 IV)	AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号炉)
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6,000Ah (直流 125V 蓄電池 6A) 約 4,000Ah (直流 125V 蓄電池 6A-2)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 6B)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 6C)	125V 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)

第 2.1-2 表 非常用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				(参考) 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	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)		1 (直流 125V 蓄電池 7C 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7D 用) 1 (予備)		1 (AM 用直流 125V 蓄電池用) (7 号炉) 1 (予備)
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)		浮動 (常時)



第 2.1-1 図 非常用直流電源設備 単線結線図 (6号炉)



第 2.1-2 図 非常用直流電源設備 単線結線図 (7号炉)

重大事故等
対応設備
設計基準事故
対応設備

2.2 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力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 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失（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分間電源供給可能な設計とする。

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（第2.2-1表）

（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（第2.2-1表）

（火災防護対策設備、監視測定設備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な時間電源供給するため、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分まで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（第2.2-1表）

(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げ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、設置許可基準規則第 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 時間後まで (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えい検出、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、サブプレッション・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、サブプレッション・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 (第 2.2-1 表)

(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 分を経過した時点では、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可搬型代替交流電源設備 (電源車) から電源供給できる 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)

(第 2.2-1 表)

- (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⁾

(第 2.2-1 表)

(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(第 2.2-2 表，第 2.2-3 表)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)，ドライウエル雰囲気温度，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)(第 2.2-1 表)

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(第 2.2-1 表)

(下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備)

第 2. 2-1 表 非常用直流電源設備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	運転時の異常な過渡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
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	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	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	12時間以上
			23-9	格納容器内温度 サブレクション・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 サブレクション・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	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	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	-
			33-3	非常用ディーゼル発電機 制御回路	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	-	-	-

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
			35-2	衛星電話設備 (62-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
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	-	-

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	47-1	低圧代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
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	-	-	-	-

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	53-1	原子炉建屋水素濃度	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	53-2	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な水の供給設備	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)	DB/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	24時間以上	-	-	-	-
			58-6	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-7	格納容器内温度 ドライウエル 雰囲気温度	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
			58-8	サブプレッション・チェンバ気体温度	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-9	サブプレッション・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 サブプレッション・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	5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	-	-	-

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
			62-2	衛星電話設備 (35-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
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：ドライウエル

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を行う。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）から電源供給されるまでの約 70 分間は専用電源から電源供給可能な設計とする。
- ※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おおむ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、専用電源から電源供給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。

第 2.2-2 表 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 (S A)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (S A)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
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	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	
ドライウエル雰囲気温度	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ気体温度	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・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)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・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 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
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	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	

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	
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	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	

（凡例）

■：交流電源復旧後に使用する設備

第 2.2-3 表 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	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
サブプレッション・チェンパ気体温度	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
サブプレッション・チェンパ・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	
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

(凡例)

□ : 有効性評価のうち全交流動力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

(3) 全交流動力電源喪失時の電源供給の方法

直流 125V 蓄電池 A, A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から 24 時間電源供給が必要な直流設備に電源供給を行う場合, 各蓄電池の容量を考慮し, 下記のとおり直流 125V 蓄電池 A から A-2, 及び直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池にそれぞれ電源切替えを行う運用とする。

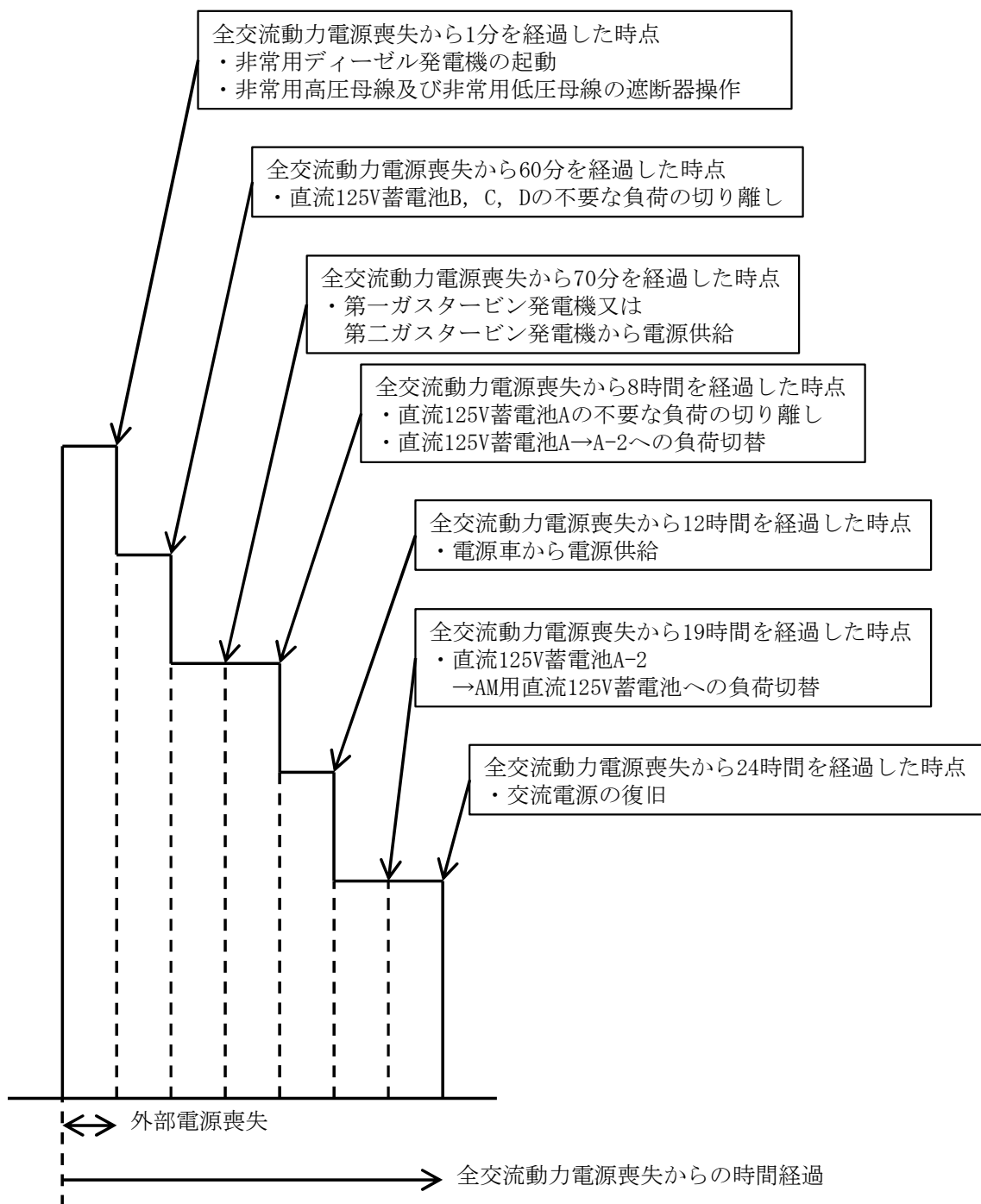
【全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点】

- ・ 直流 125V 蓄電池 A の不要な負荷の切り離し
- ・ 直流 125V 蓄電池 A→A-2 への負荷切替え

【全交流動力電源喪失から 19 時間を経過した時点】

- ・ 直流 125V 蓄電池 A-2→AM 用直流 125V 蓄電池への負荷切替え

全交流動力電源喪失直後から 24 時間を経過した時点までの直流電源供給方法と, 電源供給が必要な直流設備を第 2. 2-1 図に示す。



第 2. 2-1 図 全交流動力電源喪失後の各時間において発生する設備操作の時系列

2.3 電気容量の設定

2.3.1 蓄電池（非常用）の容量について

2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について

蓄電池（非常用）の運用方法は以下のとおり。

（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6A の不要な負荷の切り離しと、原子炉隔離時冷却系を含めた一部の負荷を直流 125V 蓄電池 6A-2 に切替えを行う。その後、直流 125V 蓄電池 6A 及び直流 125V 蓄電池 6A-2 を 4 時間以上使用する。

（区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6B の不要な負荷の切り離しを行う。その後、直流 125V 蓄電池 6B を 11 時間以上使用する。

（区分Ⅲ）

全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6C の不要な負荷の切り離しを行う。その後、直流 125V 蓄電池 6C を 11 時間以上使用する。

（区分Ⅳ）

全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で直流 125V 蓄電池 6D の不要な負荷の切り離しを行う。その後、直流 125V 蓄電池 6D を 11 時間以上使用する。

なお、上記は 6 号炉の例であるが、7 号炉でも同様の運用とする。

（容量計算の詳細については、別添 1, 2, 3, 4 参照）

2.3.1.2 直流 125V 蓄電池 6A の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 6A の負荷内訳

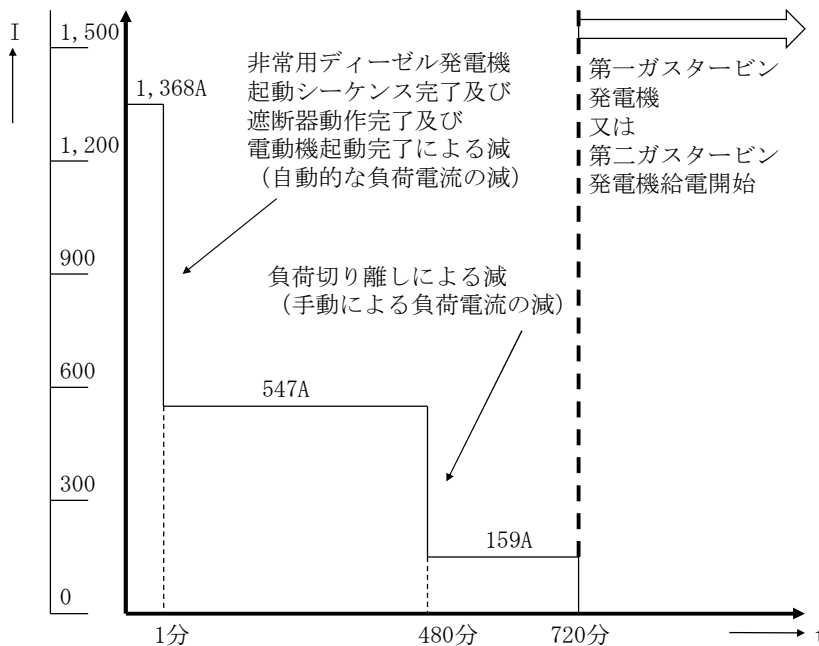
直流 125V 蓄電池 6A は、以下の第 2.3.1-1 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6A による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-1 図に示す。

第 2.3.1-1 表 直流 125V 蓄電池 6A 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分	480～720 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89	44.5	-
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113	56.5	-
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	220	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	946	446	159
合計 (A)	1,368	547	159

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路は重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-1 図 直流 125V 蓄電池 6A 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1,368) = 1,180\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1,368 + 8.69 \times (547 - 1,368)\} = 5,942\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1,368 + 12.20 \times (547 - 1,368) + 5.20 \times (159 - 547)\} = 5,820\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6A の蓄電池容量は 6,000Ah で問題ない。

2.3.1.3 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉)

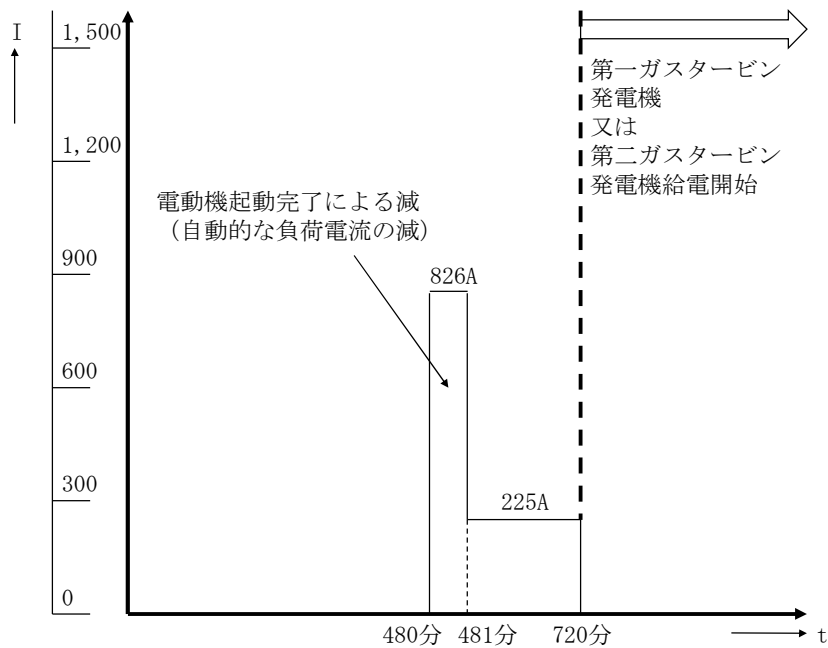
(1) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 6A-2 は、以下の第 2.3.1-2 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6A-2 による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-2 図に示す。

第 2.3.1-2 表 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷一覧表

負荷名称	480～481 分	481～720 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89	44.5
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113	56.5
その他の負荷 ^{※1}	624	124
合計(A)	826	225

※1：原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-2 図 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 826) = 1,880\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{6.20 \times 826 + 6.18 \times (225 - 826)\} = 1,759\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6A-2 の蓄電池容量は 4,000Ah で問題ない。

2.3.1.4 直流 125V 蓄電池 6B の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 6B の負荷内訳

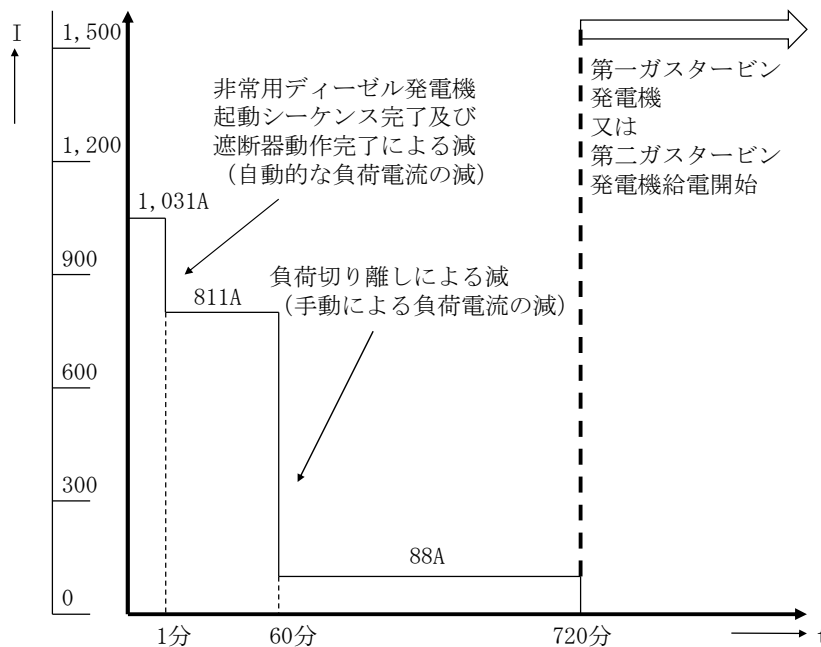
直流 125V 蓄電池 6B は、以下の第 2.3.1-3 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6B による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-3 図に示す。

第 2.3.1-3 表 直流 125V 蓄電池 6B 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～720 分
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	220	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	811	811	88
合計(A)	1,031	811	88

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路は重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，格納容器内圧力計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-3 図 直流 125V 蓄電池 6B 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6B の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 1,031) = 2,346\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 1,031 + 2.78 \times (811 - 1,031)\} = 2,844\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 1,031 + 13.70 \times (811 - 1,031) + 12.70 \times (88 - 811)\} = 2,411\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6B の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.5 直流 125V 蓄電池 6C の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 6C の負荷内訳

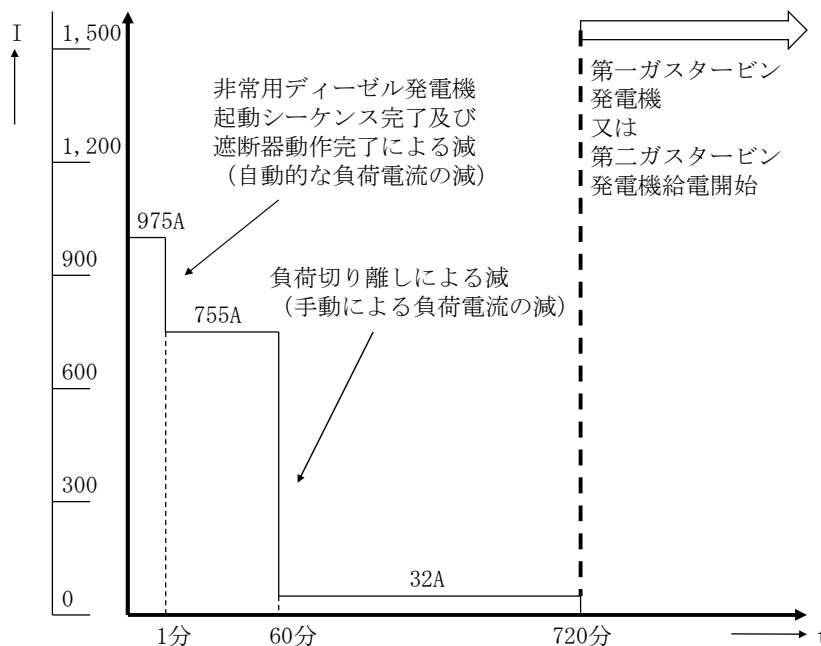
直流 125V 蓄電池 6C は、以下の第 2.3.1-4 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6C による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-4 図に示す。

第 2.3.1-4 表 直流 125V 蓄電池 6C 負荷一覧表

負荷名称	0～1分	1～60分	60～720分
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	220	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	755	755	32
合計(A)	975	755	32

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路は重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計を含む。



第 2.3.1-4 図 直流 125V 蓄電池 6C 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 975) = 2,219\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 975 + 2.78 \times (755 - 975)\} = 2,648\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 975 + 13.70 \times (755 - 975) + 12.70 \times (32 - 755)\} = 1,452\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6C の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.6 直流 125V 蓄電池 6D の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）

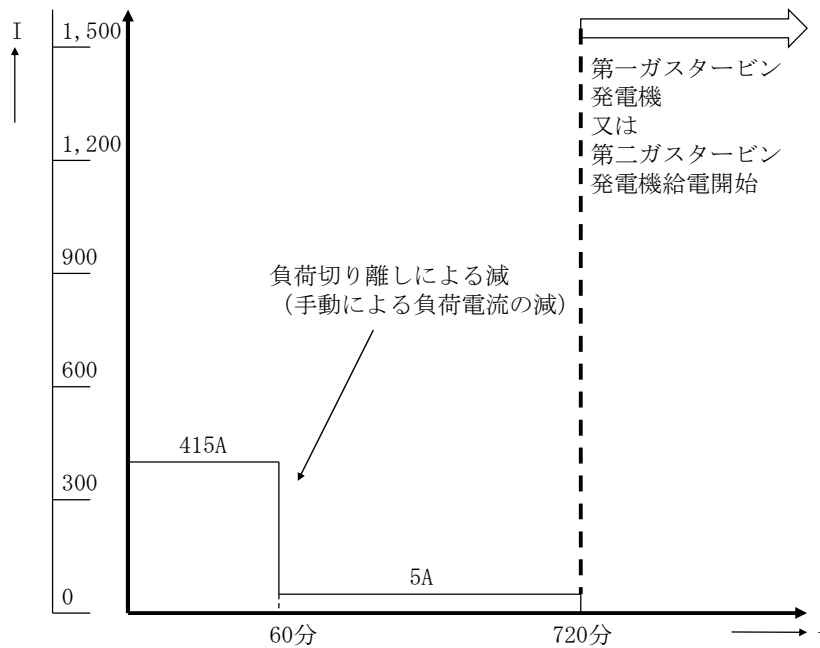
(1) 直流 125V 蓄電池 6D の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 6D は、以下の第 2.3.1-5 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6D による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-5 図に示す。

第 2.3.1-5 表 直流 125V 蓄電池 6D 負荷一覧表

負荷名称	0～60 分	60～720 分
非常用ディーゼル発電機初期励磁	-	-
遮断器操作回路	-	-
その他の負荷 ^{※1}	415	5
合計(A)	415	5

※1：平均出力領域モニタを含む。



第 2.3.1-5 図 直流 125V 蓄電池 6D 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6D の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (2.68 \times 415) = 1,391\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{13.00 \times 415 + 12.00 \times (5 - 415)\} = 594\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6D の蓄電池容量は 2,200Ah で問題ない。

2.3.1.7 直流 125V 蓄電池 7A の容量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 7A の負荷内訳

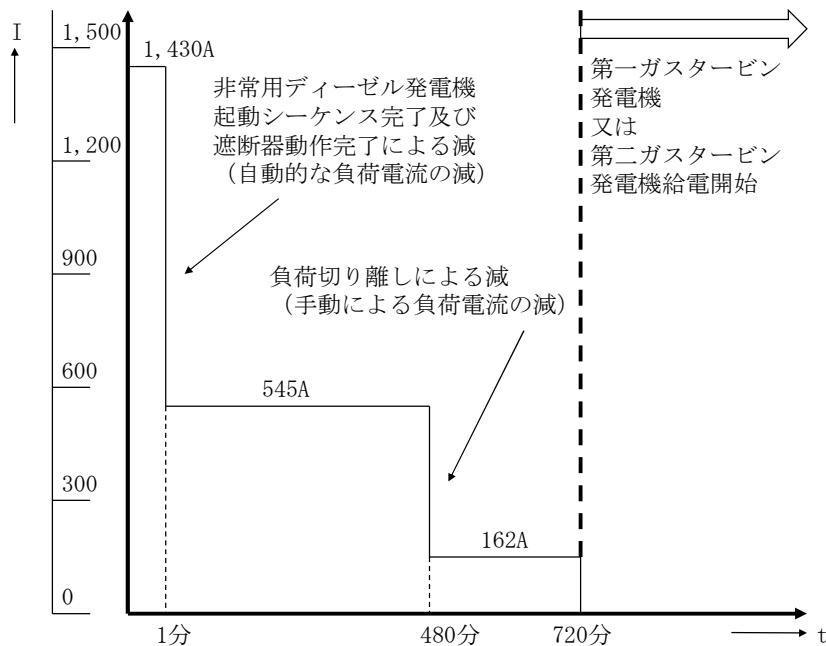
直流 125V 蓄電池 7A は、以下の第 2.3.1-6 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7A による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-6 図に示す。

第 2.3.1-6 表 直流 125V 蓄電池 7A 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分	480～720 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	113	45	-
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	130	52	-
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	(105)	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	185	-	-
その他の負荷 ^{※2}	1,002	448	162
合計 (A)	1,430	545	162

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路は重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サプレッション・チェンバ・プール水位計，サプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-6 図 直流 125V 蓄電池 7A 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1,430) = 1,180\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.72 \times 1,430 + 8.72 \times (545 - 1,430)\} = 5,941\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.32 \times 1,430 + 12.32 \times (545 - 1,430) + 5.30 \times (162 - 545)\} = 5,940\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7A の蓄電池容量は 6,000Ah で問題ない。

2.3.1.8 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

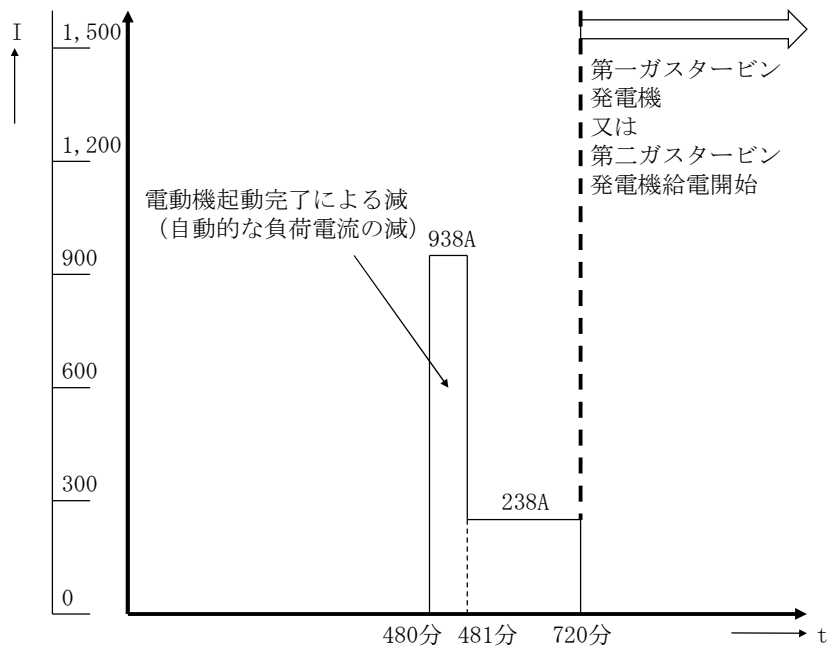
(1) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 7A-2 は、以下の第 2.3.1-7 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7A-2 による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-7 図に示す。

第 2.3.1-7 表 直流 125V 蓄電池 7A-2 負荷一覧表

負荷名称	480～481 分	481～720 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	113	45
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	130	52
その他の負荷 ^{※1}	695	141
合計(A)	938	238

※1：原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-7 図 直流 125V 蓄電池 7A-2 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 938) = 2,134\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{6.20 \times 938 + 6.19 \times (238 - 938)\} = 1,854\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7A-2 の蓄電池容量は 4,000Ah で問題ない。

2.3.1.9 直流 125V 蓄電池 7B の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 7B の負荷内訳

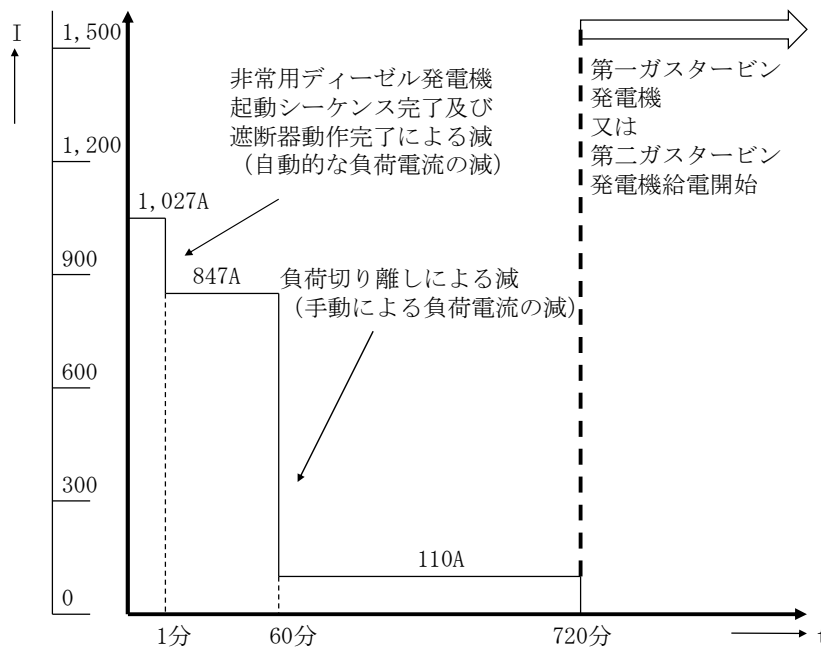
直流 125V 蓄電池 7B は、以下の第 2.3.1-8 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7B による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-8 図に示す。

第 2.3.1-8 表 直流 125V 蓄電池 7B 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～720 分
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	(105)	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	180	-	-
その他の負荷 ^{※2}	847	847	110
合計(A)	1027	847	110

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路は重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，格納容器内圧力計，サプレッション・チェンバ・プール水位計，サプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-8 図 直流 125V 蓄電池 7B 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7B の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 1,027) = 2,337\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 1,027 + 2.78 \times (847 - 1,027)\} = 2,969\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 1,027 + 13.70 \times (847 - 1,027) + 12.70 \times (110 - 847)\} = 2,805\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7B の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.10 直流 125V 蓄電池 7C の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 7C の負荷内訳

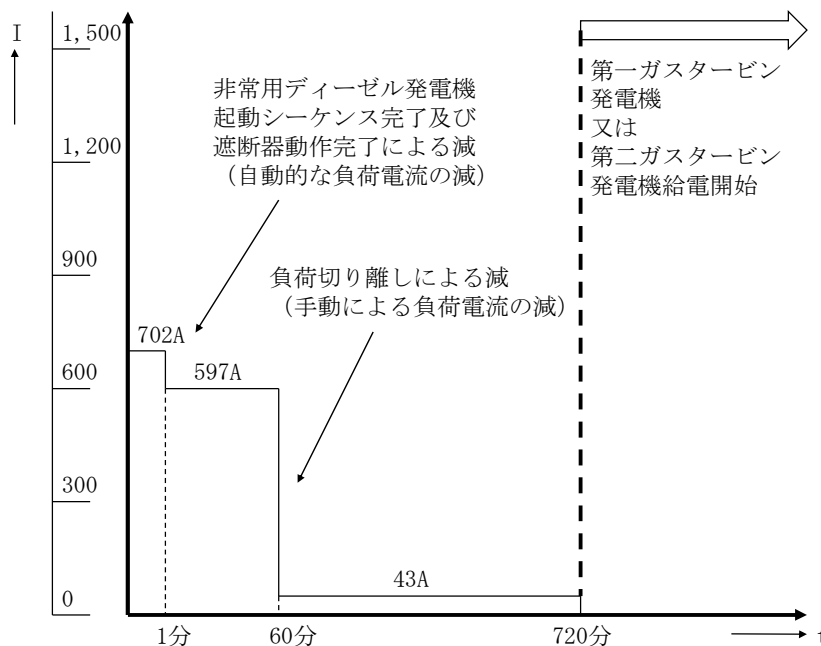
直流 125V 蓄電池 7C は、以下の第 2.3.1-9 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7C による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-9 図に示す。

第 2.3.1-9 表 直流 125V 蓄電池 7C 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～720 分
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	105	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(36)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	597	597	43
合計(A)	702	597	43

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路は重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計を含む。



第 2.3.1-9 図 直流 125V 蓄電池 7C 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 702) = 1,598\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 702 + 2.78 \times (597 - 702)\} = 2,093\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 702 + 13.70 \times (597 - 702) + 12.70 \times (43 - 597)\} = 1,429\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7C の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.11 直流 125V 蓄電池 7D の容量 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

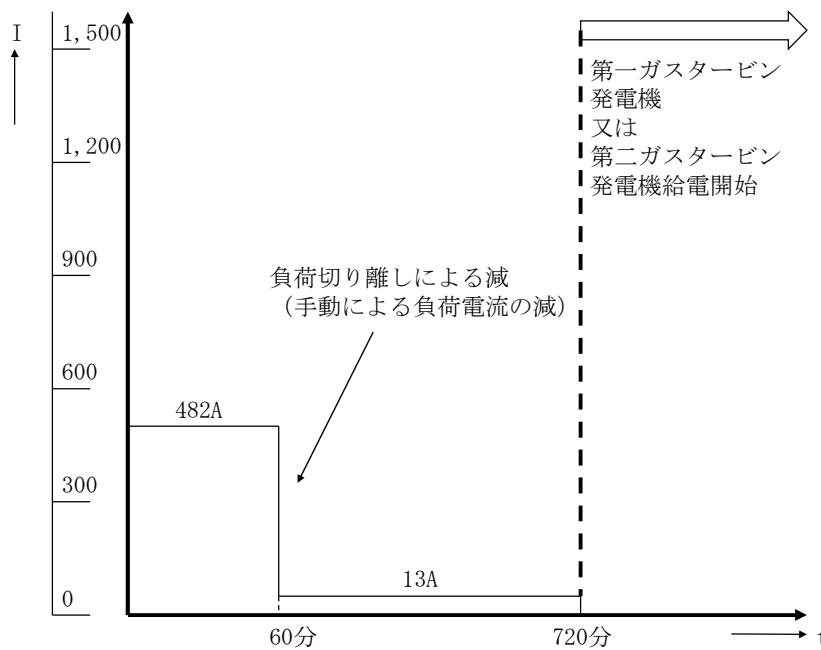
(1) 直流 125V 蓄電池 7D の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 7D は、以下の第 2.3.1-10 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7D による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-10 図に示す。

第 2.3.1-10 表 直流 125V 蓄電池 7D 負荷一覧

負荷名称	0～60 分	60～720 分
非常用ディーゼル発電機初期励磁	-	-
遮断器操作回路	-	-
その他の負荷 ^{※1}	482	13
合計(A)	482	13

※1：平均出力領域モニタを含む。



第 2.3.1-10 図 直流 125V 蓄電池 7D 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7D の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (2.68 \times 482) = 1,615\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{13.00 \times 482 + 12.00 \times (13 - 482)\} = 798\text{Ah}$$

上記計算より、直流 125V 蓄電池 7D の蓄電池容量は 2,200Ah で問題ない。

2.3.1.12 まとめ

蓄電池（非常用）の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を第 2.3.1-11 表に示す。

本結果より、全交流動力電源喪失に備えて、蓄電池（非常用）が、原子炉の安全停止、停止後の冷却のために必要とする電気容量を一定時間（12 時間）確保でき、設置許可基準規則第 14 条の要求事項を満足する。

第 2.3.1-11 表 蓄電池（非常用）の容量判定

	定格容量	各時間までの保守率を考慮した必要容量	保守率を考慮した必要容量	判定 (保守率を考慮した必要容量 < 定格容量)
直流 125V 蓄電池 6A	6,000Ah	1 分間→1,180Ah 8 時間→5,942Ah 12 時間→5,820Ah	5,942Ah	○
直流 125V 蓄電池 6A-2	4,000Ah	1 分間→1,880Ah 4 時間→1,759Ah	1,880Ah	○
直流 125V 蓄電池 6B	3,000Ah	1 分間→2,346Ah 1 時間→2,844Ah 12 時間→2,411Ah	2,844Ah	○
直流 125V 蓄電池 6C	3,000Ah	1 分間→2,219Ah 1 時間→2,648Ah 12 時間→1,452Ah	2,648Ah	○
直流 125V 蓄電池 6D	2,200Ah	1 時間→1,391Ah 12 時間→ 594Ah	1,391Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A	6,000Ah	1 分間→1,180Ah 8 時間→5,941Ah 12 時間→5,856Ah	5,941Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A-2	4,000Ah	1 分間→2,134Ah 4 時間→1,854Ah	2,134Ah	○
直流 125V 蓄電池 7B	3,000Ah	1 分間→2,337Ah 1 時間→2,969Ah 12 時間→2,805Ah	2,969Ah	○
直流 125V 蓄電池 7C	3,000Ah	1 分間→1,598Ah 1 時間→2,093Ah 12 時間→1,429Ah	2,093Ah	○
直流 125V 蓄電池 7D	2,200Ah	1 時間→1,615Ah 12 時間→ 798Ah	1,615Ah	○

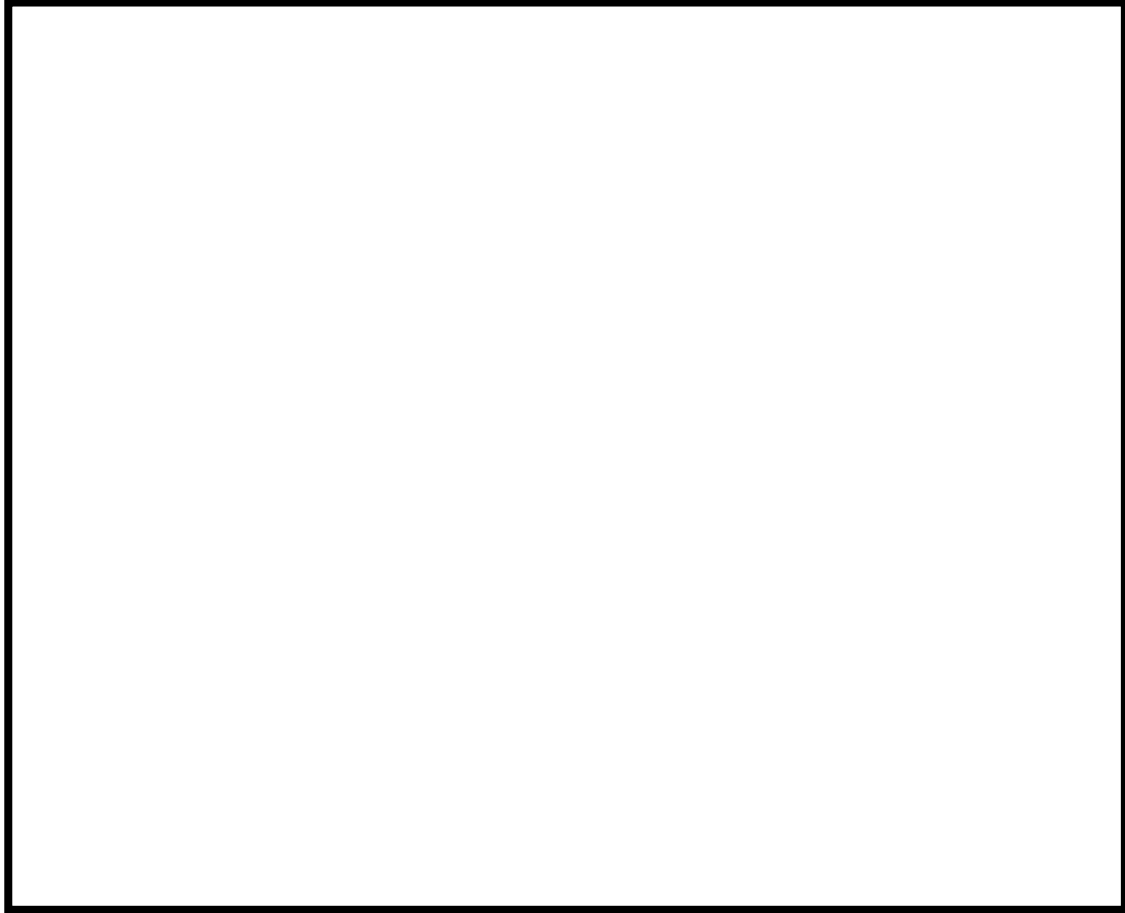
2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針

2.3.2.1 蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性

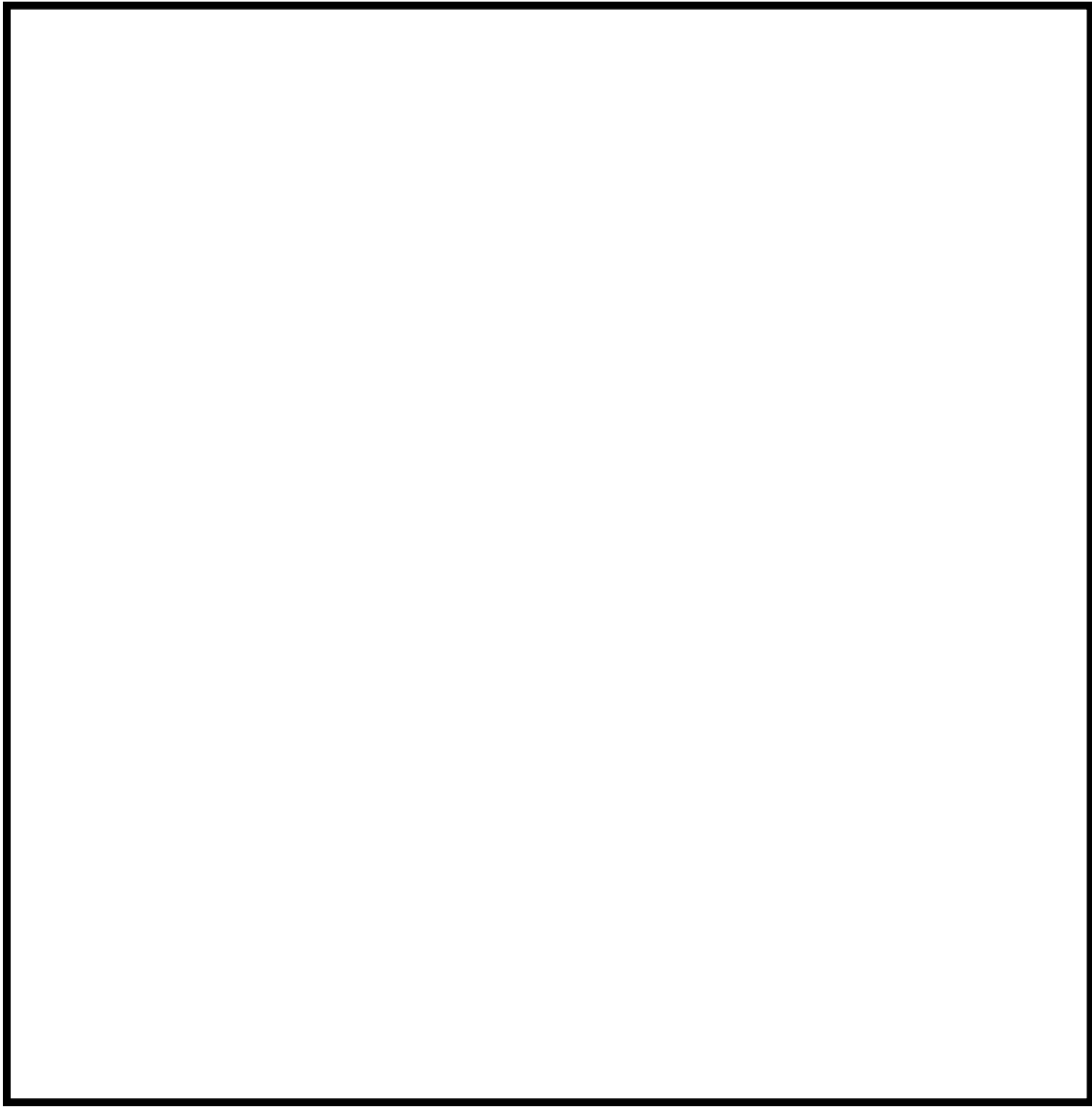
蓄電池（非常用）の配置を第2.3.2-1図、第2.3.2-2図に示す。蓄電池（非常用）及びその附属設備は、非常用4系統を別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、第2.3.2-1表のとおり、地震、津波、火災、溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

第2.3.2-1表 共通要因に対する頑健性

共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	設計基準地震動に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	設計基準地震動に対して、建屋及び非常用の電気設備が機能維持できる設計としている。
津波	設計基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から施設に到達又は流入させない設計としている。また、取水路及び放水路等から施設へ流入させない設計としている。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁（障壁）で分離を行うか、適切な離隔距離で分離した配置設計とする。	蓄電池（非常用）及びその附属設備を設置している蓄電池室、計測制御用電源盤室は、3時間耐火能力を有する耐火壁（障壁）により分離した設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水、蒸気及び被水）に対し、影響のないことを確認、若しくは溢水影響のないよう設備対策を実施する。	内部溢水に対して蓄電池室、計測制御用電源盤室の機能を失わないことを内部溢水影響評価で確認している。 なお、蓄電池室、計測制御用電源盤室には、溢水源はない。



第 2.3.2-1 図 蓄電池（非常用）配置図（1）



第 2.3.2-2 図 蓄電池（非常用）配置図（2）

3. 別添

別添1 蓄電池の容量算出方法

1. 計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

- (2) 蓄電池温度は +10°C とする。

- (3) 放電終止電圧は下記のとおりとする (別添3)。

直流 125V 蓄電池 6A, 7A : 1.80V/セル

直流 125V 蓄電池 6A-2, 6B, 6C, 6D, 7A-2, 7B, 7C, 7D : 1.75V/セル

- (4) 保守率は 0.8 とする。

- (5) 容量算出の一般式

$$C_n = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで,

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L : 保守率

K_i : 放電時間 T_i , 蓄電池の最低温度及び放電終止電圧によって決められる容量換算時間 (時)

I_i : 放電電流 (A)

サフィックス $i = 1, 2, 3, \dots, n$: 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

2. 計算例（直流 125V 蓄電池 6A）

直流 125V 蓄電池 6A の場合，1 分間（第 1 図参照），8 時間（第 2 図参照），12 時間（第 3 図参照）電源供給での蓄電池容量のうち，最大となる $C_2 = 5,942\text{Ah}$ が保守率を考慮した必要容量となる。

1 分間電源供給

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1,368) = 1,180\text{Ah}$$

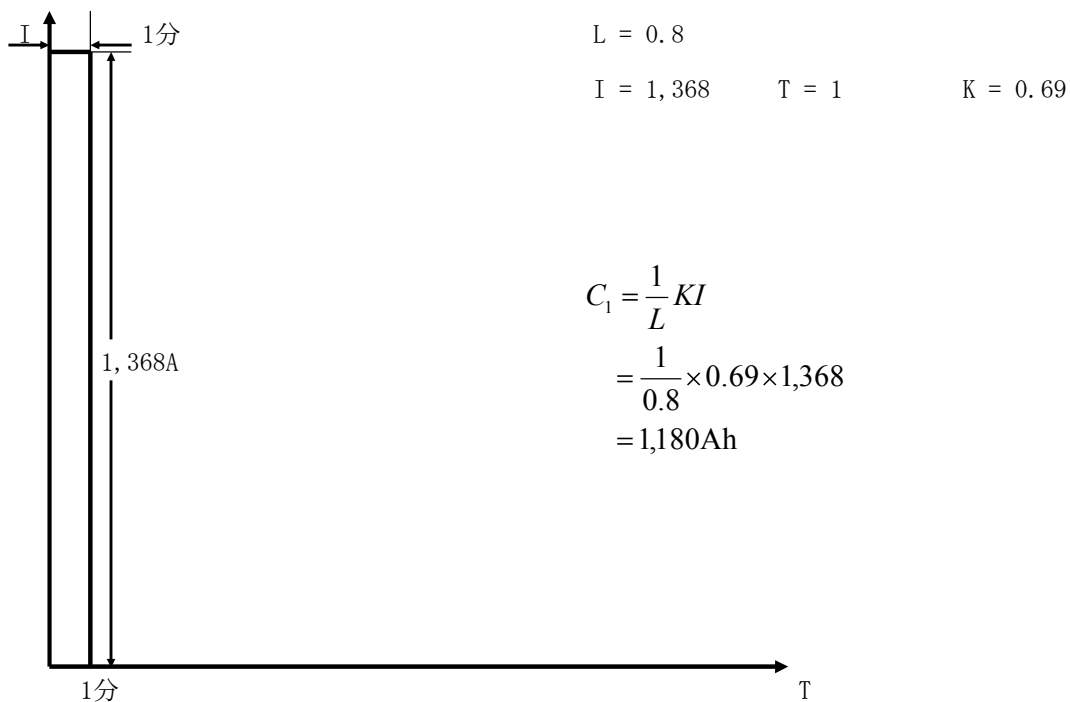
8 時間電源供給

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1,368 + 8.69 \times (547 - 1,368)\} = 5,942\text{Ah}$$

12 時間電源供給

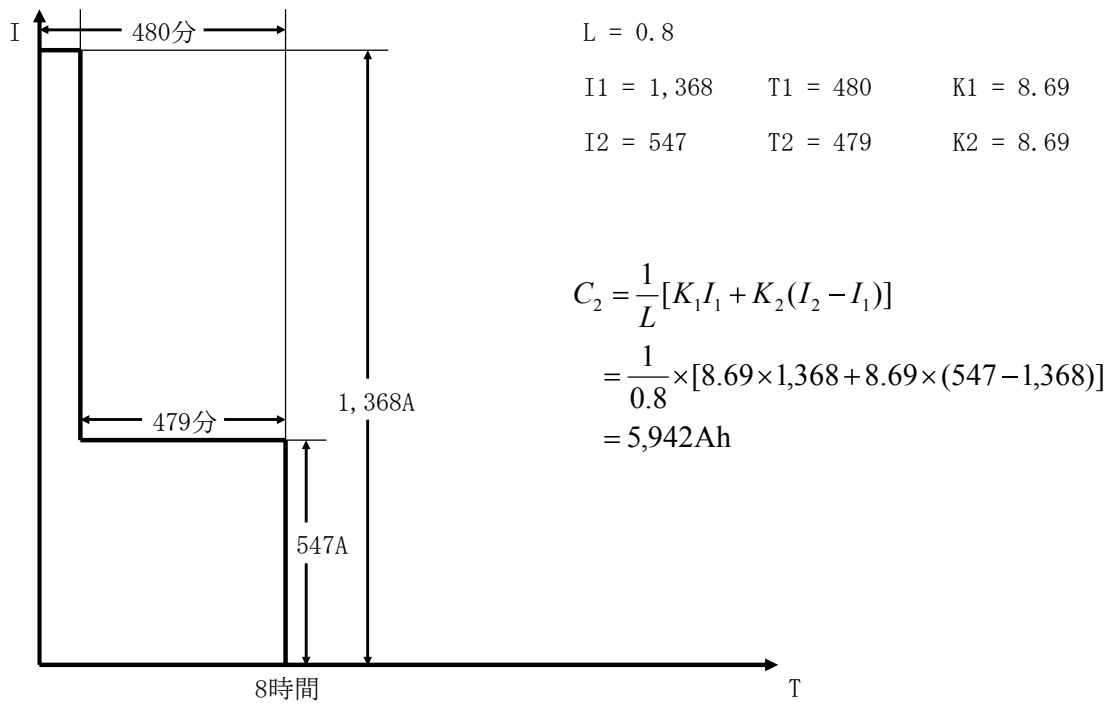
$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1,368 + 12.20 \times (547 - 1,368) + 5.20 \times (159 - 547)\} = 5,820\text{Ah}$$

電源供給開始から 1 分後までの蓄電池容量 $C_1 = 1,180\text{Ah}$ である。



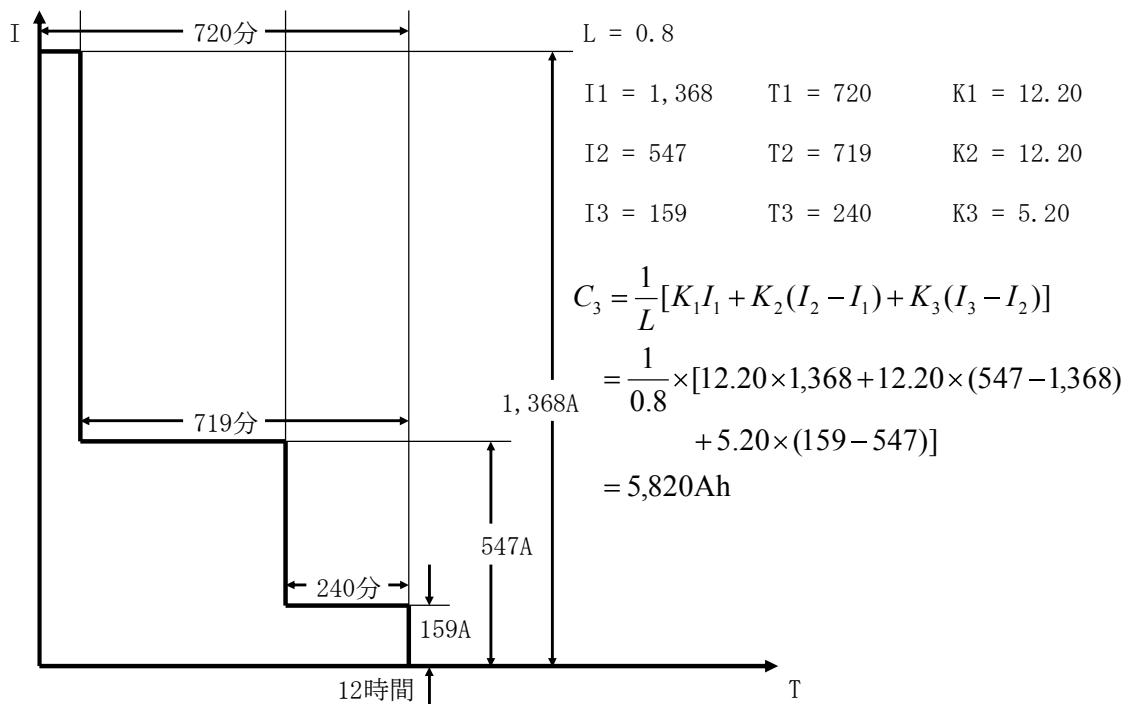
第 1 図 電源供給開始から 1 分後までの負荷曲線

電源供給開始から 8 時間後までの蓄電池容量 $C_2 = 5,942\text{Ah}$ である。



第 2 図 電源供給開始から 8 時間後までの負荷曲線

電源供給開始から 12 時間後までの蓄電池容量 $C_3 = 5,820\text{Ah}$ である。



第 3 図 電源供給開始から 12 時間後までの負荷曲線

別添2 蓄電池の容量換算時間 K 値一覧

蓄電池（非常用）の容量換算時間を第1～6表に示す。

第1表 6号炉 直流125V蓄電池6A（制御弁式）

放電時間 T（分）	容量換算時間 K（時）
1	0.69
240	5.20
479	8.69
480	8.69
719	12.20
720	12.20

第2表 6号炉 直流125V蓄電池6A-2, 6B, 6C（クラッド式）

放電時間 T（分）	容量換算時間 K（時）
1	1.82
59	2.78
60	2.80
239	6.18
240	6.20
660	12.70
719	13.70
720	13.70

第3表 6号炉 直流125V蓄電池6D（クラッド式）

放電時間 T（分）	容量換算時間 K（時）
60	2.68
660	12.00
720	13.00

第4表 7号炉 直流125V蓄電池7A(制御弁式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0.66
240	5.30
479	8.72
480	8.72
719	12.32
720	12.32

第5表 7号炉 直流125V蓄電池7A-2, 7B, 7C(クラッド式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	1.82
59	2.78
60	2.80
239	6.19
240	6.20
660	12.70
719	13.70
720	13.70

第6表 7号炉 直流125V蓄電池7D(クラッド式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
60	2.68
660	12.00
720	13.00

別添 3 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間 K 値は、蓄電池の放電終止電圧に依存する。蓄電池の放電終止電圧は、蓄電池から電源供給を行う負荷の最低動作電圧に、蓄電池から負荷までの電路での電圧降下を加味して決定される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では、放電終止電圧を次のとおりとする。

○直流 125V 蓄電池 6A, 7A : 1.80V/セル

○直流 125V 蓄電池 6A-2, 6B, 6C, 6D, 7A-2, 7B, 7C, 7D : 1.75V/セル

直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A で放電終止電圧を高め設定している理由は、蓄電池移設に伴い蓄電池から充電器盤のケーブルが長くなり、電圧降下が大きくなったため、それを補償する電圧が必要であるためである。

なお、直流 125V 蓄電池 6A-2 及び 7A-2 は建設時の直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A とそれぞれ同一の設備であるため、建設時の直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A と同じ放電終止電圧を設定する。

【計算例】

移設前の直流 125V 蓄電池 7A～直流 125V 充電器 7A : 45m

移設後の直流 125V 蓄電池 7A～直流 125V 充電器 7A : 95m

ケーブルサイズ : 400mm²→0.0462 Ω/km

条数 : 4 条

最大電流値 : 1,430A

この時の電圧降下は

$$(0.095[\text{km}] - 0.045[\text{km}]) \times 2 \times 0.0462[\Omega/\text{km}] \div 4 \times 1430[\text{A}] = 1.65[\text{V}]$$

これを蓄電池 1 セルあたりの値に変更すると

$$1.65[\text{V}] \div 60[\text{セル}] = 0.0275[\text{V/セル}]$$

よって

$$1.75[\text{V/セル}] + 0.0275[\text{V/セル}] \doteq 1.80[\text{V/セル}]$$

を選定する。

別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池容量は、使用開始から寿命までの間変化し、使用年数を経るに従い容量低下する。
蓄電池容量は次の理由から必要容量に対し容量に余裕を持った設計とする。

- (1) 当社原子力発電所では電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) による保守率 0.8 を採用しており、必要容量に対して余裕を持った定格容量を設定している。(定格容量 > 必要容量 / 保守率 0.8)

なお、次の理由からも蓄電池容量が必要容量を満足している。

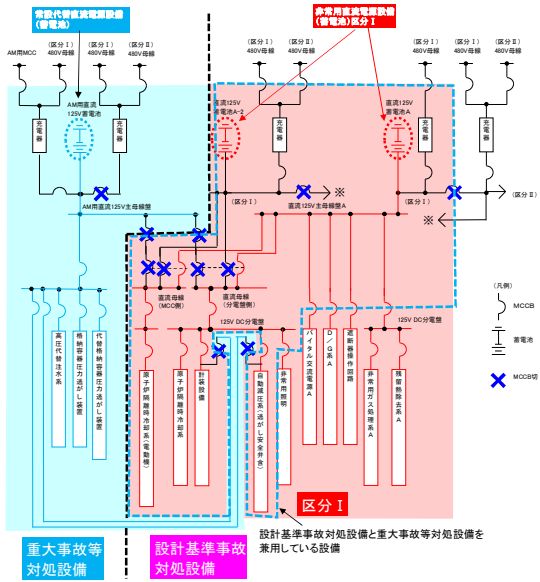
- (2) 各負荷の電流値、運転時間は実負荷電流ではなく設計値を用いている。

別添 5 所内蓄電式直流電源設備

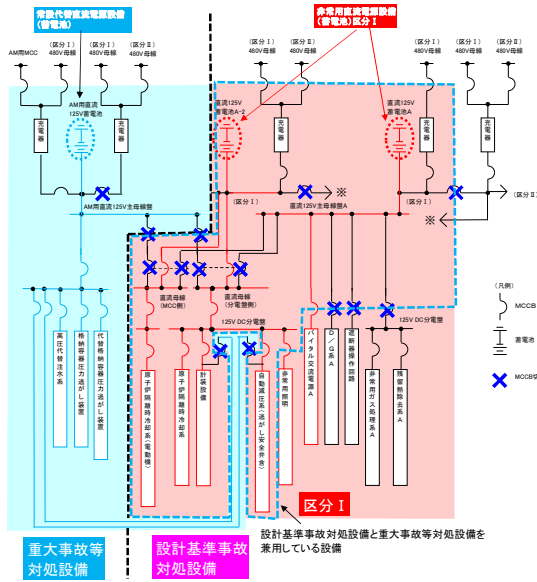
直流 125V 蓄電池 6A, 6A-2, 7A, 7A-2 は, 重大事故等対処設備として要求される所内蓄電式直流電源設備と兼用しており, 設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) にて以下の規定がある。

所内常設蓄電式直流電源設備は, 負荷切り離しを行わずに 8 時間, 電気の供給が可能であること。ただし, 「負荷切り離しを行わずに」には, 原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後, 必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり, 電気の供給を行うことが可能であること。

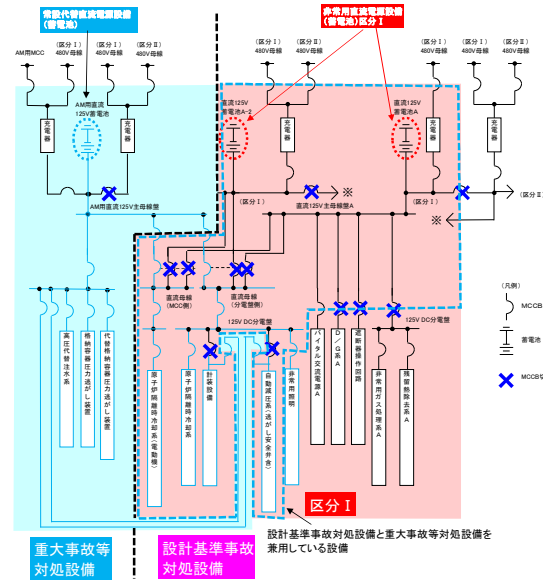
上記の要求事項を満足するために, 代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合は, 全交流動力電源喪失発生後 8 時間を経過した時点以降にコントロール建屋地下 1 階の非常用電気品室の直流分電盤で直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A の不要負荷の切り離し, 並びに必要な負荷の電源供給元を直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A から直流 125V 蓄電池 6A-2 及び 7A-2 に切り替え, さらに, 全交流動力電源喪失発生後 19 時間を経過した時点以降に必要な負荷の電源供給元を重大事故等対処設備である AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号及び 7 号炉) に切り替える手順を整備している。(単線結線図は第 1 図～第 6 図参照, 負荷曲線は第 7 図及び第 8 図参照) また所内蓄電式直流電源設備の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を第 1 表に示す。



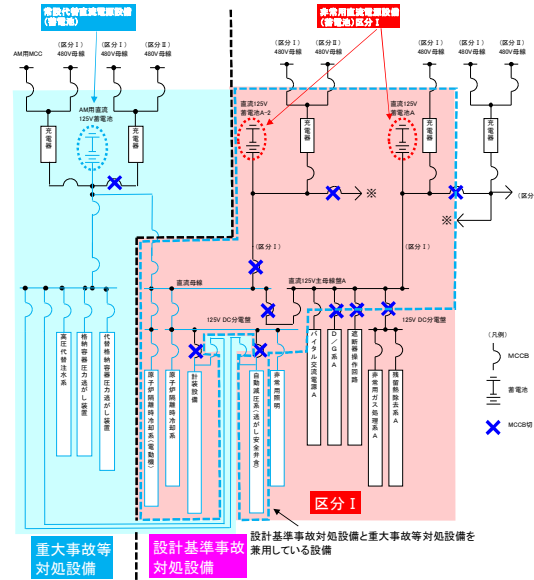
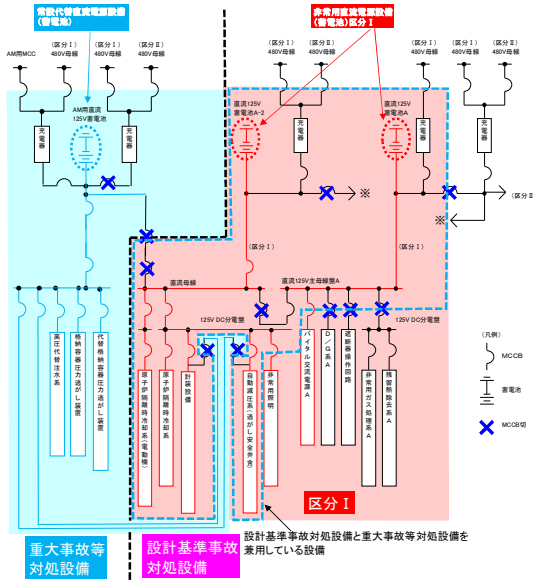
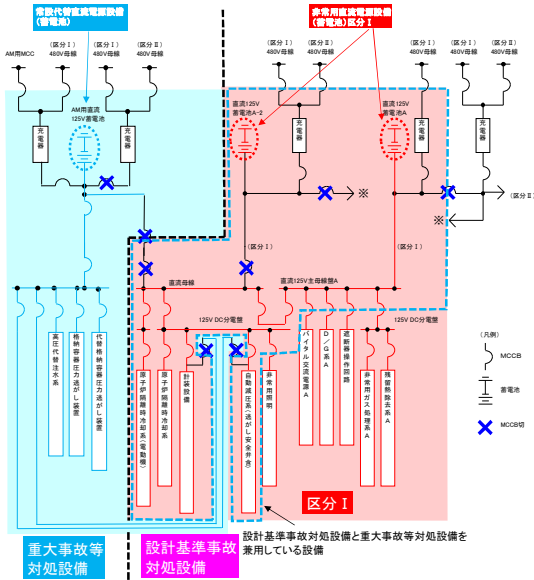
第1図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失直後
~8時間後)



第2図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失8時間後
~19時間後)



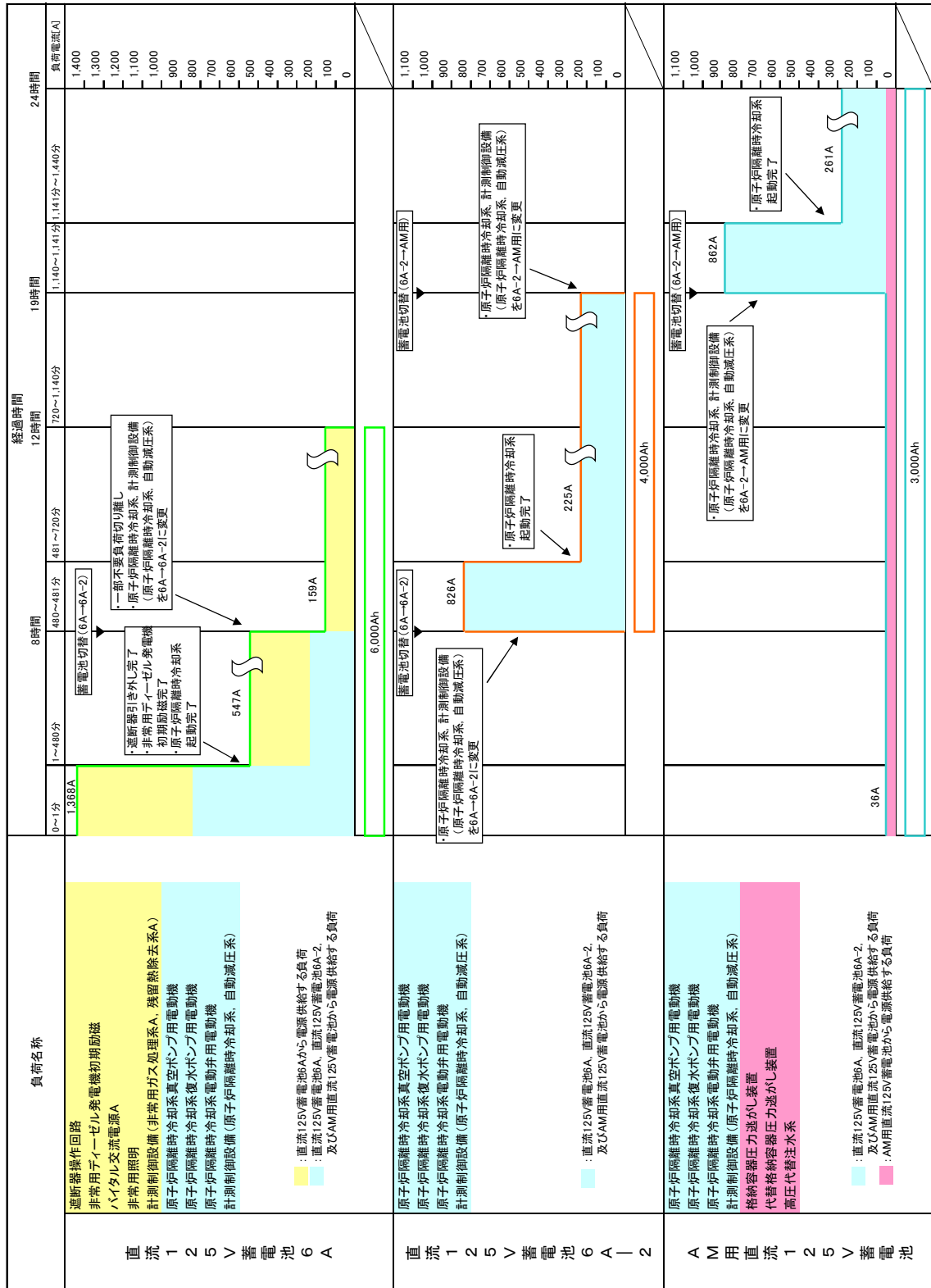
第3図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失19時間後
~24時間後)



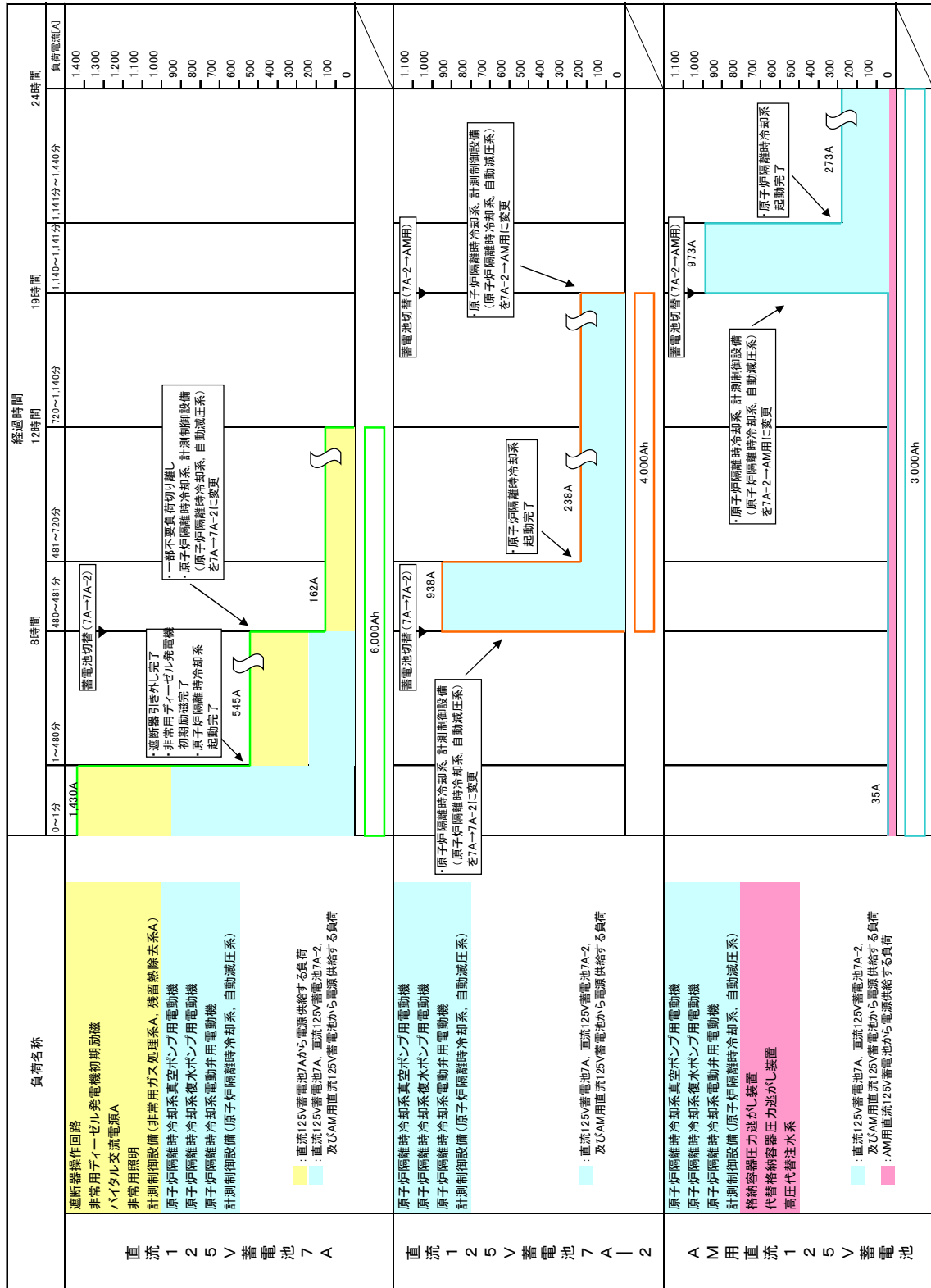
第4図 所内蓄電式直流電源設備系統図(7号炉)
(全交流動力電源喪失直後
~8時間後)

第5図 所内蓄電式直流電源設備系統図(7号炉)
(全交流動力電源喪失8時間後
~19時間後)

第6図 所内蓄電式直流電源設備系統図(7号炉)
(全交流動力電源喪失19時間後
~24時間後)



第7図 直流125V蓄電池6A, 6A-2, AM用直流125V蓄電池(6号炉) 負荷曲線

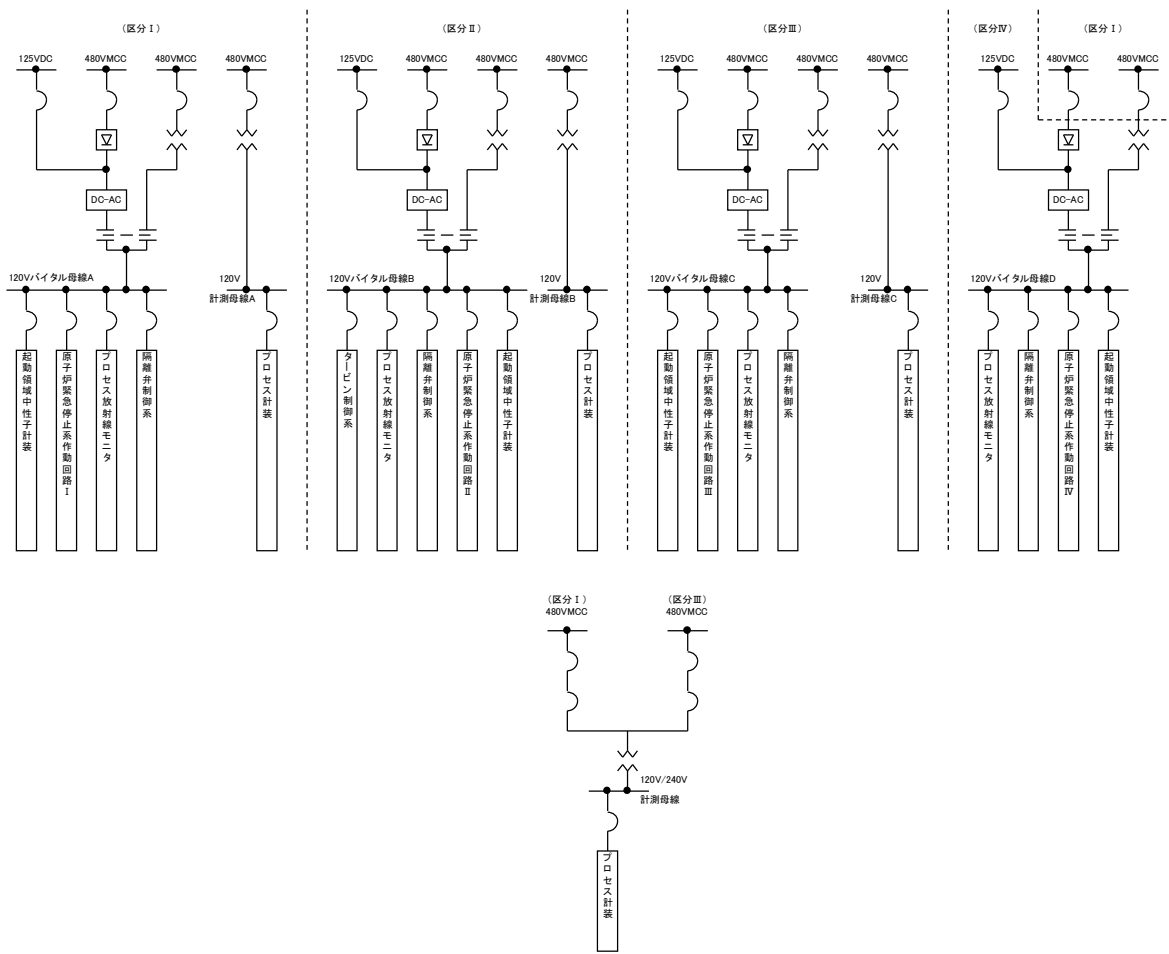


第8図 直流125V蓄電池7A, 7A-2, AM用直流125V蓄電池(7号炉) 負荷曲線

第1表 所内蓄電式直流電源設備の容量判定

	定格容量	各時間までの保守率を考慮した必要容量	保守率を考慮した必要容量	判定 (保守率を考慮した必要容量 < 定格容量)
直流 125V 蓄電池 6A	6,000Ah	1 分間→1,180Ah 8 時間→5,942Ah 12 時間→5,820Ah	5,942Ah	○
直流 125V 蓄電池 6A-2	4,000Ah	1 分間→1,880Ah 11 時間→3,572Ah	3,572Ah	○
AM 用 直流 125V 蓄電池 (6 号炉)	3,000Ah	19 時間→ 864Ah 19 時間 +1 分間→1,577Ah 24 時間→2,816Ah	2,816Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A	6,000Ah	1 分間→1,180Ah 8 時間→5,941Ah 12 時間→5,856Ah	5,941Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A-2	4,000Ah	1 分間→2,134Ah 11 時間→3,779Ah	3,779Ah	○
AM 用 直流 125V 蓄電池 (7 号炉)	3,000Ah	19 時間→ 846Ah 19 時間 +1 分間→1,620Ah 24 時間→2,909Ah	2,909Ah	○

別添 6 計測制御用電源

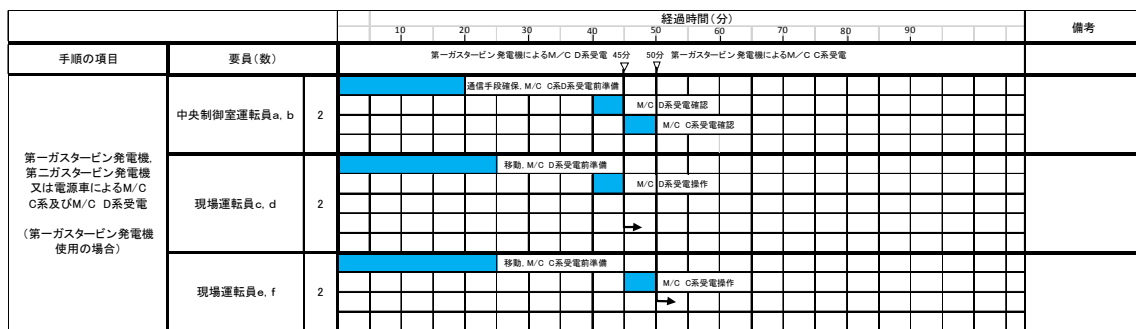
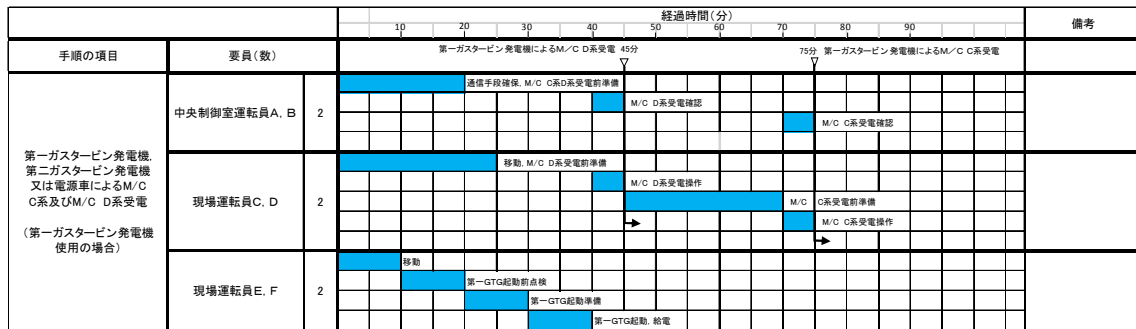


第1図 計測制御用電源単線結線図

別添 7 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）から電源供給を開始する時間

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）からの電源供給開始に要する時間は、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において、詳細を提示している。第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでのタイムチャートを第 1 図に、第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでのタイムチャートを第 2 図に示す。

第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでは約 45 分で可能である。第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでは約 50 分で可能である。よって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）から電源供給が開始される時間を 70 分とするのは保守的である。



※ 現場運転員による M/C C 系及び M/C D 系の受電前準備作業を 4 名で対応した場合

第 1 図 常設代替交流電源設備による非常用高圧母線 7C 及び 7D 受電のタイムチャート
(第一ガスタービン発電機の使用の場合)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)																備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90								
				第二ガスタービン発電機によるM/C7D受電 50分 80分 第二ガスタービン発電機によるM/C7C受電																
ガスタービン発電機及び電源車によるM/C7C・7D受電 (第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)使用の場合)	中央制御室運転員A, B	2	通信手段確保, M/C(7C/7D)受電前準備																	
			M/C(7D)受電操作																M/C(7C)受電操作	
	現場運転員C, D	2	移動, M/C(7D)受電前準備																	
			移動-電話構成																	
			移動																M/C(7D)受電確認	
			M/C(7C)受電前準備																M/C(7D)受電確認	
			M/C(7C)受電確認																M/C(7D)受電確認	
			M/C(7D)受電確認																	
	緊急時対策要員	6	移動																	
			GTG起動前点検																	
GTG起動準備																				
GTG起動																給電				

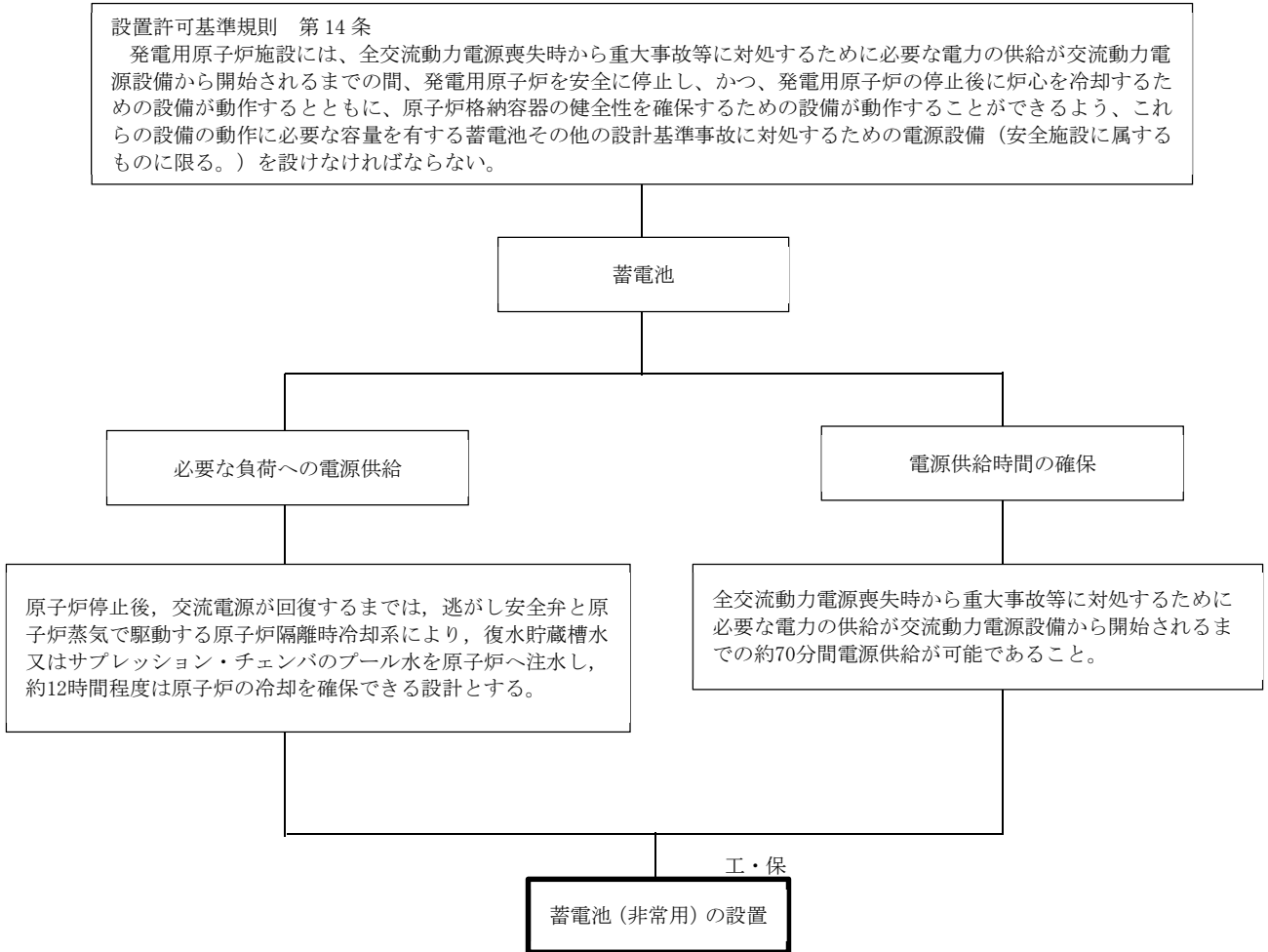
第2図 常設代替交流電源設備による非常用高圧母線7C及び7D受電のタイムチャート
(第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線経由)の使用の場合)

別添 8

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料
全交流動力電源喪失対策設備

第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六，八への反映事項】</p> <p>：添付六，八に反映</p> <p>：当該条文に該当しない (他条文での反映事項他)</p>
--	---

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可 基準対象 条文	対象項目	区分	運用対策等
第 14 条 全交流動力 電源喪失対 策設備	蓄電池 (非常用)	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—

第 16 条：燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

<目次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について

2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

3. 別添

別添 1 使用済燃料プールへの重量物落下について

別添 2 使用済燃料プール監視設備について

別添 3 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

別添 4 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について



: 本日まで提出資料

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
使用済燃料プールへの重量物落下について

過去不具合事象に対する対応状況について

1. 女川原子力発電所 1 号炉及び福島第二原子力発電所 3 号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部損傷事象について

1. 1 事象概要

女川原子力発電所 1 号炉の原子炉建屋天井クレーンについて、平成 23 年 9 月 12 日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ、異音が確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷したつば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

また、本事象の再発防止対策として女川原子力発電所 1 号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（図 2 参照）。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3 号炉においても確認されている（図 3 参照）。

1. 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉への水平展開は不要と判断している。

- ・本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーンは脱線防止ラグがあることから、ランウェイ上から落下することはない。
- ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。

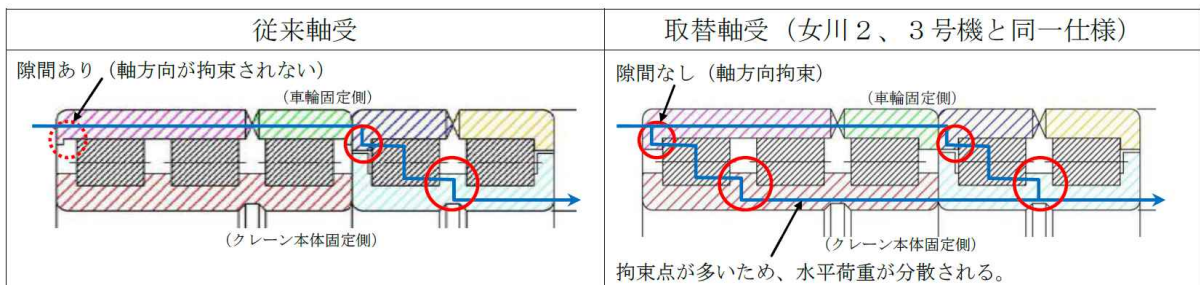
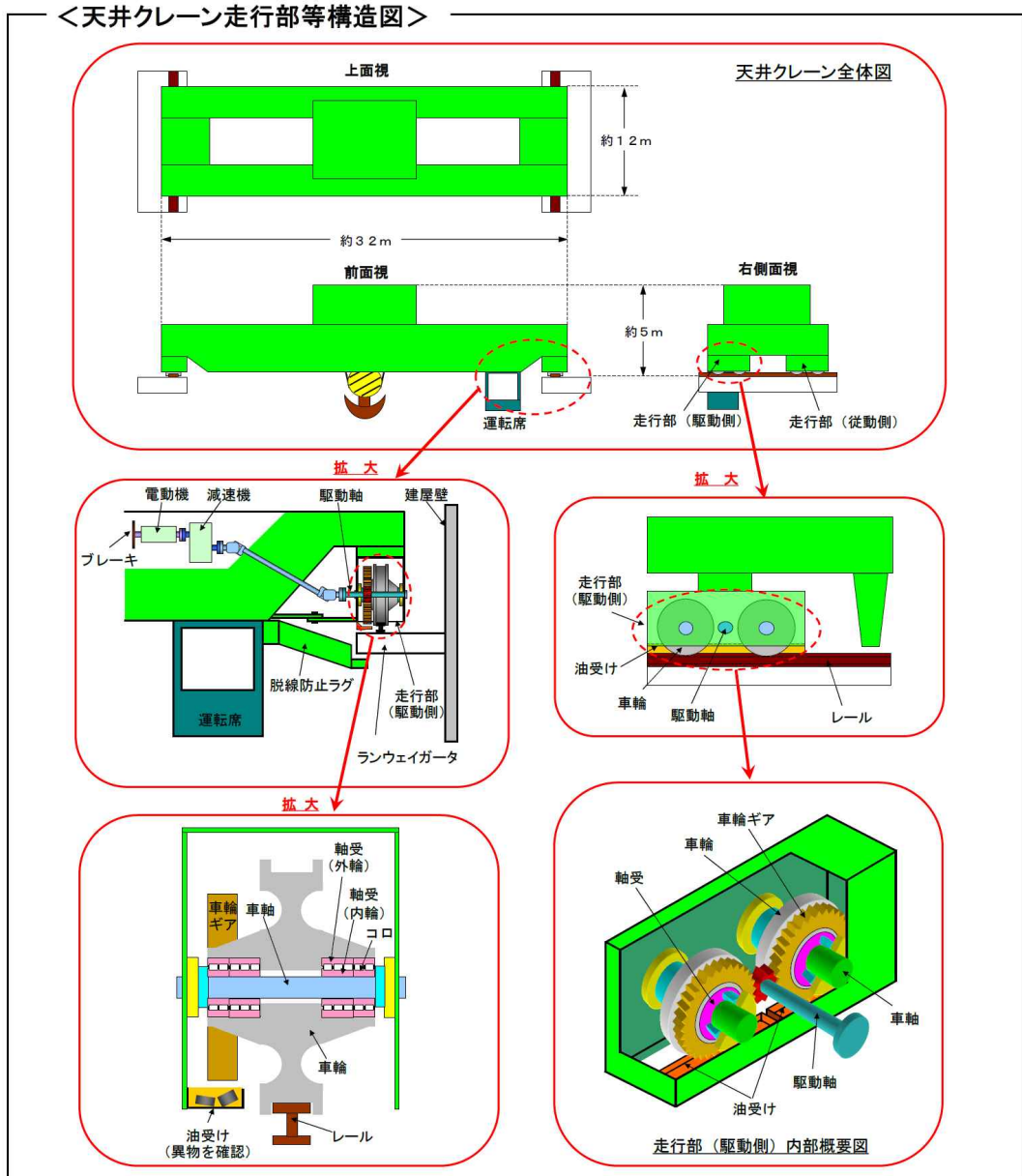


図 2 女川原子力発電所 1 号炉 従来軸受と取替軸受の比較
(平成 25 年 11 月 21 日 東北電力プレス資料より抜粋)

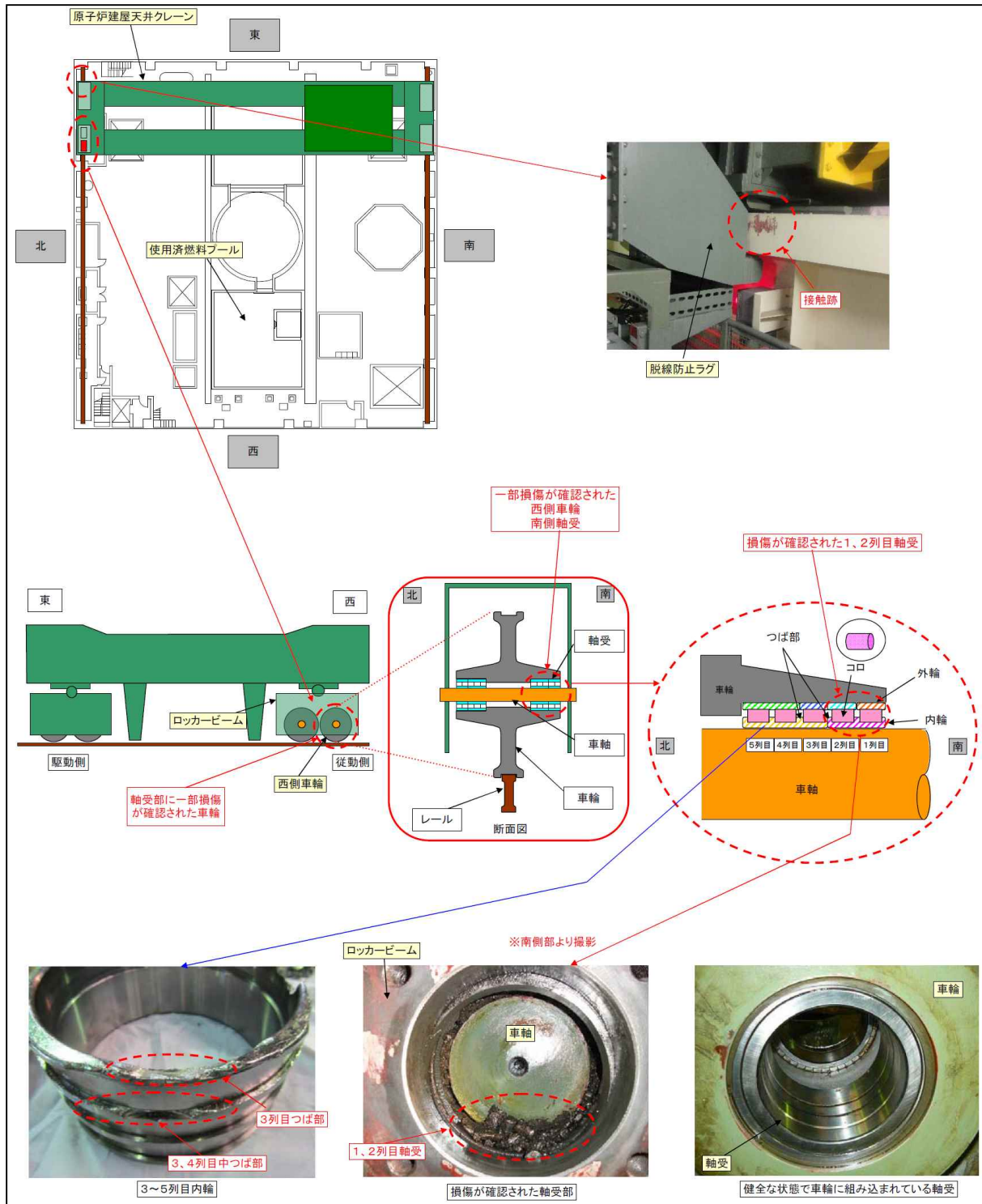


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
 (平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋)

2. 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2. 1 事象概要

柏崎刈羽原子力発電所6号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成19年7月24日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図4参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った*。

※6号炉の原子炉建屋クレーンは摺動痕よりブレーキが効かない状態で、約30cm程度移動したものと推定される。

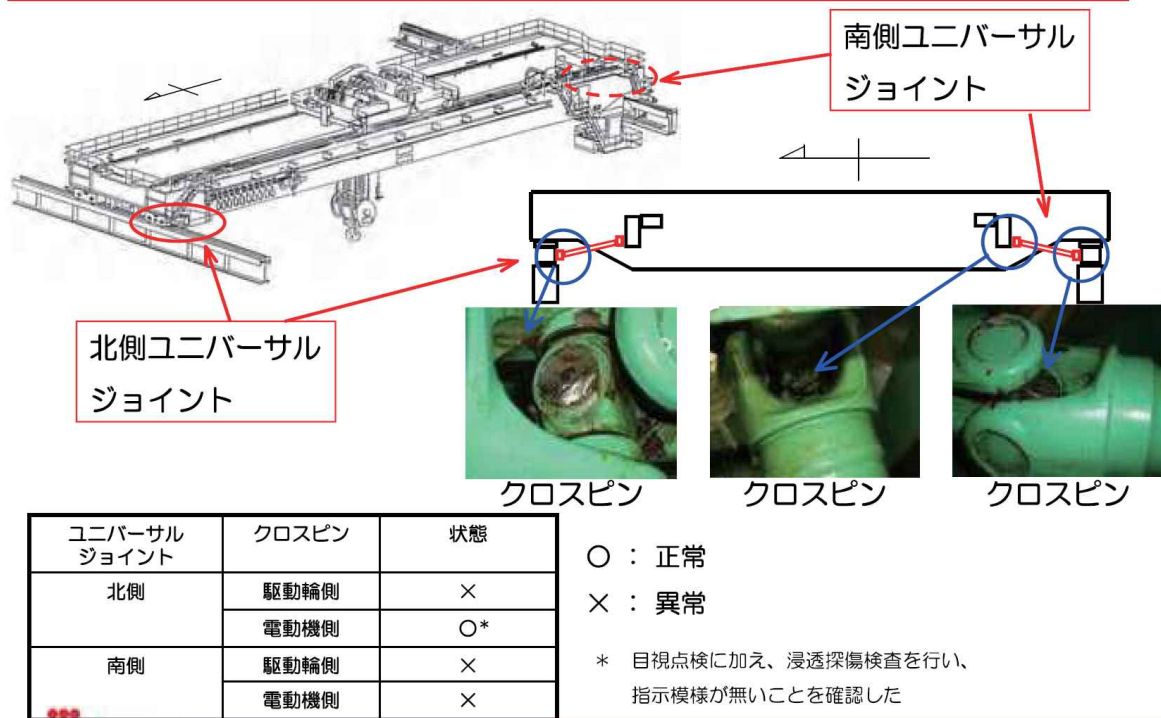
2. 2 柏崎刈羽原子力発電所6号炉の再発防止対策及び7号炉への水平展開の必要性について

本事象の再発防止対策については、以下の観点から不要と考えられるものの、クレーンの早期復旧を目的に、現在ではユニバーサルジョイント一式の予備品を保有しておくこととしている。

- ・ユニバーサルジョイントはクレーンの走行機能を担うものであり、当該部品が破損しても、本部品は車輪への回転エネルギーを伝える機能であり、本部品が機能喪失した場合においても、脱線防止ラグが設置されていることから、原子炉建屋クレーンはランウェイ上から落下することはない。
- ・当該部が損傷することで、発生応力が緩和され減速機や電動機等の重要部品の損傷が回避された側面がある。

なお、設備構造上の違いから7号炉の原子炉建屋クレーンはユニバーサルジョイントを使用していないため、上記観点も考慮し、水平展開は不要と判断している。

事象の概要 (1)



事象の概要 (2)

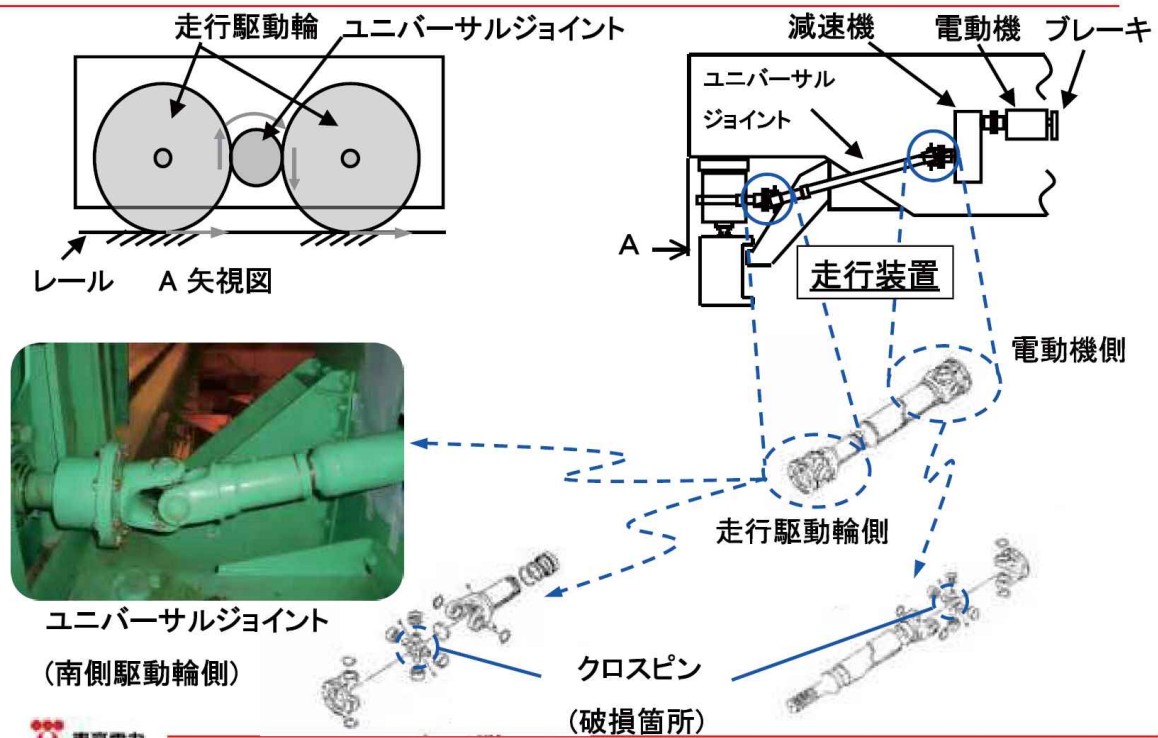


図4 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
(平成20年9月25日 東京電力プレス資料より抜粋)

3. その他不具合事象に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず、社外で発生した不具合事象については、海外情報を含め、WANO、原子力安全推進協会、BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。入手した情報については、社内要領に従い、社内検討会にてスクリーニングを行い、対応が必要と判断された案件については、当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。不具合情報の処理フローについて図5に示す。

処理方法の詳細については以下の通り。(下記番号とフロー図内の番号が対応)

- ① 原子力安全・統括部は入手した海外情報について、データベースに登録する。
- ② 原子力安全・統括部は本社主管部並びに各発電所とともに登録された情報についてスクリーニングを実施する。
- ③ 原子力安全・統括部はスクリーニング結果についてデータベースに登録し、原子力安全・統括部長の承認を得る。
- ④ 原子力安全・統括部は検討要と判断された情報について、本社不適合管理委員会に諮り、その後の対応方針について協議する。
- ⑤ 本社主管部は予防処置を検討の上、影響評価書を作成し、不適合管理委員会の確認を得る。
- ⑥ 予防処置実施箇所は予防処置を実施し完了したものについて不適合報告書を作成し、不適合管理委員会に報告する。
- ⑦ 原子力安全・統括部は予防処置が完了したことを確認しデータベースに完了登録する。

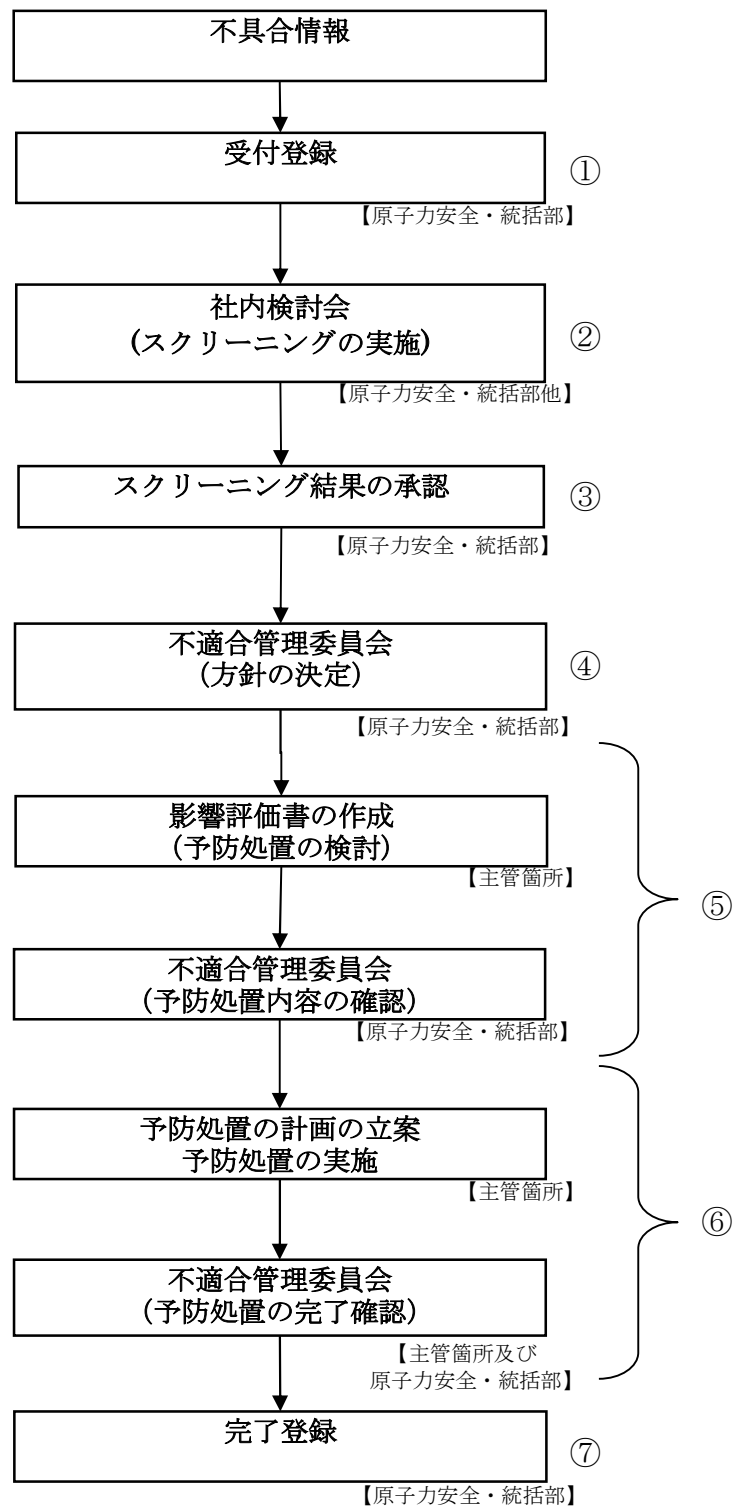


図5 不具合情報の処理フロー

新燃料の取扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱い、原子炉建屋内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫，又は使用済燃料プール）へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送する。

新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図1に示す。

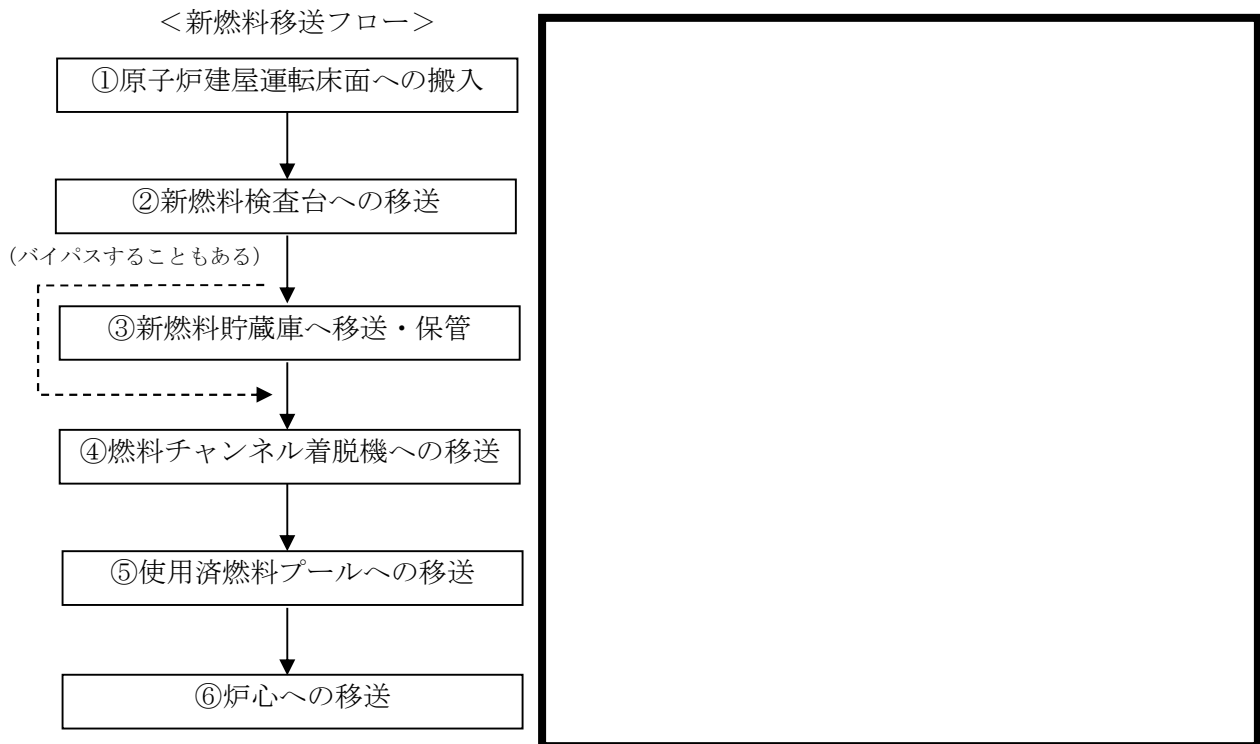


図1 新燃料の取扱いに係る経路（例）

図1に示す通り、新燃料の取扱いに係る移送時においては、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。なお、燃料チャンネル着脱機[※]に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具を装備し、新燃料の落下を防止する構造としており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチにより、誤操作等による新燃料の落下を防止する設計とする。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料落下を防止する設計とする。

※燃料チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

キャスク取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取扱い作業は、原子炉建屋クレーンを使用し行われ、作業概要について図1に示す。

キャスクの取扱い作業は、図1に示す通り機器搬出入口ハッチより運転床面へキャスクの移送を行い、除染ピット及びキャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済燃料プール上を通過することが無いよう、インターロック(キャスク移送モード)運転を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下を防止する設計とする。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有し、フックには外れ止め金具を装備し、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けることにより、キャスクの落下を防止する設計とする。

なお、キャスクピットでのキャスク取扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ(横行、走行、巻上下)の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、図1に示す通り、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置され、キャスクが横行、走行方向に滑り^{※1}、鉛直方向に滑った^{※2}としてもキャスクはNWL以下に落下することはないことから、使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

- ※1 過去事例にて、中越沖地震時、6号炉の原子炉建屋クレーンは摺動痕よりブレーキが効かない状態で、約30cm移動したものと推定され、インターロック(キャスク移送モード)運転による可動範囲から、キャスク取扱い時にキャスクがキャスクピットエリア外の使用済燃料プール内に落下することはなかった。
- ※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生した場合の滑り量は、基準地震動Ss時の評価結果において、約□cmであることを確認している。

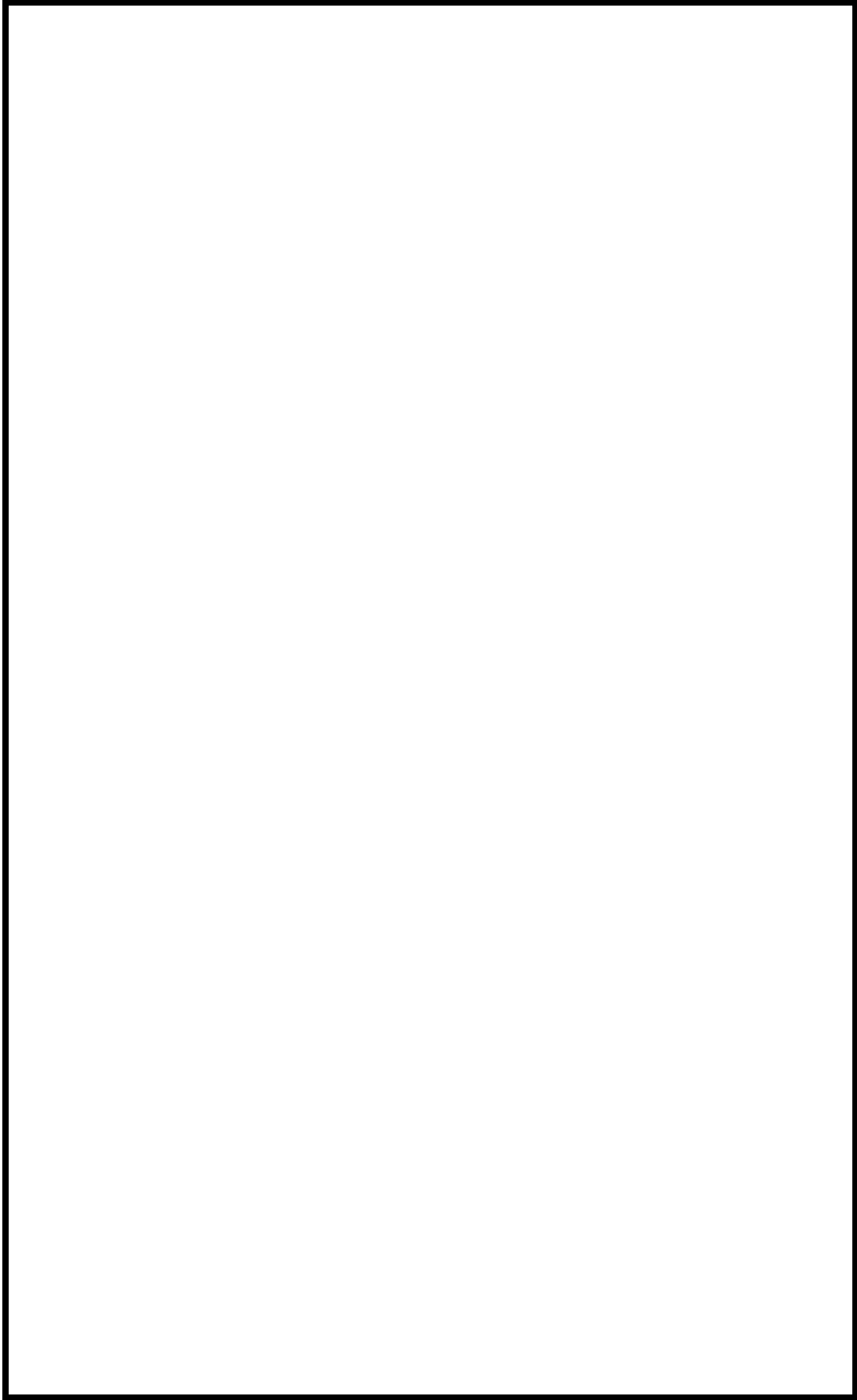


図1 キャスク取扱い作業フロー

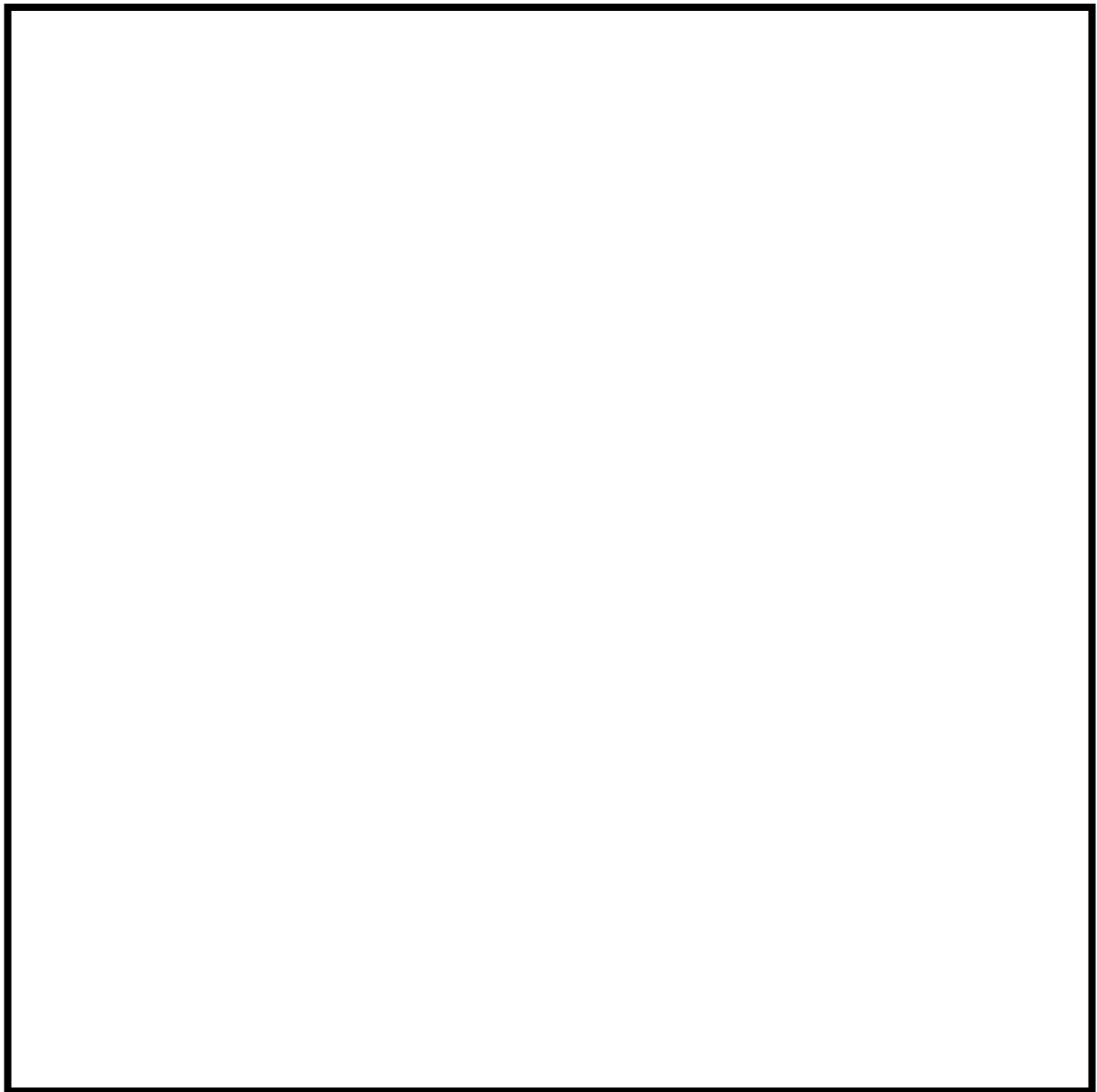


図2 キャスクとキャスクピットゲートの距離関係

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

使用済燃料プール監視設備について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する（図 1）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることで検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加温開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加温時間は 60 秒としている。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。

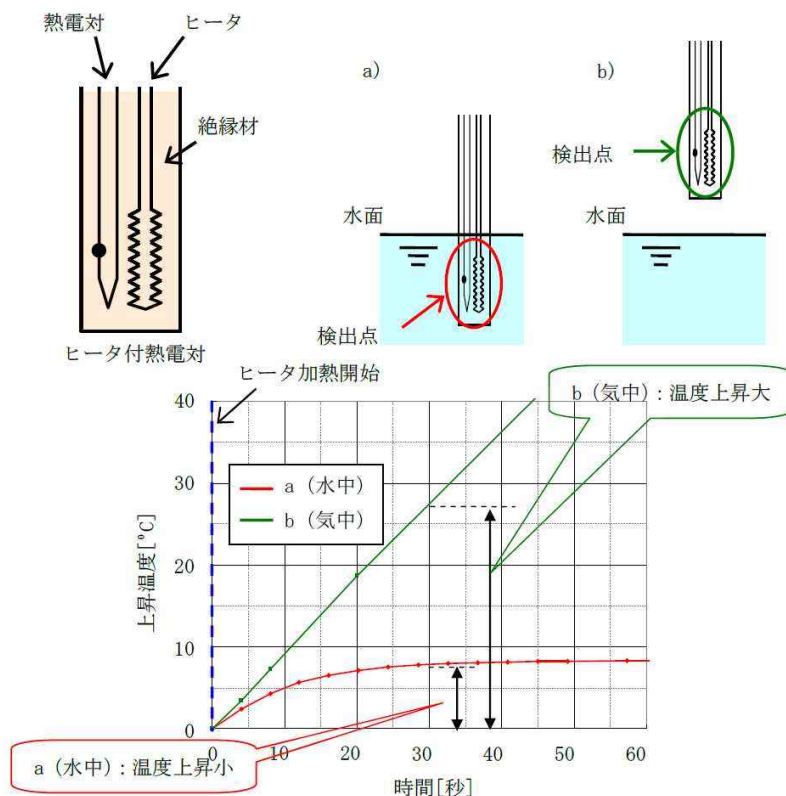


図 1 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し、水温を100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。

ヒータ付熱電対の応答性について、水位を低下させて JP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認した。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であると言える。なお、ヒータ ON による水位判定は約 60 秒であり、その後ヒータ OFF することで、水中にある熱電対の指示値は、ヒータ ON 前の水温に約 60 秒で復帰する。

(図2 「高温状態の試験結果」参照。)

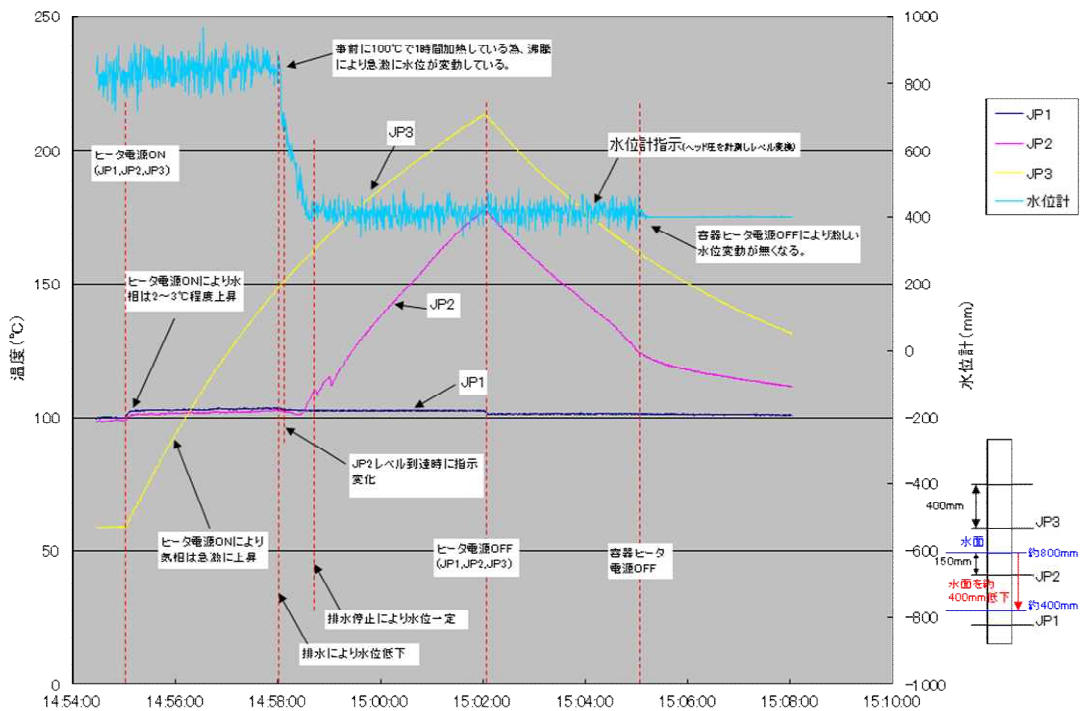


図2 高温状態の試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては液相にある 14 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで使用済燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視す

ることができる。また、ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気相または液相にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータ ON/OFF を繰り返して実施することで、同時に水位・温度計測が可能な設計とする（14 個の熱電対を上から交互に 2 グループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 7 分で 1 周させる計画）。

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位の低下速度は表 1 の通りと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題無いと考える。

表 1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	7 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 10mm
想定事故 2	約 0.29m/h	約 34mm
想定事故 2 (配管全周破断を想定)	約 3.5m/h	約 409mm

※水位低下速度及び 7 分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。

2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点について

(1) 目的

使用済燃料プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで複数の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。

使用済燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること
- ・使用済燃料プール底部付近の水位検知の有無を把握すること

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の各設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、下図のとおり設定する。

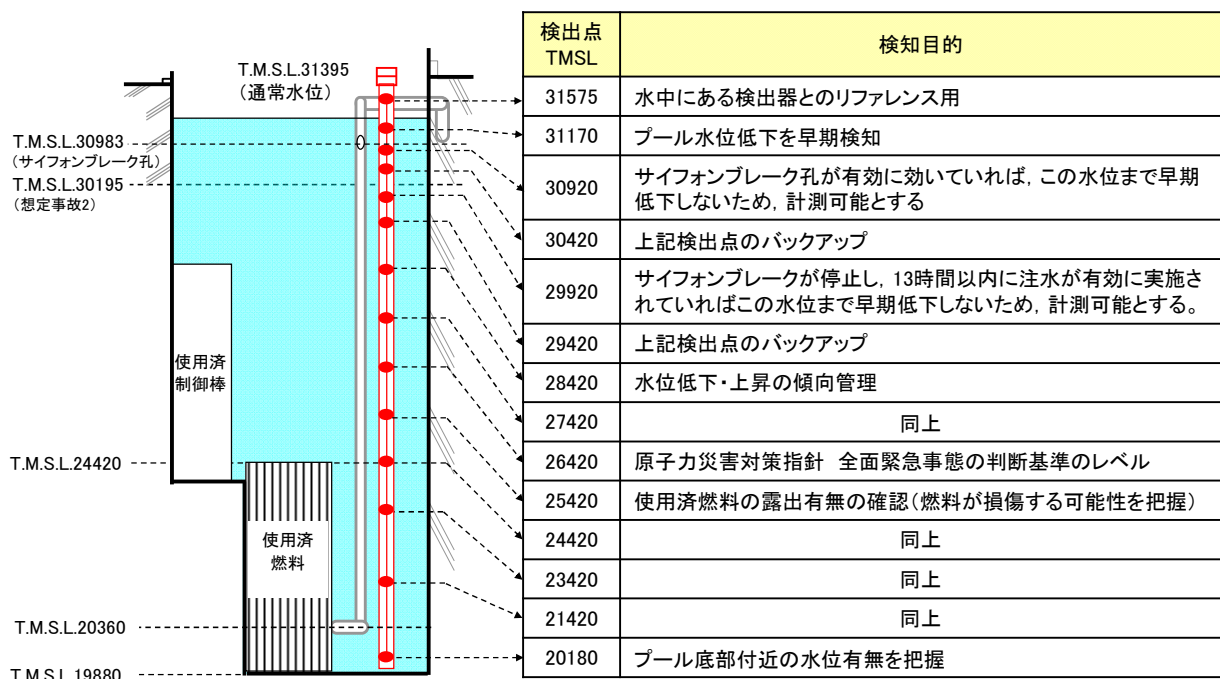


図1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の水位設定点（6号炉）

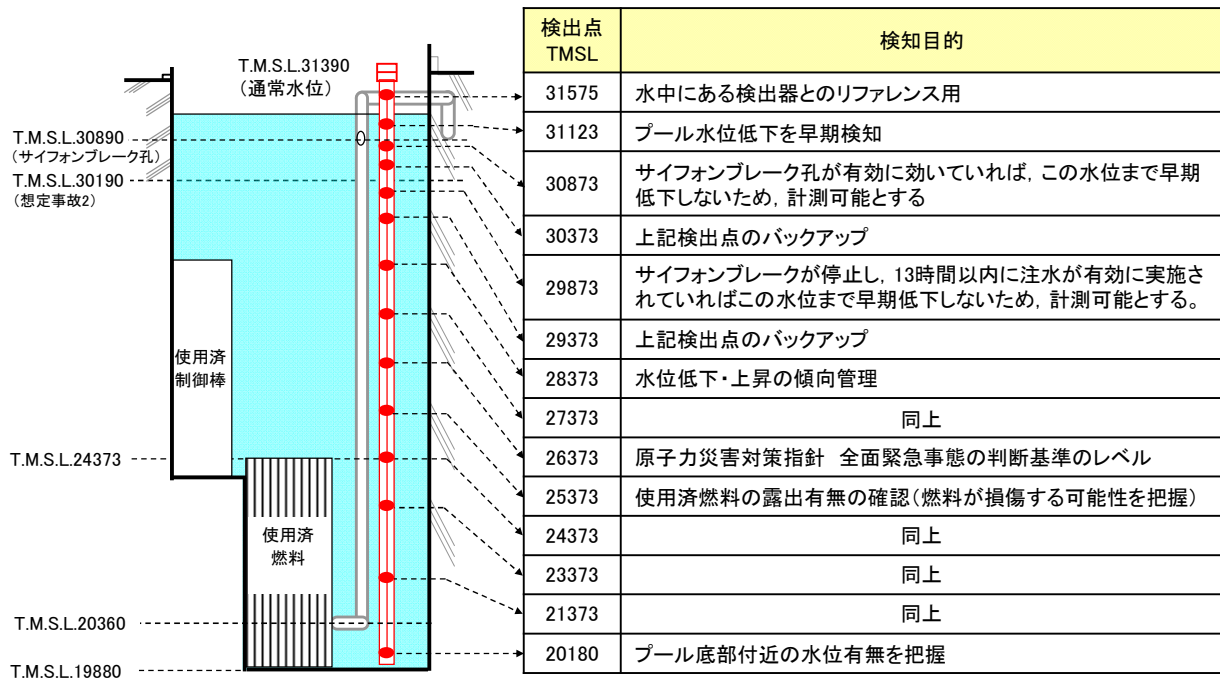


図2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)

なお、水位低の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール水位（フロート式）の警報設定値と合わせて水位低下を早期検知する目的から、6号炉：通常水位 -225mm (T. M. S. L. 31170mm)、7号炉：通常水位 -267mm (T. M. S. L. 31123mm) の設定点としている。

また、温度高の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール温度と同様の警報設定値 6号炉：57℃、7号炉：55℃としている。

警報設定値について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料貯蔵プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (6号炉 T.M.S.L. 31395mm, 7号炉 T.M.S.L. 31390mm) ~T.M.S.L. 31700mm(運転操作床面)の間で設定をする。

(水位低) 通常水位はスキマせきのせき板上部より高い位置にあるが、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合プール水位は、せき板の位置よりスキマサージタンク開口部下端 (6号炉 T.M.S.L. 31243mm, 7号炉 T.M.S.L. 31240mm) になる可能性がある。そこから水位が更に低下した場合は、想定していない異常な水位低下になることから、燃料プール冷却浄化系ポンプ停止時のプール水位の位置より下に設定をする。

上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値を表 1 に示す。また図 2 に使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値をプラント毎に設定している。

表 1 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	6号炉：通常水位-162mm(T.M.S.L. 31233mm) 7号炉：通常水位-250mm(T.M.S.L. 31140mm)
水位高	6号炉：通常水位+32mm(T.M.S.L. 31427mm) 7号炉：通常水位+109mm(T.M.S.L. 31499mm)

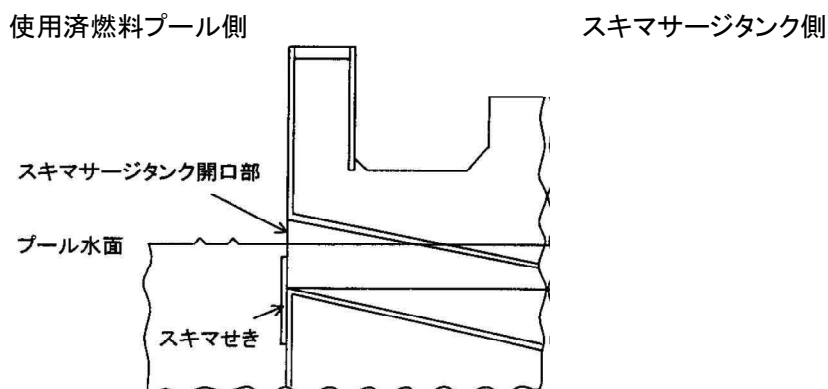


図 1 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図

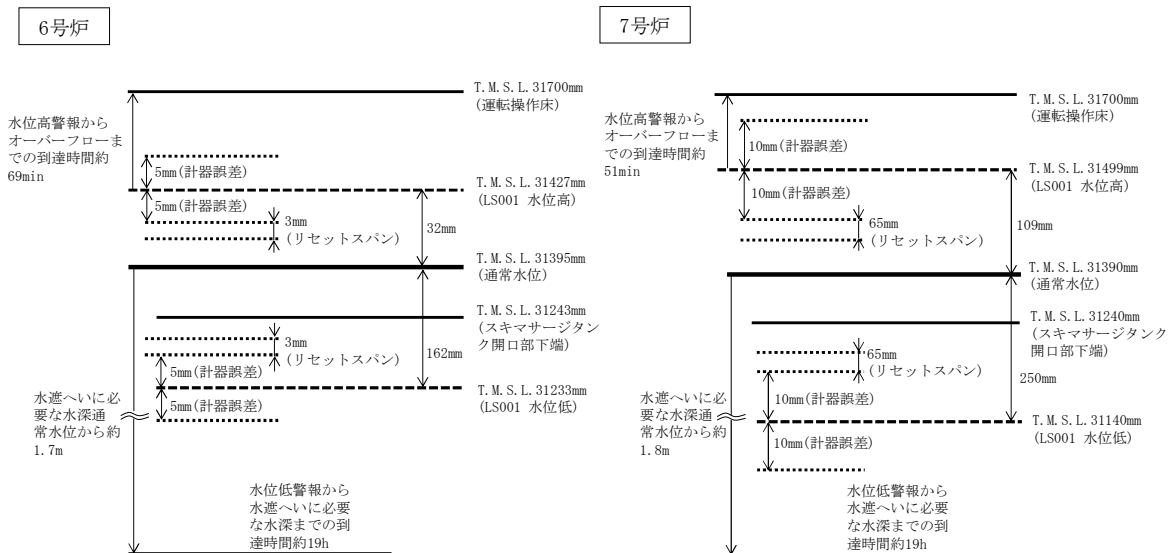


図2 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

- ・プール保有水量：6号炉 約 2085m³，7号炉 約 2093m³
- ・プール断面積：6号炉 約 232m²，7号炉 約 233m²
- ・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水温上昇速度：約 5°C/h
- ・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：約 0.08m/h

水位低警報設定値は6号炉で通常水位-162mm (T.M.S.L. 31233mm)，7号炉で-250mm (T.M.S.L. 31140mm) となっており，必要な水遮へい (1mSv/h の場合) は通常水位から6号炉で約 1.7m，7号炉で約 1.8m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発 (水位低下速度：約 0.08m/h) を想定した場合，水位低警報発生から必要となる水遮へい (水位) が失われるまでの時間は6号炉，7号炉ともに約 19時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕*を持った設計としている。

水位高警報設定値は6号炉で通常水位+32mm (T.M.S.L. 31427mm)，7号炉で通常水位+109mm (T.M.S.L. 31499mm) であり，仮に復水補給水系 (約 55m³/h) により使用済燃料プールへ補給し続けてしまった場合，水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまでに，6号炉で約 69分，7号炉で約 51分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕*を持った設計としている。

* 運転員の手動操作の時間的余裕 (10分) + 補給開始または補給停止操作終了 (約 5分) を考慮しても余裕を持った設計としている。

2. 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナからの微小漏えいを監視するために、計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。表2に使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値を、図3に使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図を示す。

表2 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	6号炉：ドレン止め弁+523mm(T. M. S. L. 13219mm)
	7号炉：ドレン止め弁+650mm(T. M. S. L. 13307mm)

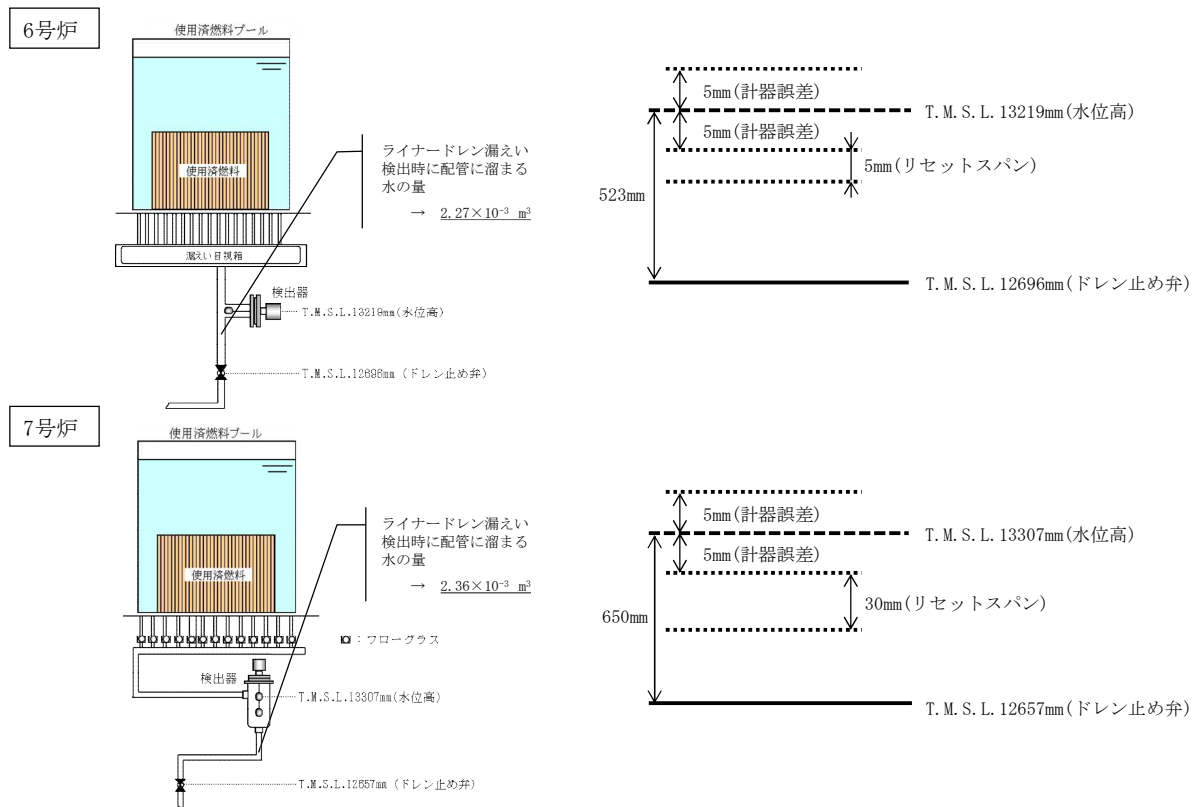


図3 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の水位高警報設定値は6号炉でドレン止め弁+523mm(T. M. S. L. 13219mm)，7号炉でドレン止め弁+650mm(T. M. S. L. 13307mm)であり，警報設定値までのドレン配管の容積は，6号炉約 $2.27 \times 10^{-3} \text{m}^3$ ，7号炉約 $2.36 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プールの容積(6号炉約 2085m^3 ，7号炉約 2093m^3)に対して十分小さな値であり，プールライナ漏えいの早期検出において余裕*を持った設計としている。

*仮に $3.00 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合，プールの水位低下は約0.013mm程度であり，必要な水遮へい(1mSv/hの場合)は通常水位から約1.7mであることから，余裕を持った設計としている。

3. 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水が通常温度よりも高くなったことを検出するため，通常時の使用済燃料プール水温度の上限値 52°C より高く，プール水の最高許容温度(65°C)に余裕を見た温度の間で設定する。表3に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値を，図4に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図を示す。

表3 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	6号炉： 57°C
	7号炉： 55°C

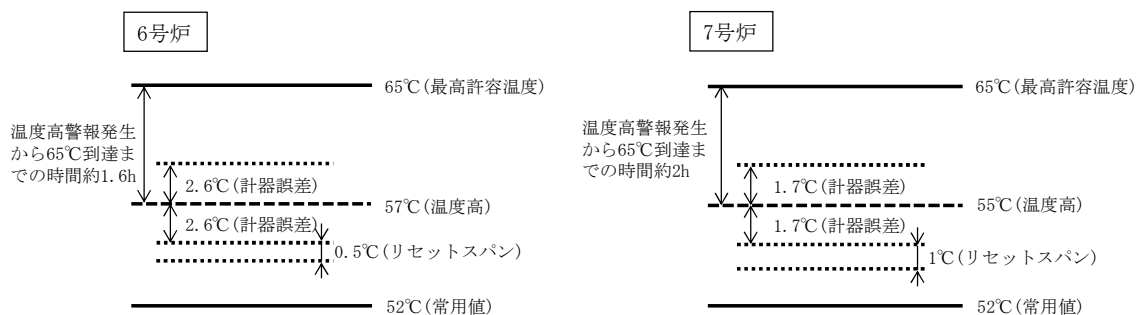


図4 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 $5^\circ\text{C}/\text{h}$ であり，6号炉の温度高警報設定値 57°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約1.6時間，7号炉の温度高警報設定値 55°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約2時間であり，余裕*を持った設計としている。

*運転員の手動操作の時間的余裕(10分)＋残留熱除去系の最大熱負荷モード切替(約145分)に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40°C から警報設定値 57°C に達するまでに約3.4時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65°C に達するまで約1.6時間であることを考慮すると，その間に残留熱除去系の最大熱負荷モードへ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

使用済燃料プールへの重量物落下に係る
対象重量物の現場確認について

1. 基準要求

【第16条】 設置許可基準第16条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討、また、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について、作業実績に基づき抽出を行った。

（1）現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置（高さ）、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

（2）機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書（燃料取扱機器、燃料取替機 等）

系統設計仕様書（原子炉建屋クレーン、燃料取扱及びプール一般設備 等）

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない重量物について、機器配置図等にて物量、重量、設置状況等確認し、使用済燃料プールへの落下物とな

るおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出した。

なお、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場確認、機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備については、設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で、今後、使用済燃料プール周辺に設置する、または取扱う設備等については、添付資料2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき、使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認、また使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について、網羅的に抽出を行った。

詳細について、6号炉について表1に、7号炉について表2に整理する。

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その1）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物※2
			評価①	評価②		
1	原子炉建屋	鉄骨、天井トラス、屋根等	×	×	×	○ (特定不可、～約50m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガード	○	—	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約47000kg、約13m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約320t、約20m)
4	その他クレーン類	燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1100kg、約17m)
		燃料コンテナ起立台	○	—	○	
		新燃料検査台	○	—	○	
5	RCCV(取扱具含む)	機器搬出入口用ジブクレーン	○	—	○	
		RCCVヘッド(ボルト含む)	○	—	○	○
		RCCV M/I 吊り具	○	—	○	
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(ホススタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機))	○	—	○	
		RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	○	—	○	
		RPVオーリング	×	×	×	
		RPVヘッド保温材	○	—	○	
		圧力容器上蓋仮置除染ビット 上蓋支持台	○	—	○	
		スタッドボルトラック	×	×	×	○ (約2920kg、約20m)
7	内挿物(取扱具含む)	ボルトスタンド	×	×	×	
		シュラウドヘッド+気水分離器	○	—	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	○	○	
		蒸気乾燥器	○	—	○	
		蒸気乾燥器・気水分離器吊り具	○	—	○	
		MSラインプラグ	○	—	○	
		主蒸気ラインプラグ 操作ユニット	×	×	×	
		ガイドロッド	×	○	○	
		ガイドロッドつかみ具	×	○	○	
		グリッドガイド	×	○	○	
		挿入ガイド用一時保管具	×	×	×	
		インコア挿入ガイド	×	×	×	
		サーベランス試験片	×	×	×	
		上部格子板	○	—	○	
		操作ポール+その他プール工具	×	○	○	
		RIPインベラ・シャフト(保管ラック含む)	×	×	×	
		RIPインベラ・シャフトつかみ具	×	×	×	
		RIP運搬用仮設レール	×	×	×	
		RIP仮置台	×	×	×	○ (約2150kg、約5m)
		RIP検査水槽	○	—	○	
		RIP検査水槽用リール	○	—	○	
		RIP上部取扱接続ロッド	×	○	○	
RIPディフューザ・ストレッチチューブ(保管ラック含む)	×	×	×			
RIPディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×			
RIPストレッチチューブネジ部保護具	○	—	○			
RIPディフューザウェアリング	×	×	×			
RIPディフューザウェアリングつかみ具	×	×	×			
RIP取扱具保管棚	○	—	○			

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その2）

番号	抽出物	評価フローI		評価フローII		代表重量物※2
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
7	内挿物(取扱具含む)	RIPモータ用上部プラグ	×	×	×	
		LPRM検出器	×	○	○	
		LPRM/ドライチューブ移送具	×	○	○	
		LPRM/ドライチューブ取扱具	×	○	○	
		引抜きIHT用錘	×	○	○	
		挿入用IHT	×	○	○	
		LPRM吊下げハンガ	×	○	○	
		インコアストロングバック(炉内計装音搬出入装置)	×	×	×	
		SRNM	×	○	○	
		中性子源	×	×	×	
		起動用中性子源ホルダ	×	○	○	
		燃料集合体	×	○	○	
		制御棒+燃料サポート	×	×	×	
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具	×	×	×	
		制御棒	×	○	○	
		制御棒つかみ具	×	○	○	
		燃料チャンネル着脱機	×	○	○	
		チャンネル	×	○	○	
		チャンネル移動つかみ具	×	○	○	
		チャンネル取扱具	×	○	○	
		チャンネル取扱ブーム	×	×	×	
		チャンネルボルトレンチ	×	○	○	
		ブレードガイド(ダブル)	×	○	○	
ブレードガイド(短尺)	×	○	○			
他号機燃料取扱グラブ(収納コンテナ含む)	×	○	○			
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	×	×	○ (約700kg, 約4m)
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		新燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		使用済LPRM保管ラック	×	○	○	
9	プールゲート類	制御棒貯蔵ハンガ	×	○	○	
		D/Sプールゲート	○	-	○	
		燃料プールゲートG1	×	×	×	○ (約5600kg, 約13m)
		燃料プールゲートG2	×	×	×	
10	燃料キャスク(取扱具含む)	キャスク	×	×	×	○ (約11900kg, 約15m)
		キャスク吊り具	×	×	×	
		転倒防止架台	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	-	○	○
		照明用分電盤	○	-	○	
		燃料チャンネル着脱機制御盤	○	-	○	
		燃料プール状態表示盤	○	-	○	
		作業用電源箱	○	-	○	
		使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	○	-	○	
		機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	○	-	○	
		機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱	○	-	○	
		無線通信設備補助増幅器	○	-	○	
		RPVヘッド自動着脱機電源箱	○	-	○	
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	○	-	○	
		燃料取替機制御室空調機現場盤	○	-	○	
		RIP検査水槽用制御盤	○	-	○	
		インベラ・シャフト検査装置制御盤	○	-	○	

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その3）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
12	フェンス・ラダー類	手摺り(収納箱含む)	×	○	○	
		新燃料検査台ビット用ラダー	×	○	○	
		D/Sプール用梯子	×	×	×	
		原子炉ウエル用梯子	×	×	×	○ (約200kg, 約13m)
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置	○	-	○	
		PAR	○	-	○	
		除染装置(収納コンテナ含む)	×	×	×	○ (約2200kg, 約19m)
14	作業機材類	真空清掃設備清掃用具格納箱	○	-	○	
		R/Bオペフロハッチカバー 支管用カバー収納箱	○	-	○	
		水中テレビカメラビデオ装置	○	-	○	
		水中テレビカメラコントローラ	○	-	○	
		SFP 操作プラットフォーム	×	○	○	○ (約30kg, 約20m)
		横向水中照明具	×	○	○	
		広域水中照明具	×	○	○	
		ドロップライト	×	○	○	
		ビューイングエイド	×	○	○	
		水中カメラ	×	○	○	
		燃料グループ 工具棚	○	-	○	
		潤滑油保管棚	○	-	○	
		保管棚(A)	○	-	○	
		保管棚(B)	○	-	○	
保管棚(C)	○	-	○			
保管棚(D)	○	-	○			
15	計器・カメラ・通信機器類	R/B-外気差圧(北側)発信器	○	-	○	
		エリア放射線モニタ	○	-	○	
		R/B-外気差圧(西側)発信器	○	-	○	
		R/A-外気差圧計	○	-	○	
		SGTS排気流量発信器	○	-	○	
		ページング	○	-	○	
		ITVカメラ	○	-	○	
		IAEAカメラ	○	-	○	
		燃料取替エリア排気放射線モニタ(安全系)	○	-	○	
		光ジャンクションボックスch3	○	-	○	
		R/B-外気差圧(東側)発信器	○	-	○	
		使用済燃料貯蔵プール温度計	×	○	○	○ (約110kg, 約4m)
		使用済燃料貯蔵プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	-	○	
スタッドレン配管Uシール水位計	○	-	○			
R/B-外気差圧(南側)発信器	○	-	○			
インペラ・シャフト検査装置	×	○	○			
16	試験・検査用機材類	スタッドボルト探傷装置(保管棚含む)	×	○	○	
		スタッドボルト用試験片	×	×	×	
		テストウェイト(180KG用)	×	×	×	
		テストウェイト(300KG, 480KG用)	×	×	×	
		原子炉冷却材再循環ポンプホイス用テストウェイト	×	×	×	○ (約1500kg, 約12m)

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その4）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	機器搬出入口ハッチカバー	○	-	○	
		新燃料検査台ビットカバー	×	×	×	
		燃料把握機調整ビットカバー	×	×	×	
		キャスク洗浄ビットカバー	×	×	×	
		D/SカナルプラグA	○	-	○	
		D/SカナルプラグB	○	-	○	
		D/SカナルプラグC	○	-	○	
		ウェルシールドプラグA	○	-	○	
		ウェルシールドプラグB	○	-	○	
		ウェルシールドプラグC	○	-	○	
		ウェルシールドプラグD	○	-	○	
		ウェルシールドプラグE	○	-	○	
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーB	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーA	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーB	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーC	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーD	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーE	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーF	×	×	×	
		SFPスロットプラグA	×	×	×	
		SFPスロットプラグB	×	×	×	○ (約10000kg, 約19m)
		SFPスロットプラグC	×	×	×	
		SFPスロットプラグD	×	×	×	
D/SプールカバーA	×	×	×			
D/SプールカバーB	×	×	×			
D/SプールカバーC	×	×	×			
D/SプールカバーD	×	×	×			
D/SプールカバーE	×	×	×			
18	空調機	燃料取替機制御室空調機	○	-	○	○
19	その他	配管	×	×	×	○ (約150kg, 約 12m)
		チェッカープレート	○	-	○	
		非常誘導灯	○	-	○	
		消火設備	○	-	○	
		掲示物	○	-	○	
		鉛ガラス	○	-	○	
		ダクト	○	-	○	
		トップベント	○	-	○	
		フローアウトパネル	○	-	○	
		ケーブル	×	○	○	
		放送機材	○	-	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検査機材	×	○	○	

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その1）

番号	抽出物	詳細	評価フローI		評価フローII		代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②	選定結果		
1	原子炉建屋	鉄骨、天井トラス、屋根等	×	×	×	○	(特定不可、～約50m)
		照明	×	○	○		
		クレーンランウェイガード	○	-	○		
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○	(約49000kg, 約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○	(約270t, 約20m)
4	その他クレーン類	新燃料検査台	○	-	○		
		ブル用ジブクレーン	×	×	×	○	(約1100kg, 約17m)
		機器搬出入口用ジブクレーン	○	-	○		
5	RCCV(取扱具含む)	RCCVヘッド(ボルト含む)	○	-	○	○	
		RCCV M/I吊り具	○	-	○		
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機))	○	-	○		
		RPVヘッド自動着脱機制御盤	×	×	×		
		RPVヘッド保温材	○	-	○		
		RPV上蓋除染パン 上蓋支持台	○	-	○		
		ボルトシャック部清掃装置	×	×	×		
		スタッドボルトラック	×	×	×		
		RPVオーリング	×	×	×		
		ボルト着脱装置	×	×	×	○	(約3700kg, 約17m)
		油圧装置・集塵装置(RPVヘッド自動着脱装置用)	○	-	○		
		テンショナー予備品収納箱	○	-	○		
		ボルトスタンド	×	×	×		
7	内挿物(取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器	○	-	○		
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×		
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	○	○		
		蒸気乾燥機	○	-	○		
		D/Sスリング	○	-	○		
		MSラインプラグ	○	-	○		
		主蒸気ラインプラグ操作ユニット	×	×	×		
		ガイドロッド(収納ケース含む)	×	×	×		
		ガイドロッドつかみ具	×	○	○		
		グリッドガイド	×	○	○		
		インコア挿入ガイド	×	○	○		
		挿入ガイド一時保管台	×	○	○		
		上部格子板	○	-	○		
		操作ポール+その他ブル工具	×	○	○		
		ミラーアタッチメント	×	○	○		
		計測器取扱具(IHT)	×	○	○		
		中性子源	×	○	○		
		起動用中性子源立掛具	×	×	×		
		RIP検査水槽	○	-	○		
		RIP検査水槽用作業架台	○	-	○		
RIP検査水槽用仮設レール	×	×	×				

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その2）

番号	抽出物	詳細	評価フローI		評価フローII		代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果	
7	内挿物（取扱具含む）	RIP上部取扱装置保管用移動レール	×	×	×		
		RIP上部取扱装置保管用吊り天秤	○	-	○		
		RIP取扱装置仮置台	×	×	×		
		インベラ・シャフトクラッド除去治具	×	×	×		
		RIP上部共通吊り具（保管箱含む）	×	×	×		
		RIP上部取扱接続ロッド	×	○	○		
		RIP上部プラグ	×	×	×		
		RIPディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×		
		RIPディフューザウェアリングつかみ具	×	○	○		
		RIPインベラ・シャフト（保管ラック含む）	×	×	×		
		RIPインベラ・シャフトつかみ具	×	○	○		
		RIPディフューザ・ストレッチチューブ（保管ラック含む）	×	×	×		
		RIPディフューザウェアリング	×	○	○		
		燃料集合体	×	○	○		
		他号機燃料取扱グラブ（収納コンテナ含む）	×	×	×		
		燃料チャンネル	×	○	○		
		燃料チャンネル着脱機	×	○	○		
		チャンネル移動つかみ具	×	○	○		
		チャンネル取扱具	×	○	○		
		チャンネル取扱ブーム	×	×	×	○ (約870kg, 約12m)	
		チャンネルボルトレンチ	×	○	○		
		制御棒	×	○	○		
		制御棒つかみ具	×	○	○		
		CR・FS	×	○	○		
		CR・FS同時つかみ具（保管架台含む）	×	×	×		
		LPRM切断機	×	○	○		
		LPRM吊下げハンガ	×	○	○		
		SRNM	×	○	○		
		LPRM検出器	×	○	○		
		LPRMドライチューブ移送具	×	○	○		
インコアマニプレーター	×	○	○				
ブレードガイド	×	×	×				
インコアストロングバック（炉内計装管搬出入装置）	×	×	×				
サーバランス試験片	×	×	×				
RIP取扱具保管棚	○	-	○				
8	プール内ラック類	使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		新燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		チャンネル貯蔵ラック	×	×	×	○ (約1080kg, 約5m)	
		制御棒貯蔵ハンガ	×	○	○		
		使用済LPRM保管ラック	×	○	○		
ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○				

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その3）

番号	抽出物	評価フローI		評価フローII		選定結果	代表重量物※2
		詳細	評価①	評価②	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
			配置※1				
9	ゲート類	SFPゲート（小）	×	×	×		
		SFPゲート（大）	×	×	×	○ (約2300kg, 約13m)	
		キャスクピットゲート	×	×	×		
		DSPゲート	○	-	○		
10	キャスク（取扱具含む）	キャスク	×	×	×	○ (約119000kg, 約16m)	
		キャスク吊り具	×	×	×		
		転倒防止架台	×	×	×		
11	電源盤類	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	○	-	○	○	
		燃料チャンネル着脱機制御盤	○	-	○		
		炉内ISI装置用制御盤	○	-	○		
		RIPインペラ・シャフト検査台用操作盤	○	-	○		
		ジャンクションBOX	○	-	○		
		R/B天井クレーンケーブル切替箱	○	-	○		
		R/B天井クレーン操作箱	○	-	○		
		RPVヘッド自動着脱機トランス盤	○	-	○		
		照明用トランス	○	-	○		
		照明用分電盤	○	-	○		
		作業用電源箱	○	-	○		
		原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱	○	-	○		
原子炉建屋クレーンジョイントボックス	○	-	○				
		無線通信設備補助増幅器	○	-	○		
12	フェンス・ラダー類	手摺り（収納箱含む）	×	○	○		
		DSP用梯子	×	×	×		
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×		
		新燃料検査台ピット用ラダー	×	○	○		
		SFPスロット部ブリッジ	×	×	×	○ (約230kg, 約20m)	
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置	○	-	○		
		除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ (約2200kg, 約18m)	
		DSPゲートエアバックン供給装置	×	○	○		
		PAR	○	-	○		

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その4）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
14	作業機材類	清掃装置	○	-	○	
		工具収納ラック A	○	-	○	
		工具収納ラック B	○	-	○	
		工具収納ラック C	○	-	○	
		工具箱 (1)	○	-	○	
		工具箱 (2)	○	-	○	
		工具箱 (3)	○	-	○	
		スリング類収納ハンガ	○	-	○	
		長物類収納ラック A	○	-	○	
		長物類収納ラック B	○	-	○	
		ボール類収納ラック	○	-	○	
		搬入口ハッチカバー部品収納箱	○	-	○	
		RIPインペラ・シャフト検査台用水中TVカメラユニット	×	○	○	
		RIP取扱装置用水中TVカメラ操作ラック	×	○	○	
清掃油棚	○	-	○			
RIP取扱機器用水中TVカメラ	×	○	○			
型気中投光式照明灯	×	○	○			
ビューイングエイド	×	○	○			
燃料チャンネル着脱機テレビカメラ	×	○	○	○ (<100kg, 約12m)		
燃料取替監視用テレビ装置SFP側テレビカメラ	×	○	○			
燃料取替監視用テレビ装置炉心側テレビカメラ	○	-	○			
IAEAカメラ	○	-	○			
ITVカメラ	○	-	○			
ARM (エリアモニタ)	○	-	○			
プロセスモニタ	○	-	○			
ページング	○	-	○			
使用済燃料貯蔵プール温度計	×	○	○	○ (約180kg, 約5m)		
使用済燃料貯蔵プール水位計	×	○	○			
水素濃度計	○	-	○			
フィルタ装置出口配管Uシール水位計	○	-	○			
R/B-外気差圧 (南側) 発信器	○	-	○			
R/B-外気差圧 (西側) 発信器	○	-	○			
R/B-外気差圧 (東側) 発信器	○	-	○			
R/B-外気差圧 (北側) 発信器	○	-	○			
SGTSイオンチェンバ検出器	○	-	○			
SGTS排気流量発信器	○	-	○			
RIP検査台	×	×	×	○ (約3300kg, 約19m)		
シッパーキャップ (SHIPPING 検査用)	×	×	×			
炉内 ISI装置収納庫	×	×	×			

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その5）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果	
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	SFPスロットブラグ(A)	×	×	×	
		SFPスロットブラグ(B)	×	×	×	○ (約1000kg, 約19m)
		SFPスロットブラグ(C)	×	×	×	
		SFPスロットブラグ(D)	×	×	×	
		DSスロットブラグ(A)	○	-	○	
		DSスロットブラグ(B)	○	-	○	
		DSスロットブラグ(C)	○	-	○	
		D/Sプールカバー	×	×	×	
		原子炉ウエルカバー(A)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(B)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(C)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(D)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(E)	○	-	○	
		大物搬入口ハッチカバー	○	-	○	
		新燃料貯蔵庫カバー	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーB	×	×	×	
新燃料検査台ビットカバー	×	×	×			
燃料把握機調整ビットカバー	×	×	×			
キャスク洗浄ビットカバー	×	×	×			
18	空調機	燃料取替機制御室空調機	○	-	○	○
19	その他	配管	×	×	×	
		チェッカープレート	○	-	○	
		非常誘導灯	○	-	○	
		消火設備	○	-	○	
		掲示物	○	-	○	
		鉛ガラス	○	-	○	
		ダクト	×	×	×	○ (約270kg, 約 24m)
		トップベント	○	-	○	
		ブローアウトパネル	○	-	○	
		ケーブル	×	○	○	
		放送機材	○	-	○	
救命用具	×	○	○			
定検査機材	×	○	○			

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出及び項目分類したものについて、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーが気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

III. 落下防止対策の要否判断

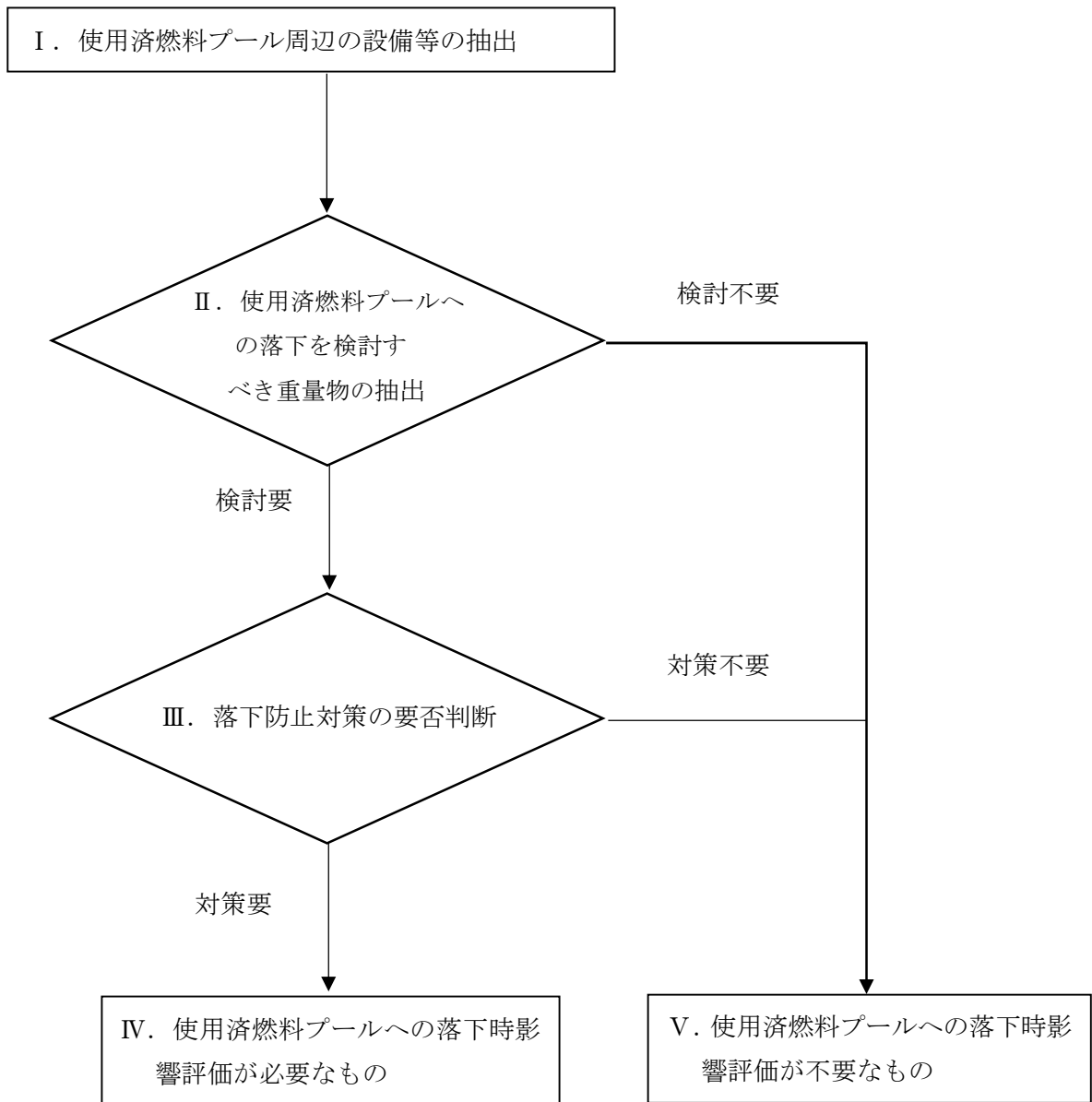
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フロー III で落下防止対策が必要とされた重量物は、対策の有効性を検証するため、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フロー II で検討不要、または評価フロー III で対策不要としたものは、落下時影響評価は不要とする。



第1図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

- | |
|--|
| <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> |
|--|

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している※¹。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」 (HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

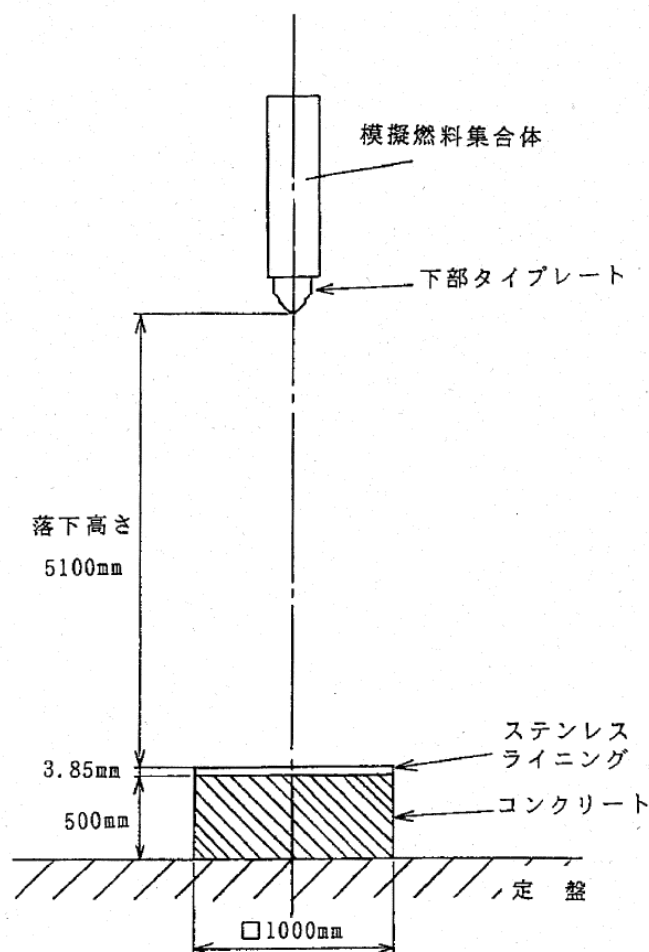


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体質量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 柏崎刈羽6号及び7号炉にて取り扱っている燃料集合体質量（燃料チャンネルボックス含む）は、310kg未満である。

第 17 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ

<目次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

2. 解釈変更に対する適合方針

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法，手順

2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

3. 別紙

別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

別紙 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

別紙 3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて

別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

4. 別添

別添 1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリについて、設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条において、追加要求事項を明確化する（第1表）。

表1 設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条 要求事項

設置許可基準規則 第17条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第27条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	—	変更なし (ただし、 <u>解釈にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大</u>)
一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。	変更なし
二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。	2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	変更なし

2. 解釈変更に対する適合方針

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水圧系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し、許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等はa. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。ここで、「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記b. に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則第17条第1項の解釈（以下、「規則の解釈」という。）に基づき、原子炉圧力容器に接続されるすべての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙1のフローに基づき確認する。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙2に示す。

別紙2に示す通り、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン
- ・残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン
- ・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン
- ・ほう酸水注入ライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンラインの弁は、施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。

したがって、当該ラインの弁については、弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており、「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，ほう酸水注入ラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

a. 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

当該ラインに設置された原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁については，通常運転時閉，事故時閉としている。当該弁については，通常運転時の原子炉停止操作における減圧後の冷却時に開，また，事故時に原子炉減圧後の長期冷却を行う際に開とする運用である。

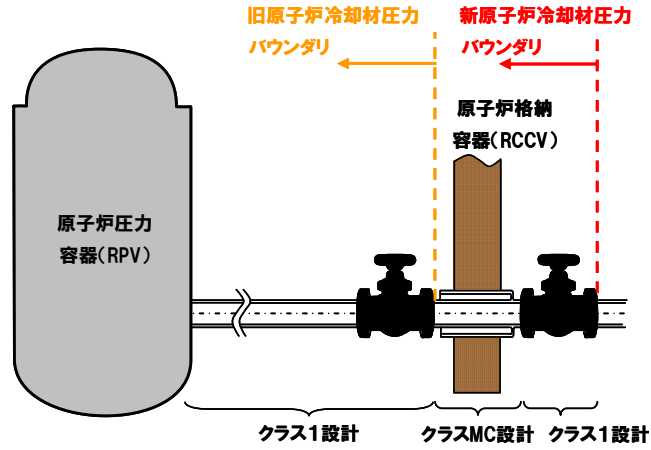
b. 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン

当該ラインに設置された原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁については，通常運転時閉，事故時閉としている。当該弁については，通常運転時の原子炉停止操作において，原子炉圧力容器上部の冷却を行う場合には，開となる。

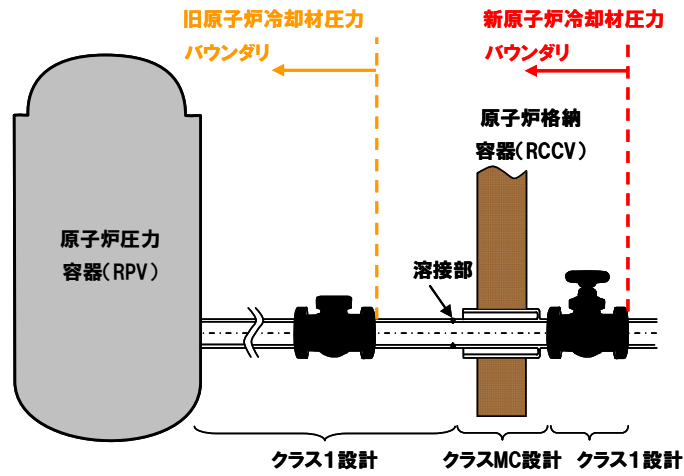
c. ほう酸水注入ライン

ほう酸水注入系は，設置許可基準規則第25条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）において，設置を求められている系統であることから，設計基準の範疇においても使用する可能性のある系統であると判断し，「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの」に準ずる系統として，第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする。

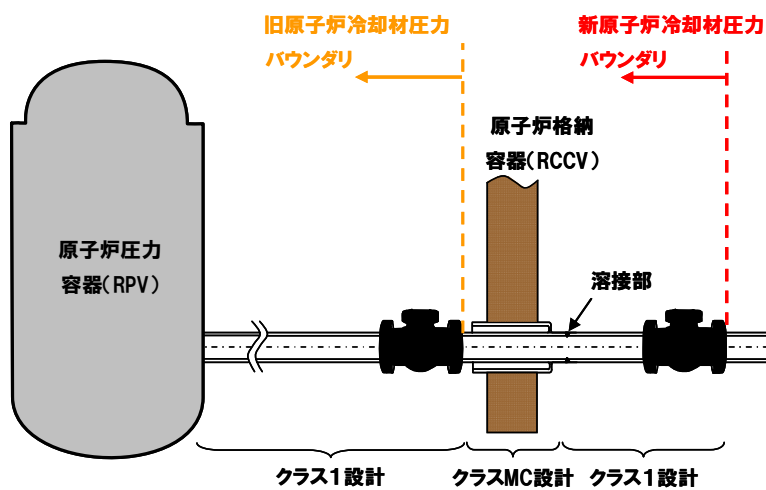
よって，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン及びほう酸水注入ラインについては，第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系 停止時冷却モード吸込ライン)



(原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン)



(ほう酸水注入ライン)

第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

弁ハンドルの固定された手動弁（施錠弁）については、チェーンで弁ハンドルを固縛した上で南京錠による施錠を施しており、南京錠の鍵については、当直長の管理のもと、使用及び保管を行う。また、鍵の保管状況を3ヶ月に1度確認する。

当該弁については、原子炉格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は現場へのアクセスができないため、開操作をすることはない。また、定期検査中においても、作業ごとに作業票とそれに基づく操作タグをもちいた管理を行い、定期検査中の点検作業終了時及び原子炉起動前に当該弁が正常な状態（閉止かつ施錠）であることをバルブチェックリストにより確認し、当直長が承認する。



KK6原子炉圧力容器ドレン弁



KK7原子炉圧力容器ドレン弁

第2図 弁施錠状態の例

表2 手動弁の施錠管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの ^{※1} （第1隔離弁まで） 【水色○実線 ^{※2} 】	KK6 原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ドレン弁	G31-F500
	KK7 原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ドレン弁	G31-F500

※1 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン及びほう酸水注入ラインを除く

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ図（別紙2）の凡例による。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、建設時にクラス1機器として設計・製作を行っている。この時にクラス1機器として工事計画の認可を受け、使用前検査（材料検査、寸法検査、外観検査、据付検査、強度・漏えい検査）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。なお、当該ラインの仕様は表3～表14の通り。

表3 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

表4 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2

表5 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
第一隔離弁から第2隔離 弁間の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	165.2	14.3	SFVC2B

表6 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	150A	SCPH2	S25C
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	150A	SCPH2	SCPH2

※1 クラスMC容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件（最高使用圧力、最高使用温度）としている。

表7 KK6ほう酸水注入ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
第一隔離弁から第二隔離 弁間の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP

表8 KK6ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

表9 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

表10 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1

※1 クラス MC 容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件
(最高使用圧力, 最高使用温度) としている。

表11 KK7原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
第一隔離弁から第2隔離 弁間の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	165.2	14.3	SFVC2B

表12 KK7原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	150A	SCPH2	SF50A
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	150A	SCPH2	SCPH2

表13 KK7ほう酸水注入ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
第一隔離弁から第二隔離 弁間の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP

表14 KK7ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力 [MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び 径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

※1 クラス MC 容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件
(最高使用圧力、最高使用温度)としている。

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管，弁については，建設時にクラス1機器として設計・製作し，クラス1機器として要求される検査を実施している。さらに，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査（材料検査，寸法検査，外観検査，据付検査，強度・漏えい検査）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。また，当該範囲（格納容器貫通部含む）については，従来より，耐震Sクラスであるため技術基準上の要求事項に変更はなく，上述の通り，プラント建設時よりクラス1機器として設計しているため，評価体系（許容値，計算式）も変更する必要はない。

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに組み込まれた配管・弁については、従来はクラス2機器として供用期間中検査を実施していることから、今後は、クラス1機器として供用期間中検査に組み込み、検査を行っていく。

なお、クラス1機器の供用期間中検査に新たに組み込まれた部位については、クラス1機器としての現時点での健全性を確認するために、今施設定期検査時に全数の検査を実施する。

クラス2機器からクラス1機器へ組み込まれることに伴う試験方法の変更内容を表15～17に示す。また、これまでに実施した供用前検査（PSI）、供用期間中検査（ISI）の内容についても合わせて示す。

表 15 KK6/7 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの検査項目

名称			建設時の検査項目		直近の検査項目 (クラス 2 機器)		今後の検査項目 (クラス 1 機器)		
			P S I	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第 1 隔離弁 から 第 2 隔離弁 間	主配管	主配管の周溶接 継手	U T ^{※1} (100%)	JEAC4205 -1986	U T (7.5%) P T (7.5%)	JSME S NAI-2008	U T (100%)	U T (25%)	JSME S NAI-2008
第 2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)		V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (代表 1 台の 25%)	
	弁本体内部表面		V T (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	V T (100%)	V T (同一グループで 1 台)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ^{※2}			V T ^{※3} (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/ 1 定検)	

※ 1 全体積が対象。

※ 2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※ 3 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

表 16 KK6/7 原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイラインの検査項目

名称			建設時の検査項目		直近の検査項目 (クラス 2 機器)		今後の検査項目 (クラス 1 機器)		
			P S I ※1	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第 1 隔離弁 から 第 2 隔離弁 間	主配管	主配管の周溶接 継手	U T ※2 (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	U T (100%)	U T (25%)	
		主配管の支持部材取 付溶接継手	P T (100%)		—	—	P T (100%)	P T (7.5%)	
		支持構造物	V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (25%)	
第 2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)		—	—	—	—	V T (100%)	V T (代表 1 台の25%)	JSME S NAI-2008
	圧力保持用ボルト・ナット (フランジのボルト締付け部)		—	—	—	—	V T (100%)	V T (25%)	
	弁本体の内表面		—	—	—	—	V T (100%)	V T (同一グループで 1 台)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※3			V T ※4 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/ 1 定検)	

※ 1 第 2 隔離弁までの範囲まで社内自主として P S I を実施。

※ 2 全体積を対象。

※ 3 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※ 4 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

表 17 KK6/7 ほう酸水注入ラインの検査項目

名称			建設時の検査項目		直近の検査項目 (クラス 2 機器)		今後の検査項目 (クラス 1 機器)		
			P S I ※1	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第 1 隔離弁 から 第 2 隔離弁 間	主配管	主配管の周溶接 継手	P T (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	P T (100%)	P T (25%)	JSME S NAI-2008
		支持構造物	V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (25%)	
第 2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)		—	—	—	—	V T (100%)	V T (代表 1 台の 25%)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※2			V T ※3 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/1 定検)	

※ 1 第 2 隔離弁までの範囲まで社内自主として P S I を実施。

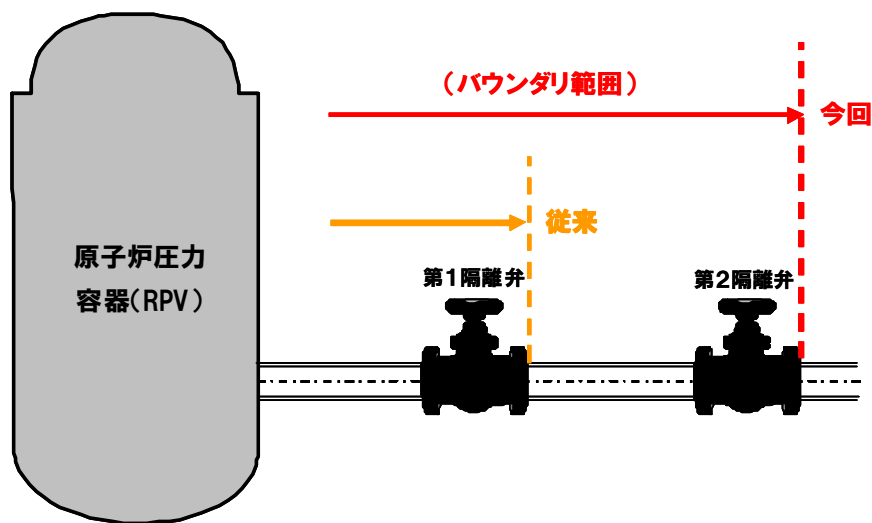
※ 2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※ 3 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法、手順

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲に対する漏えい検査の方法及び手順については、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版) JSME S NA1-2008」に基づき、実施する。

このため、クラス1機器の供用期間中検査における漏えい検査の圧力保持範囲は、原子炉起動に要求される開閉状態とする。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。



第3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管，弁については，建設時にクラス1機器として設計・製作し，クラス1機器として要求される検査を実施している。また，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査（材料検査，寸法検査，外観検査，据付検査，強度・漏えい検査）並びに溶接検査に合格している。従って，供用開始前における当該範囲の品質保証上の取扱いは，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同一である。

なお，供用期間中検査については，2.5項に記載の通り，従来クラス2機器として検査を実施していたことから，今後は，クラス1機器として供用期間中検査に組み込み，検査を行う。

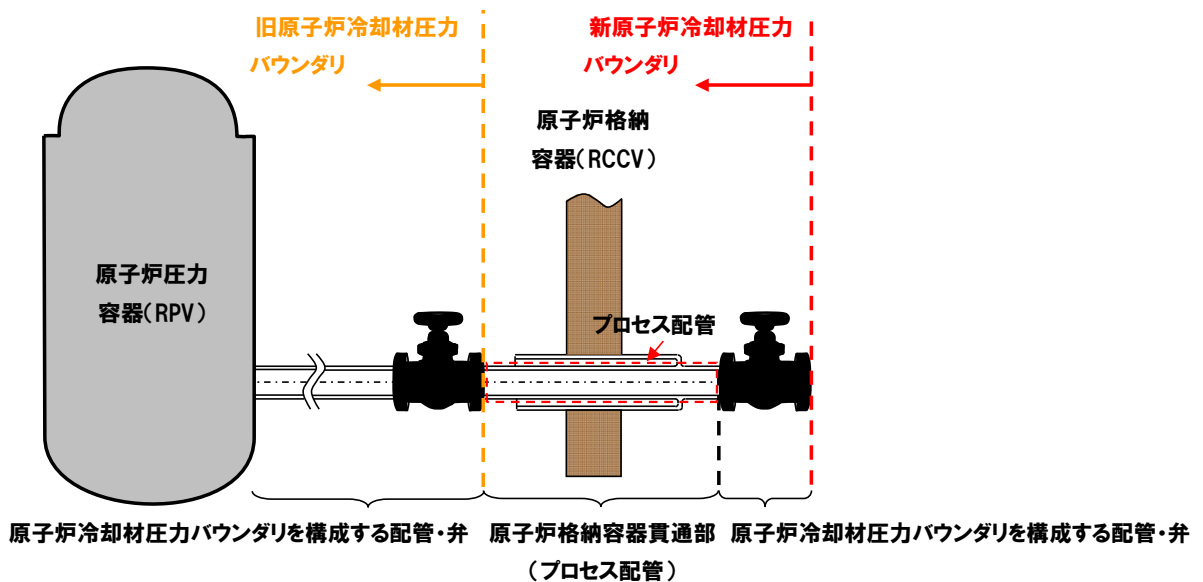
2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲には、原子炉格納容器貫通部があり、原子炉格納容器貫通部には、一部に一次冷却材に直接接する配管（以下、プロセス配管と称する）が存在する。

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲内の原子炉格納容器貫通部（プロセス配管含む）については、プラント建設時に旧告示 501 号に基づき、原子炉格納容器の一部としてクラス MC 容器の要求事項を満足するように設計し、工事計画の認可を受けている。

このため、プロセス配管についても原子炉格納容器の一部として扱っているが、下記に示す通りクラス 1 機器相当の性能を有することを確認している。また、供用期間中検査についても、今後はクラス 1 機器相当の管理を行う。

原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）と原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大の概念図を第 4 図に示す。



第 4 図 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の概念図

(1) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の仕様について

表 3, 5, 7, 9, 11, 13 に記載の通り、プロセス配管は原子炉冷却材圧力バウンダリと同一の設計条件（最高使用温度、最高使用圧力）を満足しており、また、クラス 1 機器に適合する材料を使用している。

(2) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の強度評価について

プロセス配管が原子炉冷却材圧力バウンダリとしての強度を有することを確認するために、クラス 1 配管と同様に強度・耐震評価を行う。

確認結果を表 18～20 に示す。

表18 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

表19 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

表20 ほう酸水注入ライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

※3 一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下であることを確認している。

表18～20に示すとおり、プロセス配管に発生する応力が許容値以下であることを確認した。また、一部の系統において、一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下となり許容値を満足している。

(3) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の検査方法について

・製造時検査

原子炉格納容器貫通部のプロセス配管について、クラスMC容器、クラス1機器の製造時における検査項目を表21に示す。

表21の通り、クラスMC容器では製造時の非破壊検査の要求はないが、クラス1機器では非破壊検査の要求がある。このように、要求される検査項目に相違があるものの、プロセス配管は、建設時に耐圧試験を実施しており、また、クラス1機器と同様の強度・耐震評価を実施し、クラス1機器相当の性能を有していることを確認している。

なお、KK6/7におけるプロセス配管については、製造時に製造メーカーにおいて自主的にクラス1機器として要求される検査を実施していることを確認している。

表21 プロセス配管の検査項目（製造時の検査）

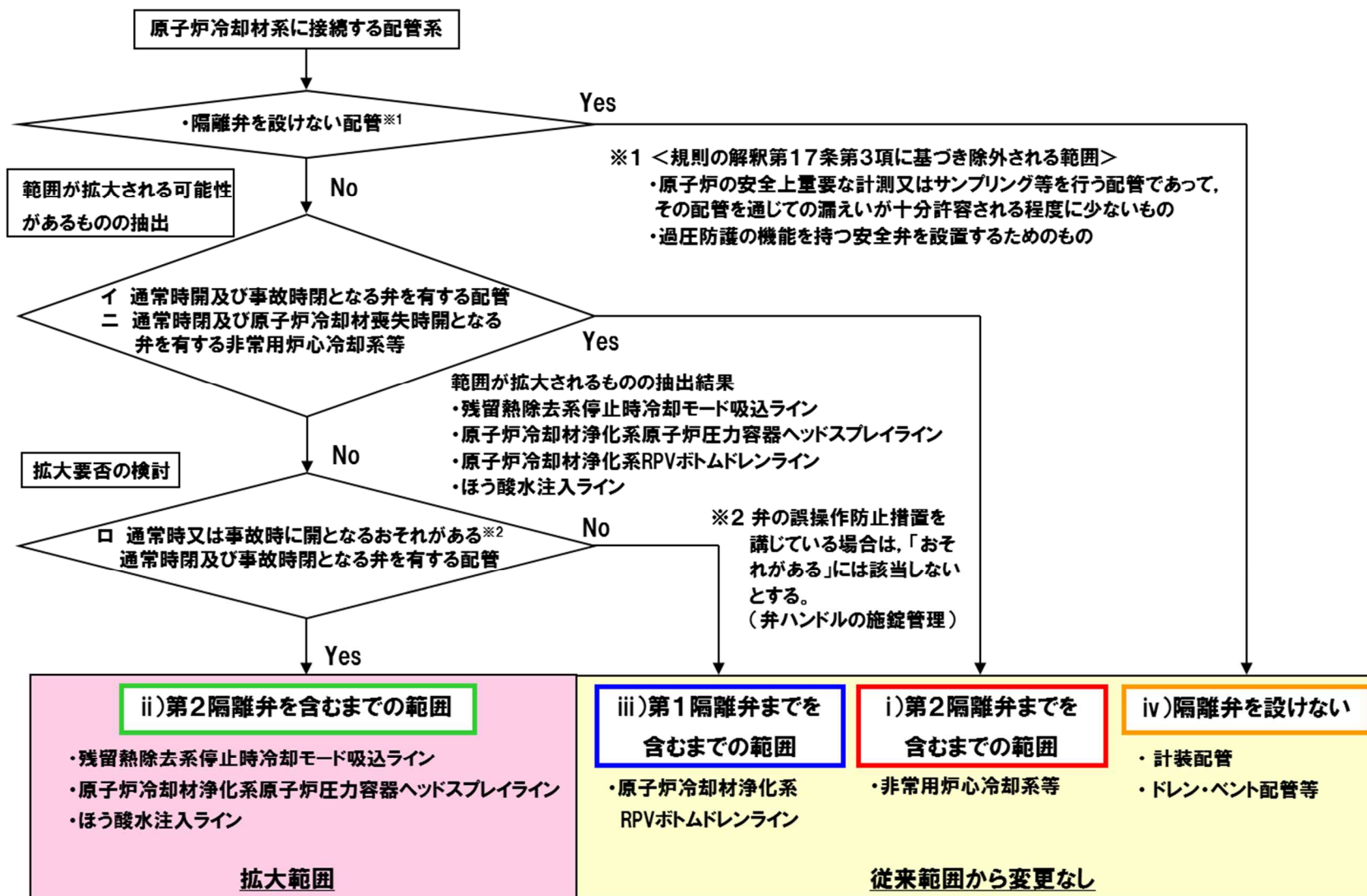
名称	クラスMC容器要求検査	クラス1機器要求検査
原子炉格納容器貫通部 (プロセス配管)	—	UT
	—	PTまたはMT

- ・ 供用期間中検査

原子炉格納容器貫通部については、これまでもクラス MC 容器として供用期間中検査（全体漏えい率試験，VT）を実施しており，今後も継続して供用期間中検査を実施していく。

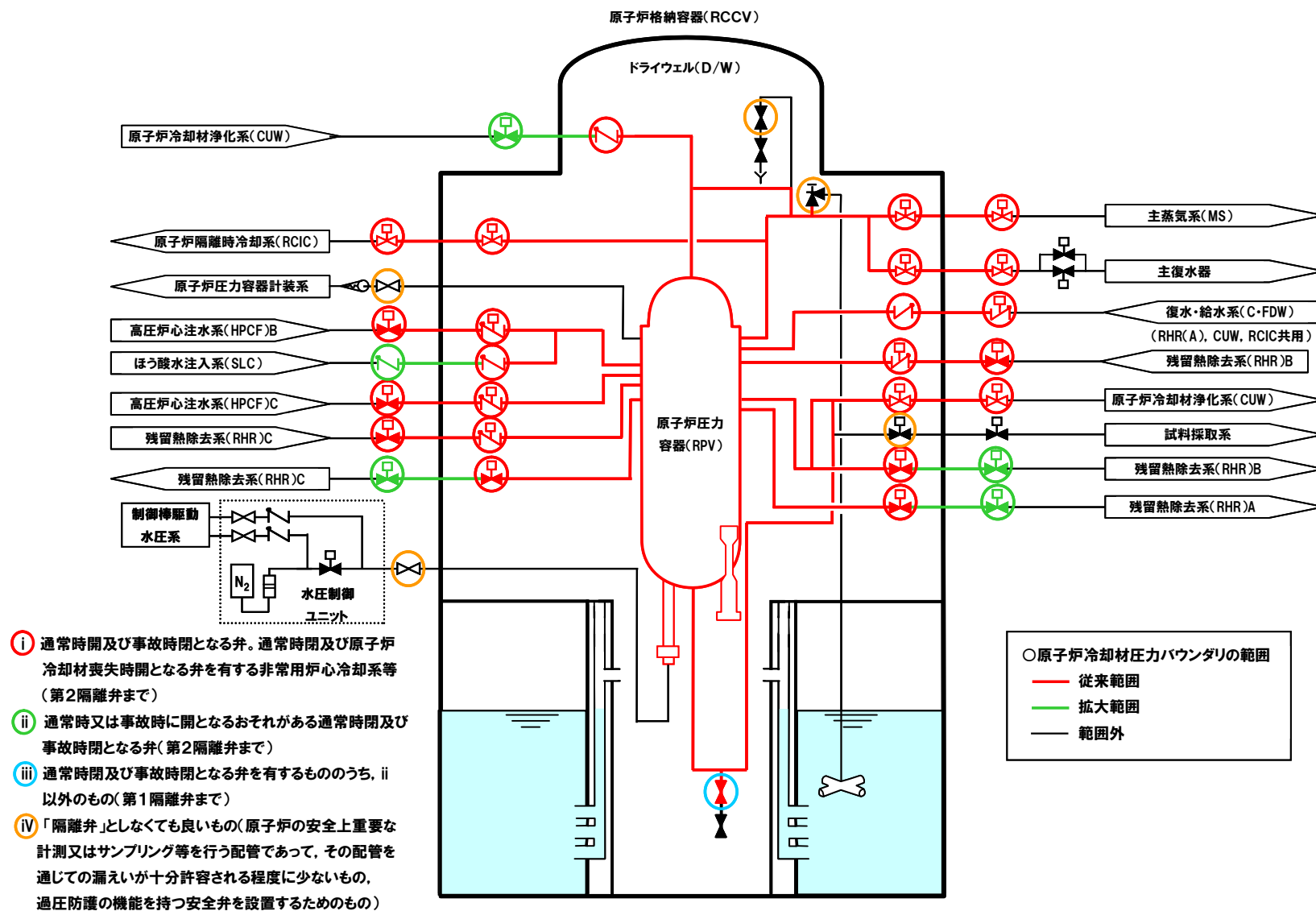
ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなるプロセス配管については，クラス 1 機器の漏えい試験におけるバウンダリ範囲に含まれていることから，2.6 章の通り，クラス 1 機器の供用期間中検査として漏えい試験を実施する。

なお，プロセス配管と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する他の配管・弁との溶接部については，従来よりクラス 1 機器の溶接部として扱っていることから，検査方法に変更はない。



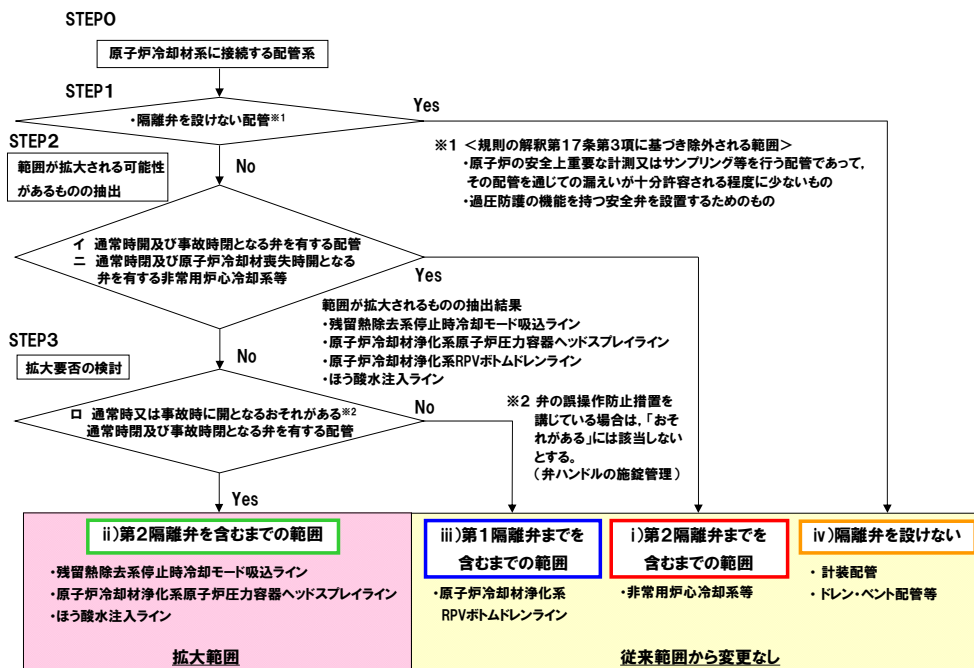
本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

■抽出プロセス

STEP0 (母集団の確認)

- ・原子炉压力容器全体構造図を用いて、原子炉压力容器のノズルを抽出する。
- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続される配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP1 (隔離弁を設けない配管 (規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲) の抽出)

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。
- ※その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で25A以下、気相で50A以下の配管を指す (別紙4参照)

STEP2 (範囲が拡大される可能性のあるものの抽出)

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3 (拡大要否の検討)

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁

を有する配管を抽出する。

※弁の誤操作処置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、
第1 隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び
管理について参照）

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

KK6/7における原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1)前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動機構からの補給水量は、制御棒 1 本当たりのページ水量設計値 (0.7~1.3 L/min) の最低流量 (0.7 L/min) とし、全制御棒数205本分のページ水量を、 8.6×10^3 kg/hrとする。
- d. 原子炉各隔離時冷却系 (以下、RCICとする) の補給水量は、RCICポンプの定格流量 188×10^3 kg/hrからRCIC補器への流量 (約 6.0×10^3 kg/hr) を差し引いた流量 182×10^3 kg/hrとする。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2)算出方法

$$A_{\max} = \frac{W}{G} \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

A_{\max} : 最大破断面積

W : 補給水量

G : 臨界質量速度

液相 40.7×10^3 kg/m² sec

気相 11.8×10^3 kg/m² sec

①式及びGは、
F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of a
Single Component, Two-Phase
Mixture”

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}} \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

D_{\max} 最大破断直径

(3)算出結果

(1), (2)より、小口径配管が破断した場合でも原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径を表 1 に示す。

この結果から、小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は、設計上の余裕をみて液相、気相それぞれ25A、50Aを最大としている。

表 1 原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
最大破断直径 [mm]	40.6	75.5
RPV バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

別添 1

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

(設置許可基準規則 第17条)

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

(技術基準規則 第14条) 安全設備

- 2 安全施設は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう施設しなければならない。

(技術基準規則 第15条) 設計基準対象施設の機能

- 3 設計基準対象施設は通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機能または器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。

(技術基準規則 第17条) 材料及び構造

- 一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用される材料は、次に定めるところによること。
- 八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。
- 十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、

クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属及び熱影響部をいう。）は次に定めるところによること。

(技術基準規則 第18条) 使用中の亀裂等による破壊の防止

- 2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。

(技術基準規則 第19条) 流体振動等による損傷の防止

燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

(技術基準規則 第27条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるように施設しなければならない。

(技術基準規則 第28条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等

- 2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。

(設置許可基準規則 第17条、技術基準規則 第27条 第28条)

- 一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。
- 二 変更なし 隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁を含む範囲までに変更した。
- 三 変更なし 十分な破壊じん性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、または、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬時的破壊が生じないことを確認している。
- 四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。

(技術基準規則 第14条) 2
 (技術基準規則 第15条) 3
 (技術基準規則 第17条) 一、八、十五
 (技術基準規則 第18条) 2
 (技術基準規則 第19条)

上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改良を伴わないことから変更はない。

評価OK

○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。

その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。

①原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン ②残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

③原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン ④ほう酸水注入ライン

このうち、①については、すでに施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤作動防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、②、③については、通常運転時に当該システムを使用する場合には、隔離弁を開とすることがあることから、バウンダリ拡大範囲とする。さらに、④については、設置許可基準規則第25条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）において、設置を求められている系統であることから、設計基準の範囲においても使用する可能性のある系統であると判断し、バウンダリ拡大範囲とする。

○弁の施錠管理 (①)

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインについては、通常時又は事故時に開となるおそれがないよう施錠管理による弁ハンドルのロックを実施する。

○弁の施錠管理 (①)

残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン、ほう酸水注入ラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

【後段規制との対応】
 工：工認（基本設計方針、添付書類）
 保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】
 []：添付六、八に反映
 []：当該条文に該当しない
 []：（他条文での反映事項他）

設置許可基準対象 条文	対象項目	区 分	運用対策等
第17条 原子炉冷却材圧力 バウンダリ	・施錠 管理	運用・手 順	—
		体制	—
		保守・点 検	・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器 ボトムドレン弁については、通常時又 は事故時開となるおそれがないように 施錠管理によるハンドルロックを適切 に実施する。
		教育・訓 練	—

第24条：安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について
 - 2.2 安全保護系盤の概要
 - 2.3 安全保護系制御装置のソフトウェア管理方法について
 - 2.4 外部からの不正アクセス行為防止について
 - 2.5 安全保護系の検証及び妥当性確認について
 - 2.6 想定脅威に対する対策について
 - 2.7 物理的分離及び電気的分離について
 - 2.8 ソフトウェア変更作業におけるソフトウェア不具合対応
3. 別紙
 - 別紙1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針
 - 別紙2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性
 - 別紙3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策
 - 別紙4 ソフトウェア更新時の立会において、インサイダー等に対するセキュリティ対策
 - 別紙5 デジタル型安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについて
 - 別紙6 デジタル型安全保護回路について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無
 - 別紙7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項
4. 別添
 - 別添 柏崎刈羽原子力発電6号及び7号炉運用，手順説明資料
安全保護回路

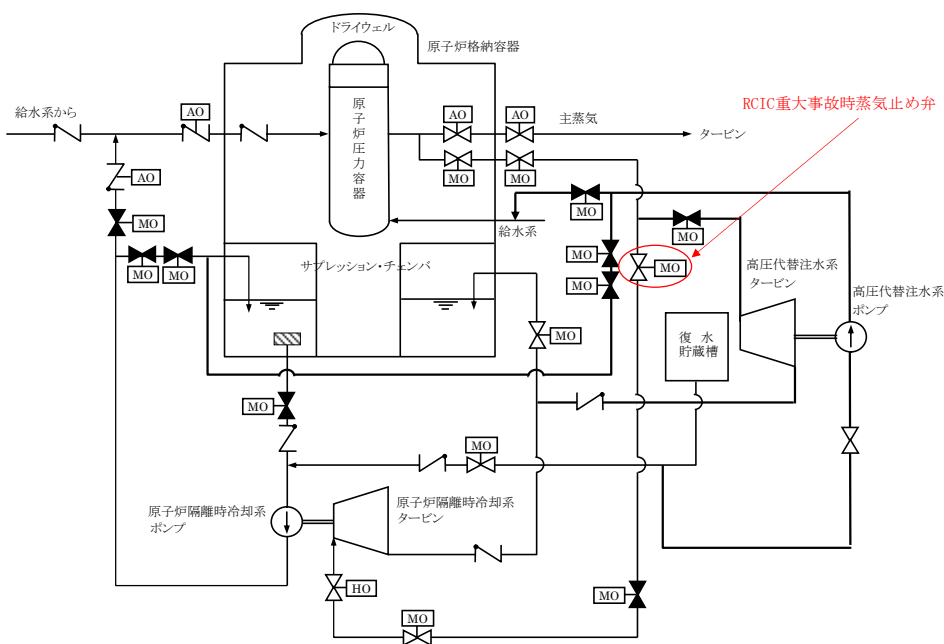
 : 本日まで提出資料

別紙2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

設置変更許可申請に関わる安全保護回路の変更は行っていない。なお、重大事故等対処設備の設置（自主対策含む）に伴い、デジタル安全保護系設備のソフトウェア改造を実施している事例が下記2件あるが、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）を実施することで、ソフトウェア改造に伴う影響を防止する設計としている。また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能：ARI）と代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計としている（参考1）。詳細は各条文の基準適合性説明資料にて説明する。

「6号炉及び7号炉 高圧代替注水設備（HPAC）設置に伴う弁操作機能の追加」

- 重大事故等時に原子炉隔離時冷却系（RCIC）が機能喪失した場合において、高圧注水設備の代替手段として、高圧代替注水設備（HPAC）を設置することとしている。
- 高圧代替注水設備（HPAC）は原子炉隔離時冷却系（RCIC）と同様に原子炉からの主蒸気を駆動源としたタービン駆動のポンプであり、RCIC蒸気管より分岐した蒸気系のライン構成となっている。
- RCIC起動失敗、または機能喪失時に、RCIC蒸気入口弁操作不能（開状態で停止）でHPAC起動後もHPAC蒸気量低で定格流量が得られない状況を回避するため、RCIC重大事故時蒸気止め弁を設置しており、この弁操作をRCIC系から実施可能とするためのソフトウェア改造を実施することとしている。



第1図 高圧代替注水系（HPAC）の系統概要

「6号炉 直流125V 6A蓄電池室 換気空調設備の制御回路の追加」

- 直流125V蓄電池6Aの増容量に伴い、蓄電池室（換気空調設備含む）を新設しており、換気空調設備の制御回路追加のソフトウェア改造を実施することとしている。

参考1 新規制対応設備の安全保護系への影響について

1. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

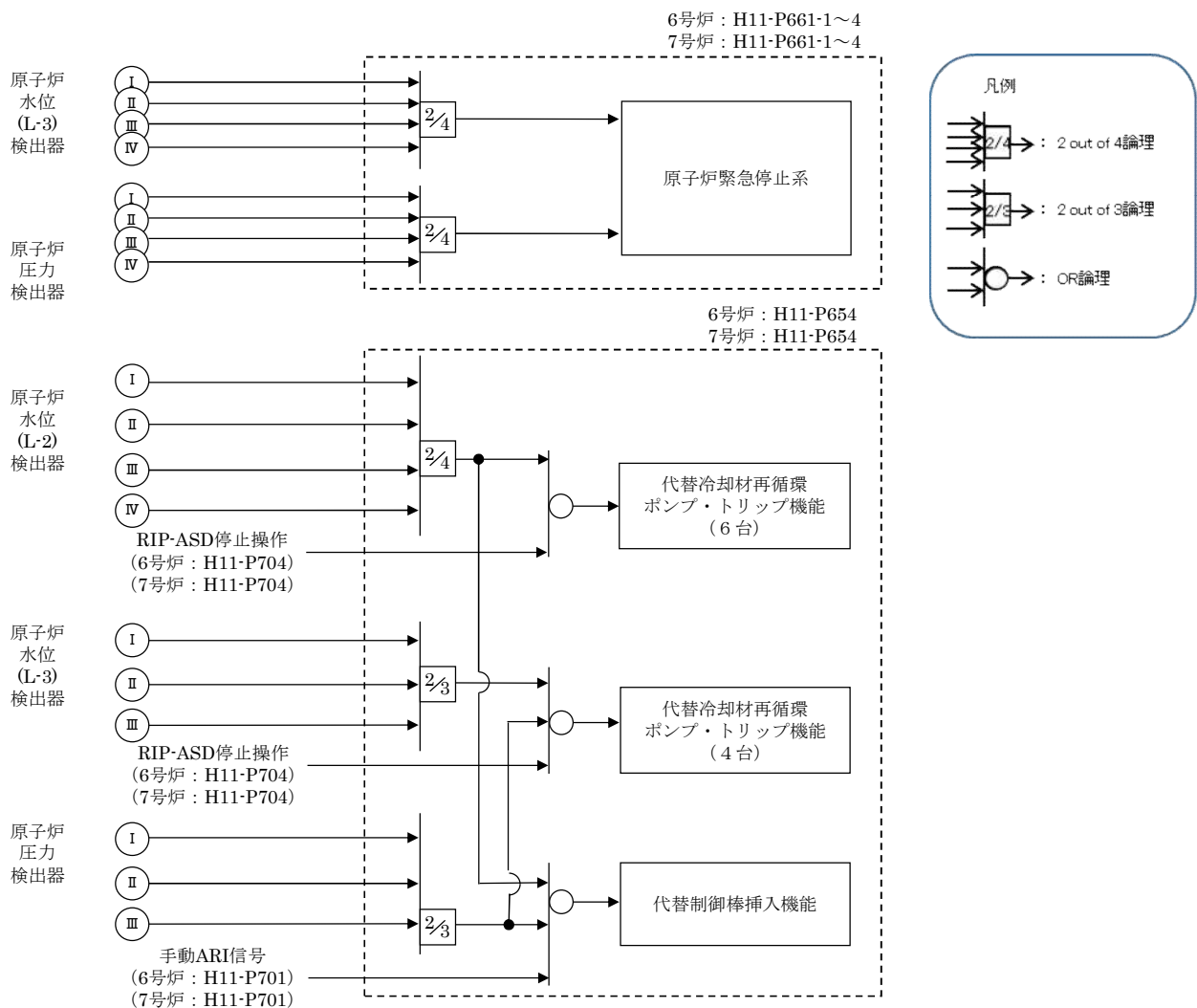
(1) 目的

代替制御棒挿入機能は、制御棒駆動機構を作動させる原子炉緊急停止系の故障による ATWS発生時に、スクラム用計装空気配管に取り付けられた排気弁を開放することによって制御棒を急速に挿入し、原子炉出力を低下させることを目的とする。

(2) 原子炉緊急停止系への影響について

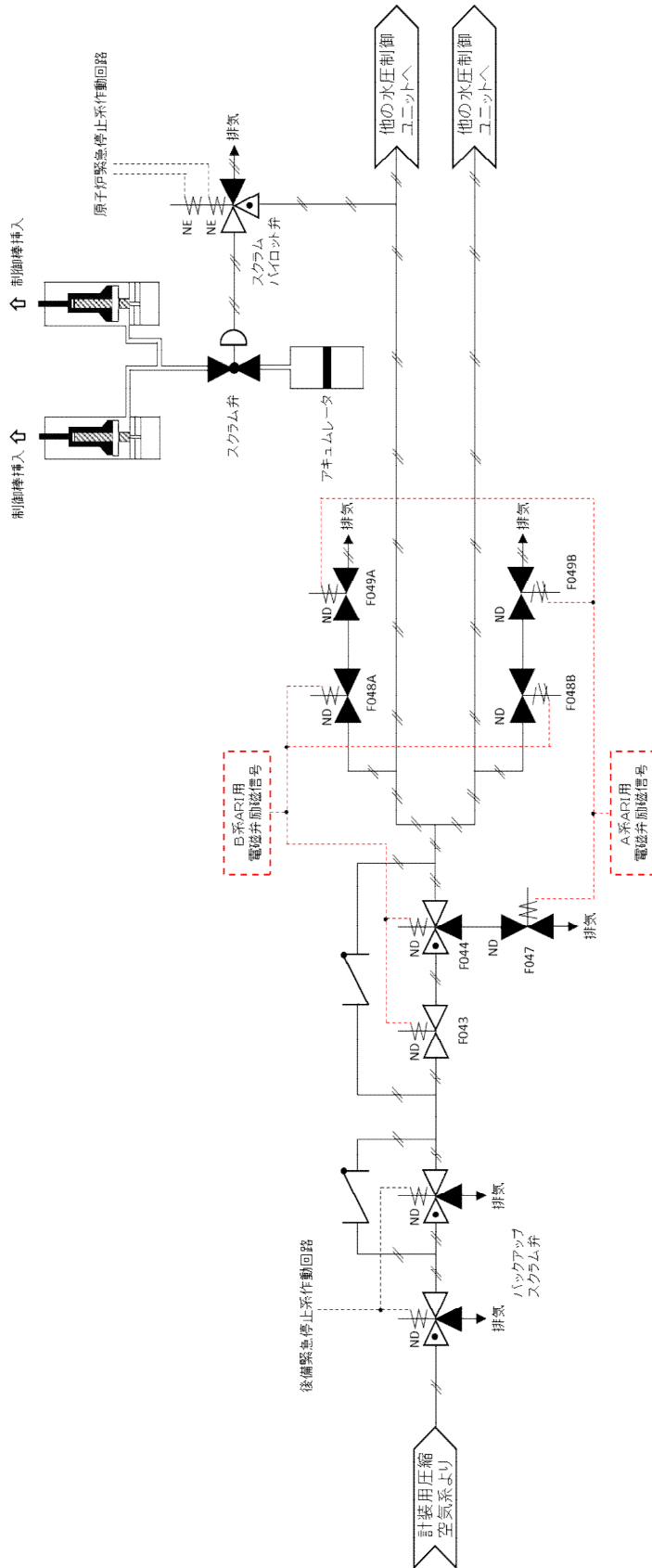
原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能のロジック回路は第1図のとおり、検出器からロジックまで、原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能は独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、第2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁についても、代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。



第1図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能のロジック図

凡例
NE : 常時励磁
ND : 常時無励磁



第2図 作動電磁弁について

2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

(1) 目的

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能が喪失するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 自動減圧系への影響について

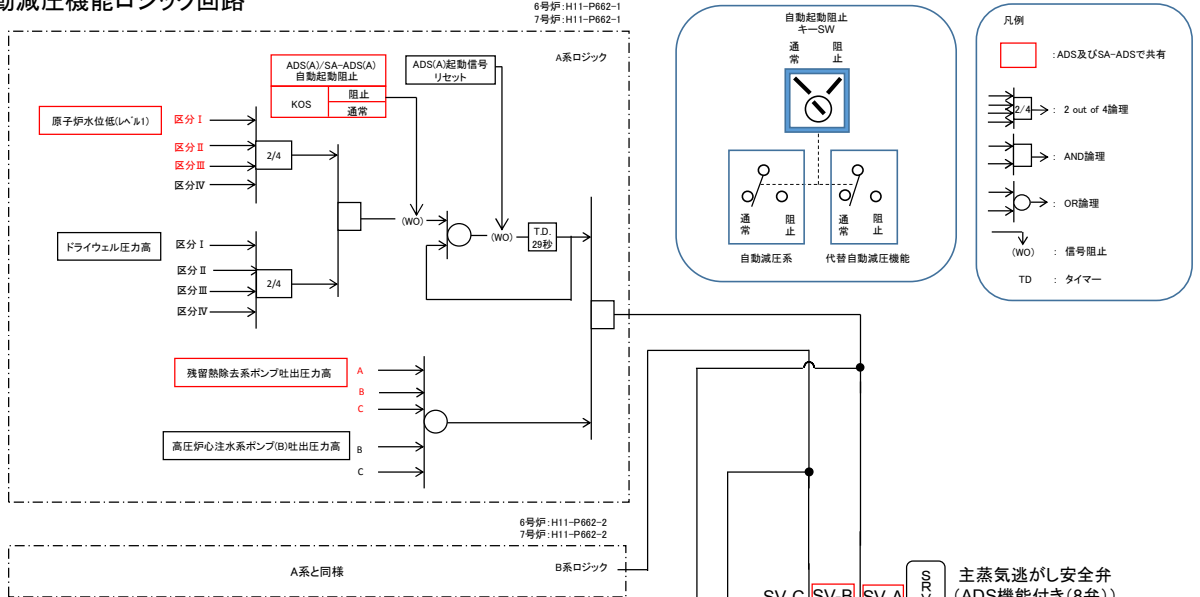
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は第3図のとおりであり、自動減圧系に対して独立した論理回路を構成しており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第4図のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

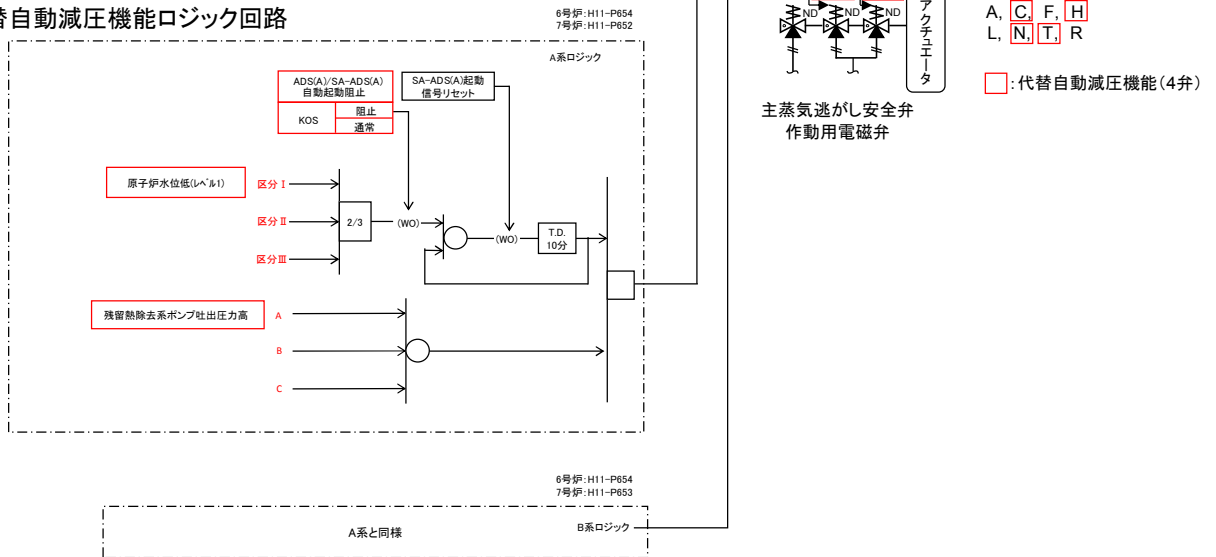
また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計としている。自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

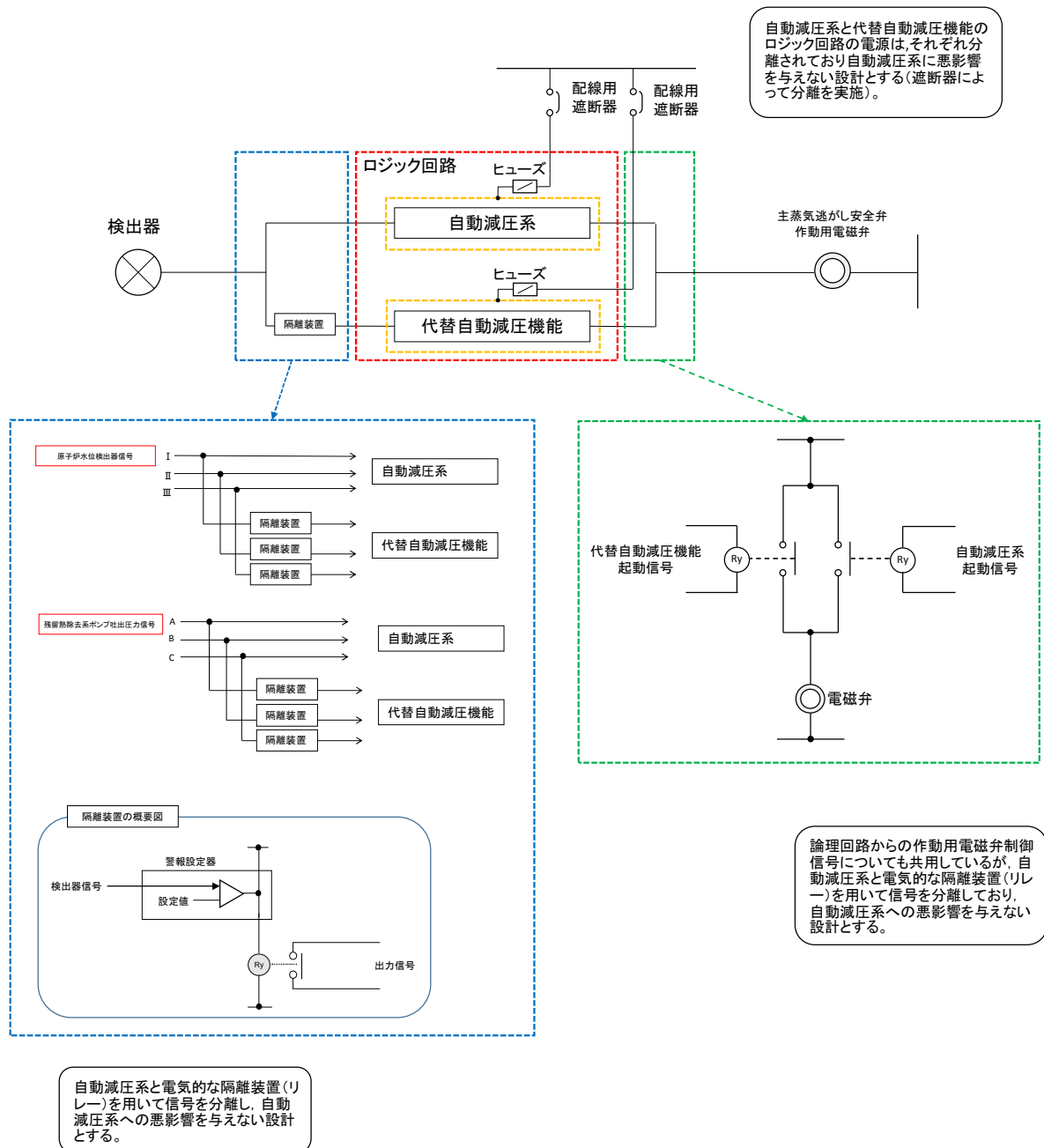
自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路



第3図 自動減圧機能及び代替自動減圧機能のロジック回路



第4図 信号の分離について

第 33 条：保安電源設備

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 保安電源設備の概要
 - 2.1.1 常用所内電源設備の概要
 - 2.1.2 非常用所内電源設備の概要
 - 2.2 保安電源の信頼性
 - 2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性
 - 2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止
 - 2.2.1.1.1 安全施設の保護装置について
 - 2.2.1.1.1.1 送電線保護装置
 - 2.2.1.1.1.2 500kV 母線保護装置
 - 2.2.1.1.1.3 66kV 母線保護装置
 - 2.2.1.1.1.4 起動変圧器保護装置
 - 2.2.1.1.1.5 その他設備に対する保護装置
 - 2.2.1.1.2 1相開放故障への対策について
 - 2.2.1.1.2.1 米国パイロン2号炉の事象の概要と問題点
 - 2.2.1.1.2.2 非常用高圧母線への電力供給について
 - 2.2.1.1.2.3 1相開放故障の検知性について
 - 2.2.1.1.3 電気設備の保護
 - 2.2.1.2 電気系統の信頼性
 - 2.2.1.2.1 系統分離を考慮した母線構成
 - 2.2.1.2.2 電気系統を構成する個々の機器の信頼性
 - 2.2.1.2.3 非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作
 - 2.2.2 電線路の独立性
 - 2.2.2.1 外部電源受電回路について
 - 2.2.2.2 複数の変電所又は開閉所との接続
 - 2.2.2.2.1 変電所等と活断層等の位置
 - 2.2.2.2.2 変電所又は開閉所の停止想定
 - 2.2.2.2.2.1 西群馬開閉所全停時の供給系統
 - 2.2.2.2.2.2 刈羽変電所全停時の供給系統
 - 2.2.3 電線路の物理的分離
 - 2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について

2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策

2.2.3.2.1 鉄塔基礎の安定性

2.2.3.2.2 近接箇所の共倒れリスク

2.2.3.2.3 風雪対策について

2.2.4 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

2.2.4.1 電線路が2回線喪失した場合の電力の供給

2.2.4.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

2.2.4.1.2 変圧器多重故障時の電力供給

2.2.4.1.3 外部電源受電設備の設備容量について

2.2.4.2 受送電設備の信頼性

2.2.4.2.1 開閉所設備等の耐震性評価について

2.2.4.2.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

2.2.4.2.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について

2.2.4.2.4 ケーブル洞道設置地盤の支持性能について

2.2.4.2.5 基礎及び洞道の不等沈下による影響について

2.2.4.2.6 設置地盤の液状化について

2.2.4.2.7 洞道設置地盤安定性に関する地すべり性断層の影響について

2.2.4.2.8 津波の影響, 塩害対策

2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

2.3.1 非常用所内電源設備及びその附属設備の信頼性

2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性

2.3.1.1.1 非常用所内電源設備の配置

2.3.1.1.2 非常用所内電源設備の共通要因に対する頑健性

2.3.1.2 容量について

2.3.1.3 燃料貯蔵設備

2.3.2 隣接する原子炉施設に属する非常用所内電源設備等への依存

3. 別添

別添1 鉄塔基礎の安定性について

別添2 吊り下げ設置型高圧遮断器について

別添3 変圧器1次側の1相開放故障について

別添4 1相開放故障発生個所の識別とその後の対応操作について

別添5 負荷状態に応じた保護継電器による検知方法

別添6 開閉所設備等の基準地震動 S_s に対する耐震性評価結果について

別添7 非常用所内電源設備の配置の基本方針

別添8 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉

運用, 手順説明資料

保安電源設備

□□□□: 本日まで提出資料

2.2.1.1.2 1相開放故障への対策について

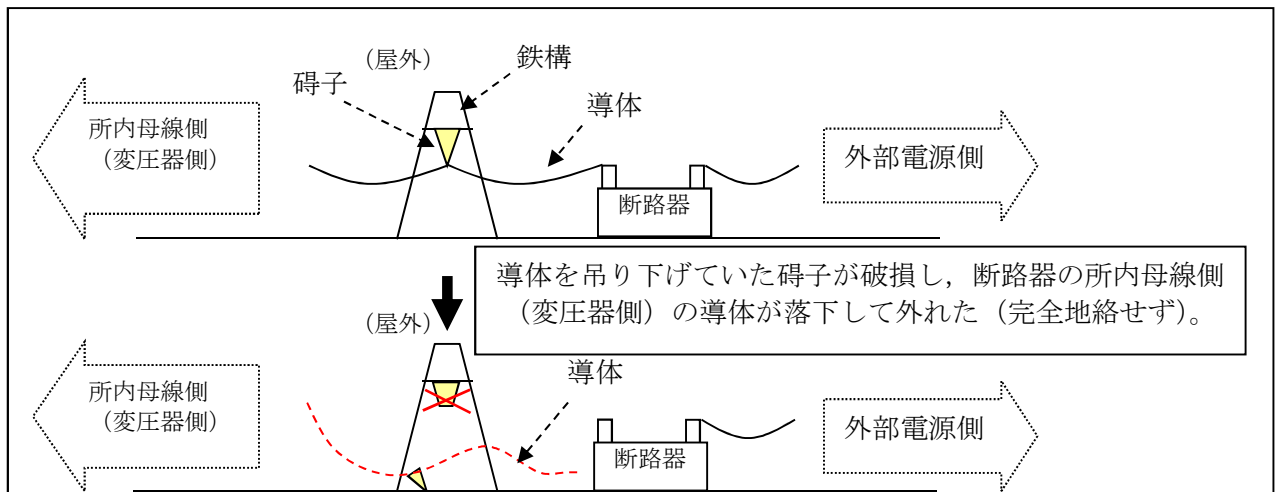
外部電源に直接接続している変圧器の1次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が動作することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。【設置許可基準第33条 第3項 解釈2】

2.2.1.1.2.1 米国バイロン2号炉の事象の概要と問題点

(1) 事象の概要

2012年1月30日、米国バイロン2号炉において定格出力運転中、以下の事象が発生した。

- ① 起動用変圧器の故障（架線の碍子の破損）により、3相交流電源の1相が開放故障した状態が発生した。（第2.2.1-5図参照）
- ② このため、起動用変圧器から受電していた常用母線の電圧の低下により、一次冷却材ポンプがトリップし、原子炉がトリップした。
- ③ トリップ後の所内切替えにより、非常用母線の接続が起動用変圧器側に切り替わった。
- ④ 非常用母線の電圧を監視している保護継電器のうち、1相分の保護継電器しか動作しなかったため、非常用母線の外部電源への接続が維持され、非常用母線各相の電圧が不平衡となった。
- ⑤ 原子炉トリップ後に起動した安全系補機類が、非常用母線の電圧不平衡のために過電流によりトリップした。
- ⑥ 運転員が1相開放故障状態に気づき、外部電源の遮断器を手動で動作させることにより、外部電源系から非常用母線が開放され、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、電源を回復した。



第2.2.1-5図 米国バイロン2号炉の1相開放故障の概要

(2) 問題点

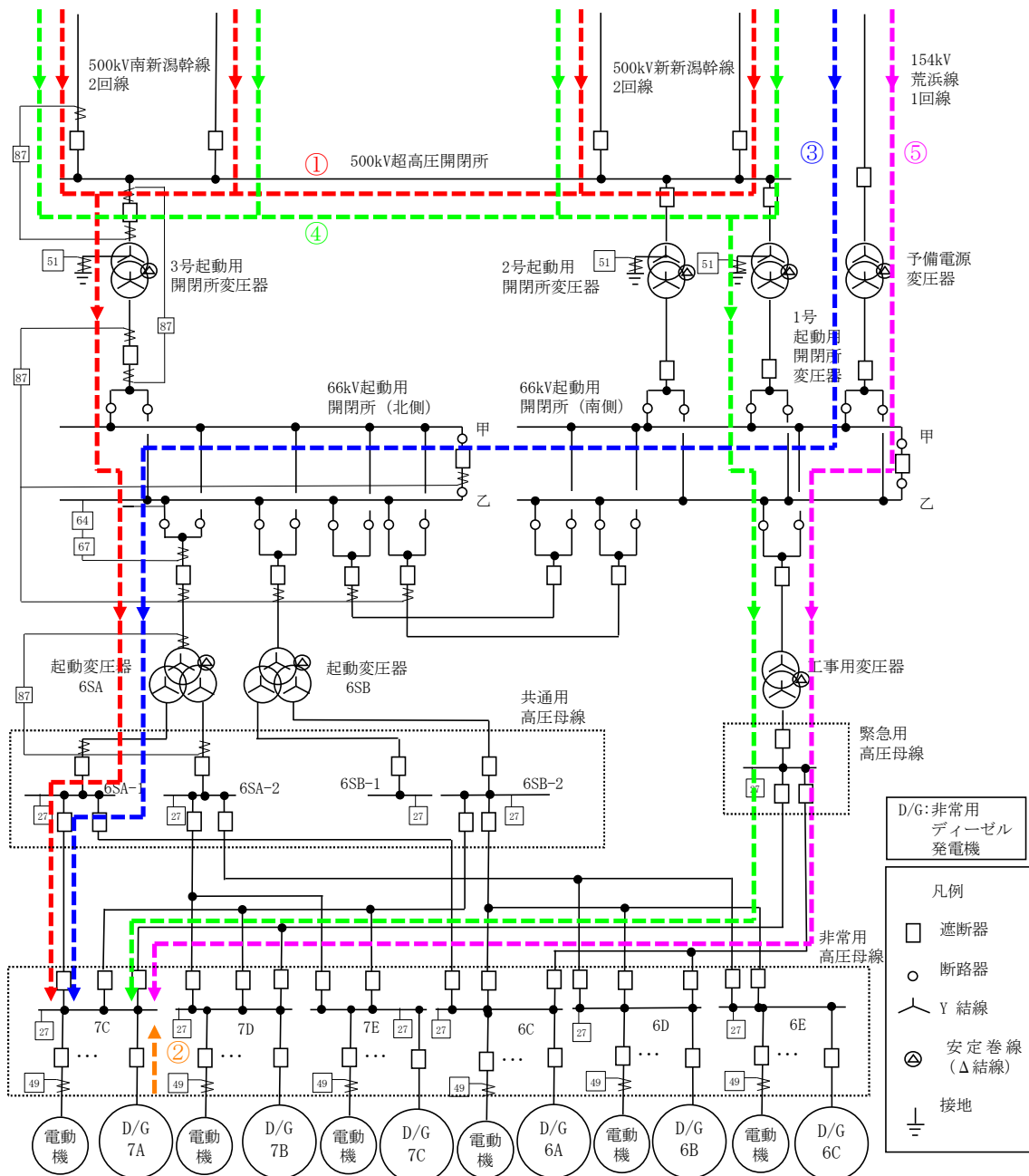
当該事象に対し、「変圧器1次側の3相のうち1相開放故障が発生した状態が検知されることがなく、非常用母線への電源供給が維持された。」ことが問題点である。

2.2.1.1.2.2 非常用高圧母線への電力供給について

柏崎刈羽原子力発電所は、500kV 送電線（500kV 新新潟幹線及び 500kV 南新潟幹線）2 ルート 4 回線及び 154kV 送電線（154kV 荒浜線）1 ルート 1 回線で電力系統に連系している。非常用高圧母線は、以下の方法にて受電可能である。

- ① 通常時、500kV 超高压開閉所内にある 500kV ガス絶縁開閉装置（以下、「GIS」という。）を介し、3 台の起動用開閉所変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、2 台の起動変圧器より受電する。
- ② 非常用ディーゼル発電機から受電する。
- ③ 500kV 送電線、500kV GIS 若しくは起動用開閉所変圧器が使用できない場合、154kV ガス遮断器（以下、「GCB」という。）を介し、予備電源変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、2 台の起動変圧器から受電する。
- ④ 起動変圧器が使用できない場合、500kV 超高压開閉所内にある 500kV GIS を介し、3 台の起動用開閉所変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、工所用変圧器から受電する。
- ⑤ 500kV 送電線、500kV GIS 若しくは起動用開閉所変圧器が使用できない場合及び起動変圧器が使用できない場合、154kV ガス遮断器を介し、予備電源変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、工所用変圧器から受電する。

非常用高圧母線への電力供給を第 2.2.1-6 図に示す。



※例として非常用高压母線 7C への電源供給ルートを図示

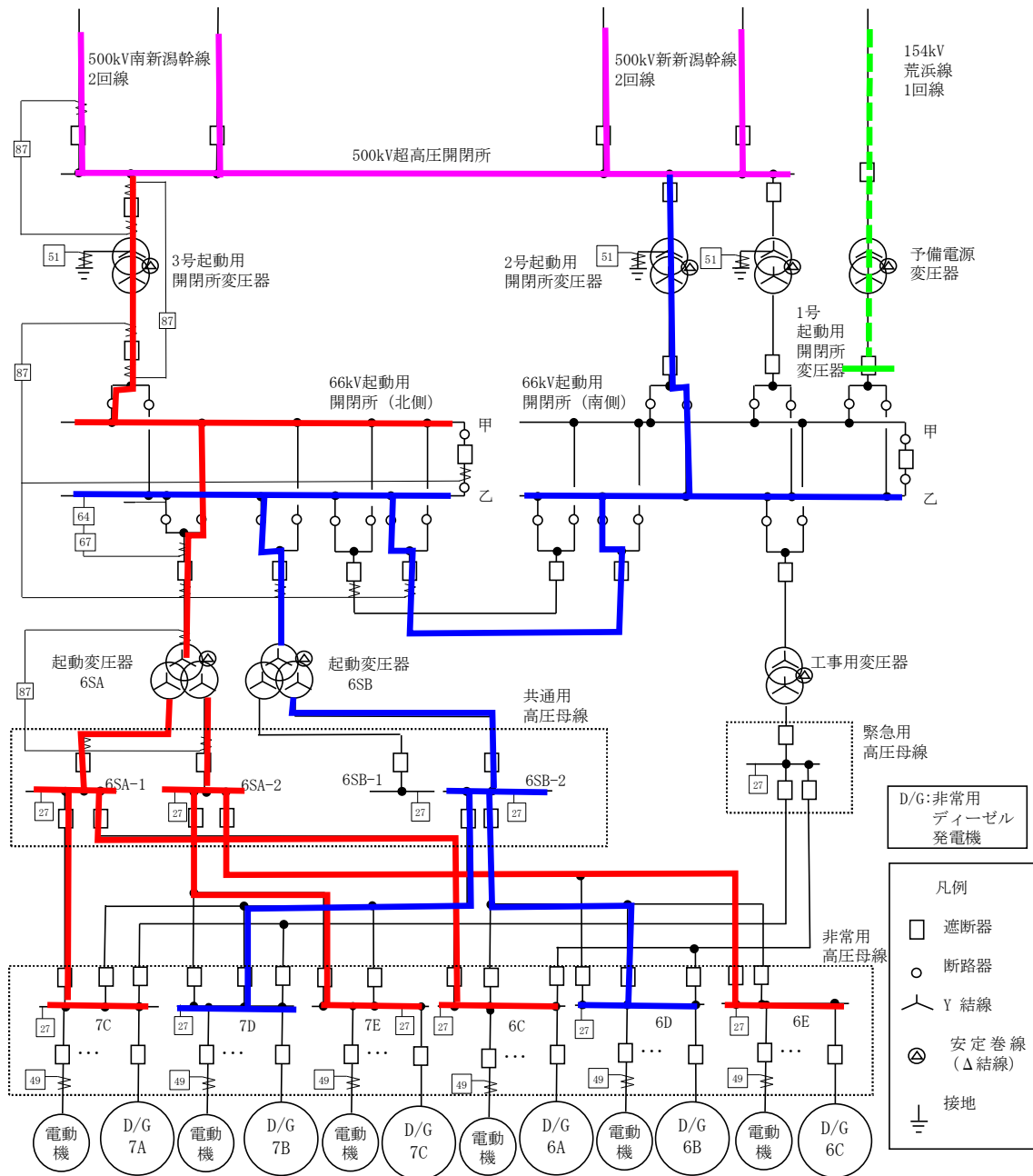
第 2. 2. 1-6 図 非常用高压母線への電力供給

また①の経路で受電する場合、通常は 500kV 送電線から 6 号及び 7 号炉の非常用高压母線まで第 2.2.1-7 図の経路で電源供給を行っているため、以下のとおり、変圧器 1 次側において 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線への電源供給は 1 回線以上確保可能な構成としている。

- a. 500kV 送電線 4 回線は 500kV 超高压開閉所にて連系しているため、500kV 送電線 1 回線にて 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線の電圧に変化が生じない。
- b. 非常用高压母線 C 系及び D 系は多重化された異なる起動用開閉所変圧器及び起動変圧器より受電しているため、起動用開閉所変圧器又は起動変圧器の 1 次側において 1 相開放故障が発生しても、1 回線以上の非常用高压母線は健全な電源より受電可能である。

したがって、変圧器 1 次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されたとしても、非常用高压母線への電源供給は 1 回線以上確保可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、別の変圧器 1 次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

なお、154kV 送電線から予備電源変圧器までは、通常負荷へ電源供給していないこと、及び変圧器の 1 次側が非接地であることから、予備電源変圧器の 1 次側に 1 相開放故障が発生した場合、予備電源変圧器の 2 次側で電圧が低下するため、電圧計を新規に設置し、検知性を向上させている。



第 2.2.1-7 図 通常時の非常用高压母線への受電経路

2.2.1.1.2.3 1相開放故障の検知性について

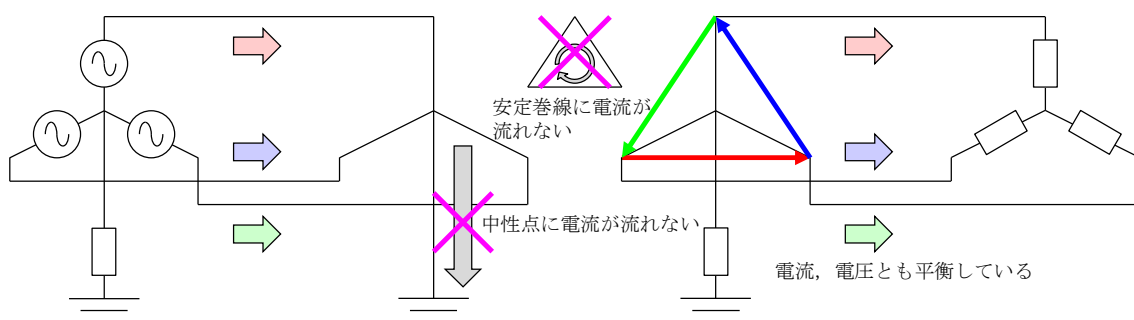
(1) 変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合電圧が低下しない事象の概要

変圧器の1次側において、米国パイロン2号炉の事象のように変圧器1次側において1相開放故障が発生した場合に、所内電源系の3相の各相には、低電圧を検知する交流不足電圧継電器(27)が設置されていることから、交流不足電圧継電器(27)の検知電圧がある程度(約30%以上)低下すれば、当該の保護継電器が動作し警報が発報することにより1相開放故障を含めた電源系の異常を検知することが可能である。

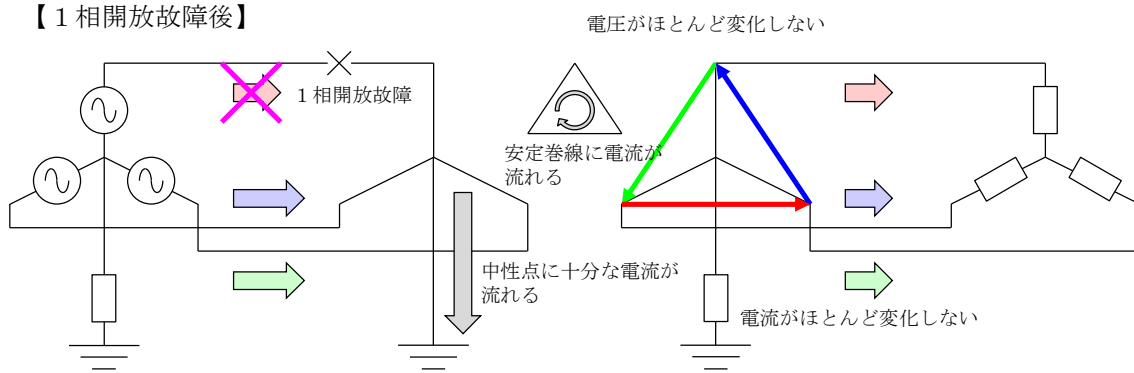
一方、変圧器負荷が非常に少ない場合や、変圧器にΔ結線の安定巻線を含む場合等においては、所内電源系側の交流不足電圧継電器(27)の検知電圧が動作範囲まで低下せず、1相開放故障を検知できない可能性がある(3相交流では、変圧器1次側における1相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され、変圧器2次側(所内電源系側)において3相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。(第2.2.1-8図参照)

したがって、変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合の検知の可否については、交流不足電圧継電器(27)が動作することにより検知できる場合もあるものの、発生時の負荷の状態によっては検知できない可能性がある。

【1相開放故障前】



【1相開放故障後】



第2.2.1-8図 変圧器1次側における1相開放故障による電圧維持(イメージ)

(2) 当社変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合の対応について

当社変圧器1次側の接続部位のうち、500kV送電線側については、米国パイロン2号炉のように全面的に気中に露出した架線接続ではなく、接地された筐体内等に配線された構造である。

一方、154kV送電線側については、米国パイロン2号炉のような気中に露出した架線接続部と、接地された筐体内等に配線された構造箇所を有している。(第2.2.1-9図、第2.2.1-10図参照)

筐体内等の導体においては、断線による1相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ完全地絡となることで、電流差動継電器(87)、地絡過電圧継電器(64)、及び地絡方向継電器(67)による検知が可能である。

電流差動継電器(87)等が動作することにより、1相開放故障が発生した部位が自動で

隔離されるとともに、非常用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に電源供給される。したがって、変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されることはない。(別添 3)

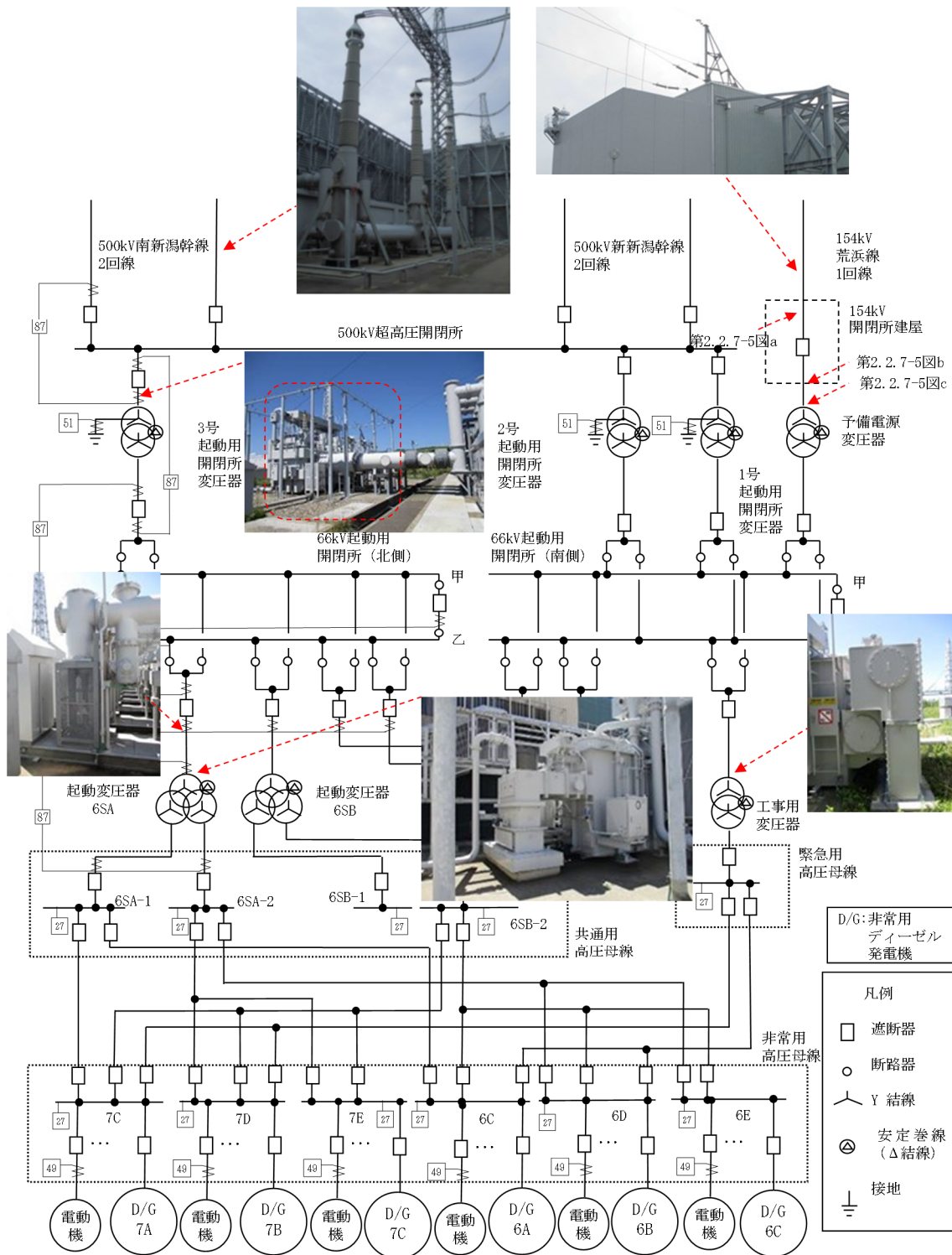
気中に露出した架線接続部を有しているのは、500kV 送電線の引込部及び 154kV 送電線の引込部から 154kV 開閉所機器が該当する。(第 2.2.1-9 図, 第 2.2.1-10 図参照) 当該部位については、毎日実施する「巡視点検」にて電路の健全性を確認することにより、1 相開放故障を目視にて検知することが可能である。

目視にて検知したのちは、健全な変圧器側への受電切替えを実施すること、及び電源供給中の変圧器を手動にて切り離すことにより、非常用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に電源供給される。したがって、変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されることはない。

なお、柏崎刈羽原子力発電所では毎日実施する巡視点検時に確認すべき項目として、巡視点検要領にて第 2.2.1-1 表の通り定めており、1 相開放故障の発見が可能である。

第 2.2.1-1 表 巡視確認項目

設備及び機器	巡視確認項目	点検頻度	備考
設備機器全般	1. 外観上から判断できる範囲での損傷、漏えい、異常な振動等、不具合の有無 (電源施設については 1 相開放故障の観点から碍子及びブッシングの損傷、架線の断線等がないことを外観上から判断できる範囲で確認する) 2. 異音、異臭の有無 3. 作業の有無 4. 火災発生の有無	1 回/日	・表示灯, タンク類の LG, タンク類の底部等, 点検項目以外の確認を含む。

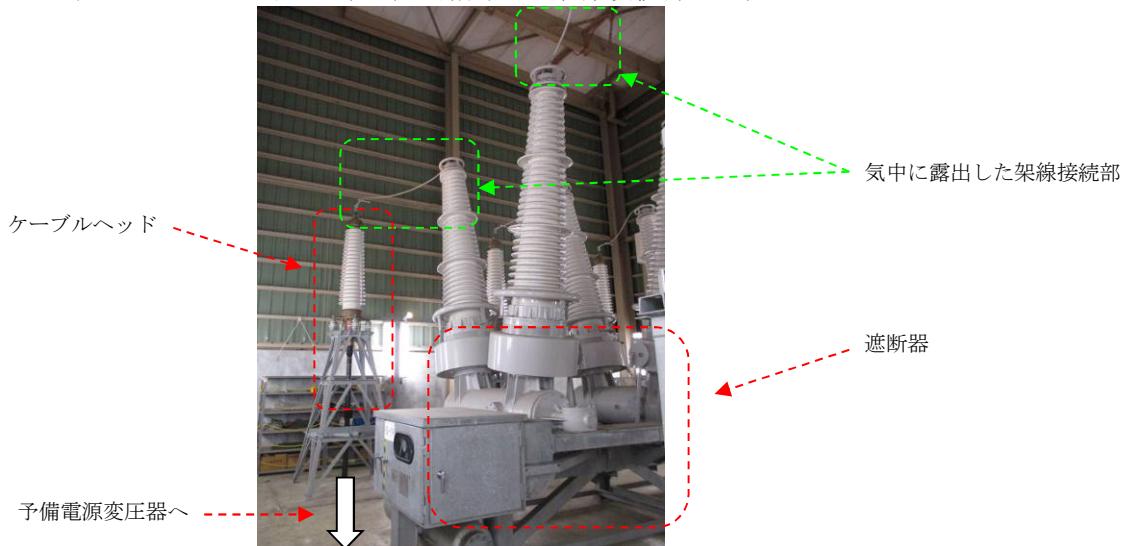


第 2.2.1-9 図 変圧器 1 次側の接続部位について

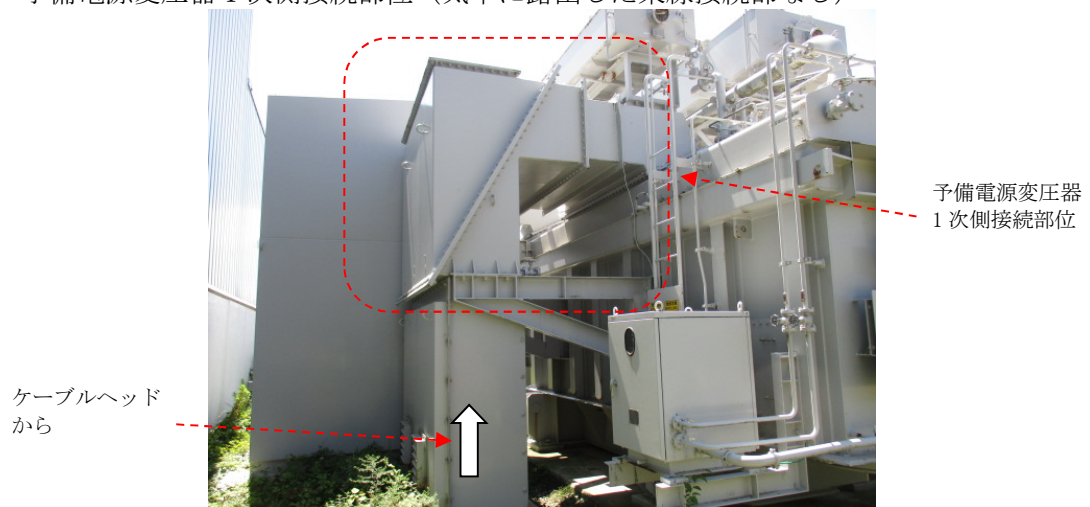
a. 154kV 引留部（壁抜ブッシング）～遮断器（気中に露出した架線接続部あり）



b. 遮断器～ケーブルヘッド（気中に露出した架線接続部あり）



c. 予備電源変圧器 1 次側接続部位（気中に露出した架線接続部なし）



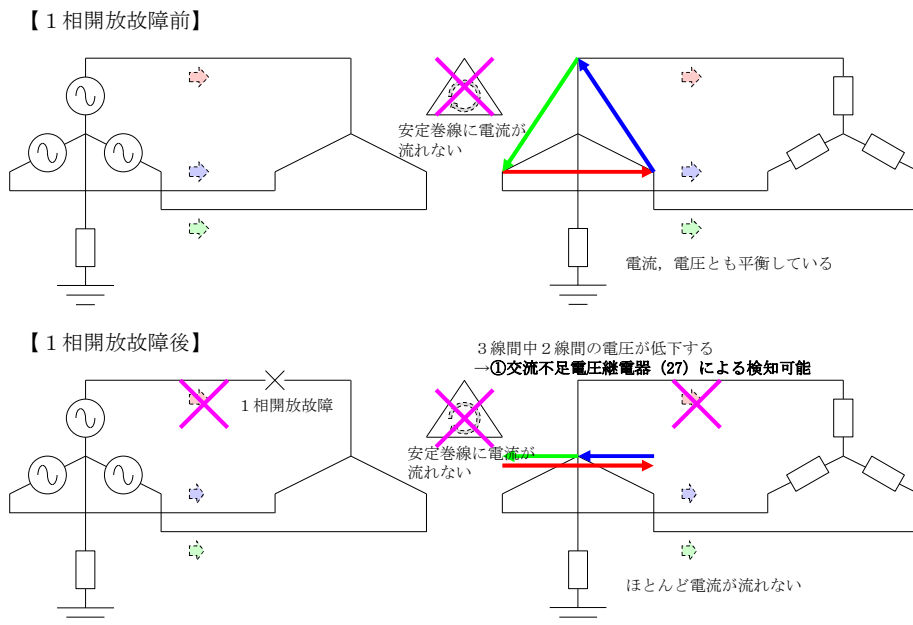
第 2. 2. 1-10 図 変圧器 1 次側の接続部位について（154kV 送電線側）

(3) 検知性向上対策について

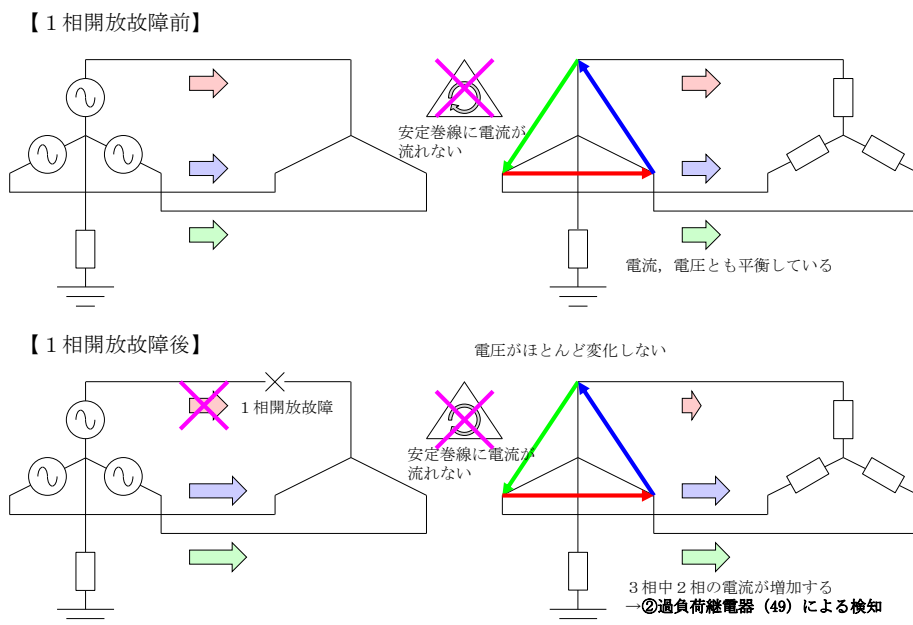
前述の電流差動継電器 (87) 等及び目視の他に、第 2.2.1-11 図に示すとおり、変圧器の 1 次側において 1 相開放故障が発生した場合、「①交流電圧が低下する」の他にも以下の事象が発生する。(第 2.2.1-12~14 図参照)

- ② 電動機に逆相電流が流れるため、電動機電流の 3 相のうち 2 相が増加する。
- ③ 変圧器の 1 次側の中性点に電流が流れる。

したがって、上記事象①②③を検知することにより、変圧器 1 次側に 1 相開放故障が発生した場合の検知性向上の対策を実施する。

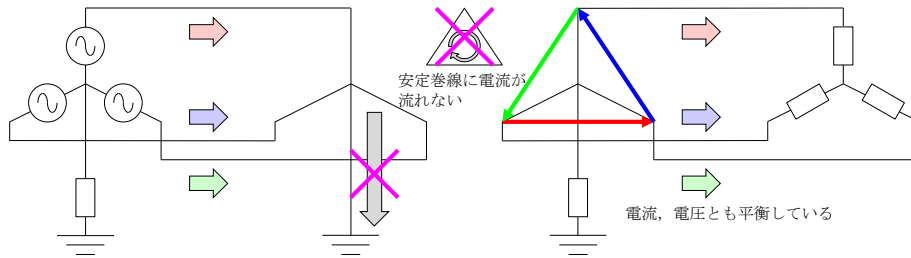


第 2.2.1-11 図 ①交流不足電圧継電器 (27) による検知 (イメージ)
(起動変圧器の 1 次側 (非接地))

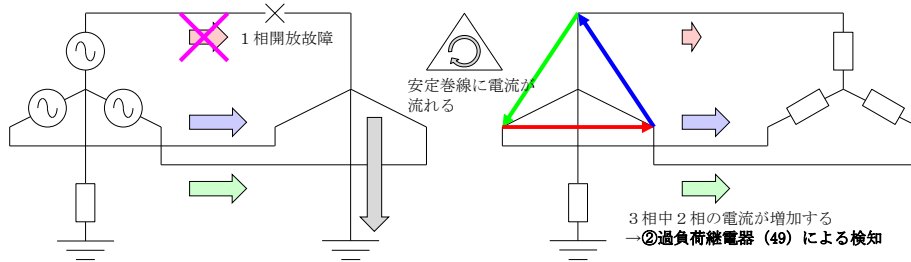


第 2.2.1-12 図 ②過負荷継電器 (49) による検知 (イメージ)
(起動変圧器の 1 次側 (非接地))

【1相開放故障前】

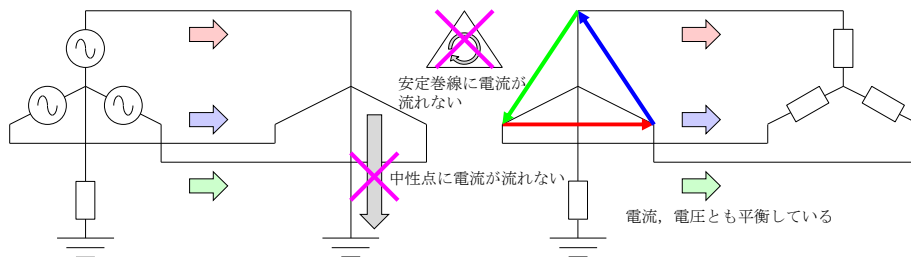


【1相開放故障後】

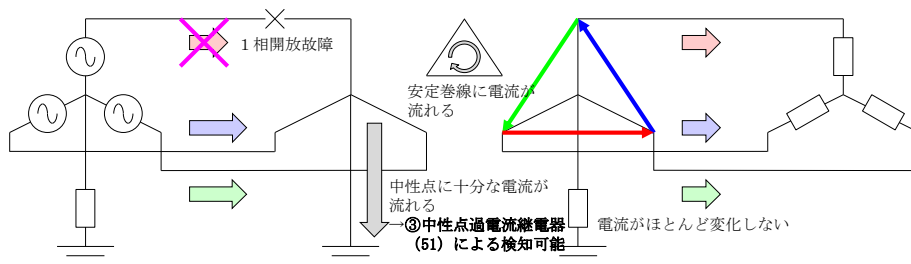


第 2.2.1-13 図 ②過負荷継電器 (49) による検知 (イメージ)
(起動用開閉所変圧器の1次側 (直接接地))

【1相開放故障前】



【1相開放故障後】



第 2.2.1-14 図 ③中性点過電流継電器 (51) による検知 (イメージ)
(起動用開閉所変圧器の1次側 (直接接地))

上記事象①②③は、変圧器の1次側において1相開放故障が発生した条件により検知できる保護継電器が異なる。1相開放故障の発生条件に応じた保護継電器による検知方法を第2.2.1-2表に示す。

第2.2.1-2表 検知性向上対策

1相開放故障の発生条件		検知可否 ^{※1}	保護継電器	検知後の対処
発生場所	起動用開閉所変圧器の状態			
起動用開閉所変圧器の1次側 (直接接地)	重負荷 (負荷率：約15%以上)	○	③起動用開閉所変圧器1次側中性点過電流継電器(51) ^{※2}	警報発生後、電圧を確認し、手動にて発生箇所を隔離する。
	軽負荷 (負荷率：約15%以下)	△	②過負荷継電器(49) ^{※3}	複数の電動機に過負荷継電器(49)の警報及びトリップが発生することにより、1相開放故障の発生を想定し、電圧を確認後、手動にて発生箇所を隔離する。
	無負荷	×	なし ^{※4}	—
起動変圧器の1次側 (非接地)	重負荷	△	②過負荷継電器(49) ^{※3}	複数の電動機に過負荷継電器(49)の警報及びトリップが発生することにより、1相開放故障の発生を想定し、電圧を確認後、手動にて発生箇所を隔離する。
	軽負荷			
	無負荷	○	①交流不足電圧継電器(27)	警報発生後、電圧を確認し、手動にて発生箇所を隔離する。

※1. ○：検知可能，△：検知可能な場合と不可能な場合あり，
×：検知できないことを示す。

※2. 既設中性点過電流継電器(51)では負荷率：約25%～約50%で検知可能であったが、新規に保護継電器を設置することにより、検知性向上を実現している。

※3. 過負荷継電器(49)の動作値に至らなければ電動機への影響は問題とならない。
また、電動機のすべりが増加し、電動機電流がさらに増加することにより過負荷継電器(49)が動作する場合や、交流電圧の低下に伴い交流不足電圧継電器(27)が動作する場合がある。

※4. 無負荷なので安全上の問題に至ることはない。

なお、1相開放故障の検知のうち過負荷継電器(49)は、起動用開閉所変圧器の負荷状態(重負荷、軽負荷、無負荷)だけではなく、各電動機の負荷状態にも依存する。具体的には電動機が重負荷で運転していると、1相開放故障が発生した場合の電流増加が大きくなり、1相開放故障の検知が容易になる。具体的な検知パターンは別添5を参照。

1 相開放故障の発生箇所ごとに応じた識別方法と対応操作を第 2. 2. 1-3 表に示す。

第 2. 2. 1-3 表 1 相開放故障発生個所の識別とその後に対応操作

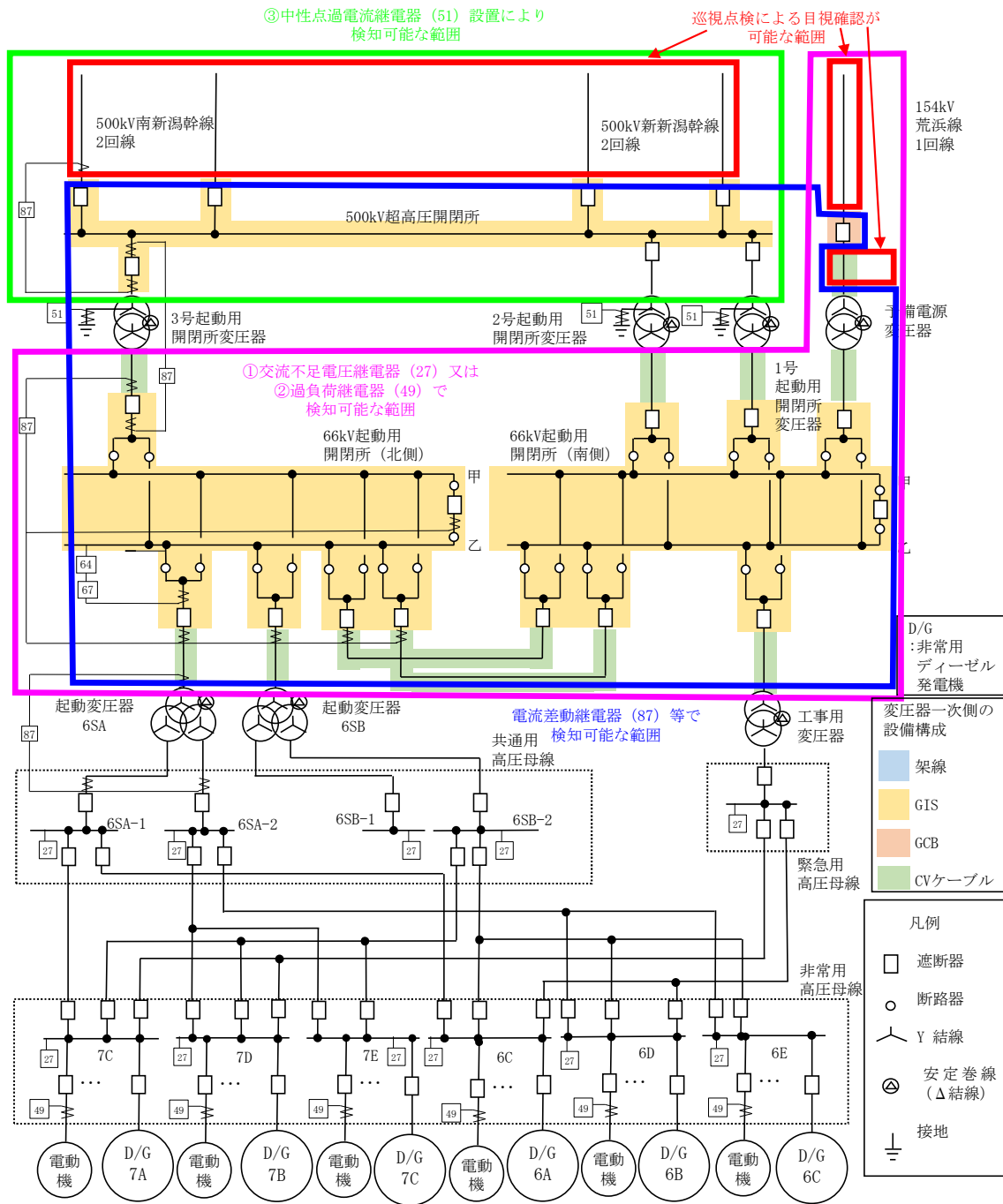
発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別添
500kV 送電線	目視にて確認	手動	残り 3 回線で電源供給を維持する。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4. 1
起動用開閉所変圧器 1 次側	500kV 母線又は起動用開閉所変圧器の電流差動継電器 (87) にて検知	自動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器 (27) が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも 1 系統は 1 相開放故障前同様に健全である。	4. 2
	中性点過電流継電器 (51) にて検知	手動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器 (27) が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも 1 系統は 1 相開放故障前同様に健全である。	4. 3
起動変圧器 1 次側	起動用開閉所変圧器又は 66kV 母線の電流差動継電器 (87) にて検知	自動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器 (27) が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも 1 系統は 1 相開放故障前同様に健全である。	4. 4
	過負荷継電器 (49) にて検知	手動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器 (27) が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも 1 系統は 1 相開放故障前同様に健全である。	4. 5
	交流不足電圧継電器 (27) にて検知	自動	非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも 1 系統は 1 相開放故障前同様に健全である。	4. 6
予備電源変圧器 1 次側又は 2 次側	目視にて確認	手動	予備電源変圧器は通常時 66kV 母線と隔離されている。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4. 7

なお、予備電源変圧器は通常時に非常用高圧母線に電源供給を行っていないが、予備電源変圧器を用いた電源供給時の、1相開放故障の発生箇所ごとに応じた識別方法と対応操作を第2.2.1-4表に示す。

第2.2.1-4表 1相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作

発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別添
予備電源変圧器1次側又は2次側	目視にて確認	手動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器(27)が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも1系統は1相開放故障前同様に健全である。	4.8
	予備電源変圧器の電流差動継電器(87)にて検知	自動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器(27)が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも1系統は1相開放故障前同様に健全である。	4.9
	過負荷継電器(49)にて検知	手動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器(27)が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも1系統は1相開放故障前同様に健全である。	4.10
	交流不足電圧継電器(27)にて検知	自動	非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも1系統は1相開放故障前同様に健全である。	4.11

変圧器の1次側において1相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について第2.2.1-15図に示す。



第2.2.1-15図 1相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について

(4) まとめ

変圧器 1 次側において 1 相開放故障が発生しても、500kV GIS での連系により非常用高圧母線の電圧に変化が起こらないこと、又は 500kV GIS より下流側は設備が多重化されていることから、非常用高圧母線への電源供給は 1 回線以上確保可能な構成としている。

したがって、変圧器 1 次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されたとしても、非常用高圧母線への電源供給は 1 回線以上確保可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、別の変圧器 1 次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

1 相開放故障の検知については、気中に露出した架線接続部での不具合については巡視点検等による早期発見による検知が可能である。それ以外の箇所については保護継電器でおおむね検知可能であり、手動操作を含めて 1 相開放故障箇所を隔離することにより、変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されることはない。

また、運転員が保護継電器の動作にて 1 相開放故障の発生を想定し、1 相開放故障発生時の対応を確実にするために、手順書等へ反映する。

2.2.3 電線路の物理的分離

2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について

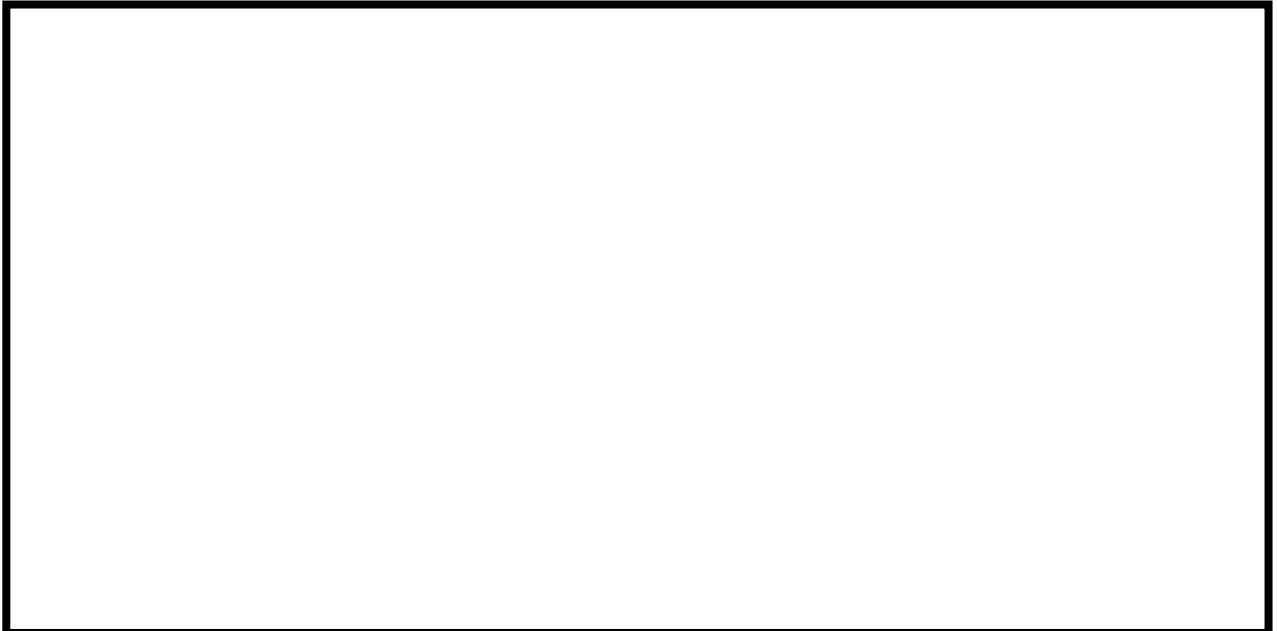
柏崎刈羽原子力発電所に接続する送電線は、500kV 送電線 4 回線と 154kV 送電線 1 回線の設備構成であり、全ての送電線が同一鉄塔に架線されている箇所はなく、物理的に分離した設計とする。

500kV 南新潟幹線、500kV 新新潟幹線、及び 154kV 荒浜線のそれぞれに送電鉄塔を備えており、物理的に分離した設計としている。(第 2.2.3-1 図参照)【設置許可基準第 33 条 第 5 項 解釈 5】

なお、送電線の交差箇所、近接区間の状況については以下のとおりである。

【送電線の交差箇所及び近接区間】

- | | |
|---|------|
| (1) 500kV 新新潟幹線及び 500kV 南新潟幹線と 154kV 荒浜線の交差箇所 | なし |
| (2) 500kV 新新潟幹線と 500kV 南新潟幹線の送電線の交差箇所 | なし |
| (3) 500kV 新新潟幹線と 154kV 荒浜線の近接区間 | 1 区間 |
| (4) 500kV 南新潟幹線と 154kV 荒浜線の近接区間 | なし |
| (5) 500kV 南新潟幹線と 500kV 新新潟幹線の近接区間 | なし |



第 2.2.3-1 図 送電線の交差及び近接箇所

なお、送電線の近接箇所の状況は下記(1)～(3)の通りである。

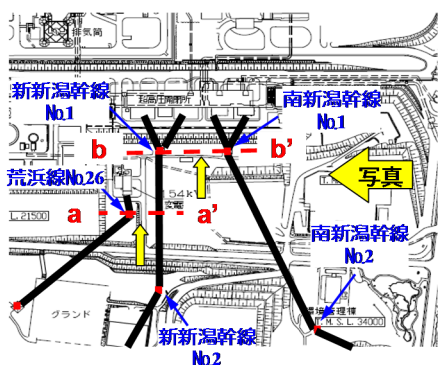
(1) 柏崎刈羽原子力発電所構内の近接箇所の状況

第 2. 2. 3-1 図における柏崎刈羽原子力発電所構内①の近接箇所を第 2. 2. 3-2 図に示す。

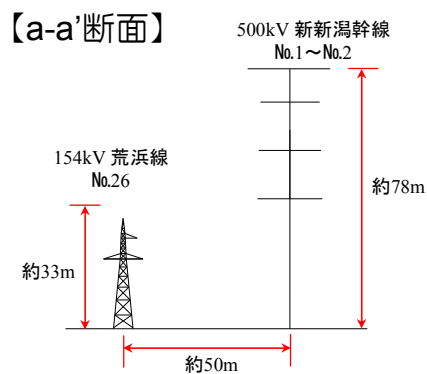
a-a' 断面は第 2. 2. 3-3 図に示すとおり、500kV 新新潟幹線No.1～No.2 の架渉線は 154kV 荒浜線に影響を与える可能性はあるが、その反対側に位置している 500kV 南新潟幹線に影響を及ぼすことはない。

したがって、500kV 新新潟幹線が倒壊しても、500kV 南新潟幹線にて外部電源の確保が可能である。【設置許可基準第 33 条 第 5 項 解釈 5】

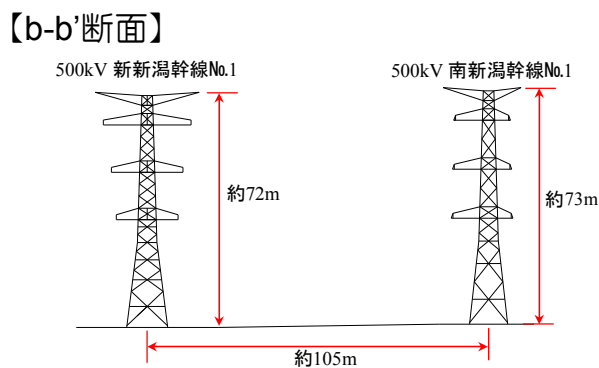
なお、b-b' 断面の状況は第 2. 2. 3-4 図に示すとおり、500kV 新新潟幹線No.1 と 500kV 南新潟幹線No.1 は鉄塔高さ以上の水平距離がある。



第 2. 2. 3-2 図 柏崎刈羽原子力発電所構内の送電線の近接箇所



第 2. 2. 3-3 図 近接箇所の詳細【a-a' 断面】

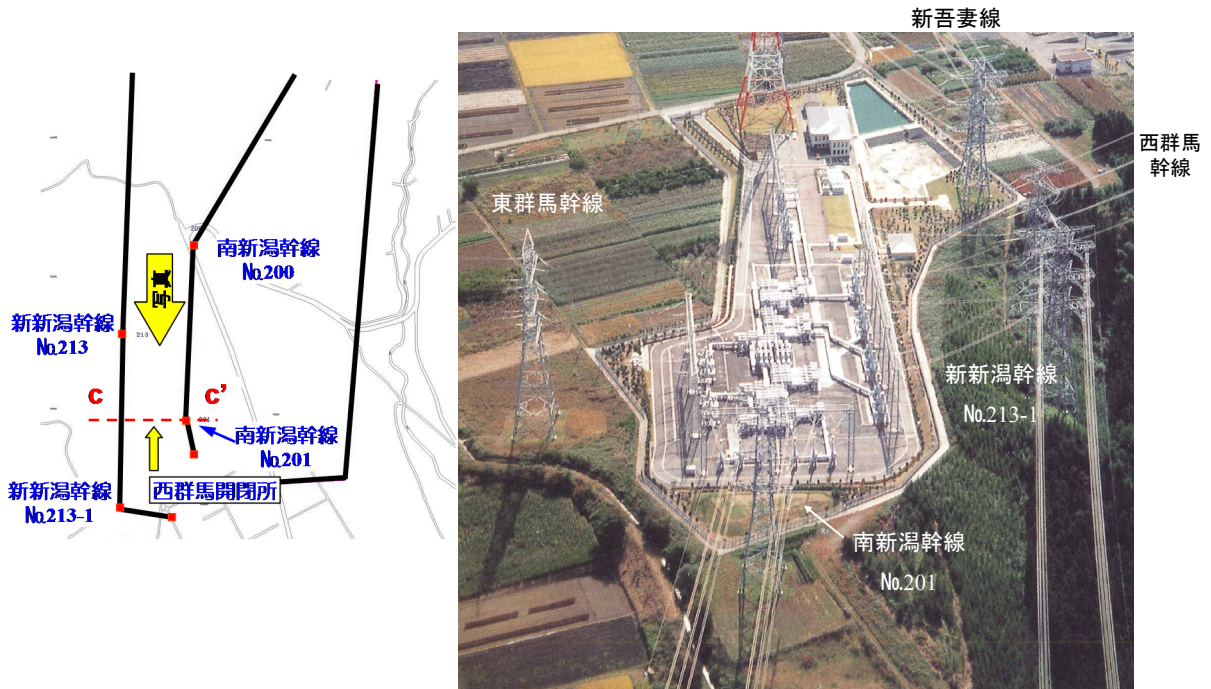


第 2. 2. 3-4 図 近接箇所の詳細【b-b' 断面】

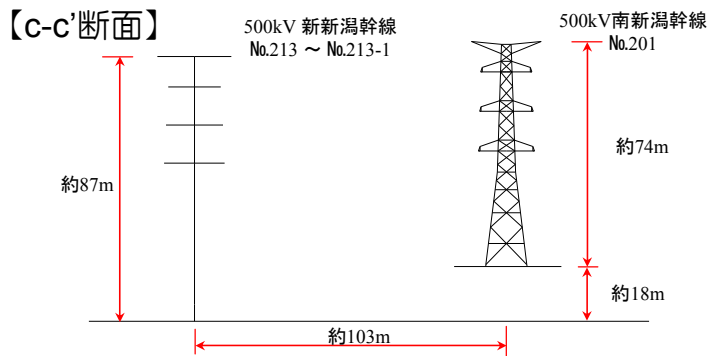
(2) 西群馬開閉所付近の近接箇所の状況

第 2. 2. 3-1 図における西群馬開閉所付近②の近接箇所を第 2. 2. 3-5 図に示す。

c-c' 断面は第 2. 2. 3-6 図に示すとおり，500kV 南新潟幹線No.201 鉄塔と 500kV 新新潟幹線No.213 ～ No.213-1 の架渉線は，それぞれの高さ以上の水平距離がある。【設置許可基準第 33 条 第 5 項 解釈 5】



第 2. 2. 3-5 図 西群馬開閉所近傍の送電線の近接箇所



第 2. 2. 3-6 図 近接箇所の詳細【c-c' 断面】

(3) 刈羽変電所以降の送電線との交差箇所の状況

刈羽変電所に接続する東北電力株式会社送電線と 500kV 新新潟幹線, 500kV 南新潟幹線との交差箇所の状況を第 2.2.3-7 図及び第 2.2.3-8 図に, 送電線交差部異常発生時の評価について第 2.2.3-1 表に示す。

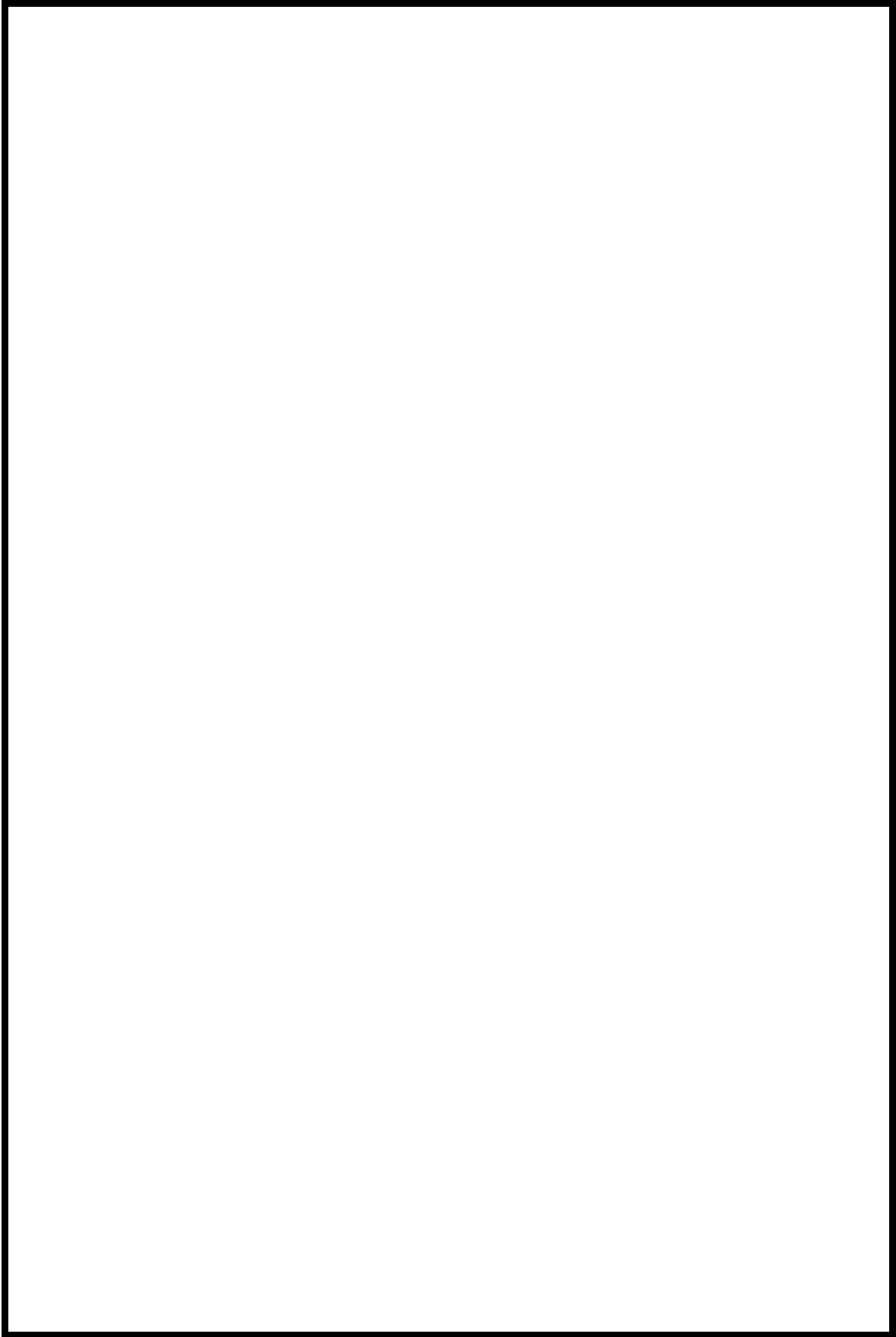
東北電力株式会社送電線 (66kV 西山線, 154kV 刈羽線, 66kV 南刈羽線) と 500kV 新新潟幹線, 500kV 南新潟幹線の交差部においては, 上部の送電線の異常発生時に下部の送電線に影響を与える可能性は否定できないが, いずれの交差部で異常があっても, 他のルートにより外部電源の確保が可能である。



第 2.2.3-7 図 刈羽変電所に接続する送電線の交差箇所

第 2.2.3-1 表 送電線交差部異常発生時の評価

No.	交差の状況	交差部での異常発生時の評価
A	500kV新新潟幹線 (上部) と 東北電力株式会社66kV西山線 (下部)	500kV南新潟幹線と東北電力株式会社154kV荒浜線 (154kV刈羽線, 66kV南刈羽線) が健全
B	500kV新新潟幹線 (上部) と 東北電力株式会社154kV刈羽線 (下部)	500kV南新潟幹線と東北電力株式会社154kV荒浜線 (66kV西山線, 154kV南刈羽線) が健全
C	500kV新新潟幹線 (上部) と 東北電力株式会社66kV南刈羽線 (下部)	500kV南新潟幹線と東北電力株式会社154kV荒浜線 (66kV西山線, 154kV刈羽線) が健全
D	500kV南新潟幹線 (上部) と 東北電力株式会社66kV西山線 (下部)	500kV新新潟幹線と東北電力株式会社154kV荒浜線 (154kV刈羽線, 66kV南刈羽線) が健全
E	500kV南新潟幹線 (上部) と 東北電力株式会社154kV刈羽線 (下部)	500kV新新潟幹線と東北電力株式会社154kV荒浜線 (66kV西山線, 154kV南刈羽線) が健全
F	500kV南新潟幹線 (上部) と 東北電力株式会社66kV南刈羽線 (下部)	500kV新新潟幹線と東北電力株式会社154kV荒浜線 (66kV西山線, 154kV刈羽線) が健全



第 2. 2. 3-8 図 送電線交差部の平面図及び縦断図

2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策

送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止する設計とする。

過去に発生した設備の被害状況を踏まえて、電気設備の技術基準（第32条）への適合に加え、台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

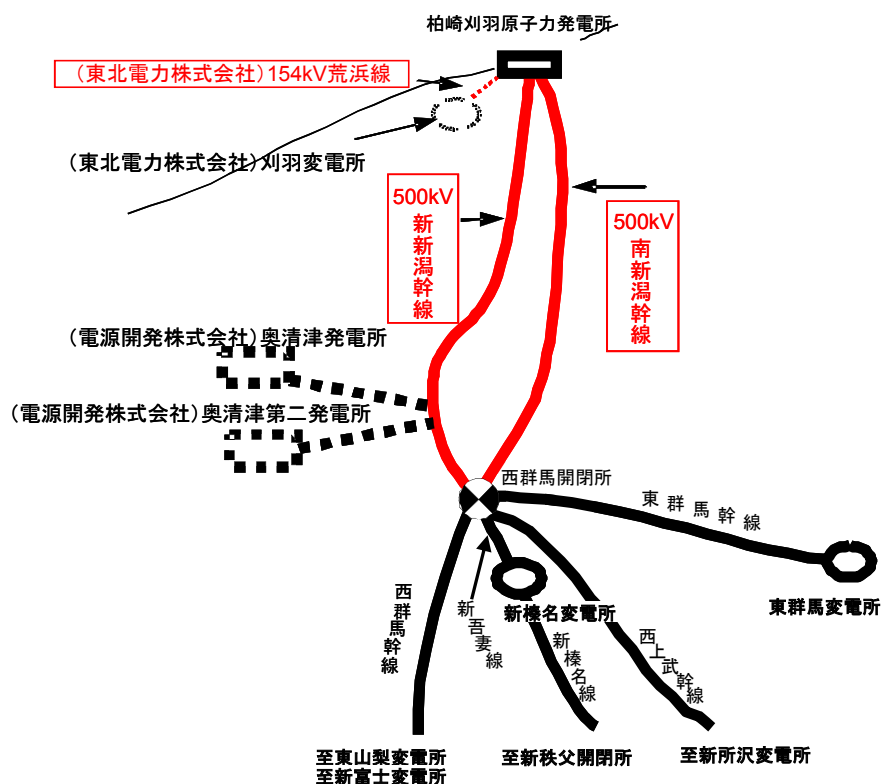
2.2.3.2.1 鉄塔基礎の安定性

一般に、送電線ルートはルート選定の段階から地すべり地域等を極力回避しており、地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害の最小化を図っている。また、やむを得ずこのような地域を選定する場合には個別に詳細調査を実施し、基礎の安定性を検討して基礎型を選定する等の対策を実施している。

さらに、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に連系する500kV送電線4回線及び154kV送電線1回線については、鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の土砂崩壊について、図面等を用いた机上調査及び地質専門家による現地踏査を実施し、鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認している。評価対象となる鉄塔基数を第2.2.3-2表に、評価対象線路を第2.2.3-9図に示す。

第2.2.3-2表 基礎の安定性評価対象

発電所	送電線区分	対象線路	鉄塔基数
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉	外部電源線	500kV 新新潟幹線	214基
		500kV 南新潟幹線	201基
		154kV 荒浜線	26基

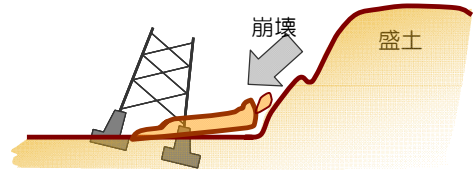


第2.2.3-9図 基礎の安定性評価対象線路

(1) 評価内容

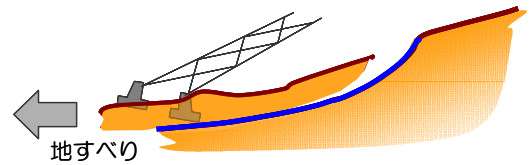
①盛土の崩壊

【リスク】盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜，倒壊
→送電鉄塔近傍に大規模な盛土がある箇所を抽出し，リスク評価する。



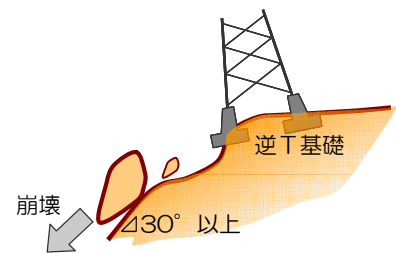
②地すべり

【リスク】鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊
→地滑り防止地区，地滑り危険箇所，地滑り地形分布図をもとに地滑り箇所を抽出し，リスク評価する。



③急傾斜地の崩壊

【リスク】逆T字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊
→急傾斜地（30度以上）で土砂崩壊が発生する可能性がある箇所を抽出し，リスクを評価する。



(2) 確認結果

①盛土の崩壊リスク

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し、人工的に土地の改変が加えられた箇所等を抽出

→500kV 新新潟幹線 1 基, 500kV 南新潟幹線 3 基, 154kV 荒浜線 0 基

→抽出された 4 基について現地踏査等により、現時点では基礎の安定性に問題のないことを確認 (第 2.2.3-3 表参照)

②地すべりリスク

地すべり防止区域、地すべり危険箇所、地すべり地形分布図から対象鉄塔を抽出後、空中写真判読により地すべり地形近傍の鉄塔を抽出

→500kV 新新潟幹線 28 基, 500kV 南新潟幹線 33 基, 154kV 荒浜線 2 基

→抽出された 63 基について現地踏査等により、現時点では基礎の安定性に問題のないことを確認 (第 2.2.3-3 表参照)

③急傾斜地リスク

国土地理院発行の地形図等を使用し、急傾斜を有する斜面が近傍にある鉄塔を抽出

→500kV 新新潟幹線 25 基, 500kV 南新潟幹線 0 基, 154kV 荒浜線 2 基

→抽出された 27 基について現地踏査等により、現時点では基礎の安定性に問題のないことを確認 (第 2.2.3-3 表参照, 詳細は別添 1 を参照)

第 2.2.3-3 表 基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査基数			対策工等対応 必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
500kV 新新潟幹線	214 基	1 基	28 基	25 基	0 基
500kV 南新潟幹線	201 基	3 基	33 基	0 基	0 基
154kV 荒浜線	26 基	0 基	2 基	2 基	0 基
3 線路	441 基	4 基	63 基	27 基	0 基

※基礎の安定性評価以降も巡視及び点検を実施しており、基礎の安定性を脅かす兆候（亀裂等）がないことを確認している。

2.2.3.2.2 近接箇所の共倒れリスク

近接箇所（第2.2.3-2図）については、3ルートが近接した状況にあるが、地形評価に加え、送電線相互の近接状況、気象状況から3ルート共倒れのリスクは極めて低いと判断している。

(1) 地形評価

第2.2.3-4表の評価より、盛土崩壊、急傾斜地の崩壊、地すべり等、将来的にも鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性は低い。

第2.2.3-4表 地形評価結果

評価項目	主な評価内容	評価結果
盛土崩壊	○盛土の立地状況や形状及び規模 ○盛土と鉄塔との距離	図面等による抽出結果4基を対象に、現地踏査等による評価の結果、基礎の安定性に影響はなし。
地すべり	○地すべり地形の状況 ○露岩分布状況 ○移動土塊の状況 ○地表面の変状有無 ○構造物の変状有無	図面等による抽出結果63基を対象に、現地踏査等による評価の結果、現時点で変状は確認されず、基礎の安定性に影響はなし。
急傾斜地	○斜面状況（勾配及び変状有無） ○地盤特性 ○崩壊履歴	図面等による抽出結果27基を対象に、現地踏査による評価の結果、基礎の安定性に影響はなし。

(2) 3ルートの送電線・鉄塔の位置関係の評価

500kV 新新潟幹線、500kV 南新潟幹線、154kV 荒浜線において94箇所の斜面があり、(1)にて鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性が低いことは確認しているが、万一、斜面崩壊を仮定した場合でも、複数のルートにまたがって共倒れとなる箇所はないことを確認している。

(3) 気象状況の評価

台風の影響について、当該地域は、JEC-127-1979における基準速度圧地域区分が高温季、低温季共に、第2.2.3-5表に示す地域区分V及びVIの地域であり、地域別の50年再現風速値が特に高い地域ではない。また、雪の影響については、経過地に応じて電線への着雪厚さを個別に評価し対策を実施している。

第2.2.3-5表 基準速度圧地域区分

地域区分	速度圧
I	240kg/m ³
II	200kg/m ³
III	175kg/m ³
IV	150kg/m ³
V	125kg/m ³
VI	100kg/m ³

2.2.3.2.3 風雪対策について

(1) 強風対策

- ・ 技術基準の設計に加え、一部の鉄塔については、地形要因等（強風が局地的に強められる特殊箇所）を考慮して風速を割り増し設計としている。

(2) 着氷雪対策

- ・ 過去の豪雪被害による対応として、電気設備の技術基準（第 32 条）への適合に加え、地域ごとに定めた着氷雪厚さによる荷重を考慮する設計としている。
- ・ 着氷雪及び強風によるギャロッピングが予測される箇所の対策として、一部の区間に偏心重量錘、ルーズスペーサを設置している。
- ・ その他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リングやねじれ防止ダンパーを設置している。着氷雪対策品について第 2.2.3-10 図に示す。



難着雪リング

電線、地線に一定間隔で取付けることにより、着雪の連続性が分断されるため、着雪の発達が抑制される。



ねじれ防止ダンパー

電線のねじれ剛性を増加し、電線自体の回転を防止することで着雪の発達を抑制する。

第 2.2.3-10 図 着氷雪対策品

なお、送電線の信頼性向上対策について第 2.2.3-6 表及び第 2.2.3-7 表に示す。

(1) 設備対策面

第 2.2.3-6 表 送電線の信頼性向上対策

項目	電気設備の技術基準（第 32 条） （解釈（第 58 条））	信頼性向上対策
風	風速 40m/s の風圧荷重を考慮	・ JEC-127(1979)における強風時荷重の導入（耐風強化設計）
雪	架渉線の周囲に厚さ 6mm, 比重 0.9 の氷雪が付着した状態に対し、風速 28m/s の風圧荷重を考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設置箇所に応じて、電線への湿型着雪（着雪厚さ）による荷重（厚さ 25～50mm, 密度 0.6g/cm³）を考慮（耐雪強化設計） ・ 着氷雪及び強風によるギャロッピングが予測される箇所の対策として偏心重量錘, ルーズスペーサを設置 ・ 架渉線への着氷雪対策として難着雪リングやねじれ防止ダンパー等を設置

第 2.2.3-7 表 500kV 新新潟幹線, 500kV 南新潟幹線及び 154kV 荒浜線の信頼性向上対策

線路名	強風対策	着氷雪対策			
	耐風強化設計	耐雪強化設計	ギャロッピング対策品	難着雪リング	ねじれ防止ダンパー
500kV 新新潟幹線	○	○	○	○	○
500kV 南新潟幹線	○	○	○	○	○
154kV 荒浜線	—※1	—※1	—※2	○	○

※1. 難着雪対策を全線に施すことで着氷雪, 強風に対して信頼性向上を図っている。

※2. 線路評価の結果, ギャロッピング発生リスクが少ないため対策品を設置していない。

(2) 保守管理面

500kV 新新潟幹線, 500kV 南新潟幹線及び 154kV 荒浜線に対し, 保安規程に定めた巡視及び点検により設備の異常兆候の把握に努めている。また, これらの巡視及び点検に加え, 地すべりや急傾斜地の崩壊が懸念される箇所に対して大規模地震や集中豪雨発生時等必要に応じて臨時巡視を実施し, 現地状況を確認している。

【巡視】

普通巡視（ヘルコプター）：1 回／年以上, 普通巡視（徒歩）：1 回／年以上

臨時巡視（台風前後, 大雨後又は地震後等）：必要の都度

【点検】

普通点検：1 回／5 年（154kV 荒浜線：1 回／10 年）

(補足) ギャロッピング対策品設置後の電気事故発生状況

ギャロッピング発生メカニズムを第 2.2.3-11 図に、ギャロッピング対策品を第 2.2.3-12 図に示す。

以下に、ギャロッピング発生実績と対策状況について示す。

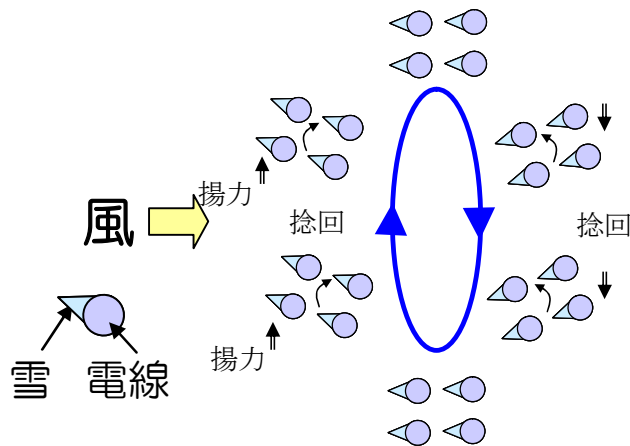
○平成 17 年 12 月, 500kV 新新潟幹線で発生したギャロッピングによる電気事故 (No.11, No.13~No.15 にて発生) を踏まえ, 以下の対策を実施した。

- ・平成 18 年 10 月, 500kV 新新潟幹線 (No.1~No.16) に偏心重量錘を設置。
 - ・平成 19 年 7 月, 500kV 南新潟幹線 (No.1~No.2, No.7~No.15) に偏心重量錘を設置。
- なお, 500kV 南新潟幹線 (No.2~No.7) については, 同送電線建設時に偏心重量錘を設置済み。

○平成 22 年 1 月, 500kV 南新潟幹線で発生したギャロッピングによる電気事故 (No.27 ~No.30 にて発生) を踏まえ, 以下の対策を実施した。

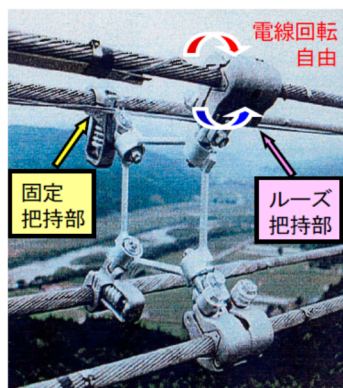
- ・平成 22 年 8 月, 500kV 南新潟幹線 (No.27~No.33) にルーズスペーサを設置。

上記, ギャロッピング対策品を設置後, 現時点において 500kV 新新潟幹線と 500kV 南新潟幹線でギャロッピングによる電気事故は発生していない。



電線に付着した冰雪が一定方向に発達して羽状になり, 風が水平方向にあたることで電線に上下方向へ揚力が発生し, ギャロッピングが発生する。

第 2.2.3-11 図 ギャロッピング発生メカニズム



ルーズスペーサ

固定把持部側は羽形状の着雪, ルーズ把持部側は筒形状の着雪となり, 多導体としての一定の揚力を低減する。



偏心重量錘

ギャロッピング時における電線の上下運動周期と捻回周期をずらせることによりギャロッピングを抑制する。

第 2.2.3-12 図 ギャロッピング対策品

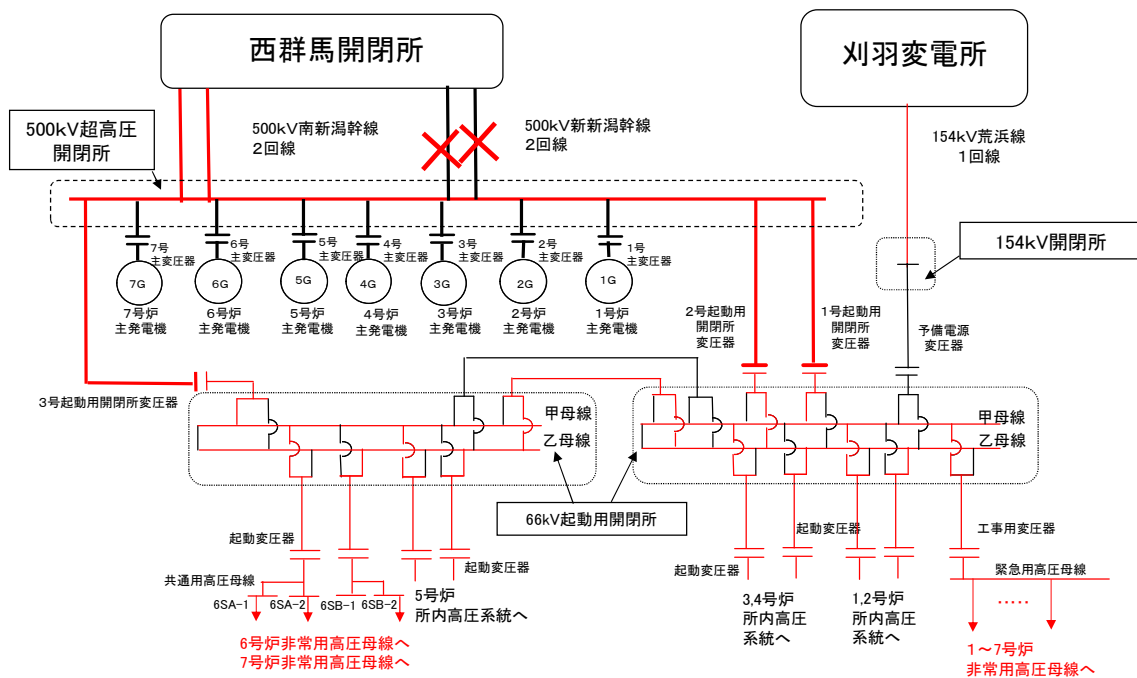
2.2.4 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

2.2.4.1 電線路が2回線喪失した場合の電力の供給

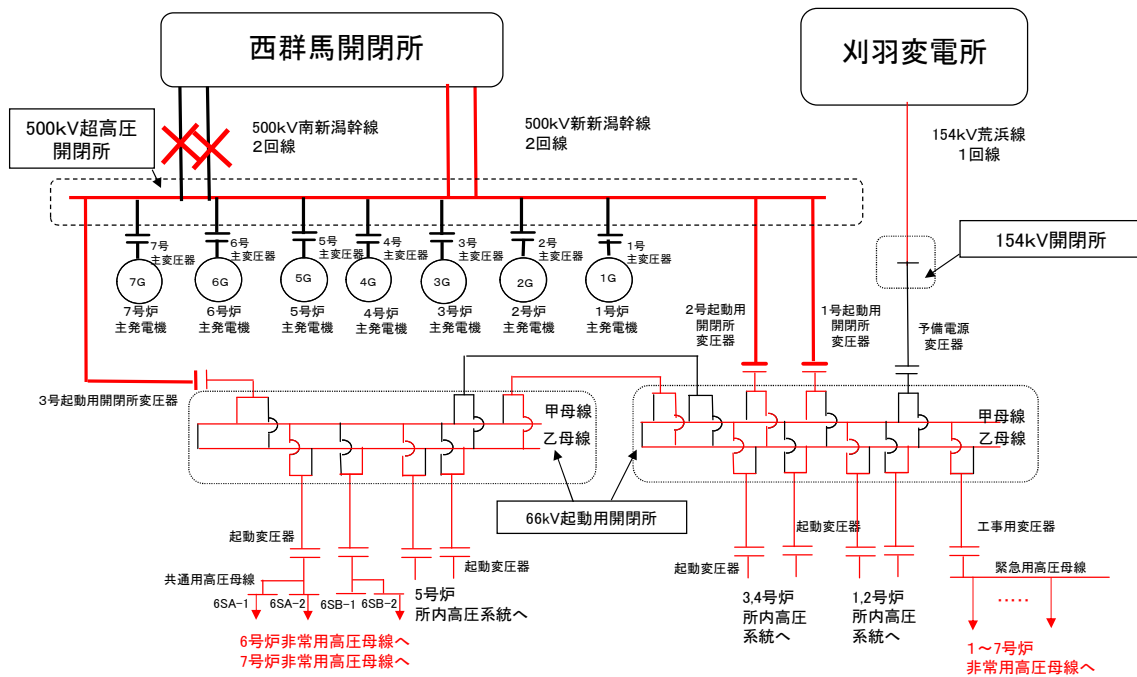
柏崎刈羽原子力発電所に接続する500kV送電線及び154kV送電線は1回線で6号及び7号炉の停止に必要な電力を供給できる容量があり、500kV送電線4回線はタイラインで接続されていることから、いかなる2回線が喪失しても、発電用原子炉を安全に停止するための電力を他の500kV送電線及び154kV送電線から供給できる設計とする。【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】

2.2.4.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

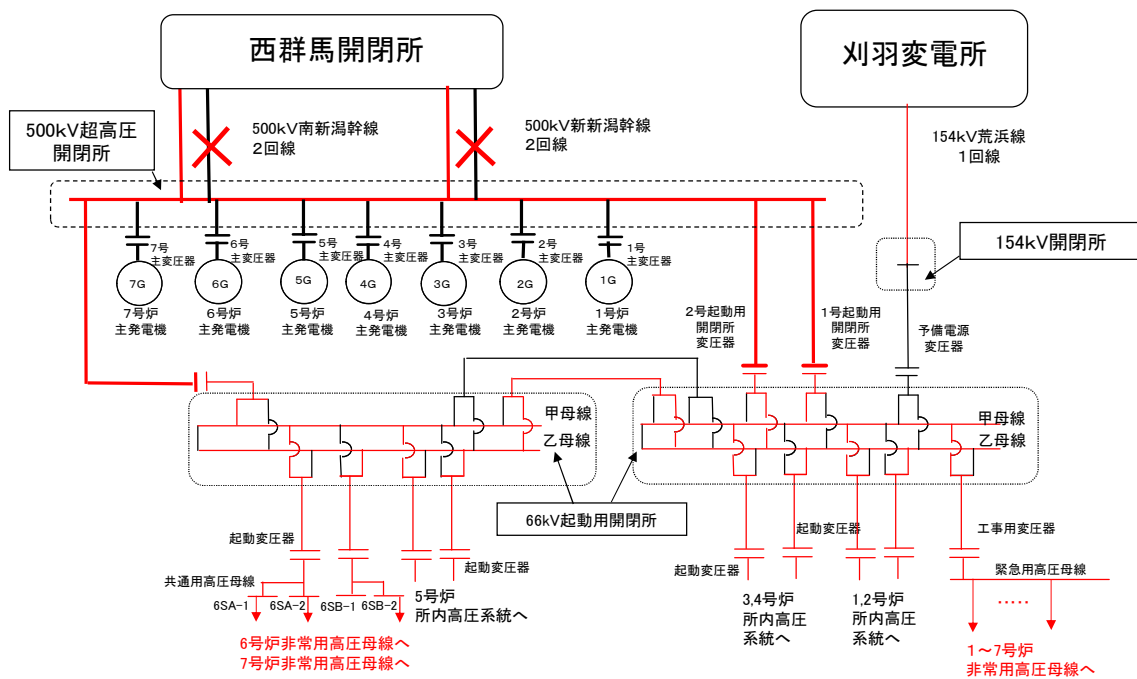
第2.2.4-1図～第2.2.4-4図に、いずれかの2回線が喪失した場合における非常用高圧母線への電力供給を示す。



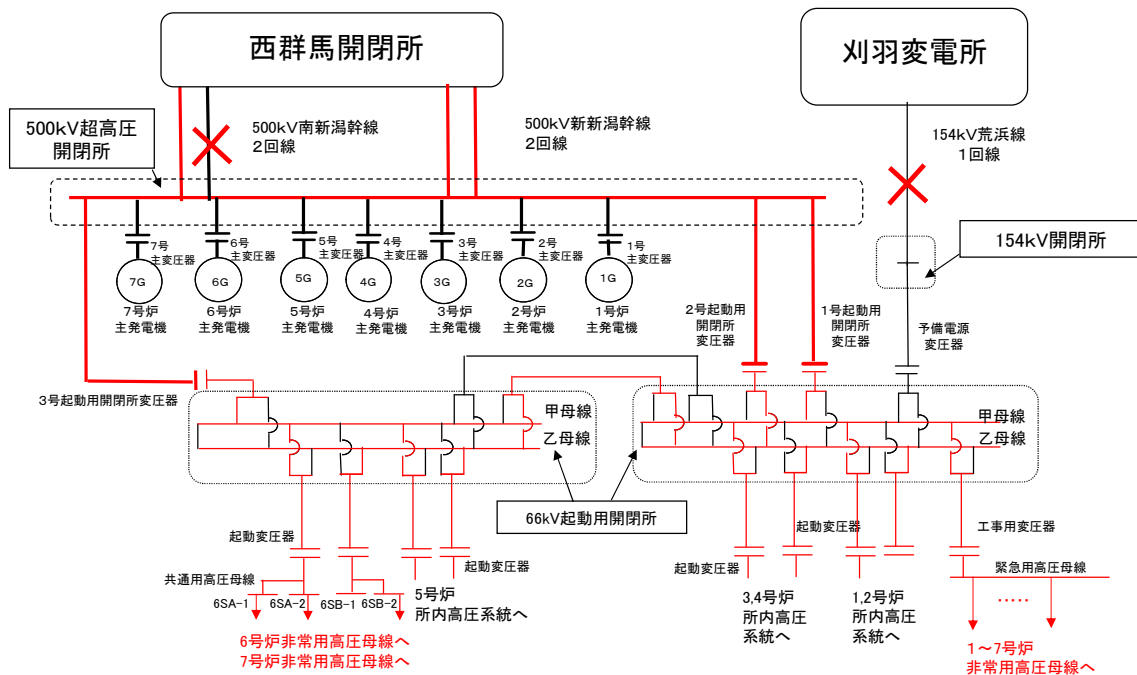
第2.2.4-1図 500kV 新高潟幹線 2回線喪失時の電力供給



第 2. 2. 4-2 図 500kV 南新潟幹線 2 回線喪失時の電力供給



第 2. 2. 4-3 図 500kV 新新潟幹線 1 回線及び 500kV 南新潟幹線 1 回線喪失時の電力供給

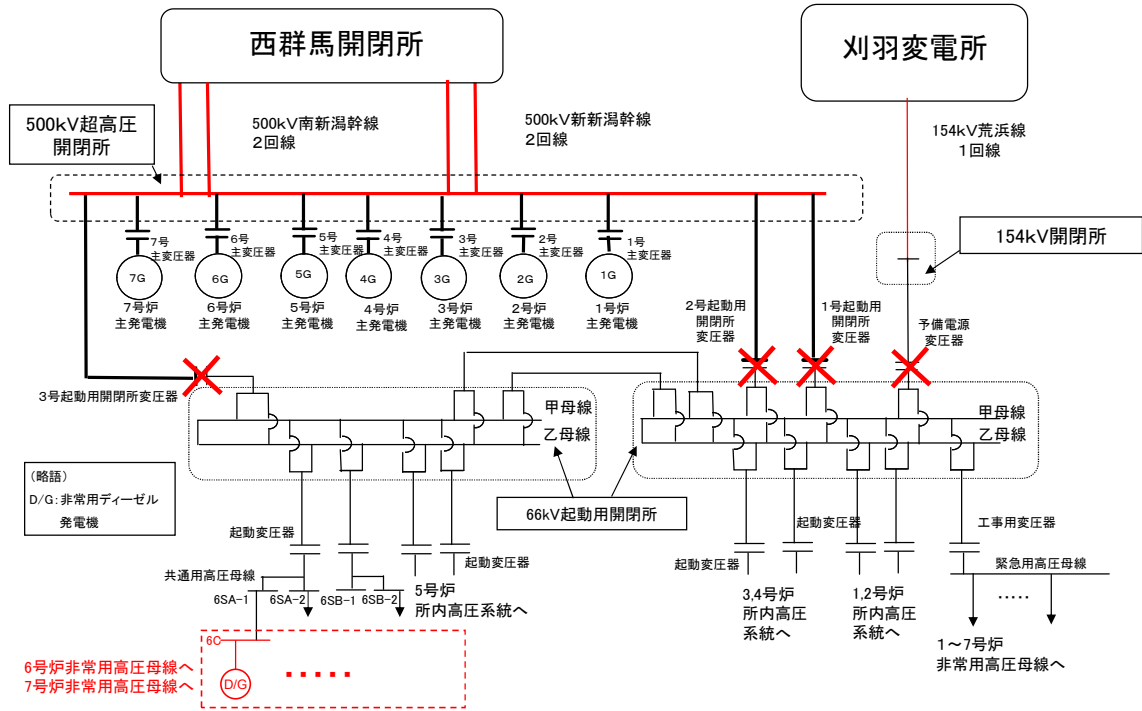


第 2. 2. 4-4 図 500kV 南新潟幹線 1 回線及び 154kV 荒浜線 1 回線喪失時の電力供給

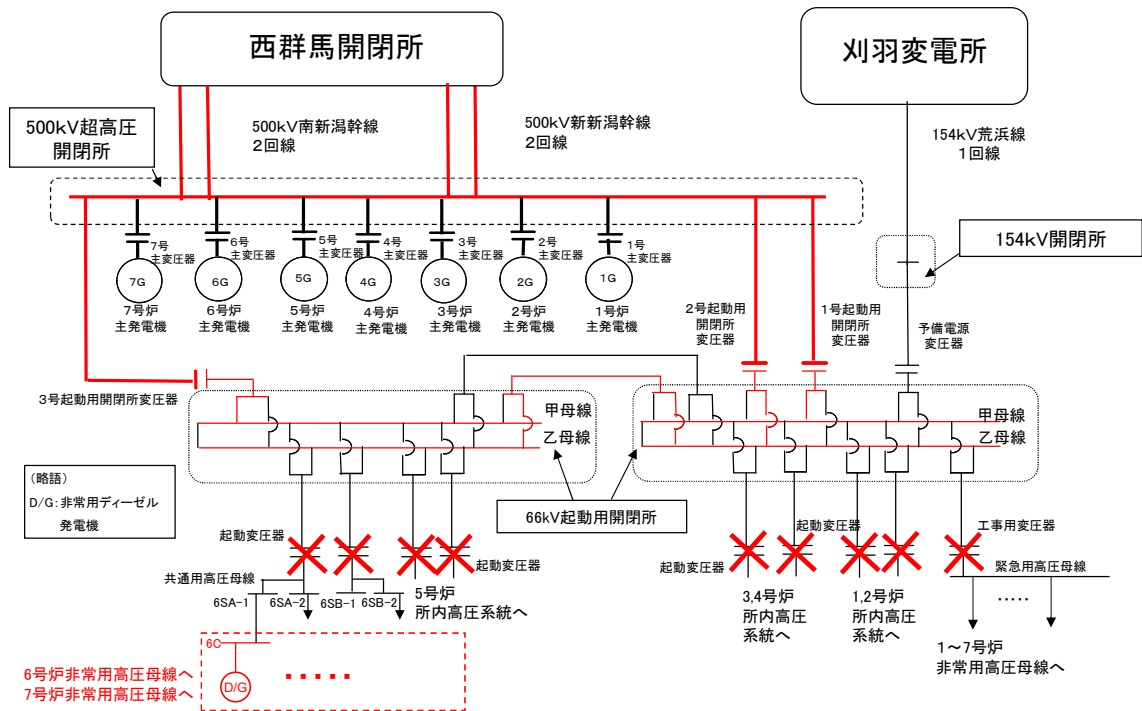
2.2.4.1.2 変圧器多重故障時の電力供給

変圧器多重故障等により 500kV 送電線 4 回線及び 154kV 送電線 1 回線から受電できない場合は、非常用高圧母線が共用高圧母線から受電できなくなるため、発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は非常用ディーゼル発電機から受電する（2.3.1 参照）。

第 2.2.4-5 図、第 2.2.4-6 図に、変圧器多重故障時の非常用高圧母線への電力供給を示す。



第 2.2.4-5 図 起動用開閉所変圧器及び予備電源変圧器故障時の電力供給



第 2.2.4-6 図 起動変圧器及び工事用変圧器故障時の電力供給

2.2.4.1.3 外部電源受電設備の設備容量について

柏崎刈羽原子力発電所は、500kV 送電線（500kV 新新潟幹線及び 500kV 南新潟幹線）2 ルート 4 回線及び 154kV 送電線（154kV 荒浜線）1 ルート 1 回線で電力系統に連系している。非常用高圧母線は、以下の方法にて受電可能である。（第 2.2.1-6 図参照）

- ① 通常時、500kV 超高压開閉所内にあるガス絶縁開閉装置を介し、3 台の起動用開閉所変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、2 台の起動変圧器より受電する。
- ② 非常用ディーゼル発電機から受電する。
- ③ 500kV 送電線、500kV GIS 若しくは起動用開閉所変圧器が使用できない場合、154kV ガス遮断器を介し、予備電源変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、2 台の起動変圧器から受電する。
- ④ 起動変圧器が使用できない場合、500kV 開閉所内にある 500kV GIS を介し、3 台の起動用開閉所変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、工事用変圧器から受電する。
- ⑤ 500kV 送電線、500kV GIS 若しくは起動用開閉所変圧器が使用できない場合及び起動変圧器が使用できない場合、154kV ガス遮断器を介し、予備電源変圧器にて 66kV に降圧し、66kV GIS を介し、工事用変圧器から受電する。

それぞれの送電線及び変圧器は、第 2.2.4-1 表に示す発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を受電し得る容量を有している。（第 2.2.4-2 表参照）【設置許可基準第 33 条 第 4 項】

第 2.2.4-1 表 発電用原子炉を安全に停止するために必要となる電力

		500kV 南新潟幹線（2 回線）						
		500kV 新新潟幹線（2 回線）						
		154kV 荒浜線（1 回線）						
非常用 ディーゼル 発電機容 量	号炉	1 号	2 号	3 号	4 号	5 号	6 号	7 号
	1 台分容量	8.25 MVA	8.25 MVA	8.25 MVA	8.25 MVA	8.25 MVA	6.25 MVA	6.25 MVA
必要容量		53.75MVA						



第 2.2.4-2 表 送電線及び変圧器の設備容量

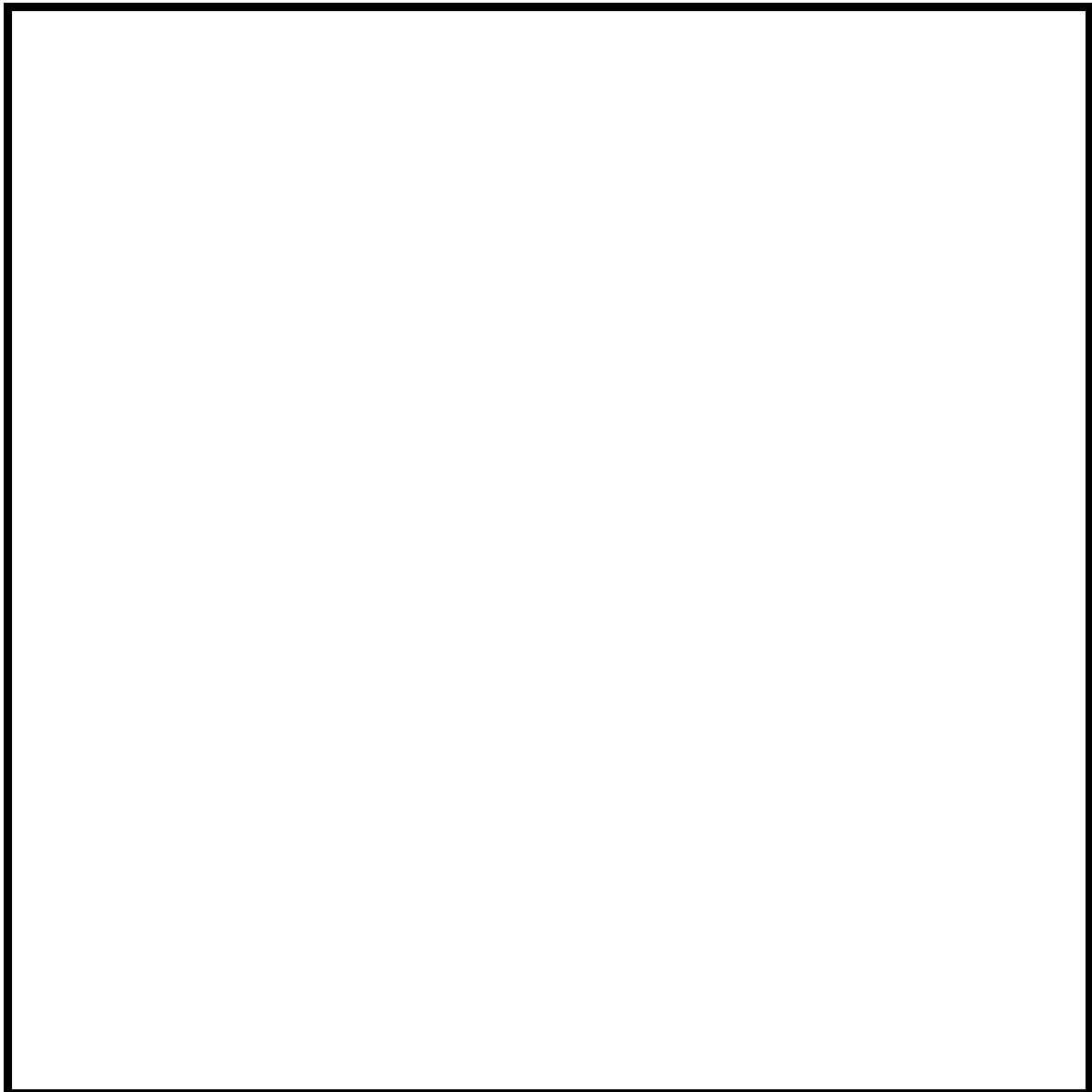
送電線容量	500kV 南新潟幹線（2 回線）	500kV 新新潟幹線（2 回線）	154kV 荒浜線（1 回線）
	約 4,139MW/回線*1（> 53.75MVA） （4,357MVA/回線） （1,2,3,4,5,6,7 号炉共用*2）	約 4,139MW/回線*1（> 53.75MVA） （4,357MVA/回線） （1,2,3,4,5,6,7 号炉共用*2）	約 118MW/回線*1（> 53.75MVA） （124MVA/回線） （1,2,3,4,5,6,7 号炉共用*2）
変圧器容量	1 号起動用開閉所変圧器 （1,2,3,4,5,6,7 号炉共用*2）	2 号、3 号起動用開閉所変圧器 （1,2,3,4,5,6,7 号炉共用*2）	予備電源変圧器 （1,2,3,4,5,6,7 号炉共用*2）
	120MVA（>53.75MVA）	170MVA×2 台（>53.75MVA）	60MVA（>53.75MVA）
	起動変圧器（6,7 号炉共用*2）		
70MVA×2 台（>6.25MVA×2 台）			

*1. 力率 0.95 で MVA に換算した。

*2. 共用：安全施設（重要安全施設は除く。）については、電気事故の波及的影響を防止する観点から遮断器を設けることにより、電気的分離を実施しており、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものとしている。

なお、刈羽変電所は第 2.2.4-7 図の通り、154kV 系統である刈羽線及び東北電力株式会社南新潟線（以下「南新潟線」という。）を經由して、東北電力株式会社中越変電所（以下「中越変電所」という。）及び東北電力株式会社南新潟変電所（以下「南新潟変電所」という。）に接続している。南新潟変電所は東北電力株式会社新潟変電所（以下「新潟変電所」という。）に接続している。中越変電所及び新潟変電所は基幹系統である 275kV 系統に接続している。一方、刈羽変電所は 66kV 系統である東北電力株式会社西山線、東北電力株式会社剣線、東北電力株式会社比角線を經由して需要家に電源供給している。

刈羽線、南新潟線の送電線容量（）と比較して、刈羽変電所から需要家に供給する電力容量（）と、刈羽変電所から柏崎刈羽原子力発電所への電力容量（43MW）の合計は余裕がある。万一、中越変電所及び南新潟変電所のいずれか一方の変電所が停止し、他方の変電所のみから刈羽変電所を受電する場合においても、南新潟幹線及び刈羽線の送電線容量には余裕がある。



第 2.2.4-7 図 刈羽変電所に電源供給する送電線容量

2.2.4.2 受送電設備の信頼性

500kV 超高圧開閉所，154kV 開閉所，66kV 起動用開閉所及びケーブル洞道は十分な支持性能を持つ地盤に設置した上で，遮断器等の機器については耐震性の高い機器を使用する設計とする。

500kV 超高圧開閉所，154kV 開閉所，66kV 起動用開閉所は津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに，塩害を考慮する設計とする。

2.2.4.2.1 開閉所設備等の耐震性評価について

直接基礎構造であり、1.0Ciの地震力に対し不等沈下、傾斜又はすべりが起きないような地盤に設置していることから、十分な支持性能を確保しており、耐震クラスCを満足している。

発電所内の開閉所の遮断器は耐震クラスCを満足するガス絶縁開閉装置（GIS）及びガス遮断器を使用している。（第2.2.4-8図、第2.2.4-9図参照）

開閉所の電気設備及び変圧器については、経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（指示）」（平成23・06・07 原院第1号）に基づき、JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」による耐震評価を実施することにより、耐震裕度を有する設計とする。（平成23年7月7日報告）【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】



ガス絶縁開閉装置（500kV，66kV）
第2.2.4-8図 開閉所設備外観



ガス遮断器（154kV）
第2.2.4-9図 開閉所設備外観

(1) 柏崎刈羽原子力発電所開閉所設備等の耐震性評価

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（指示）」（平成 23・06・07 原院第 1 号）に基づき、柏崎刈羽原子力発電所の開閉所等の電気設備が機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性が低いことを確認した。

(2) 評価対象設備

当社福島第一原子力発電所の 1 号及び 2 号炉の遮断器等の損傷を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所における同様の開閉所設備について影響評価を行った。

また、開閉所設備で受電した後に電圧を変換する変圧器についても、地震により倒壊、転倒しないことを評価した。

(3) 開閉所設備等の影響評価手法

JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」による評価を実施し、設計上の裕度（各部位の発生応力とその部位の許容応力の比率）を確認した。

開閉所設備については、機器下端に 3m/s^2 共振正弦 3 波を入力し、動的評価を実施している。裕度が 1.3 以上であれば、過去の地震データをほぼ包絡していることから、機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性は低いものと見なす。

また、変圧器については、静的 5m/s^2 の入力で倒壊しない（基礎ボルトがせん断しない）ことを評価している。地震と共振する可能性が小さいことから、裕度が 1.0 以上であれば、機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性は低いものと見なす。

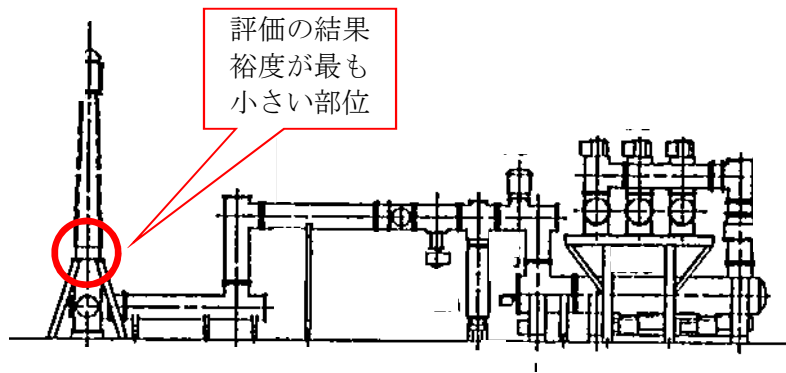
(4) 耐震性評価結果

開閉所設備の評価結果を第 2.2.4-3 表及び変圧器の評価結果を第 2.2.4-4 表に示す。概略図を第 2.2.4-10 図及び第 2.2.4-11 図に示す。評価の結果、柏崎刈羽原子力発電所における評価対象設備について、以下のとおり裕度を満足しており、機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性が低いことを確認した。

なお、更なる信頼性向上対策として、一部耐震補強対策を実施した機器を除き、機器の構造変更は実施していないため、本評価は現在も有効である。

第 2.2.4-3 表 開閉所設備の評価結果

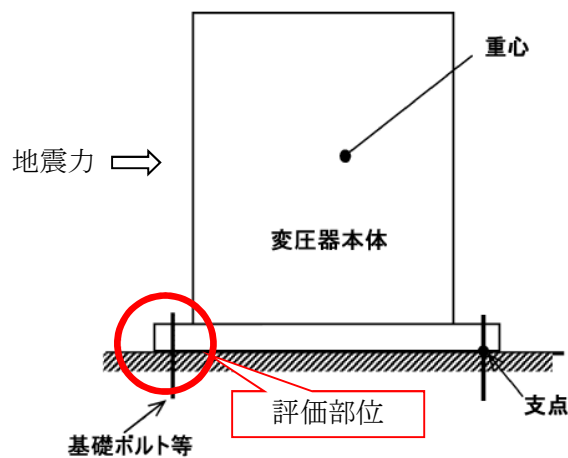
電圧階級	仕様	裕度	最小裕度部位
500kV	500kV 超高圧開閉所 ガス絶縁開閉装置 (GIS)	3.80	ブッシング
154kV	154kV 開閉所 気中遮断器 (ガス)	2.20	ブッシング
66kV	66kV 起動用開閉所 ガス絶縁開閉装置 (GIS)	2.30	タンク



第 2. 2. 4-10 図 500kV ガス絶縁開閉装置の最小裕度部位

第 2. 2. 4-4 表 変圧器の評価結果

変圧器名称	電圧	裕度	評価部位
1号起動用開閉所変圧器	500/66kV	5.00	基礎固定部
2号起動用開閉所変圧器	500/66kV	5.62	基礎固定部
3号起動用開閉所変圧器	500/66kV	5.62	基礎固定部
予備電源変圧器	154/66kV	3.90	基礎固定部
起動変圧器 6SA	66/6.9kV	3.40	基礎固定部
起動変圧器 6SB	66/6.9kV	3.40	基礎固定部



第 2. 2. 4-11 図 変圧器評価の概念図

(5) 更なる信頼性向上対策

更なる信頼性向上対策として、66kV 起動用開閉所において架台補強、1号起動用開閉所変圧器において基礎ボルトを追加、2号及び3号起動用開閉所変圧器において基礎耐震金具を追加する耐震裕度向上対策を実施しており、本評価よりも耐震裕度が向上している。

この耐震裕度向上対策により、500kV 超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV 起動用開閉所、起動変圧器については、基準地震動 S_s に対して信頼性を確認している。

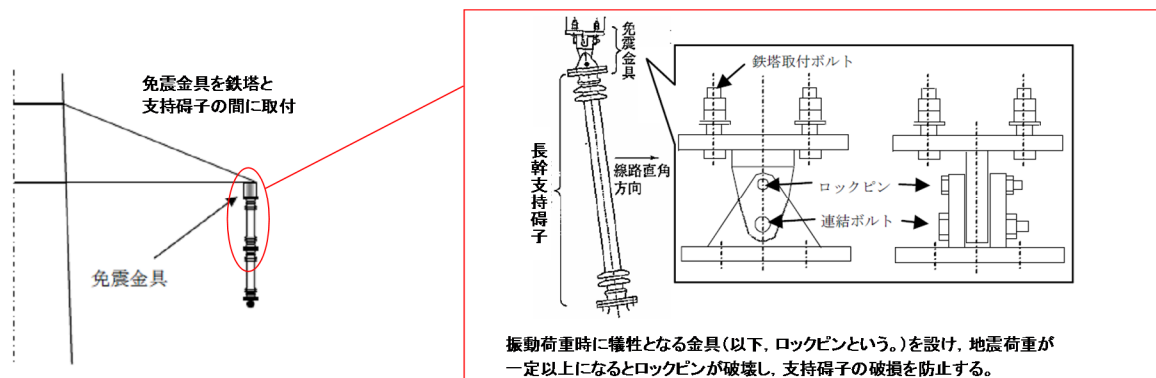
別添 6 に開閉所設備等の基準地震動 S_s に対する耐震性評価結果について示す。

2.2.4.2.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

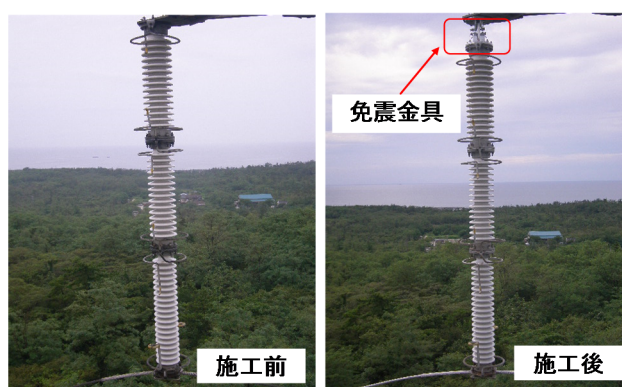
(1) 送電線の長幹支持碍子の免震対策について

東日本大震災では長幹支持碍子の折損が発生したが、柏崎刈羽原子力発電所に接続されている500kV新新潟幹線、500kV南新潟幹線において長幹支持碍子は使用していない。

また、154kV荒浜線の長幹支持碍子については、鉄塔と支持碍子の間に免震金具を取り付け、耐震性を強化している。耐震対策内容を第2.2.4-12図に、耐震対策状況を第2.2.4-13図及び第2.2.4-5表に示す。【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】



第2.2.4-12図 支持碍子の免震化



第2.2.4-13図 免震金具取付の施工状況

第2.2.4-5表 長幹支持碍子の耐震対策状況

線路名	長幹支持碍子の耐震対策	
	懸垂がいし化	免震金具設置
154kV 荒浜線	—	12基 (37個) (H23.8完了)

※ 500kV 新新潟幹線, 500kV 南新潟幹線において、長幹支持碍子は使用していない。

(2) 変電所及び開閉所の遮断器等の耐震性について

東日本大震災では空気遮断器及び断路器が損傷したが、柏崎刈羽原子力発電所に接続されている、西群馬開閉所は重心が低く耐震性の高いガス絶縁開閉装置、刈羽変電所は重心が低く耐震性の高いガス遮断器及び耐震性を強化した断路器を採用している。また上記の設備は、JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価を実施し、設計上の裕度を確認している。【設置許可基準第33条 第3項 解釈1】

2.2.4.2.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について

(1) 500kV 超高压開閉所

500kV 超高压開閉所（500kV 新新潟幹線，500kV 南新潟幹線に接続）は，直接基礎構造であり，1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条第 6 項 解釈 6】

第 2.2.4-6 表に 500kV 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果，第 2.2.4-14 図に 500kV 超高压開閉所位置，第 2.2.4-15 図に 500kV 超高压開閉所基礎構造図を示す。

第 2.2.4-6 表 500kV 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	182 (kN/m ²)	392 (kN/m ²)	○

*1. 評価値<評価基準値となるとき判定○となる（十分な支持性能を確保）。



第 2.2.4-14 図 500kV 超高压開閉所位置



第 2.2.4-15 图 500kV 超高压開閉所基礎構造図

(2) 154kV 開閉所

154kV 開閉所（154kV 荒浜線に接続）は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

第 2.2.4-7 表に 154kV 開閉所基礎の支持性能評価結果，第 2.2.4-16 図に 154kV 開閉所位置，第 2.2.4-17 図に 154kV 開閉所基礎構造図を示す。

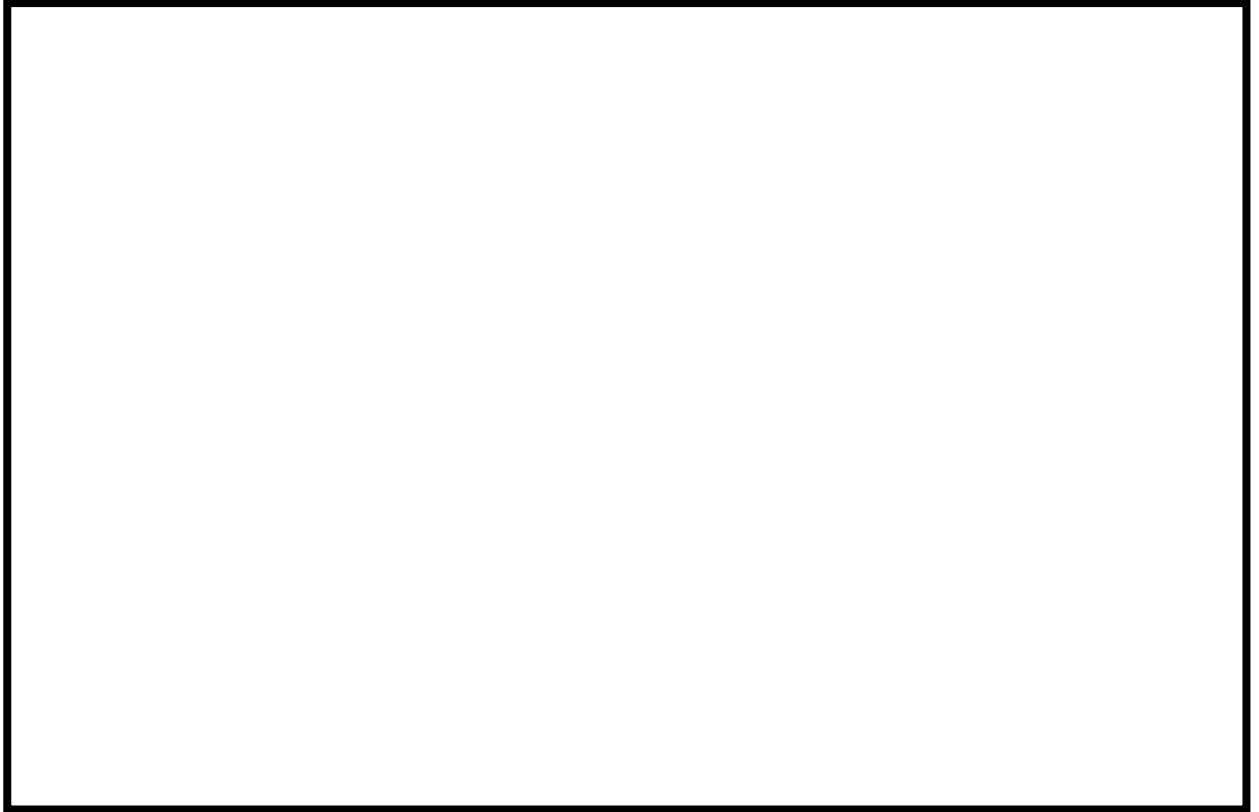
第 2.2.4-7 表 154kV 開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	87 (kN/m ²)	196 (kN/m ²)	○

*1. 評価値<評価基準値となるとき判定○となる（十分な支持性能を確保）。



第 2.2.4-16 図 154kV 開閉所位置



第 2. 2. 4-17 图 154kV 開閉所基礎構造図

(3) 66kV 起動用開閉所

66kV 起動用開閉所は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

第 2.2.4-8 表に 66kV 起動用開閉所基礎の支持性能評価結果、第 2.2.4-18 図に 66kV 起動用開閉所位置、第 2.2.4-19 図に 66kV 起動用開閉所（北側）基礎構造図、第 2.2.4-20 図に 66kV 起動用開閉所（南側）基礎構造図を示す。

第 2.2.4-8 表 66kV 起動用開閉所基礎の支持性能評価結果

配置場所	照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
北側	最大接地圧	143 (kN/m ²)	392 (kN/m ²)	○
南側	最大接地圧	82 (kN/m ²)	196 (kN/m ²)	○

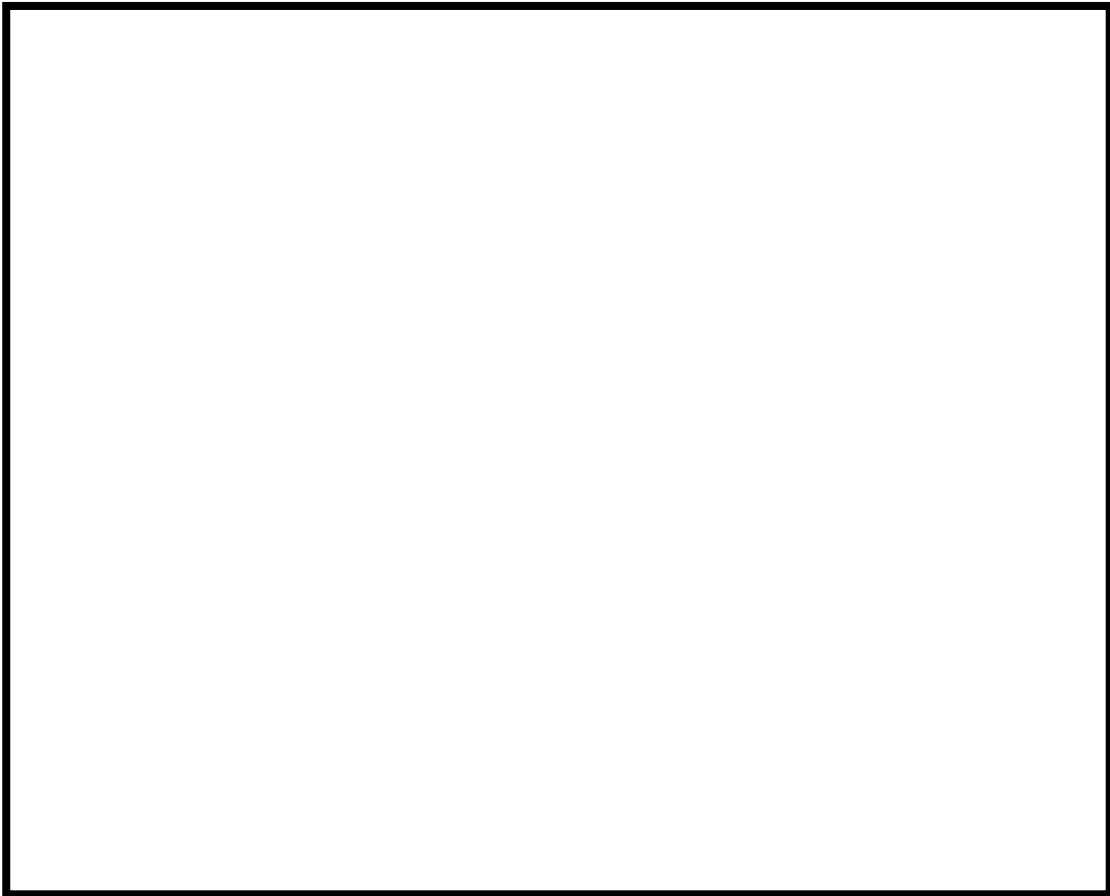
*1. 評価値<評価基準値となる時判定○となる（十分な支持性能を確保）。



第 2.2.4-18 図 66kV 起動用開閉所位置



第 2.2.4-19 図 66kV 起動用開閉所（北側）基礎構造図



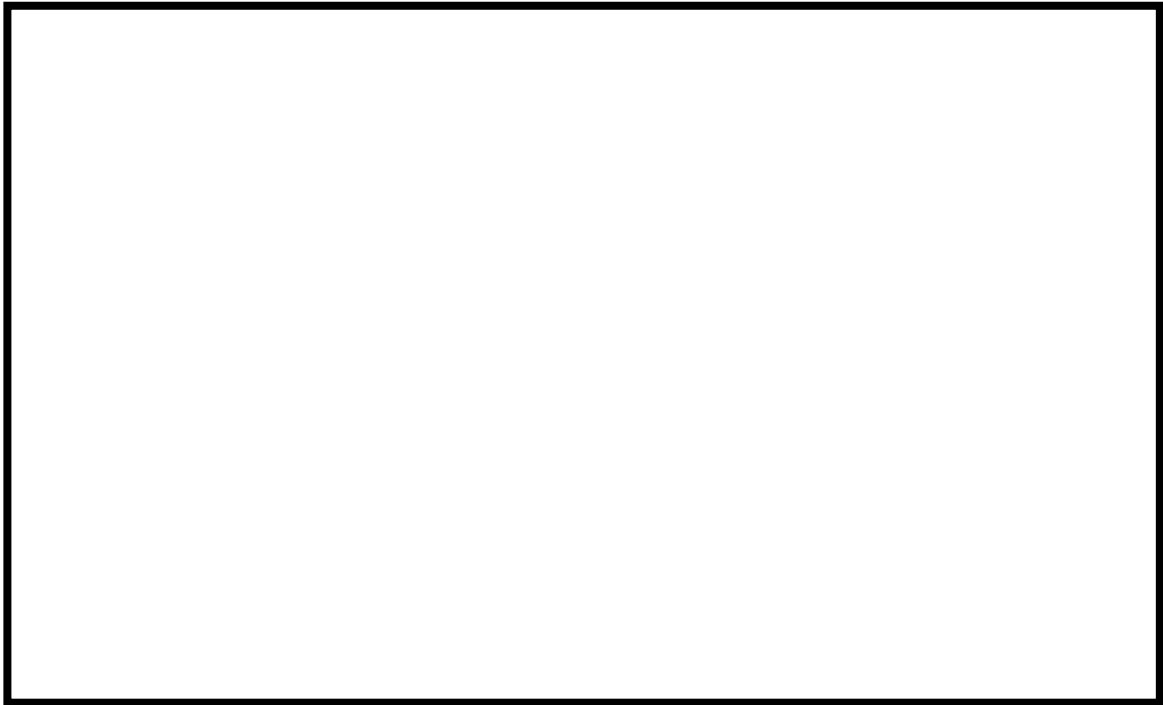
第 2.2.4-20 図 66kV 起動用開閉所（南側）基礎構造図

2.2.4.2.4 ケーブル洞道設置地盤の支持性能について

154kV 開閉所から柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉まではケーブル洞道を通して接続している（第 2.2.4-21 図）。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

ケーブル洞道設置地盤の支持性能については，洞道の構造の相違により，154kV 開閉所から 66kV 起動用開閉所（南側）にかけて，66kV 起動用開閉所（南側）から 66kV 起動用開閉所（北側）にかけて，500kV 電力ケーブル洞道及び 6 号炉 C V ケーブル洞道の四つのエリアに区分した上で，検討している。

各エリアでは，評価式の特性を考慮して，洞道の設置深さが浅くかつ断面形状の縦横比が大きい位置を代表断面として選定し，支持性能を確認した。



第 2.2.4-21 図 全体平面図

(1) 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）

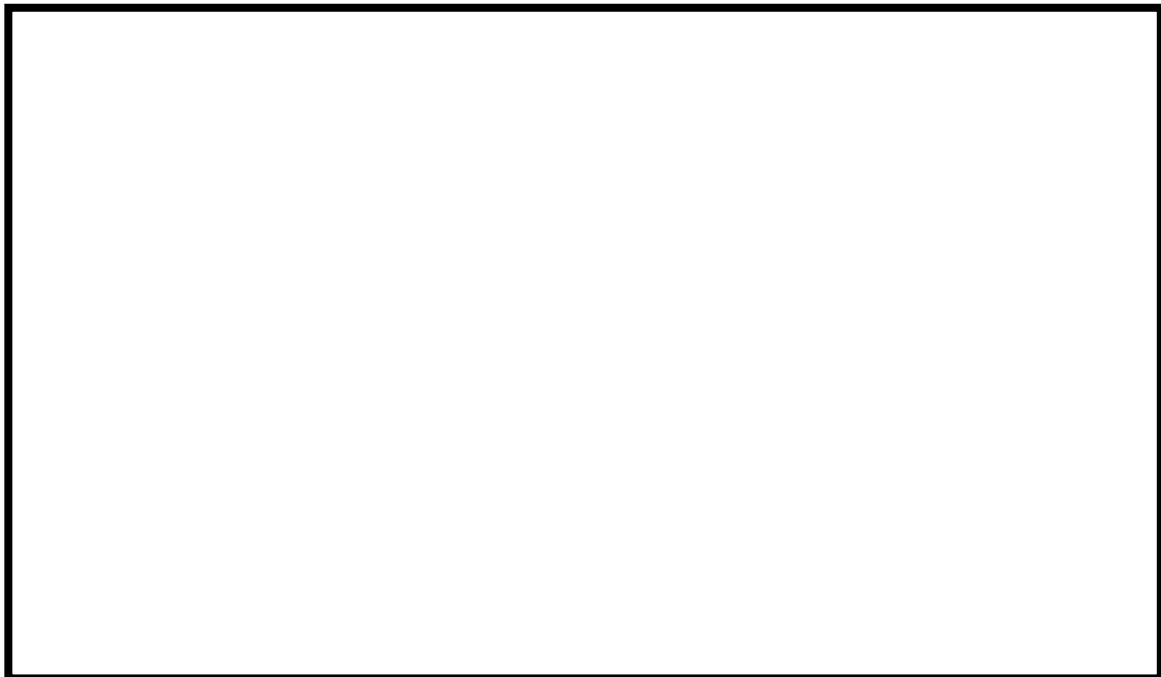
154kV 開閉所から 66kV 起動用開閉所（南側）にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

第 2.2.4-9 表に 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道支持性能評価結果，第 2.2.4-22 図に 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道位置図，第 2.2.4-23 図に 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道断面図を示す。

第 2.2.4-9 表 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	77(kN/m ²)	1,142(kN/m ²)	○

*1. 評価値<評価基準値となるとき判定○となる（十分な支持性能を確保）。



第 2.2.4-22 図 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道位置図



第 2.2.4-23 図 154kV 開閉所～66kV 起動用開閉所（南側）ケーブル洞道断面図

(2) 66kV 起動用開閉所（南側～北側）

66kV 起動用開閉所（南側）から 66kV 起動用開閉所（北側）にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

第 2.2.4-10 表に 66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道支持性能評価結果、第 2.2.4-24 図に 66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道位置図、第 2.2.4-25 図に 66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道断面図を示す。

第 2.2.4-10 表 66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	115 (kN/m ²)	284 (kN/m ²)	○

*1. 評価値<評価基準値となるとき判定○となる（十分な支持性能を確保）。



第 2.2.4-24 図 66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道位置図



第 2.2.4-25 図 66kV 起動用開閉所（南側～北側）ケーブル洞道断面図

(3) 500kV 電力ケーブル洞道

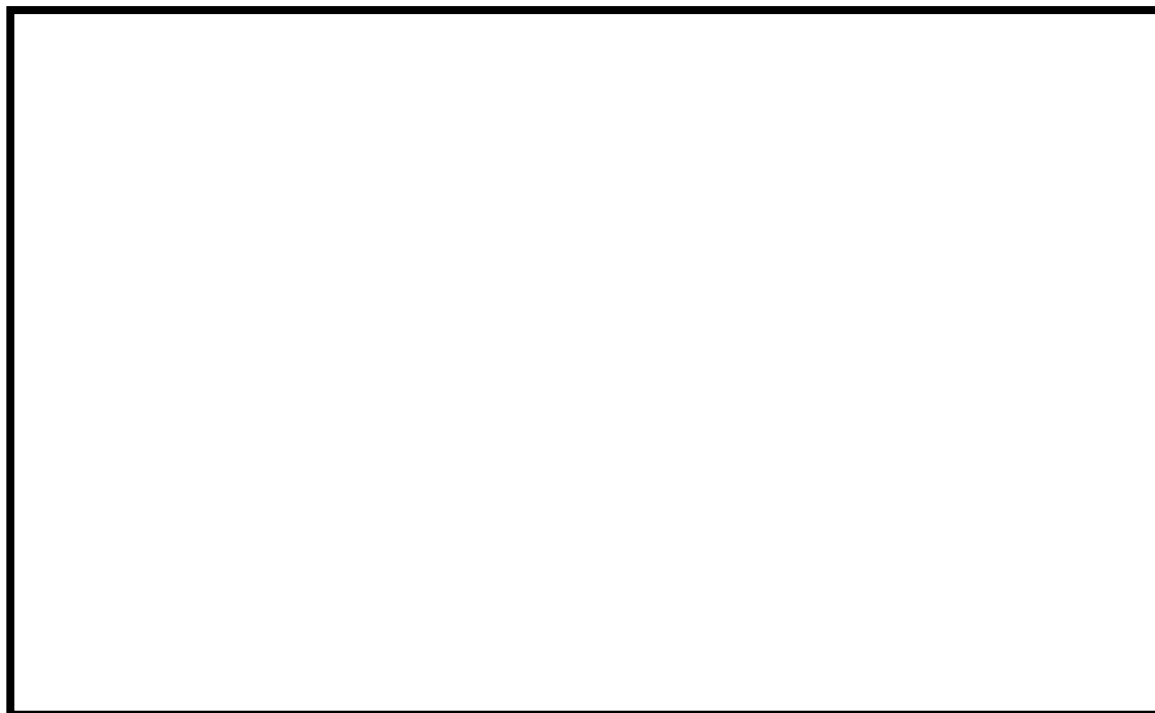
500kV 電力ケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

第 2.2.4-11 表に 500kV 電力ケーブル洞道支持性能評価結果，第 2.2.4-26 図に 500kV 電力ケーブル洞道位置図，第 2.2.4-27 図に 500kV 電力ケーブル洞道断面図を示す。

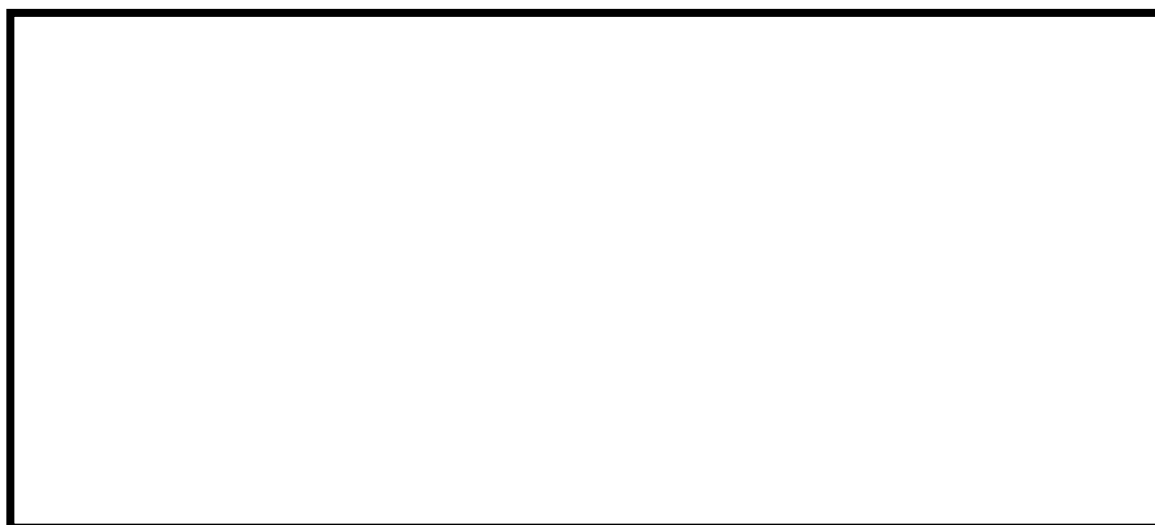
第 2.2.4-11 表 500kV 電力ケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	153 (kN/m ²)	1,920 (kN/m ²)	○

*1. 評価値<評価基準値となるとき判定○となる（十分な支持性能を確保）。



第 2.2.4-26 図 500kV 電力ケーブル洞道位置図



第 2.2.4-27 図 500kV 電力ケーブル洞道断面図

(4) 6号炉CVケーブル洞道

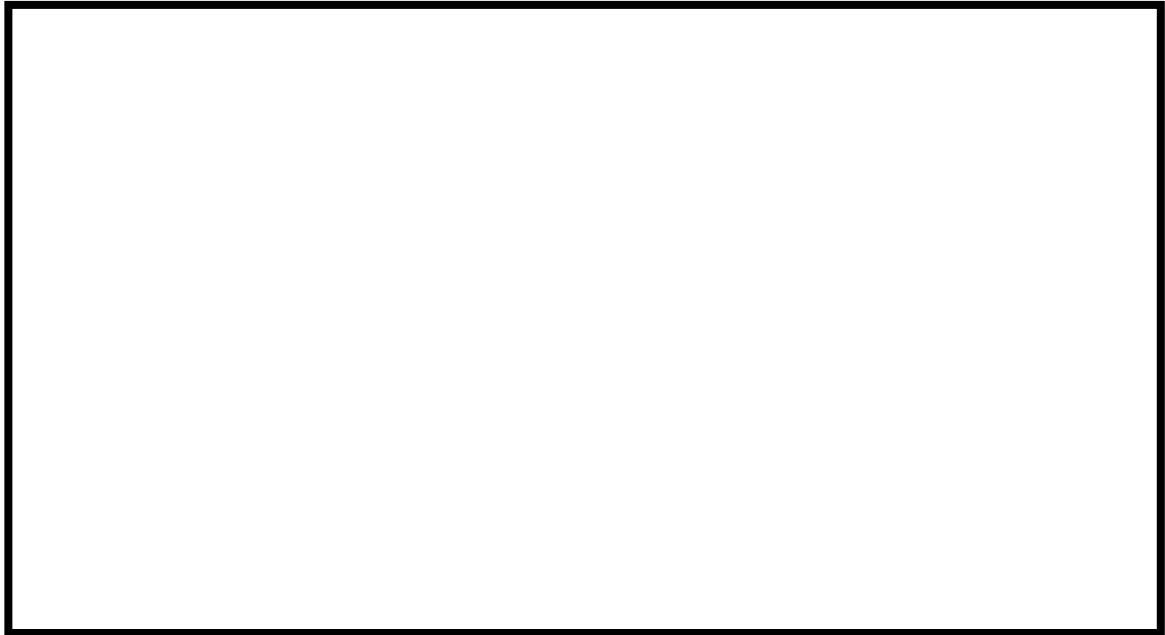
6号炉CVケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】

第2.2.4-12表に6号炉CVケーブル洞道支持性能評価結果、第2.2.4-28図に6号炉CVケーブル洞道位置図、第2.2.4-29図に6号炉CVケーブル洞道断面図を示す。

第2.2.4-12表 6号炉CVケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	160(kN/m ²)	1,800(kN/m ²)	○

*1. 評価値<評価基準値となるとき判定○となる(十分な支持性能を確保)。



第2.2.4-28図 6号炉CVケーブル洞道位置図



第2.2.4-29図 6号炉CVケーブル洞道断面

2.2.4.2.5 基礎及び洞道の不等沈下による影響について

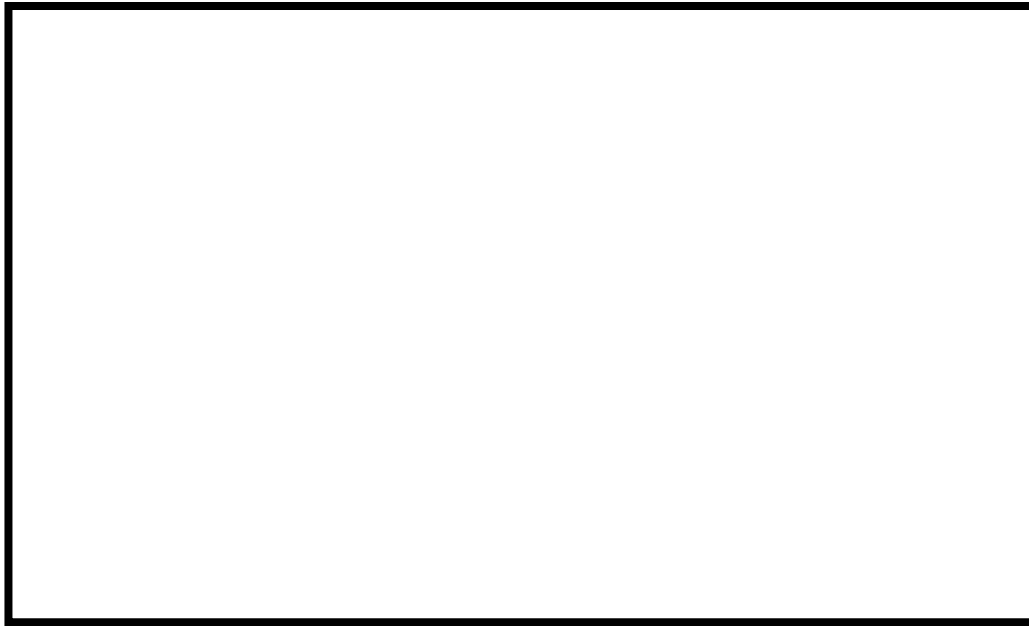
(1) 不等沈下に伴う被害事例

平成 19 年新潟県中越沖地震時には、3 号炉所内変圧器（杭基礎構造，岩盤支持）と、二次側接続母線部ダクト（直接基礎構造，埋戻土支持）の間で約 20cm の不等沈下が発生した。この不等沈下の影響によりダクトがブッシングに衝突し、ブッシング部が破損したために絶縁油が漏えい、短絡によるアーク放電が漏れた絶縁油に引火して、火災に繋がるという事象が発生した。

不等沈下が起きやすい場所は、このように、それぞれが独立した異なる種類の基礎であり、かつ埋戻土等の沈下が起きやすい地層に設置されている場所と考えられる。

(2) 評価対象箇所を選定

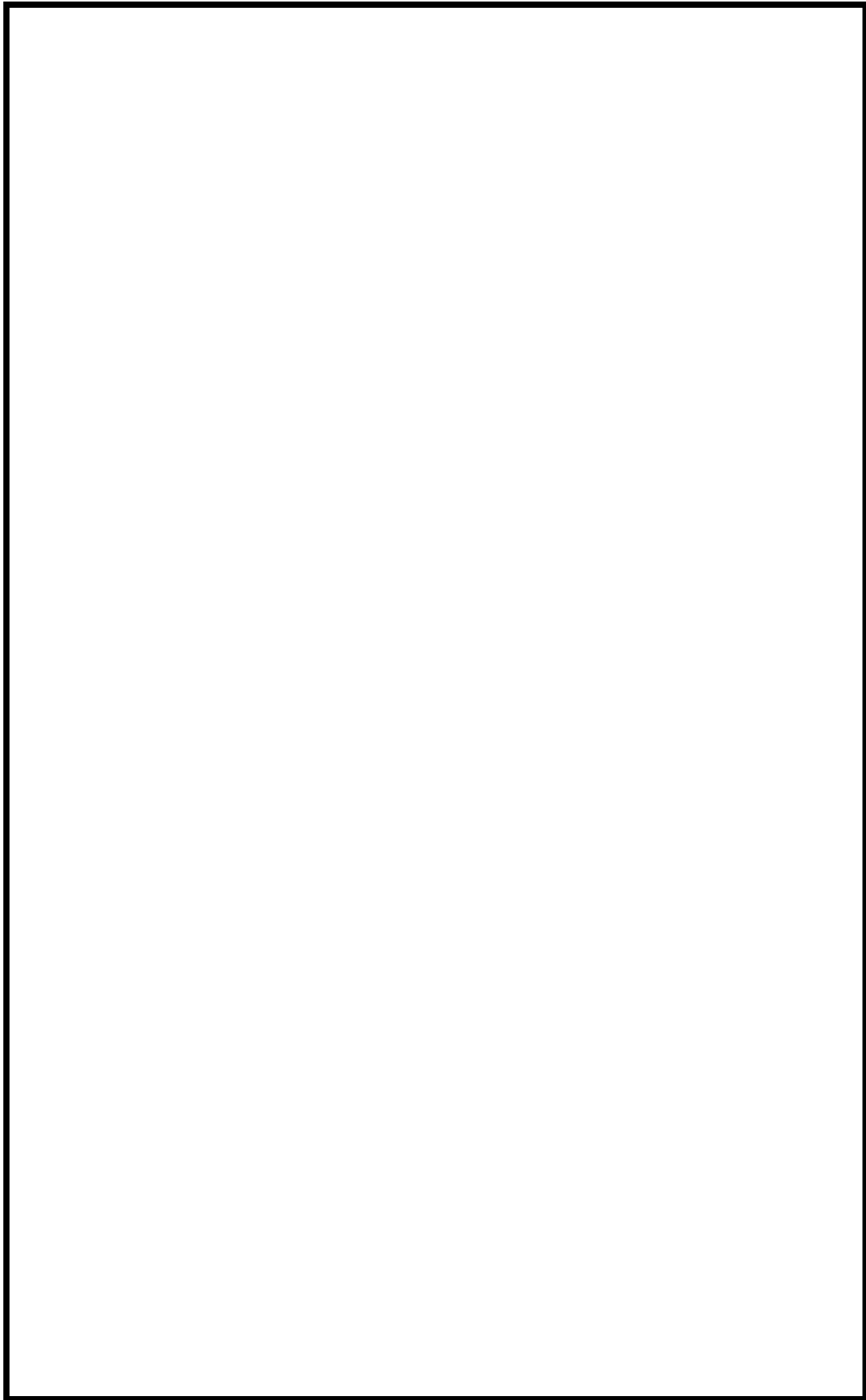
6 号及び 7 号炉の保安電源のケーブルラインは、直接基礎（第 2.2.4-30 図及び第 2.2.4-13 表に設置状況を、第 2.2.4-31 図に代表断面を記載）の洞道（鉄筋コンクリート構造）内に敷設しているが、杭基礎構造の予備電源変圧器及び工所用変圧器と、洞道との間は、異種基礎の接続箇所となっている。このため、当該接続箇所について変位量を算出し、影響評価を行った。なお、洞道については、約 20m ごとの目地部を境に構造が独立しているため、目地部で変位を緩和することができるとともに、設置地盤の支持力も十分にあることから、設備に影響を与えるような不等沈下は起こらない設計となっている。



第 2. 2. 4-30 図 6 号及び 7 号炉保安電源ケーブルライン全体平面図

第 2. 2. 4-13 表 6 号及び 7 号炉保安電源ケーブルラインの基礎構造形式と設置地盤

設備名称	基礎構造形式	主な支持地盤	検討要否	備考
154kV 開閉所	直接基礎	番神砂層	×	同一基礎形式
ケーブル洞道	直接基礎	番神砂層		
予備電源変圧器 工事用変圧器	杭基礎	古安田層	○	異種基礎形式
ケーブル洞道	直接基礎	番神砂層 新期砂層	○	異種基礎形式
66kV 起動用開閉所 (南側)	直接基礎	古安田層	×	同一基礎形式
ケーブル洞道	直接基礎	古安田層	×	同一基礎形式
66kV 起動用開閉所 (北側)	直接基礎	古安田層	×	同一基礎形式
500kV 電力 ケーブル洞道	直接基礎	新期砂層 盛土	×	同一基礎形式
6 号炉 CV ケーブル洞道	直接基礎	古安田層	×	同一基礎形式
6 号炉 起動変圧器	直接基礎	西山層	×	同一基礎形式



第 2. 2. 4-31 図 6 号及び 7 号炉保安電源用ケーブルを内包する洞道及び基礎の代表断面図

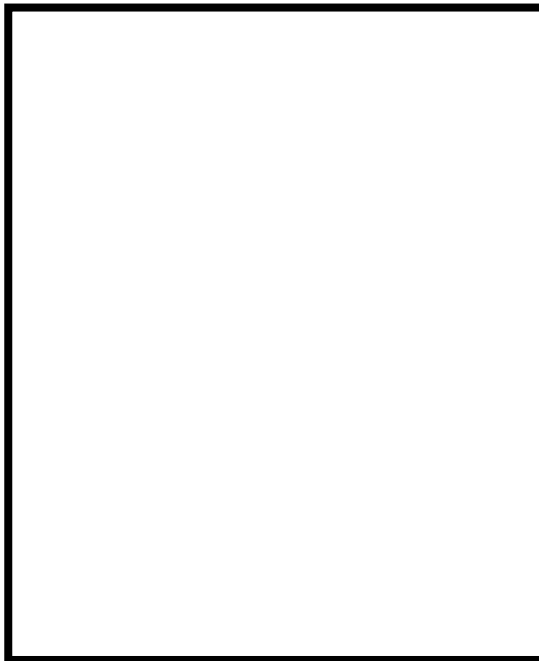
(3) 評価手法及び評価結果

変圧器は、杭基礎構造で古安田層に支持されており、ケーブル洞道は、直接基礎構造で番神砂層に支持されている。154kV 開閉所周辺平面図を第 2.2.4-32 図に、154kV 開閉所付近ボーリング柱状図を第 2.2.4-33 図、変圧器基礎の断面図及び解析モデル概念図を第 2.2.4-34 図に示す。地震時の沈下量は、粘性土主体の古安田層では小さく、砂質土主体である番神砂層で大きくなるため、変圧器（杭基礎、古安田層支持）と洞道（直接基礎、番神砂層支持）との相対沈下量は、番神砂層の沈下量に等しいものと考えて、影響評価を行った。

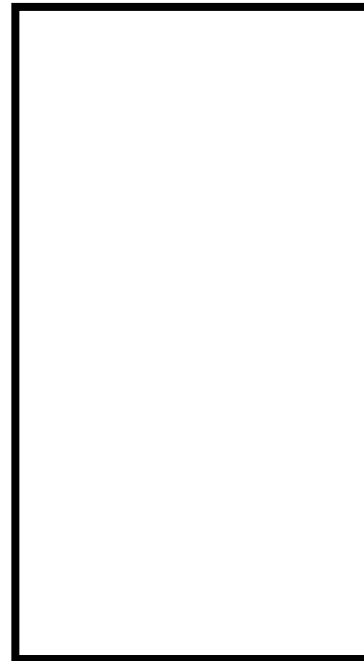
解析モデルの概念図を第 2.2.4-34 図に示す。地盤は番神砂層をモデル化し、上端を T. M. S. L. +27.0m の地表面、下端を T. M. S. L. +20.2m の古安田層上面とした。地震力は地表面で 1.0Ci とし、各要素に深度相当の地震力を静的に作用させ、静的非線形解析により求めたせん断ひずみから沈下量を算定した。

評価結果は第 2.2.4-14 表に示すとおり、沈下量が 1cm 以下である。

以上のことから、基礎及び洞道の不等沈下について、想定される相対沈下量は、ケーブルの性能に影響を与えるものではなく、設置地盤は十分な支持性能を確保していることを確認した。



第 2.2.4-32 図 154kV 開閉所周辺平面図



第 2.2.4-33 図 154kV 開閉所付近ボーリング柱状図



第 2. 2. 4-34 図 工事用変圧器～予備電源変圧器断面図及び解析モデル概念図(a-a' 断面)

第 2. 2. 4-14 表 地盤沈下量の算定結果

地層名	層厚	沈下量
番神砂層	6. 8m	

2.2.4.2.6 設置地盤の液状化について

液状化の影響について、道路橋示方書・同解説（V耐震設計編，平成14年3月）に基づき，1.0Ciの地震力に対して液状化判定を実施する。

開閉所及びケーブル洞道の主な設置地盤は，第2.2.4-13表に示すとおり，基礎岩盤である西山層，洪積層である古安田層，番神砂層，沖積層である新期砂層，盛土層に分類される。このうち，液状化強度が最も低い盛土層に設置された500kV電力ケーブル洞道について， F_L 法に基づいた液状化判定を行う。なお，構造物の評価断面位置は第2.2.4-26図，断面図は第2.2.4-27図のとおりである。

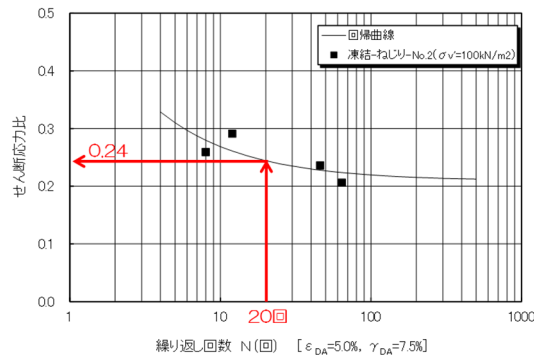
$$F_L = R / L$$

F_L ：液状化に対する抵抗率

R：動的せん断強度比

L：地震時せん断応力比

動的せん断強度比Rは，KK67-0106 液状化影響の検討方針（平成29年1月24日）に示す埋戻土層の液状化試験結果に基づき0.24とする。埋戻土層の液状化強度曲線を第2.2.4-35図に示す。



第2.2.4-35図 埋戻土層の液状化強度曲線

評価断面位置の地下水位はT.M.S.L.+8m程度であり，地表面がT.M.S.L.+40mであることから，地下水位が地表面より10m以深であるため，道路橋示方書によれば液状化の検討の必要がないが，ここでは念のため，地下水位が構造物底面レベルのT.M.S.L.+32.2mにあると保守的に仮定して検討を行った。検討に用いる地盤物性値を第2.2.4-15表に示す。

第2.2.4-15表 地盤物性値

地下水位以浅の土の単位体積重量 γ (kN/m ³)	18.6
地下水位以下の土の有効単位体積重量 γ' (kN/m ³)	8.8
地表面 (T.M.S.L.+ (m))	40
地下水位 (T.M.S.L.+ (m))	32.2
設計水平震度 K_h (1.0Ci)	0.2

第2.2.4-16表 F_L 法による液状化評価結果

動的せん断強度比R	地震時せん断応力比L	液状化に対する抵抗力 F_L	判定
0.24	0.18	1.33	○

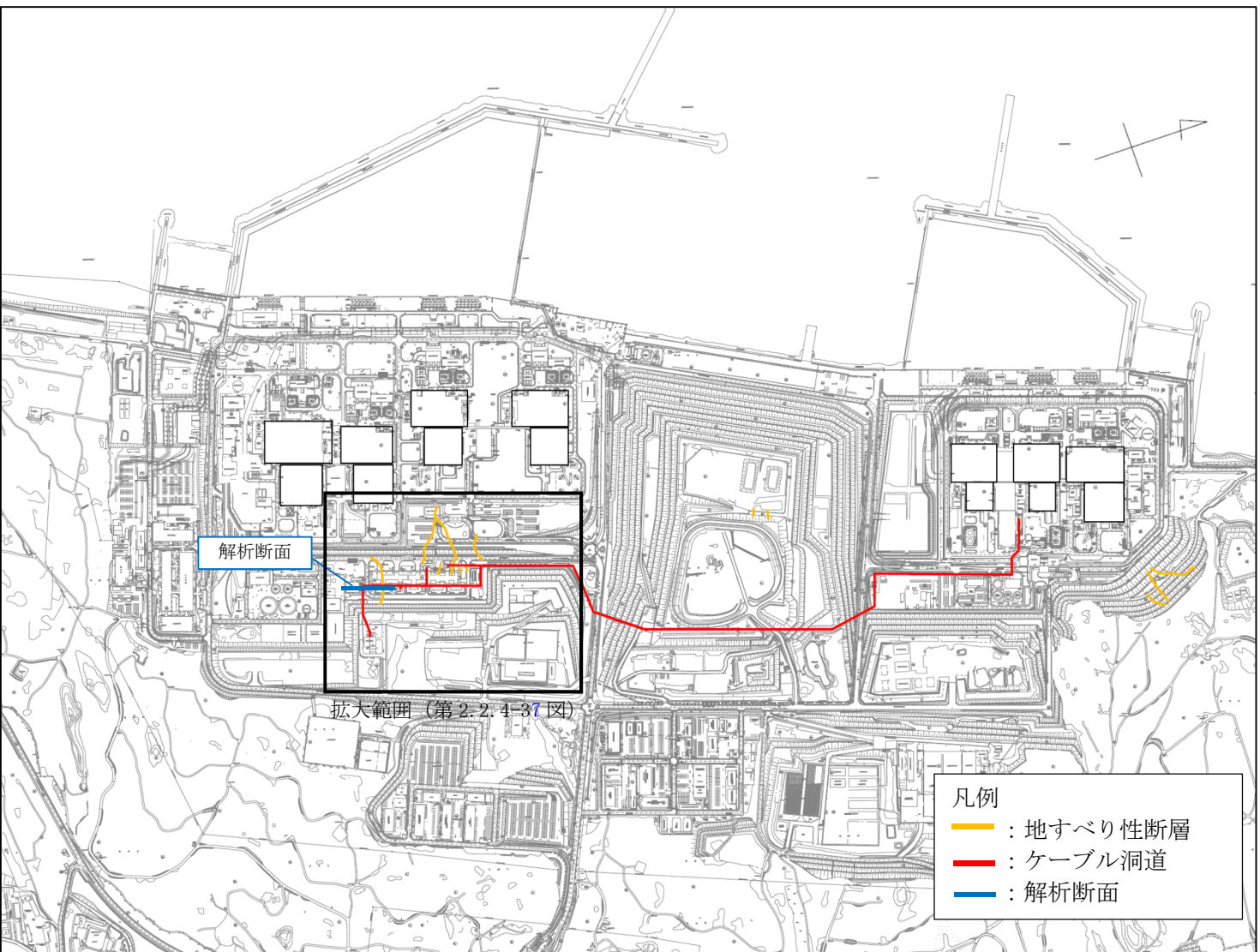
評価の結果，構造物設置レベルにおける液状化抵抗率は $F_L=1.33$ と1.0を上回り，液状化しない判定となることを確認した。上記より，開閉所及びケーブル洞道の設置地盤は，液状化しないと判断され，2.2.4.2.3及び2.2.4.2.4に示すとおり，地盤は十分な支持性能を確保している。

2.2.4.2.7 洞道設置地盤安定性に関する地すべり性断層の影響について

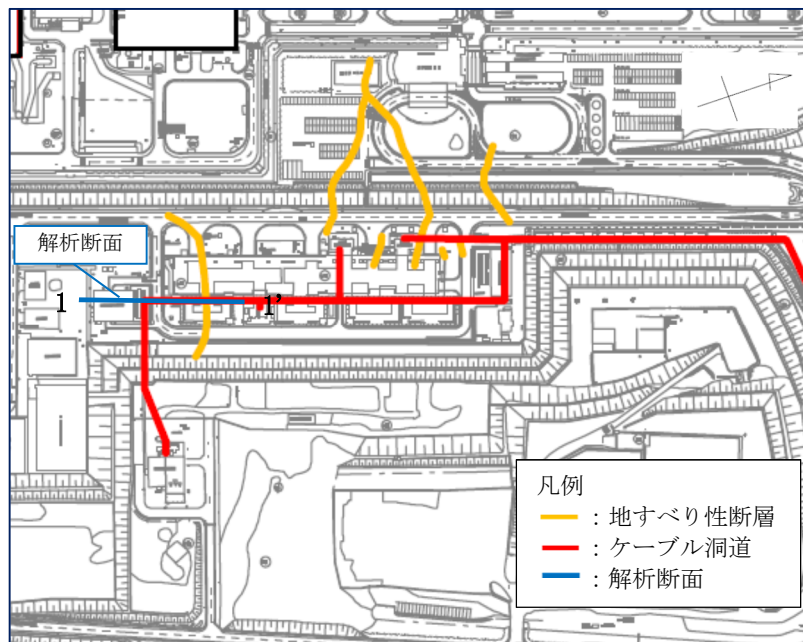
保安電源のケーブルラインの設置地盤については、耐震クラスCとして十分な支持性能を持つ地盤に設置することとしており、2.2.4.2.4にその評価結果を示した。

ただし、500kV 超高压開閉所付近の洞道設置位置では、地すべり性の断層が推定されている。現状では、地すべりの原因となったことが推定される北側の番神砂層及び大湊砂層の高まりが造成により取り去られていることから、地盤は十分に安定していると定性的に判断されるが(第2.2.4-36図～第2.2.4-38図)、念のために定量的な評価を行った。

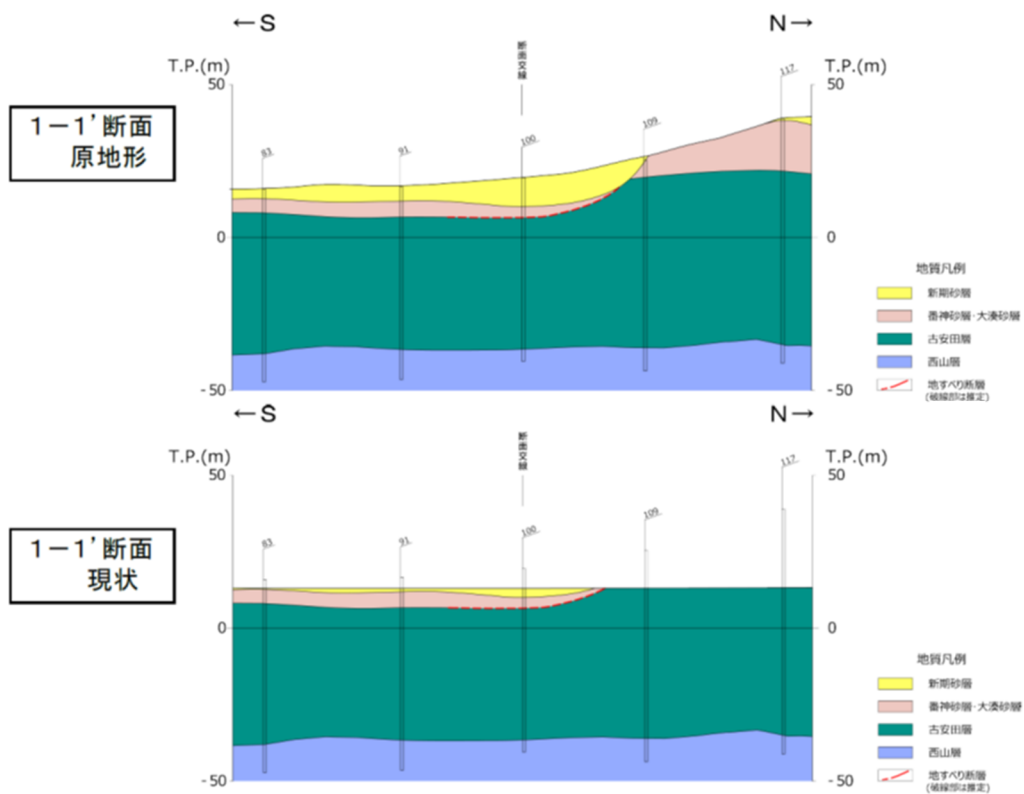
評価は円弧すべり法により行い、新期砂層及び番神砂層の密度については、密度試験結果より設定し、すべり線上のせん断強度については、荒浜側基礎地盤安定解析における各断層のせん断強度のうち、浅部で最も保守的な設定となるF₀断層の残留強度相当とした。1.0Ciの地震力に対する地盤安定性評価を実施した結果、最小すべり安全率は15.5であり、設置地盤は十分安定していることを確認した。(第2.2.4-17表、第2.2.4-18表、第2.2.4-39図)



第2.2.4-36 図 建設時に確認された古安田層以浅の地すべり性断層位置



第 2. 2. 4-37 図 建設時に確認された古安田層以浅の地すべり性断層位置 (拡大図)



第 2. 2. 4-38 図 解析断面位置地質縦断図 (上図：原地形, 下図：現状)

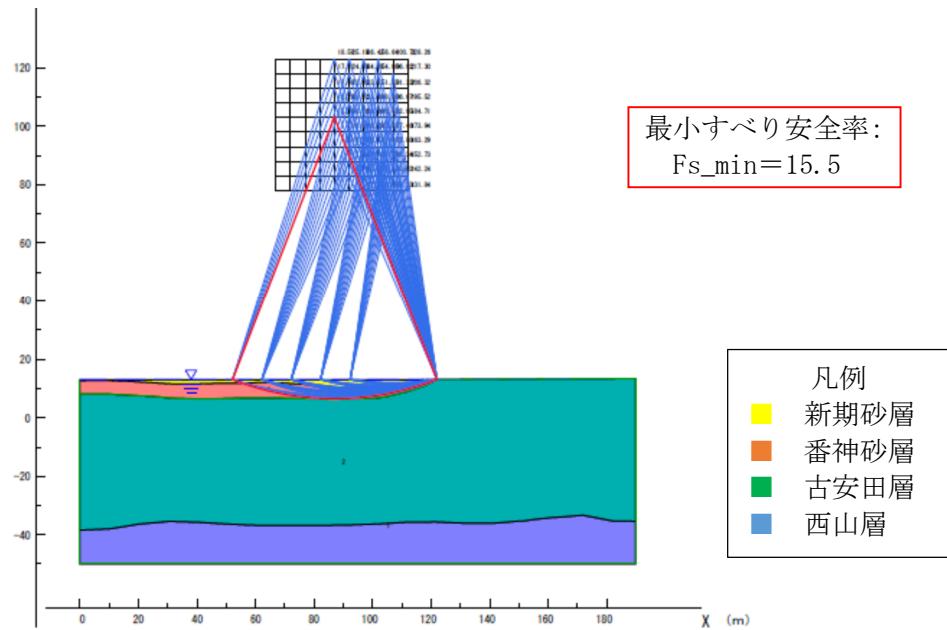
第 2.2.4-17 表

地層区分	密度 (g/cm ³)
新期砂層	1.82
番神砂層	1.93

第 2.2.4-18 表

すべり線上のせん断強度 (N/mm ²)
0.23+0.24P

T. M. S. L. (m)



第 2.2.4-39 図 円弧すべり法による地盤安定性評価結果

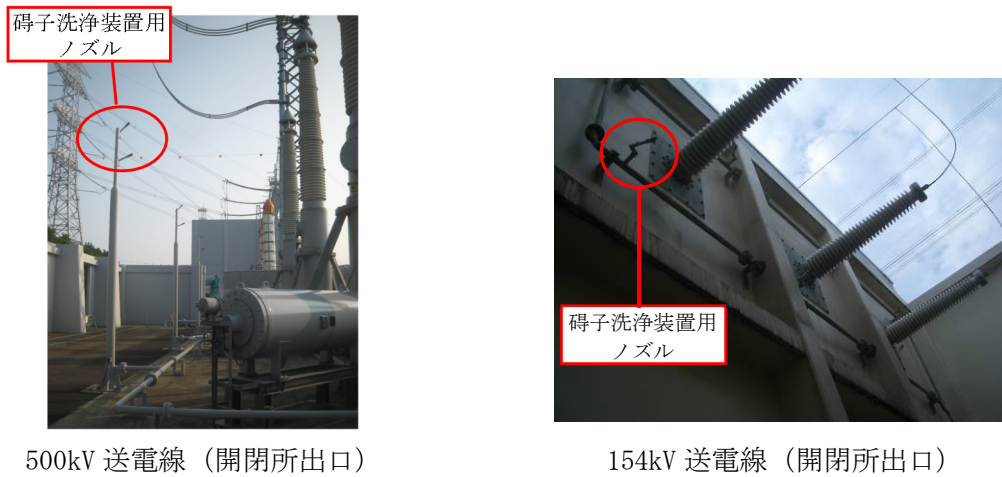
2.2.4.2.8 津波の影響，塩害対策

塩害に対しては，定期的に碍子洗浄が可能な設計とする。（第2.2.4-40 図参照）【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】

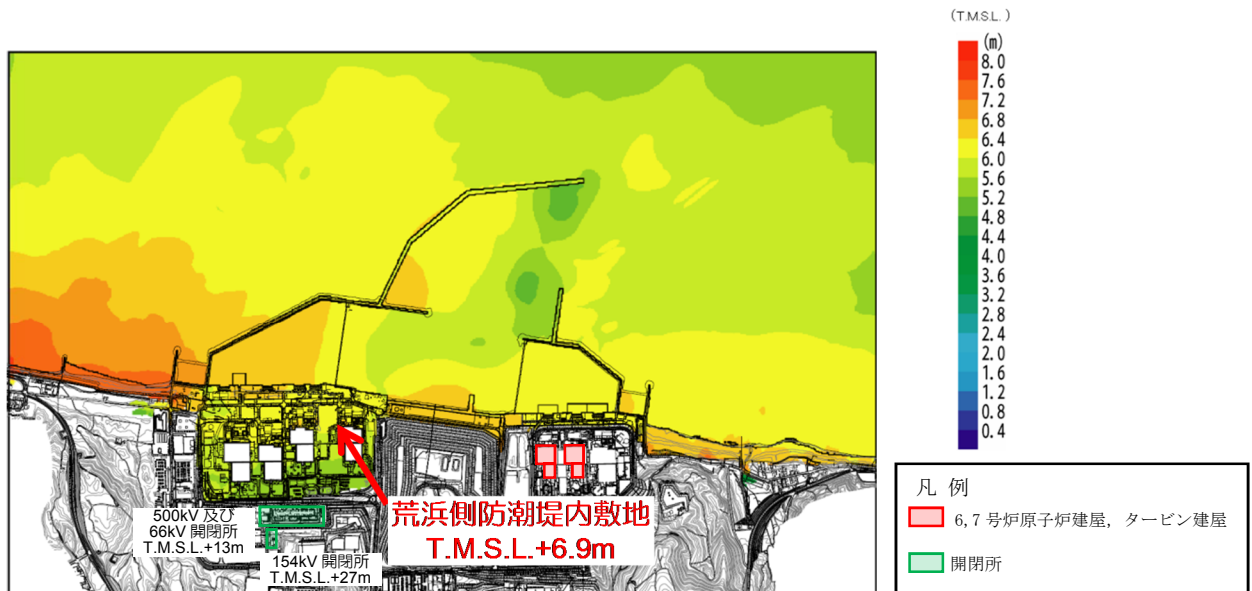
津波による影響に対しては，設計基準津波高さが最大で T.M.S.L. ※1 +6.9m に対し，500kV 超高压開閉所及び 66kV 起動用開閉所高さが T.M.S.L. +13.0m，154kV 開閉所高さが T.M.S.L. +27.0m であり，津波の影響を受けない設計とする。【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】

第2.2.4-41 図に基準津波における遡上波による最大水位分布（詳細は，第5条：津波による損傷の防止 別添1 耐津波設計方針について 1.3 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域を参照。）を示す。

※1. T.M.S.L.：東京湾平均海面



第2.2.4-40 図 碍子洗浄装置外観



第2.2.4-41 図 柏崎刈羽原子力発電所の敷地高さと各施設との関係

2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

2.3.1 非常用所内電源設備及びその附属設備の信頼性

2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性

非常用ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続している。また、蓄電池（非常用）及びその附属設備は、4系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保している。【設置許可基準第33条 第7項】

非常用ディーゼル発電機及びその附属設備は、常用系との独立性を考慮して、非常用所内電源設備は原子炉建屋地下1階及び地上1階、常用所内電源設備はコントロール建屋地下2階と別の場所に設置することにより、共通要因により機能が喪失しない設計とする。

2.3.1.1.1 非常用所内電源設備の配置

非常用所内電源設備は、区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲ及び区分Ⅳに区画された電気室等に設置している。第2.3.1-1図～第2.3.1-7図に非常用所内電源設備の配置位置を示す。



第 2.3.1-1 図 非常用ディーゼル発電機及び非常用高圧母線の配置 (6 号炉)



第 2.3.1-2 図 蓄電池 (非常用) 及び計測制御用電源設備の配置 (6 号炉)



第 2.3.1-3 図 非常用ディーゼル発電機及び非常用高圧母線の配置 (7 号炉)



第 2.3.1-4 図 蓄電池 (非常用) 及び計測制御用電源設備の配置 (7 号炉)



第 2.3.1-5 図 燃料ディタンクの配置 (6 号炉)



第 2.3.1-6 図 燃料ディタンクの配置 (7 号炉)



第 2.3.1-7 図 軽油タンク及び燃料移送ポンプの配置 (6 号及び 7 号炉)

2.3.1.1.2 非常用所内電源設備の共通要因に対する頑健性

非常用交流電源設備は3系統、非常用直流電源設備は4系統あり、基準地震動に対して支持機能が維持可能な建物である原子炉建屋及びコントロール建屋内の区画された部屋に設置(別添7)し、主たる共通要因(地震、津波、火災、溢水)に対し、頑健性を有している。第2.3.1-1表に非常用所内電源設備の主たる共通要因に対する頑健性を示す。

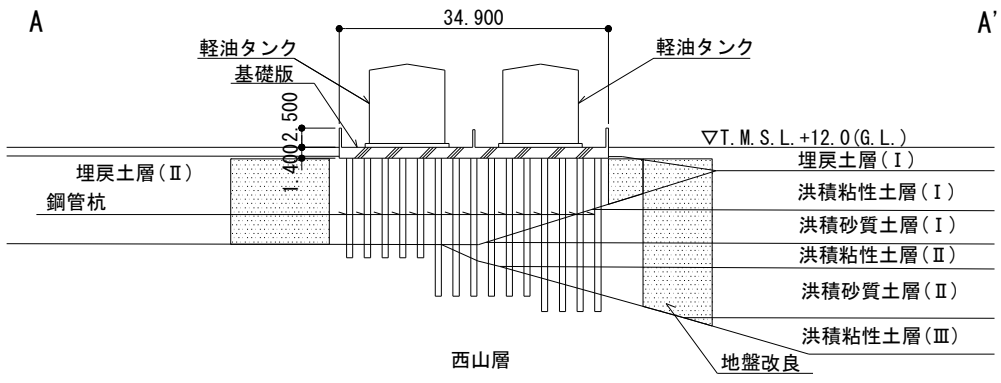
第2.3.1-1表 非常用所内電源設備の主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応方針	状況
地震	設計基準地震動に対して十分な耐震性を有する設計とする。	設計基準地震動に対して、建屋及び安全系の電気設備が機能維持できる設計としている。
津波	設計基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	6/7号の敷地高さは12mであり、遡上域における最大遡上高さ(7.5m(大湊側))より高いため津波流入のおそれがない。また、浸水防止設備を設置することにより非常用電源設備が配置されているエリアへの浸水を防止している。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁(障壁)で分離を行うか、適切な離隔距離で分離した配置設計とする。	火災防護審査基準で要求される3時間以上の耐火能力を有するコンクリート壁により異なる系統の非常用電気品室、計測制御電源室及び蓄電池室は分離し、自動若しくは中央制御室にて遠隔操作可能な固定式消火設備を設置する。
溢水	想定すべき溢水(没水、蒸気及び被水)に対し、影響のないことを確認、若しくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震等による溢水を想定しても、電気盤が機能喪失にならないことを確認している。なお、非常用電気品室、計測制御電源室及び蓄電池室には蒸気源及び溢水源はない。

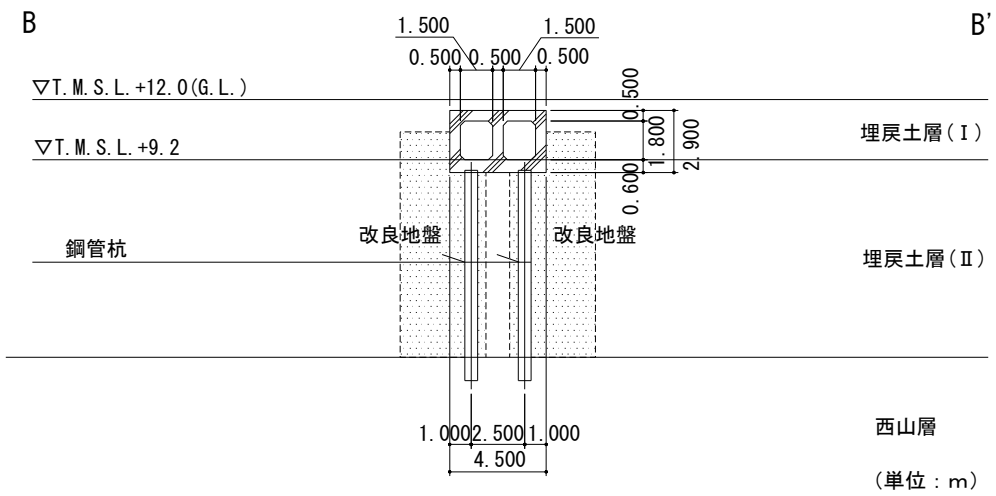
軽油タンク及び燃料移送ポンプは屋外に設置されているが、軽油タンクから燃料移送ポンプまで、及び燃料移送ポンプから燃料ディタンクまでには連絡配管が設けられており、軽油タンク及び燃料移送ポンプいずれか1系統が使用できない場合でも、原子炉建屋内にある3系統の燃料ディタンクに燃料を供給可能な設計としている。また、燃料ディタンクは外部からの燃料補給がなくても一定時間非常用ディーゼル発電機に燃料を供給可能な設計とする。(2.3.1.3項参照)

また、軽油タンク基礎及び燃料移送系配管ダクトは、耐震クラスSの設備の間接支持構造物として、原子炉建屋と同じ西山層を支持地盤としている(杭基礎形式)。第2.3.1-8図及び第2.3.1-9図に軽油タンク基礎及び燃料移送系配管ダクトの断面図を示す。

相対変位については、軽油タンク基礎と燃料移送系配管ダクトの基礎構造が同じ杭基礎形式であることから、接続箇所において相対変位が生じにくい構造となっている。燃料移送系配管ダクトと原子炉建屋は、同じ西山層を支持地盤としており、相対変位が生じにくい構造となっているが、基礎構造はダクトが杭基礎形式、建屋が直接基礎形式と異なることから、**当該接続箇所について相対変位量を算定し**、燃料移送系配管は、相対変位が生じた場合であっても、配管の健全性が確保されるよう、配管及び配管支持構造物を設計する。



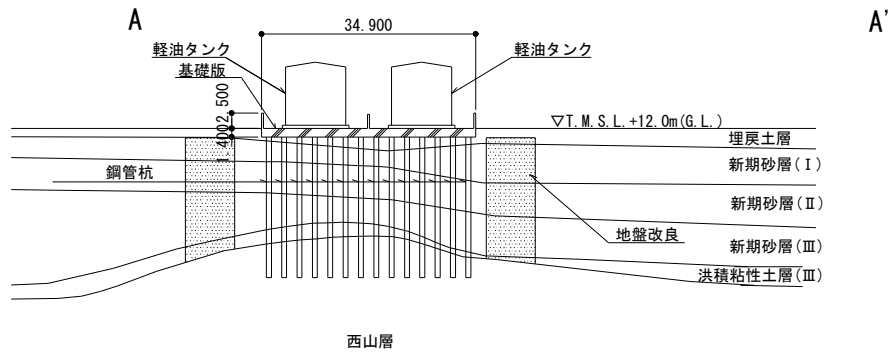
(a) 6号炉軽油タンク基礎断面図



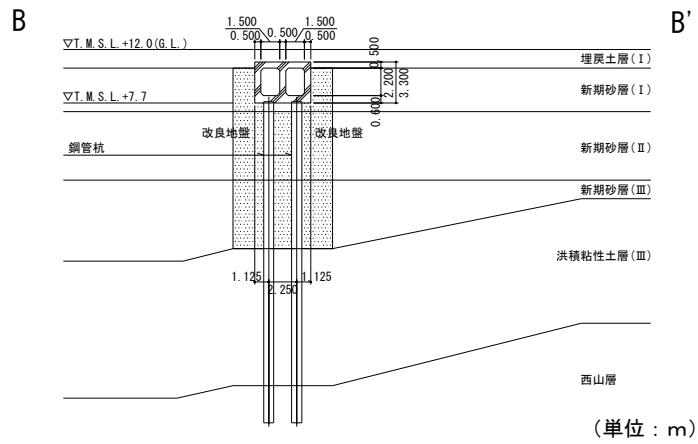
(b) 6号炉燃料移送系配管ダクト断面図



第 2.3.1-8 図 軽油タンク基礎及び燃料移送系配管ダクトの断面図 (6号炉)



(a) 7号炉軽油タンク基礎断面図



(b) 7号炉燃料移送系配管ダクト断面図



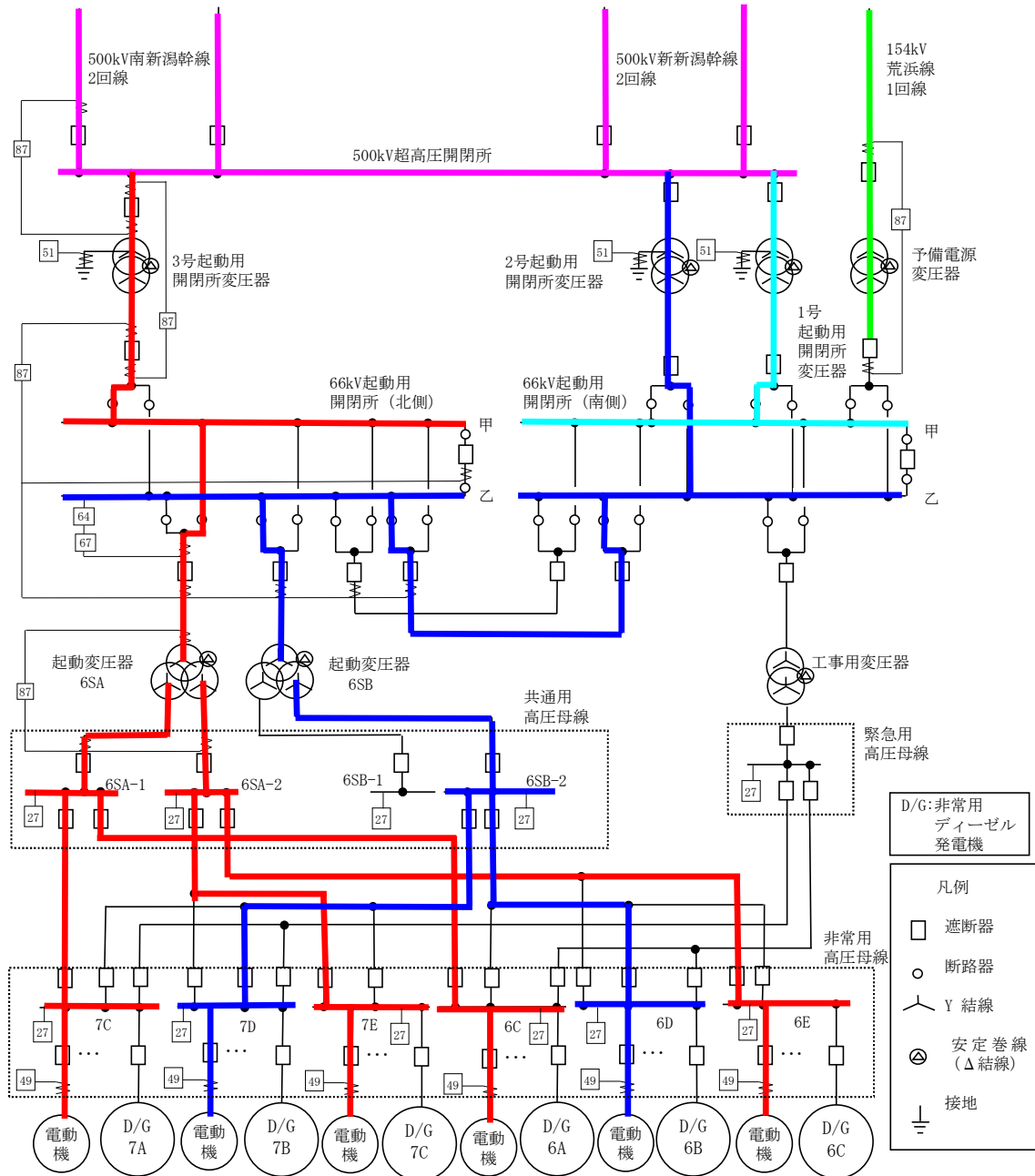
第 2. 3. 1-9 図 軽油タンク基礎及び燃料移送系配管ダクトの断面図 (7号炉)

別添4 1相開放故障発生個所の識別とその後の対応操作について

1 500kV送電線で発生する1相開放故障
(目視による確認)

(1) 1相開放故障直前の状態

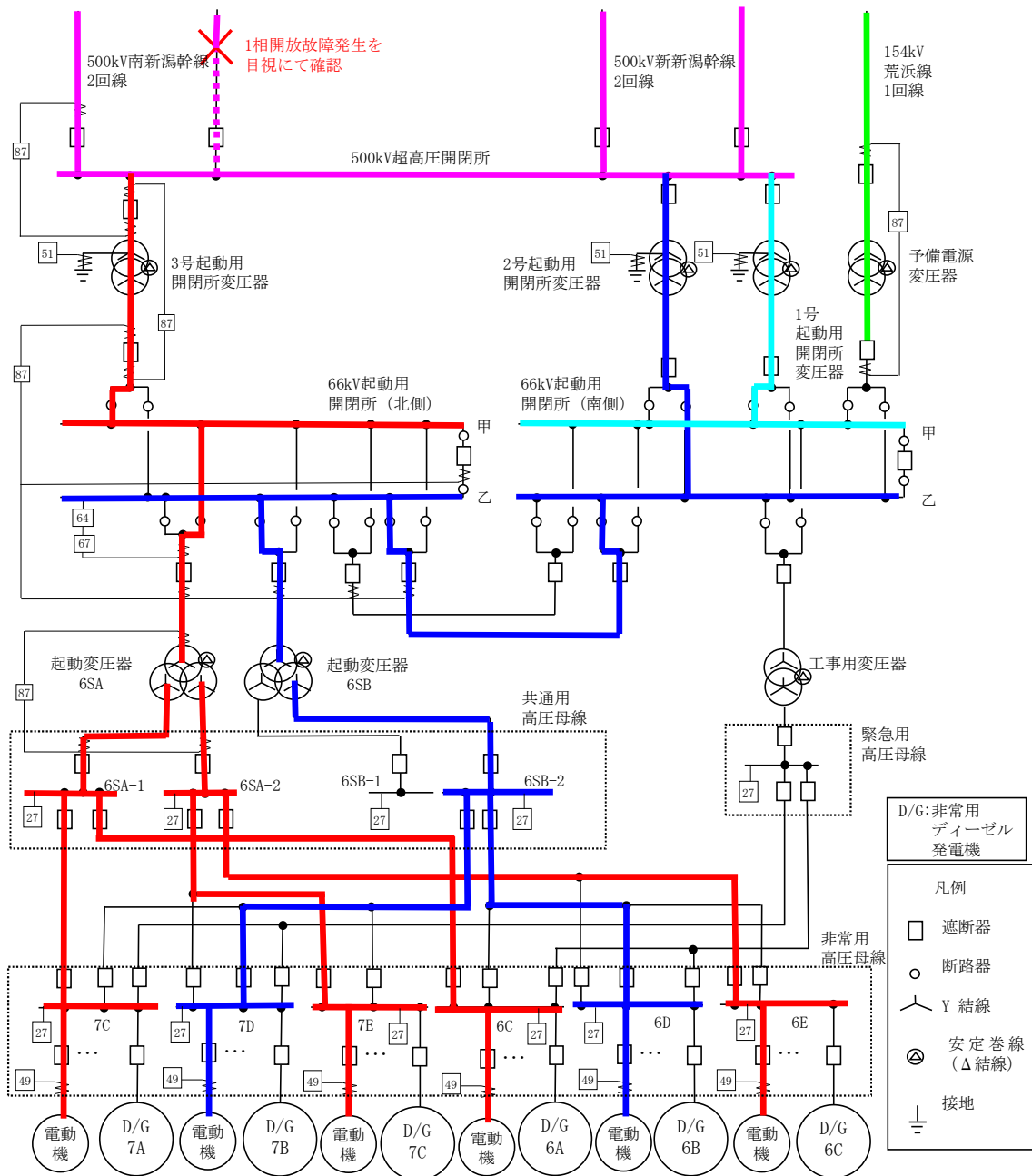
第1-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態を想定する。



第1-1図 1相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

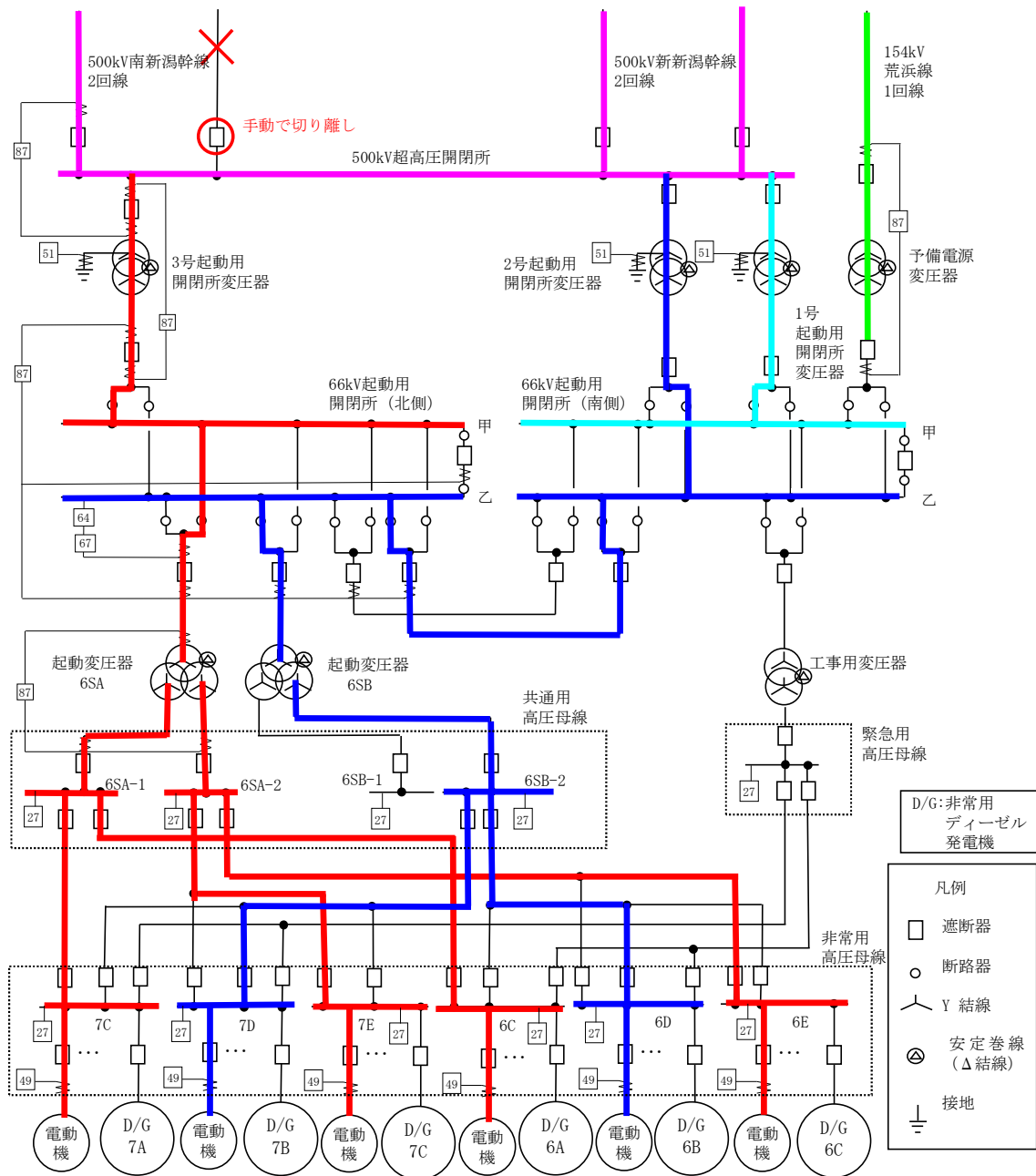
第1-2図の通り、500kV送電線の1回線で1相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、500kV送電線の1回線にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。



第1-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

第1-3図の通り、運転員の手動操作により、500kV送電線1回線を外部電源系から隔離すると、残り3回線で電源供給を行う。

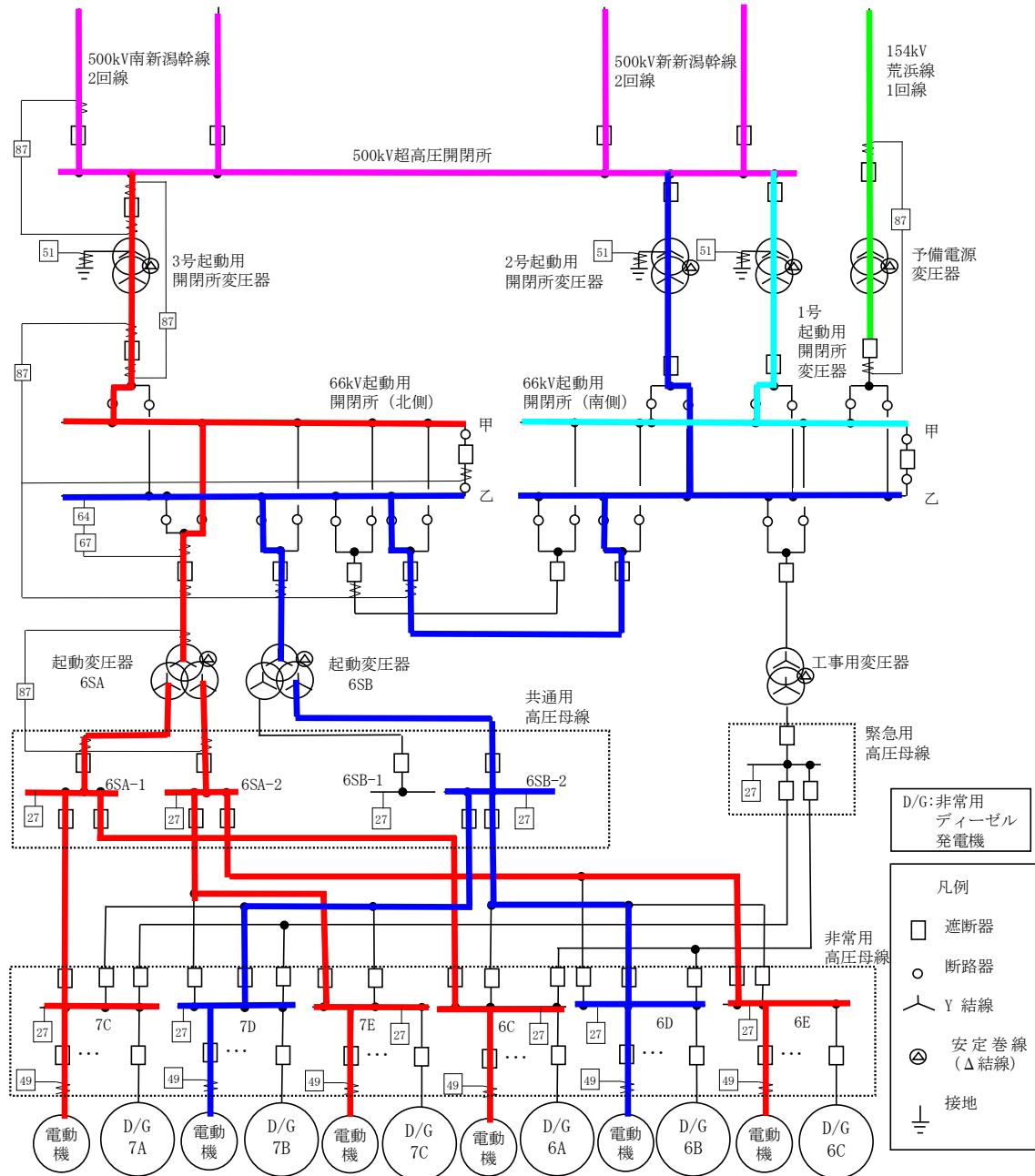


第1-3図 故障箇所を隔離した状態

2 起動用開閉所変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
 (電流差動継電器 (87) にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

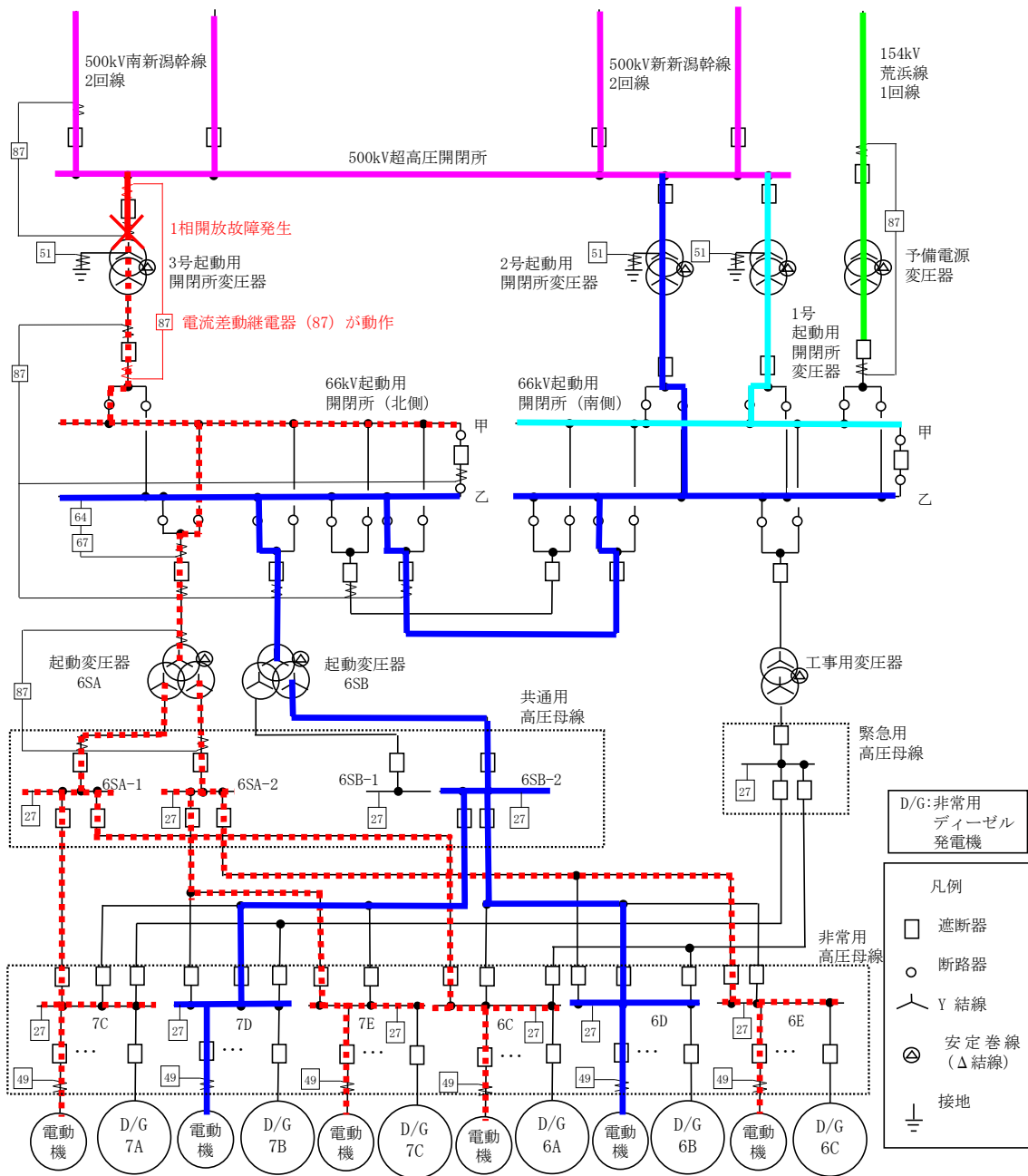
第 2-1 図の通り、500kV 送電線から 500kV 超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV 起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態 (通常時の電源供給ルート) を想定する。



第 2-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

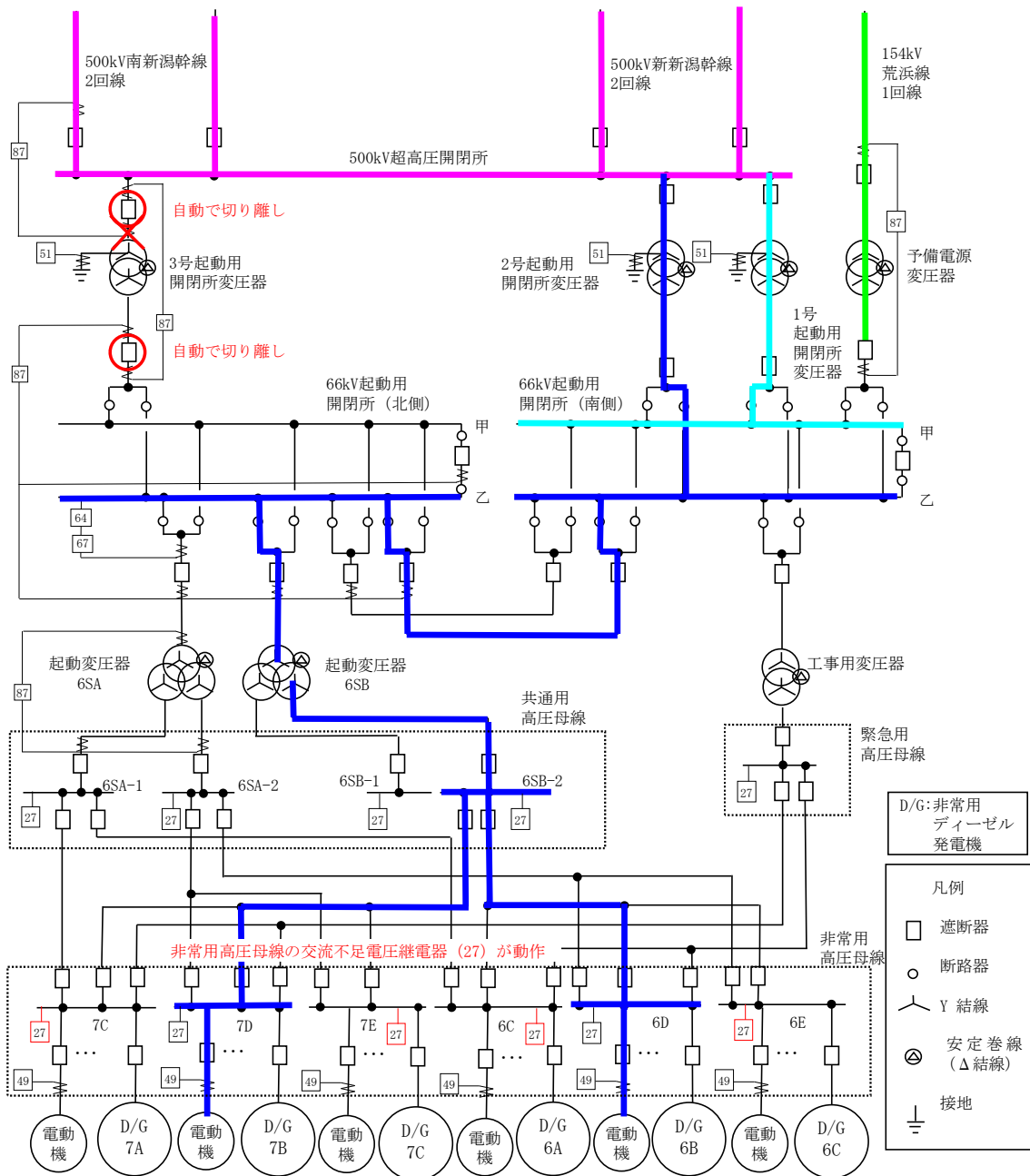
第2-2図の通り、3号起動用開閉所変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、3号起動用開閉所変圧器の電流差動継電器(87)が動作する。このことから運転員は、3号起動用開閉所変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第2-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

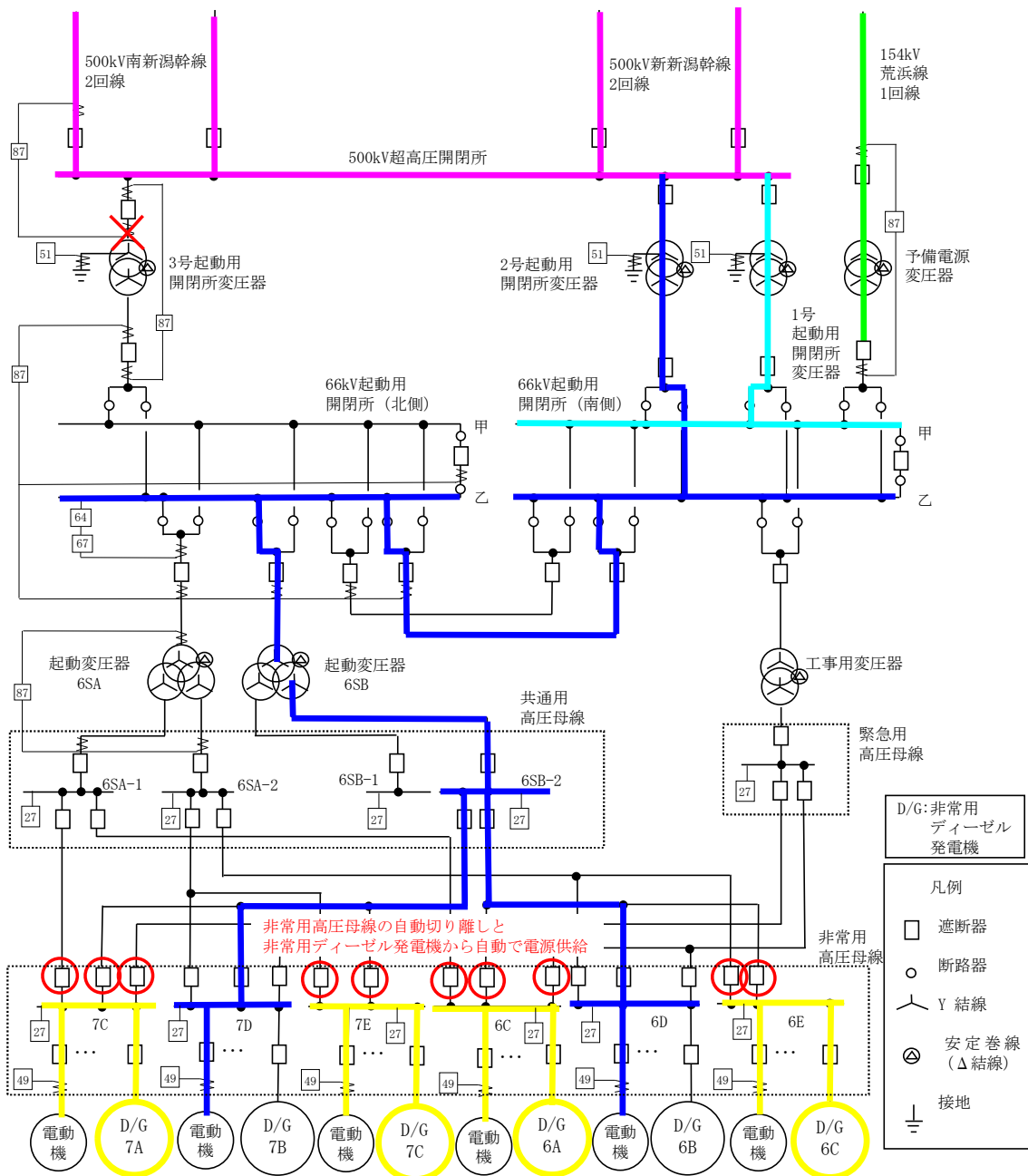
第 2-3 図の通り，電流差動継電器（87）の自動操作により，3 号起動用開閉所変圧器を外部電源系から隔離すると，3 号起動用開閉所変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器（27）が動作する。



第 2-3 図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第2-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

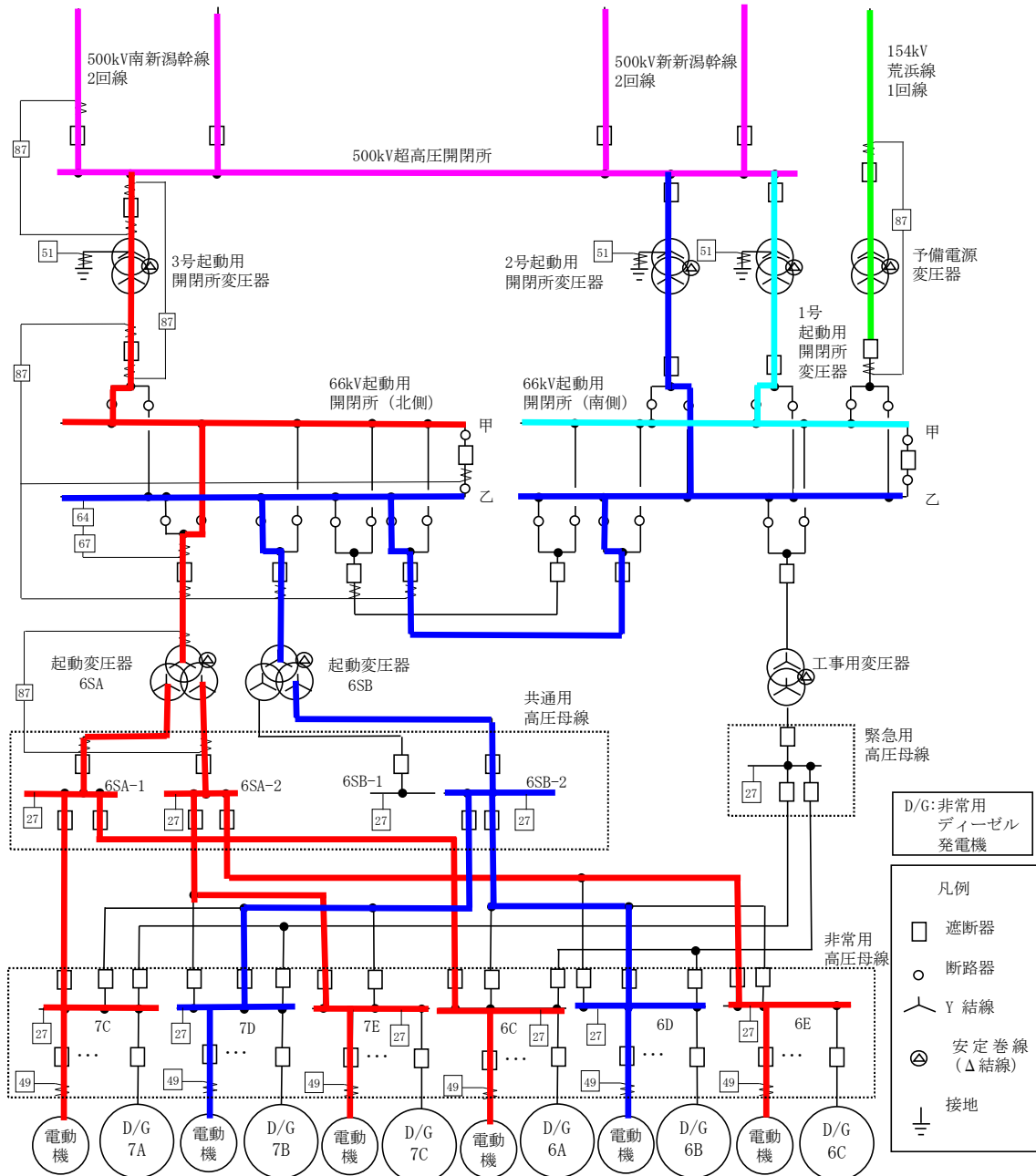


第2-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

3 起動用開閉所変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
 (中性点過電流継電器 (51) にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

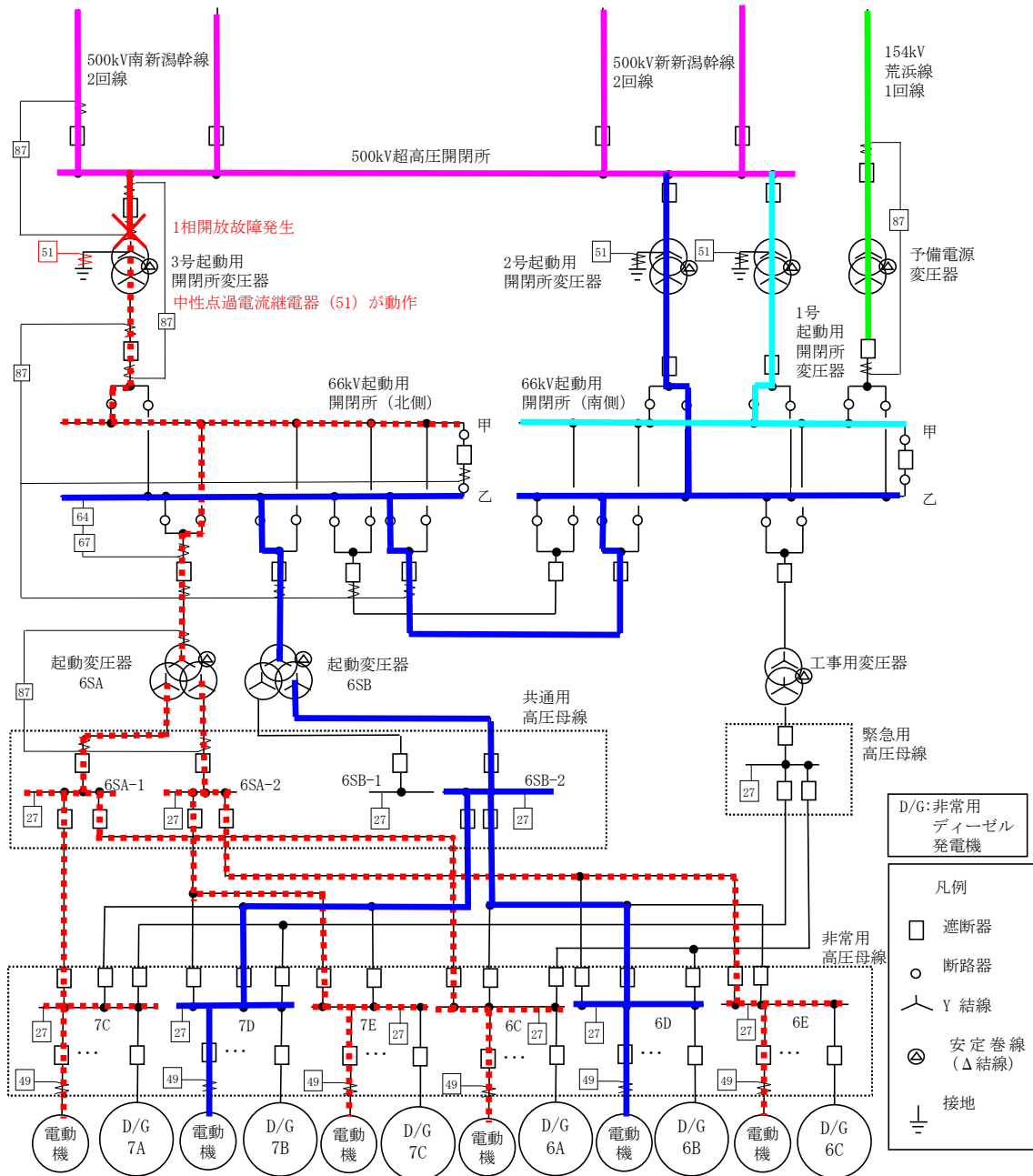
第 3-1 図の通り, 500kV 送電線から 500kV 超高压開閉所, 起動用開閉所変圧器, 66kV 起動用開閉所, 起動変圧器, 共通用高压母線を経由し, 非常用高压母線を受電している状態 (通常時の電源供給ルート) を想定する。



第 3-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

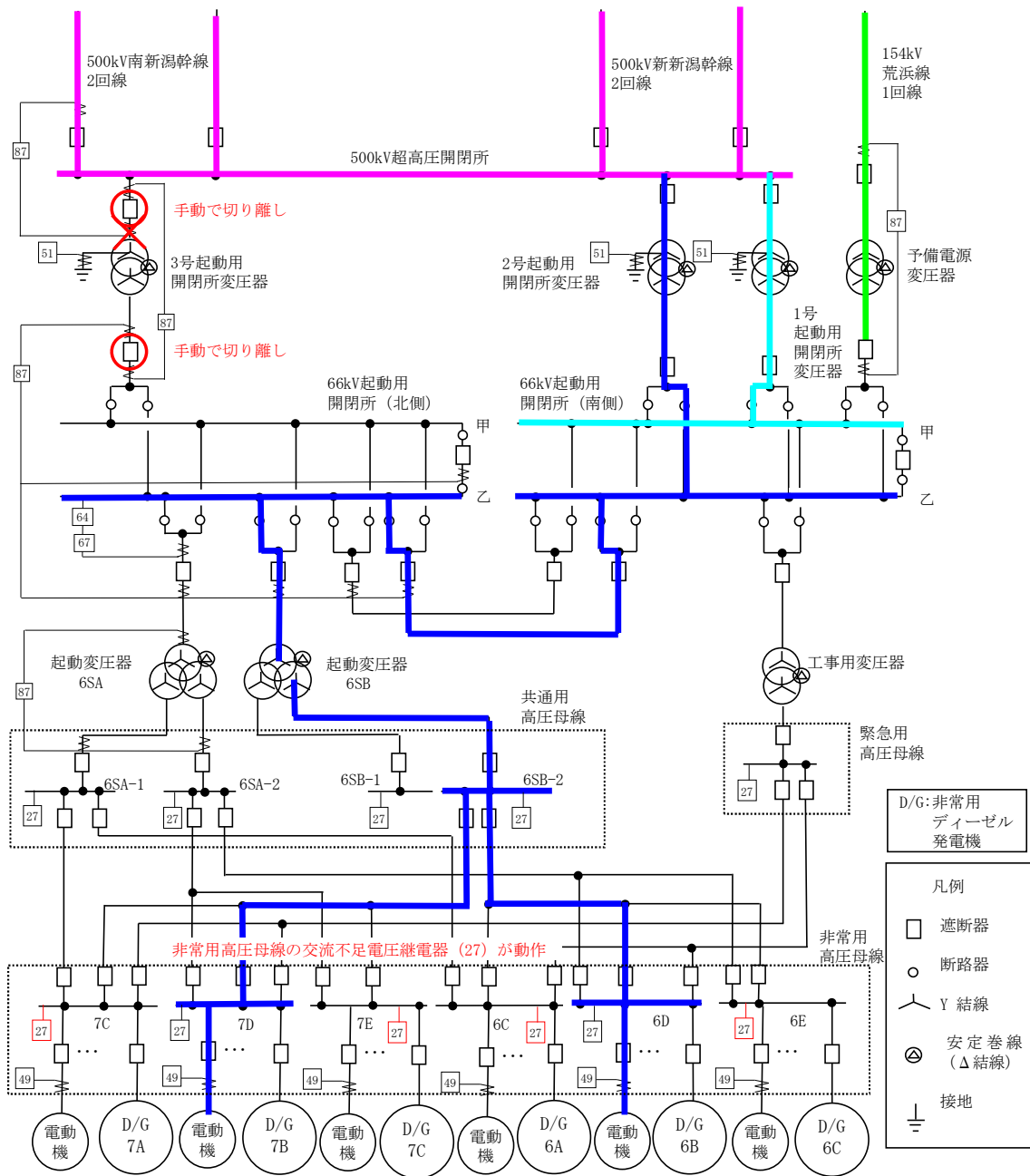
第3-2図の通り、3号起動用開閉所変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、3号起動用開閉所変圧器の中性点過電流継電器(51)が動作する。このことから運転員は、3号起動用開閉所変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第3-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

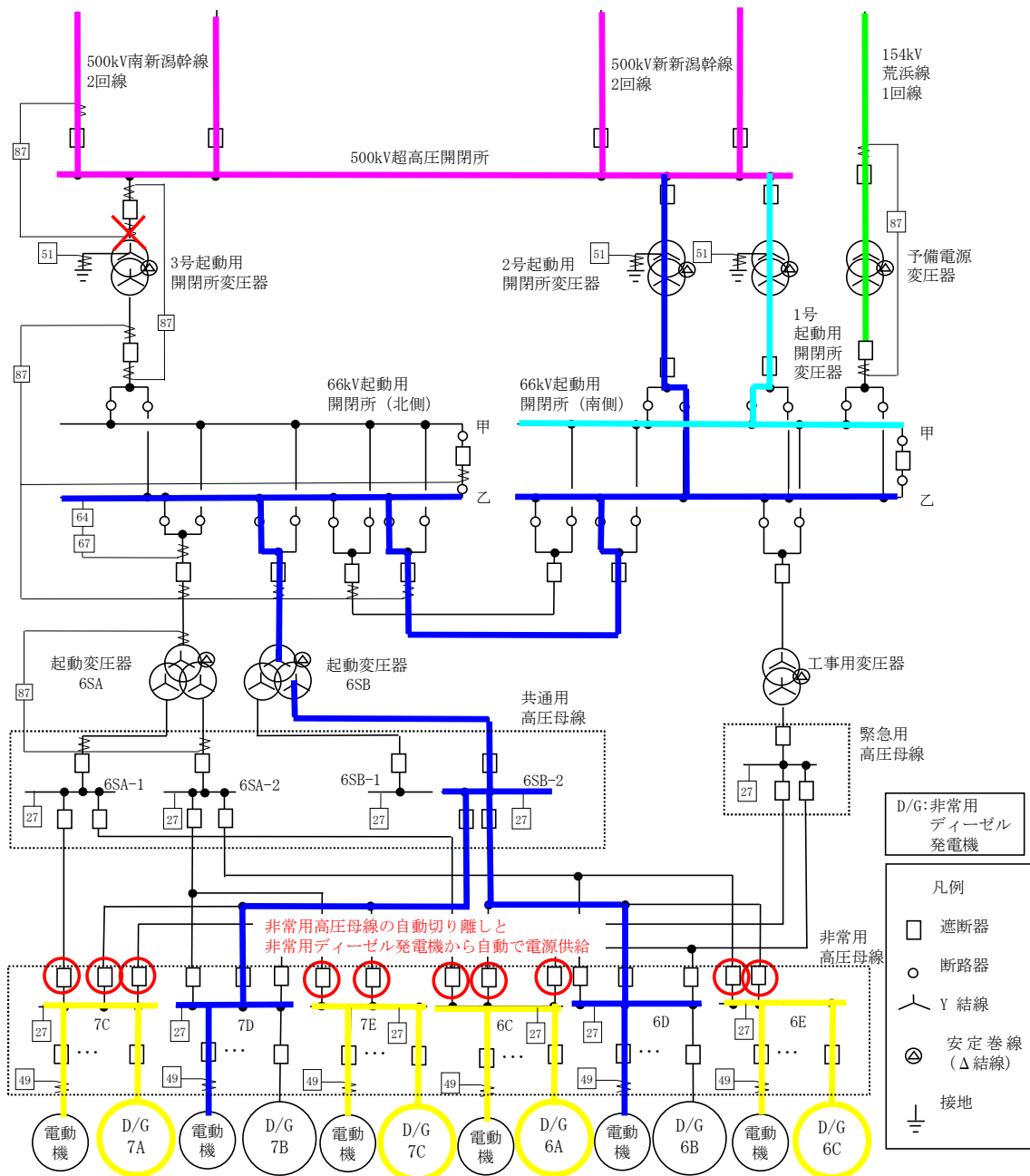
第 3-3 図の通り，運転員の手動操作により，3 号起動用開閉所変圧器を外部電源系から隔離すると，3 号起動用開閉所変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器 (27) が動作する。



第 3-3 図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第3-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

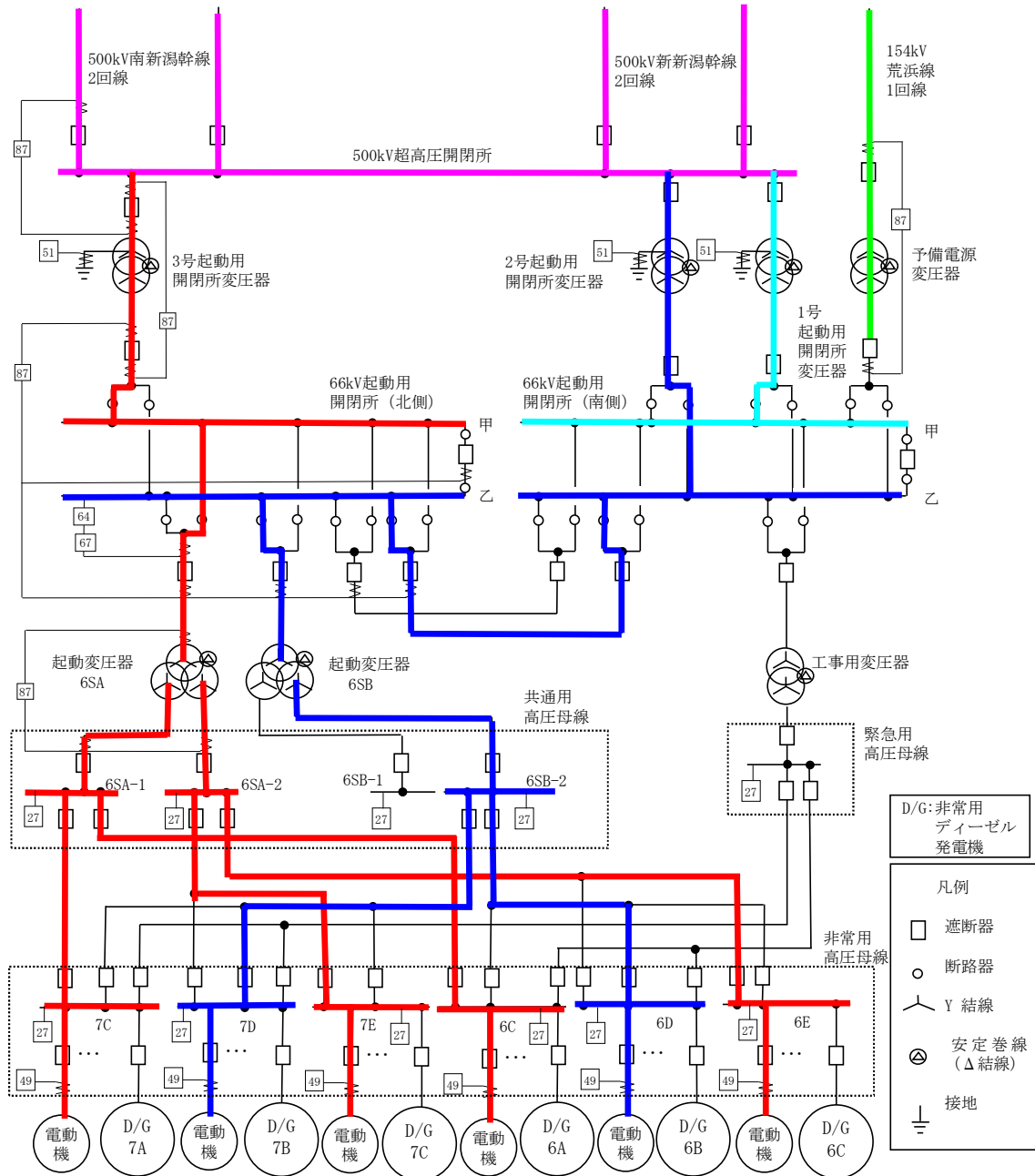


第3-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

4 起動変圧器1次側で発生する1相開放故障
 (電流差動継電器(87)にて検知)

(1) 1相開放故障直前の状態

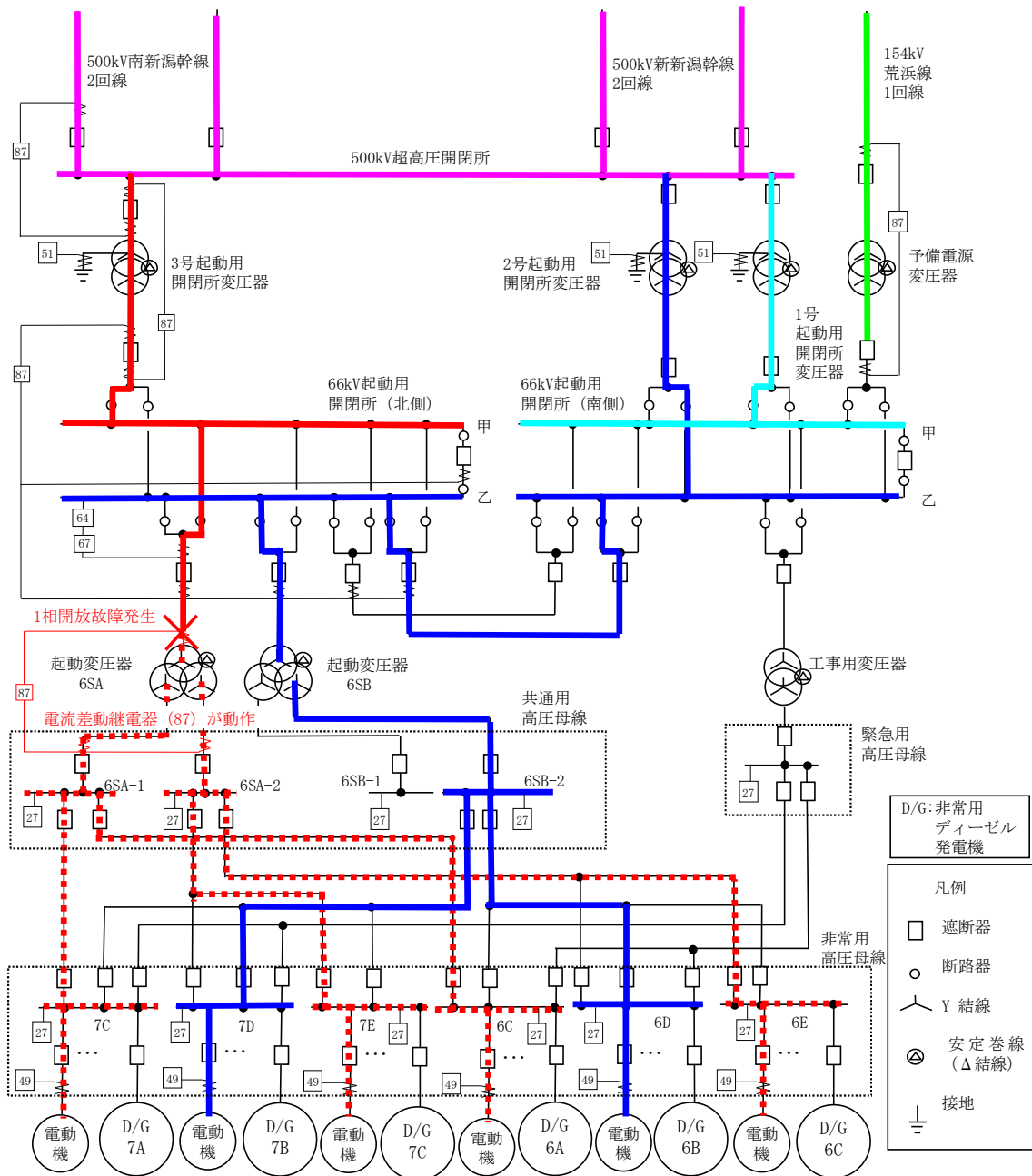
第4-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



第4-1図 1相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

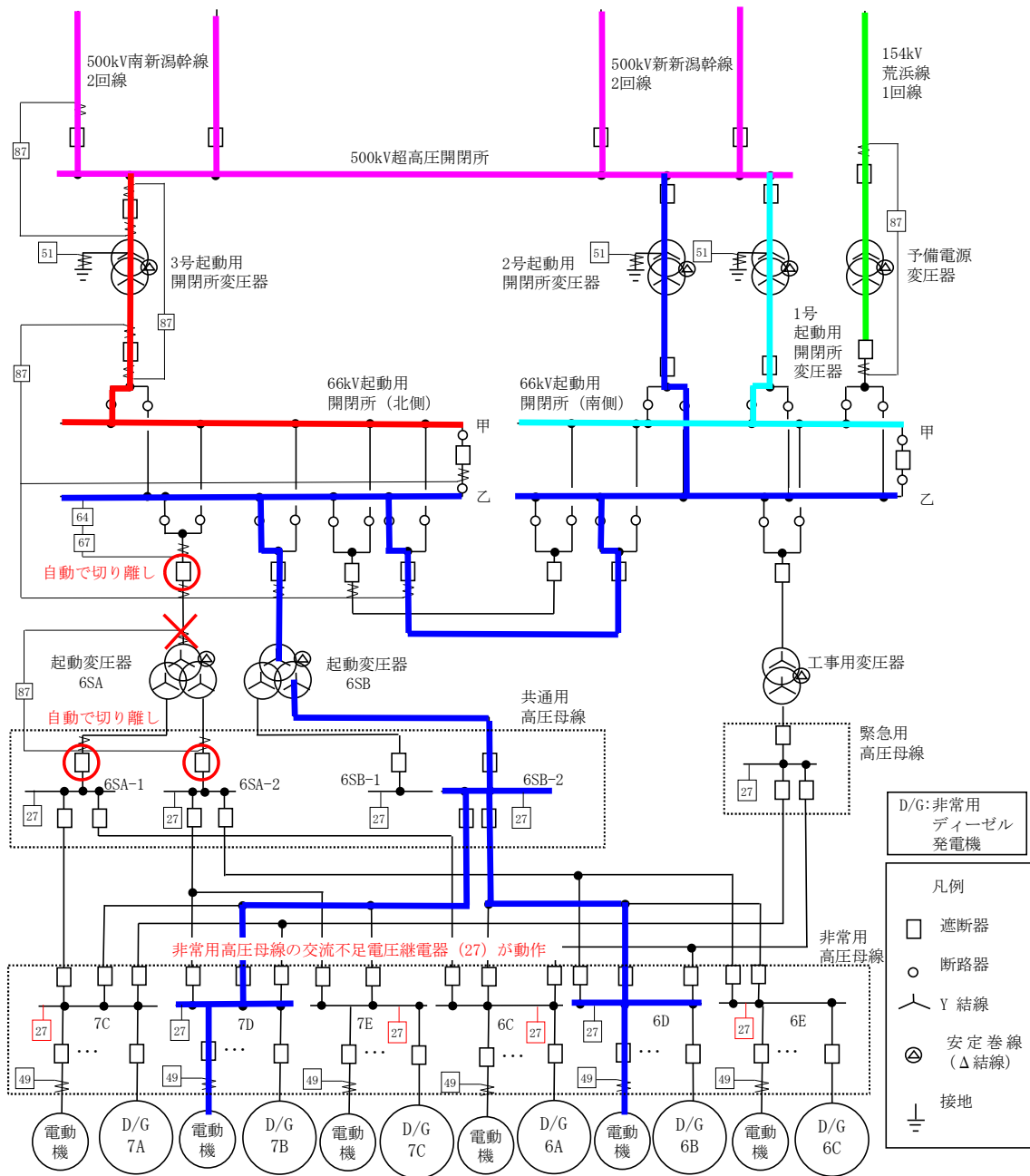
第4-2図の通り、起動変圧器6SAの1次側で1相開放故障が発生すると、起動変圧器6SAの電流差動継電器(87)が動作する。このことから運転員は、起動変圧器6SAにて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第4-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

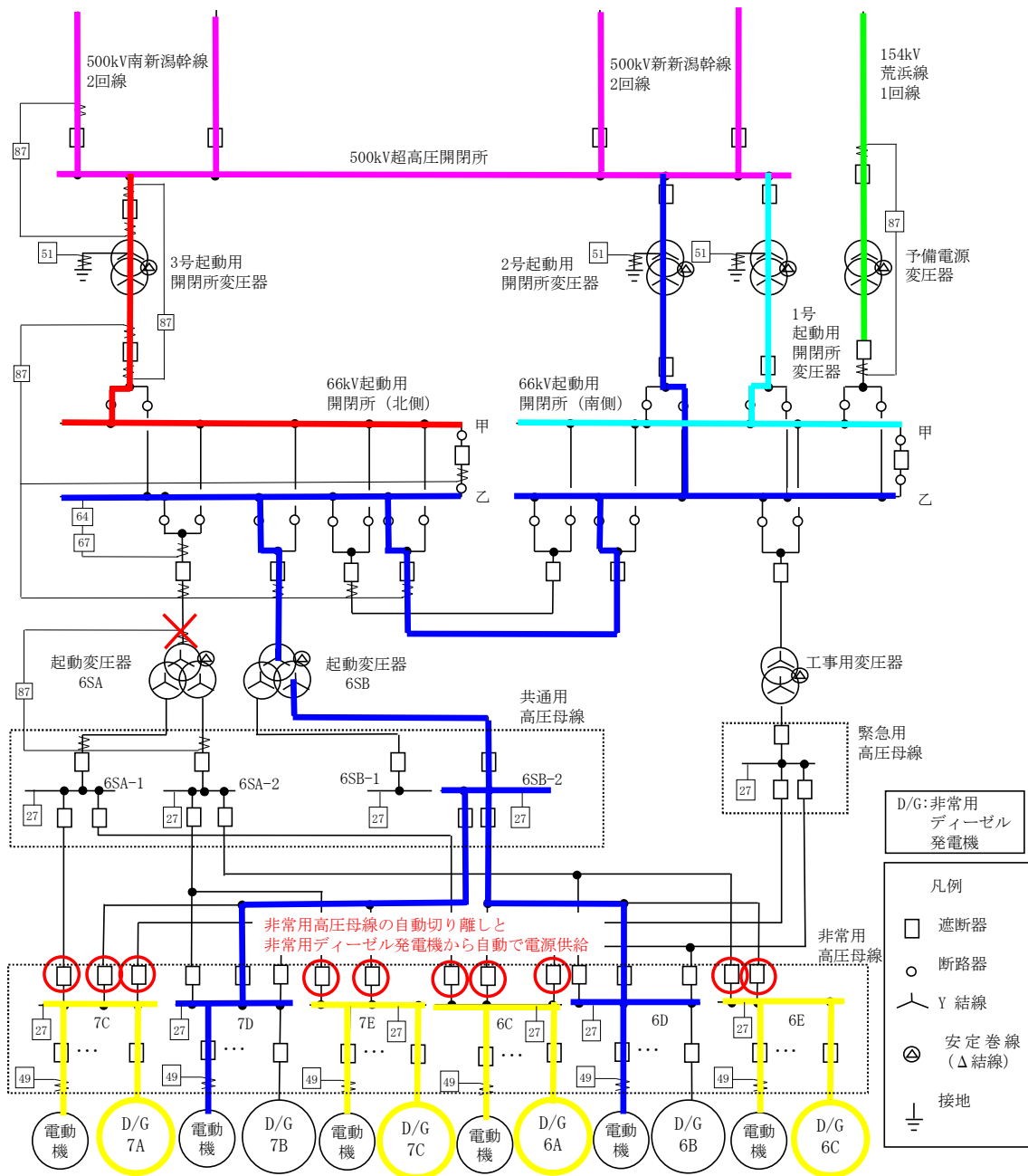
第4-3図の通り、電流差動継電器(87)の自動操作により、起動変圧器6SAを外部電源系から隔離すると、起動変圧器6SAから受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。



第4-3図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第4-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

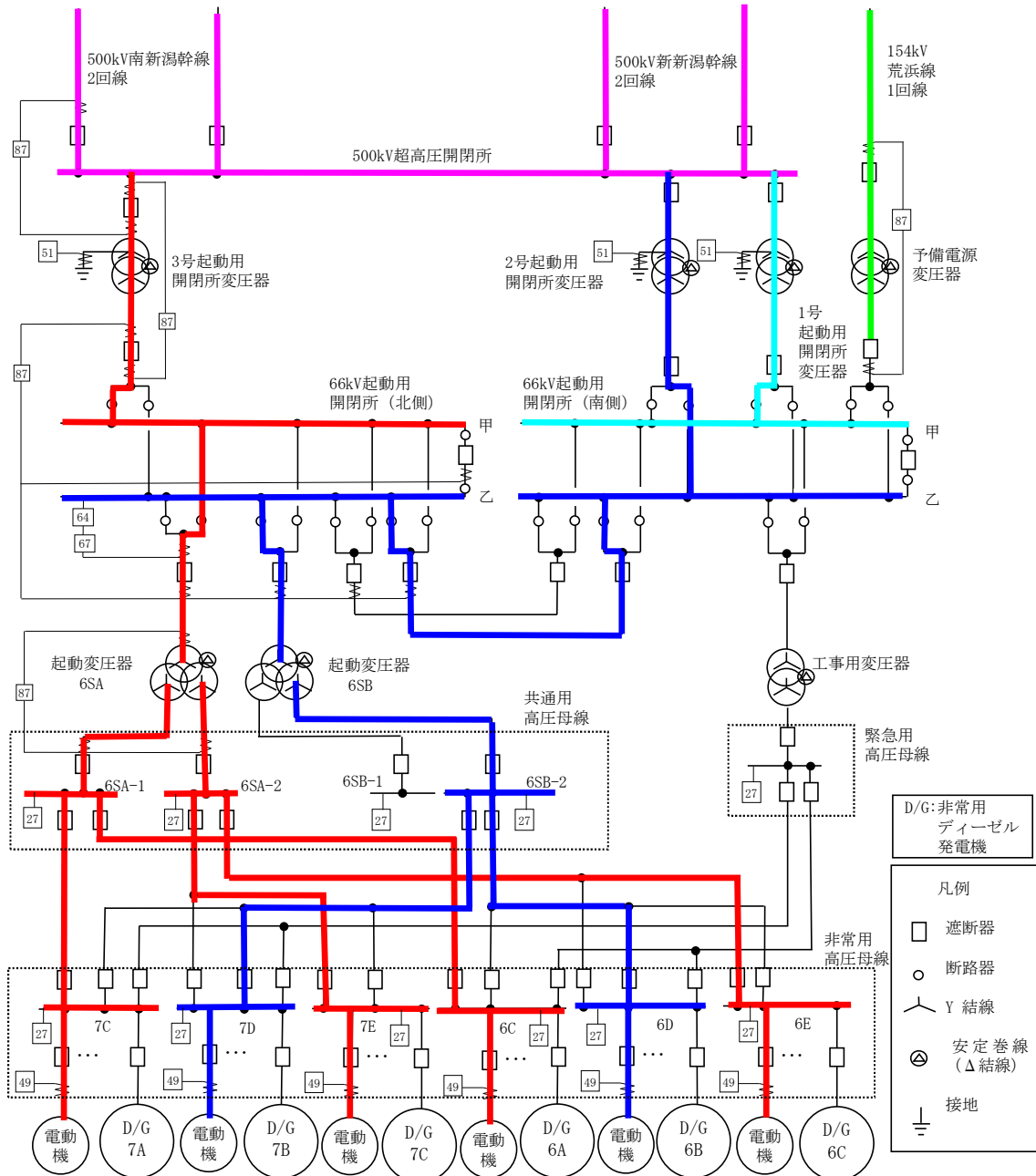


第4-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

5 起動変圧器1次側で発生する1相開放故障
(過負荷継電器(49)にて検知)

(1) 1相開放故障直前の状態

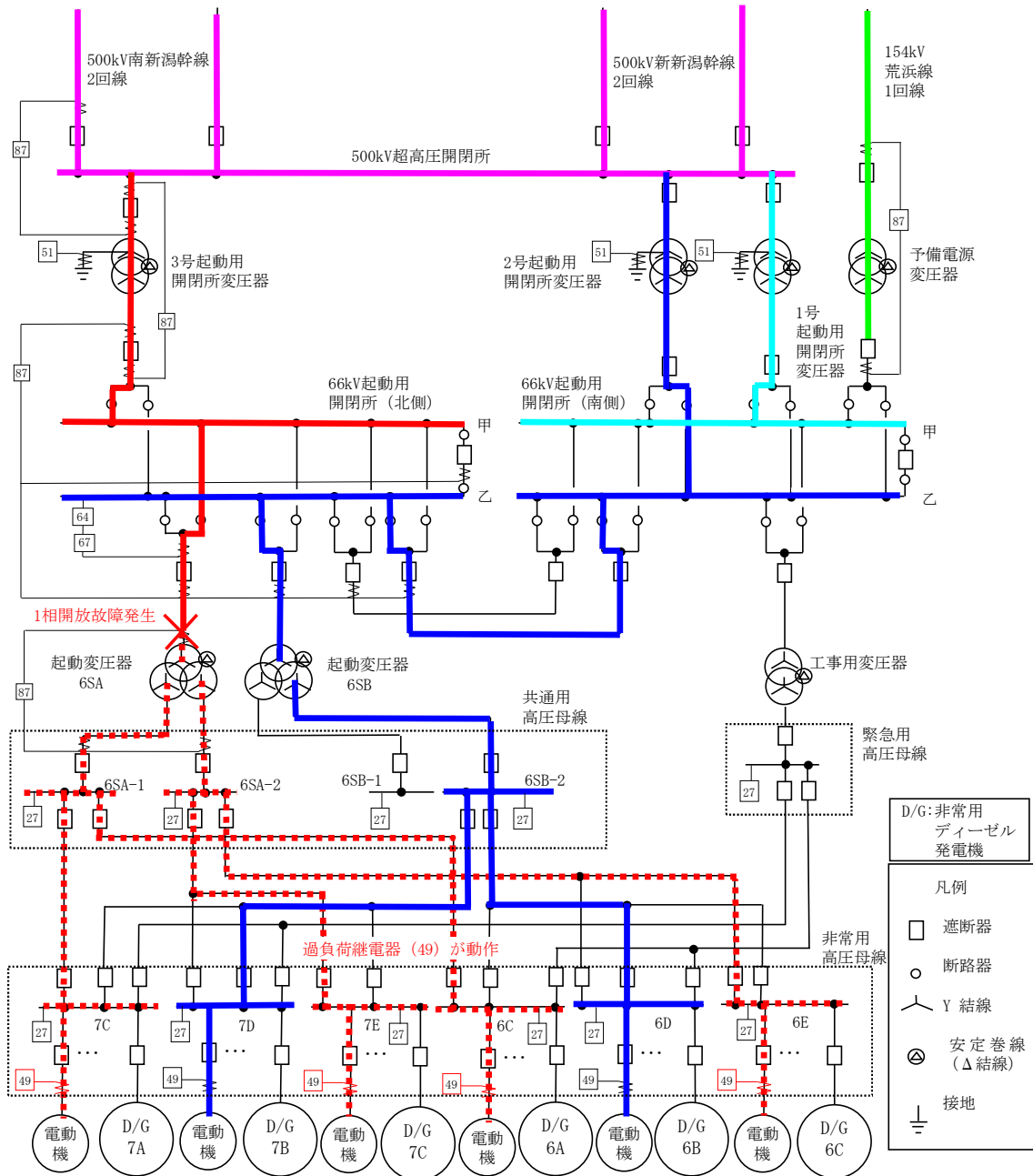
第5-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



第5-1図 1相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

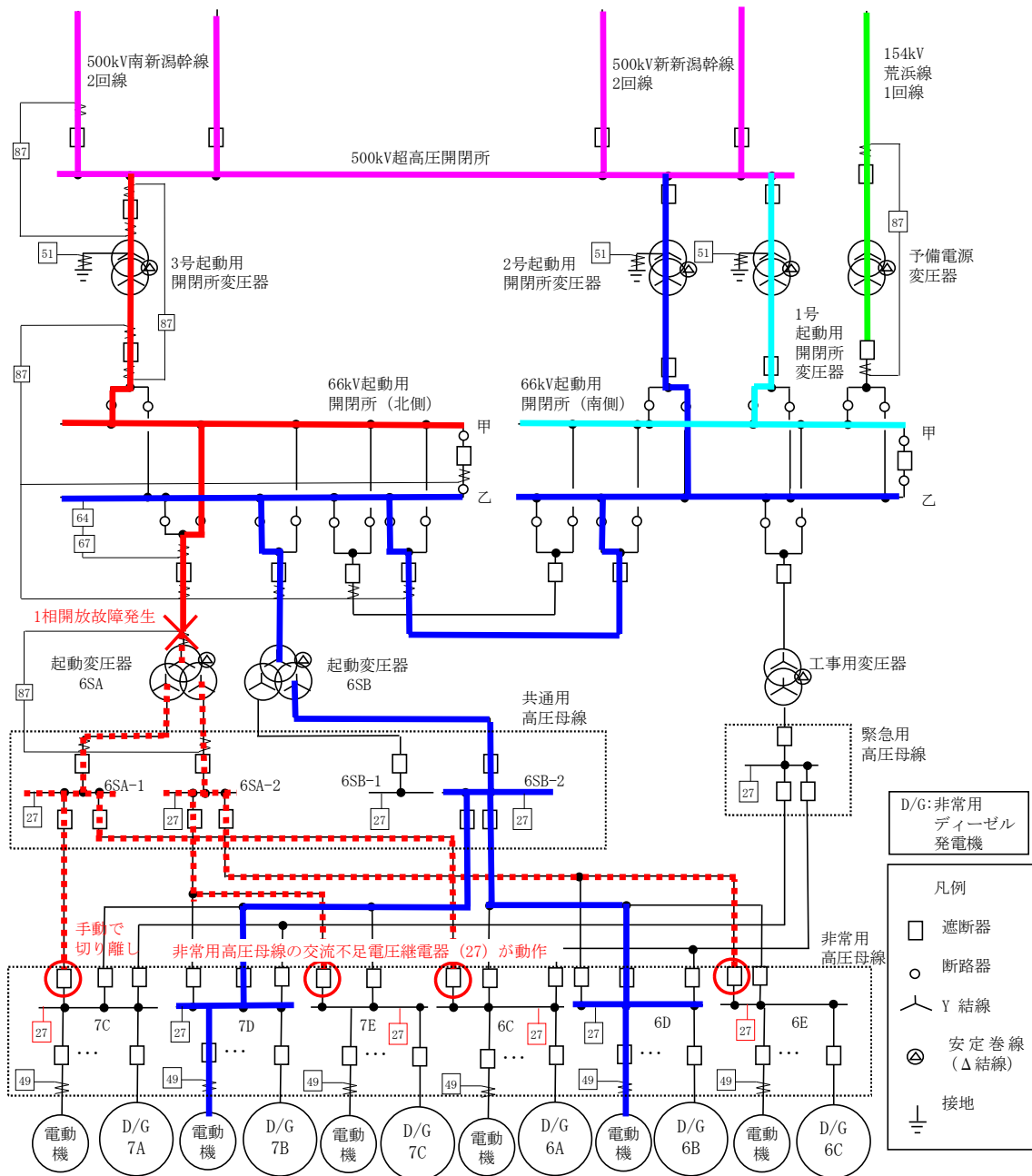
第5-2図の通り、起動変圧器6SAの1次側で1相開放故障が発生すると、起動変圧器6SAから受電していた複数の負荷の過負荷継電器(49)が動作する。2台以上の電動機で過負荷継電器が発生している場合、非常用高圧母線の電圧を確認することにより、外部電源系にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第5-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

第5-3図の通り、運転員の手動操作により、過負荷継電器(49)が動作した非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、当該非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。

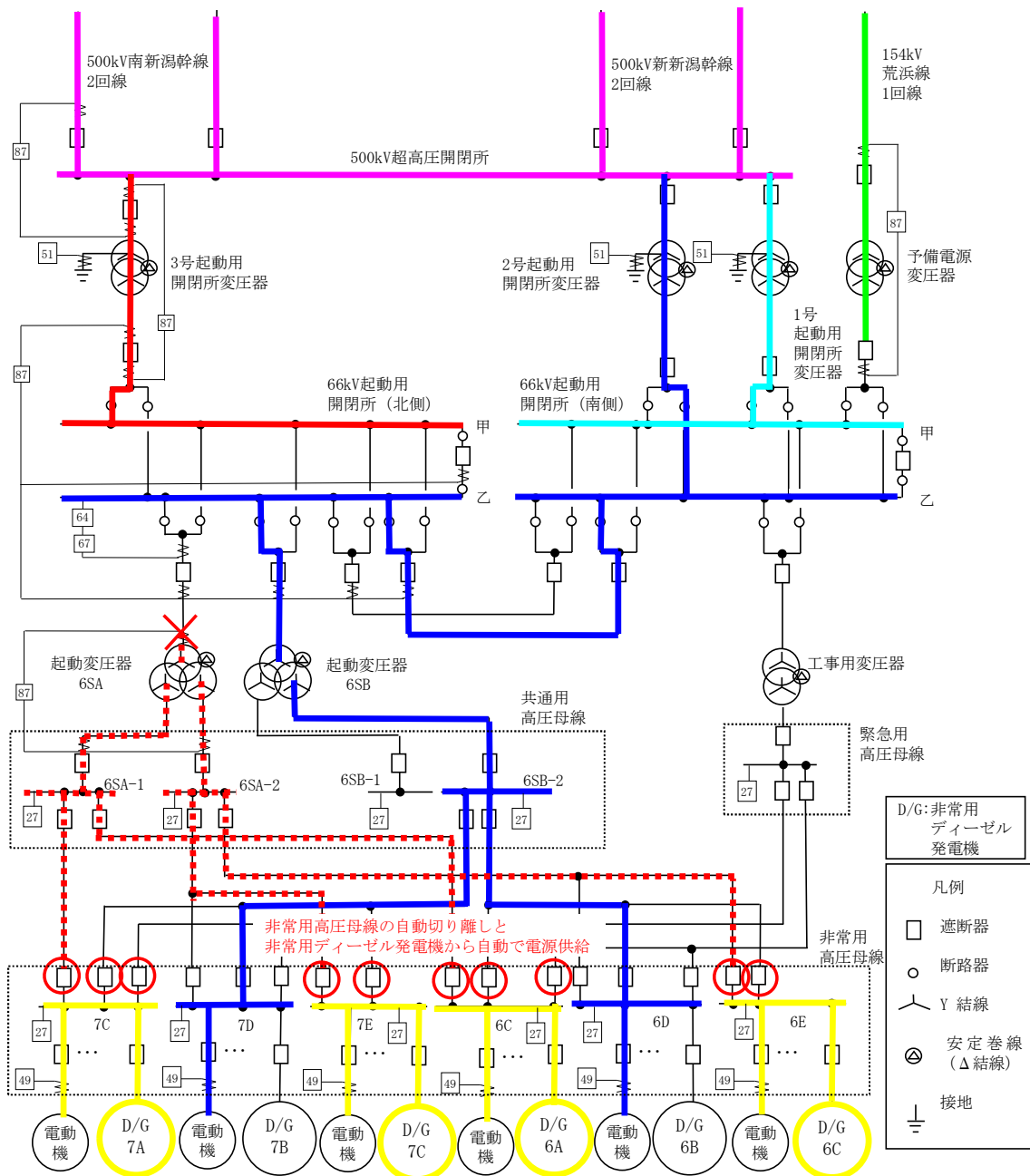


運転員は自号炉の非常用高圧母線を切り離す。
各号炉の運転員が非常用高圧母線の切り離しを行うことで
結果として1相開放箇所が切り離された状態になる。

第5-3図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第5-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

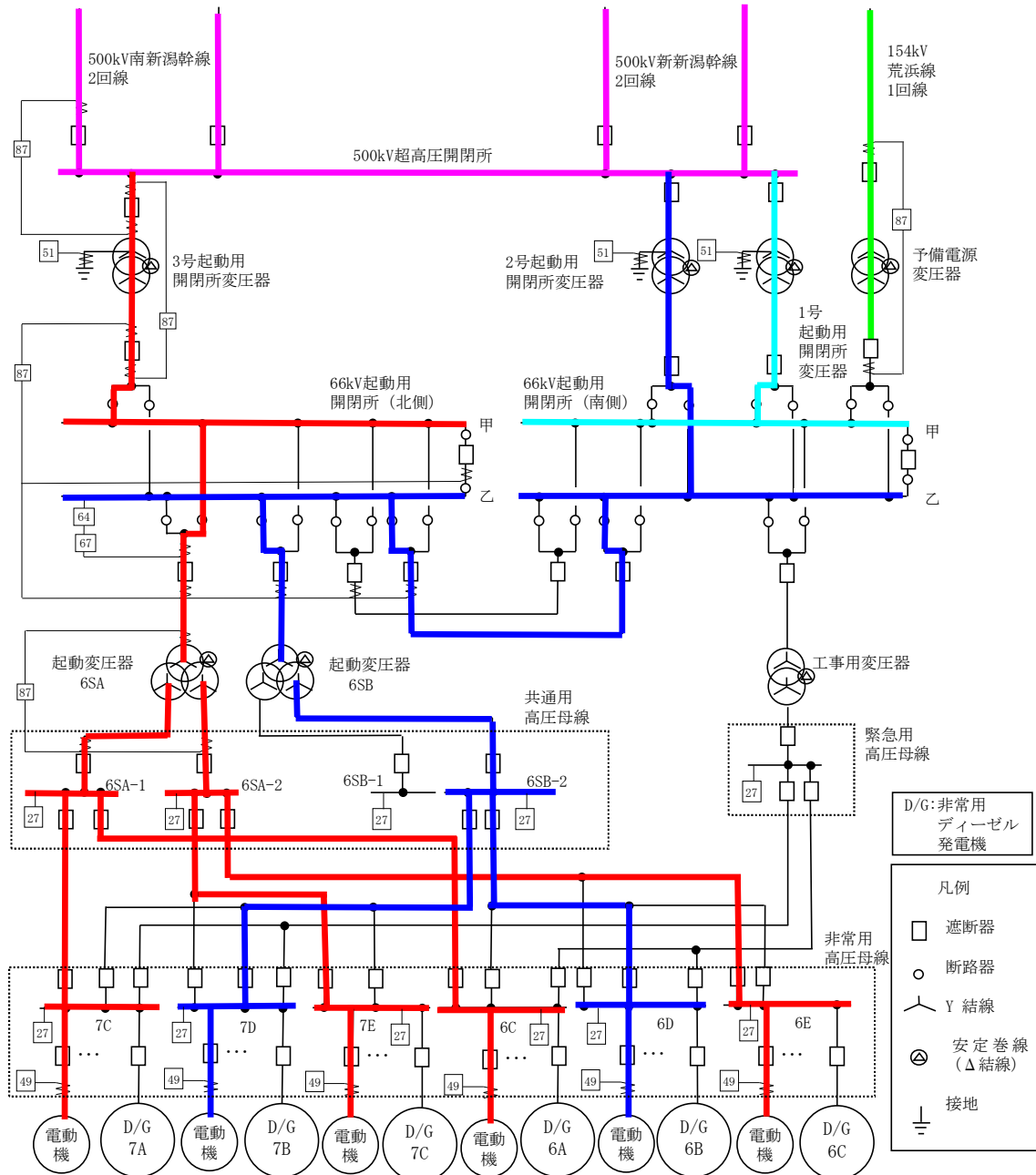


第5-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

6 起動変圧器1次側で発生する1相開放故障
 (交流不足電圧継電器(27)にて検知)

(1) 1相開放故障直前の状態

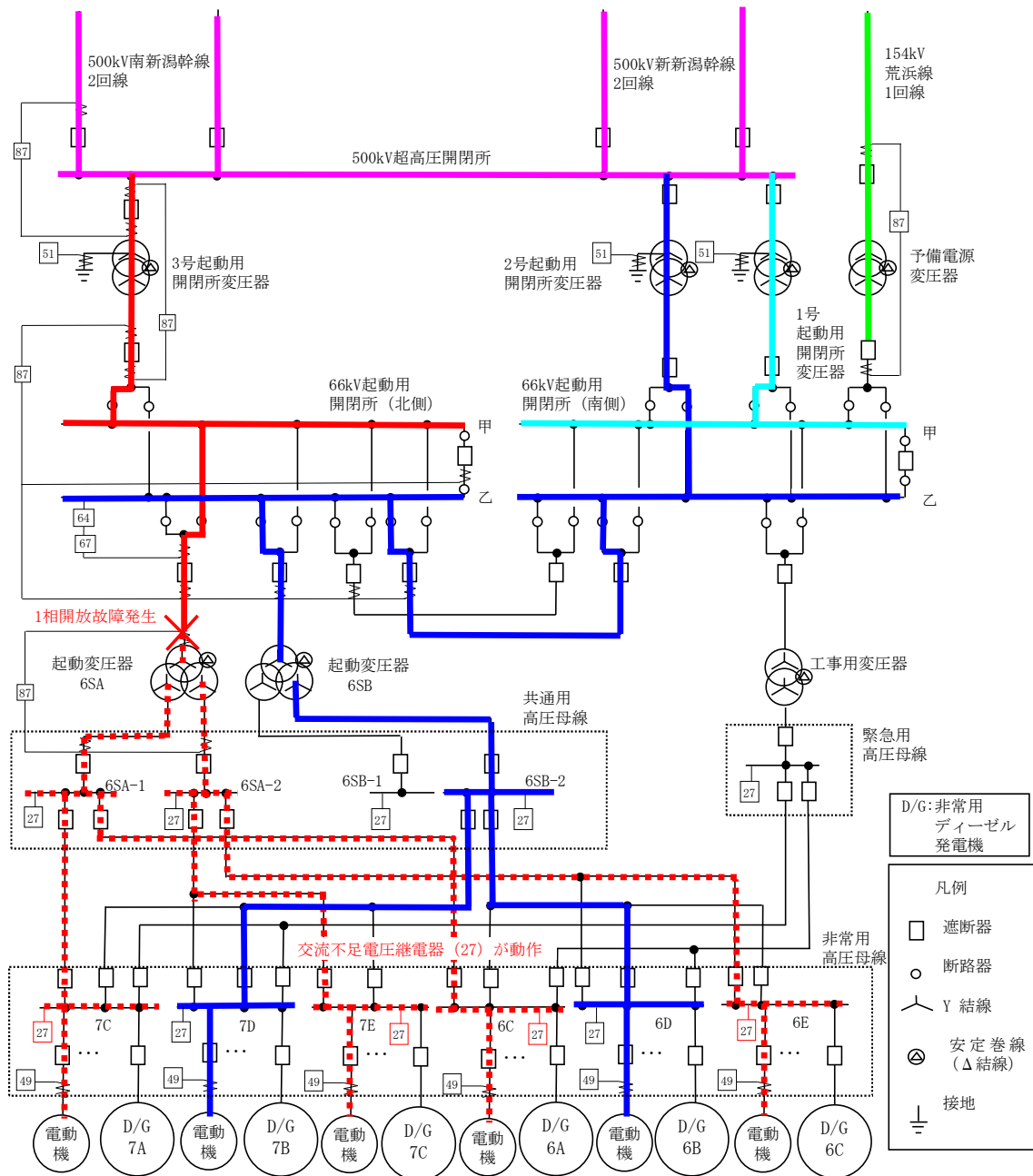
第6-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



第6-1図 1相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

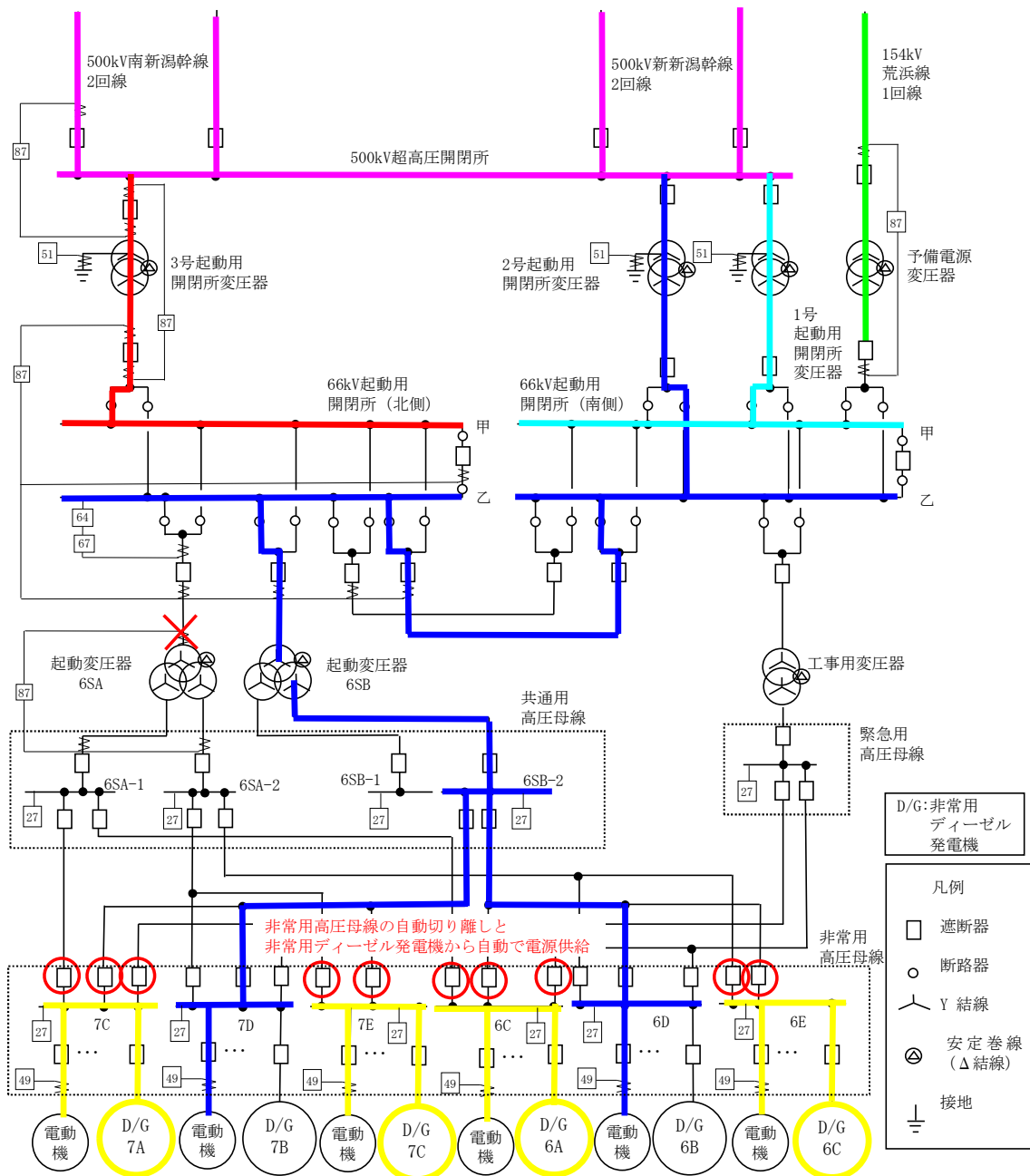
第6-2図の通り、起動変圧器6SAの1次側で1相開放故障が発生すると、起動変圧器6SAから受電していた複数の母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。このことから運転員は、起動変圧器6SAにて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第6-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 非常用高圧母線を隔離した状態

第6-3図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

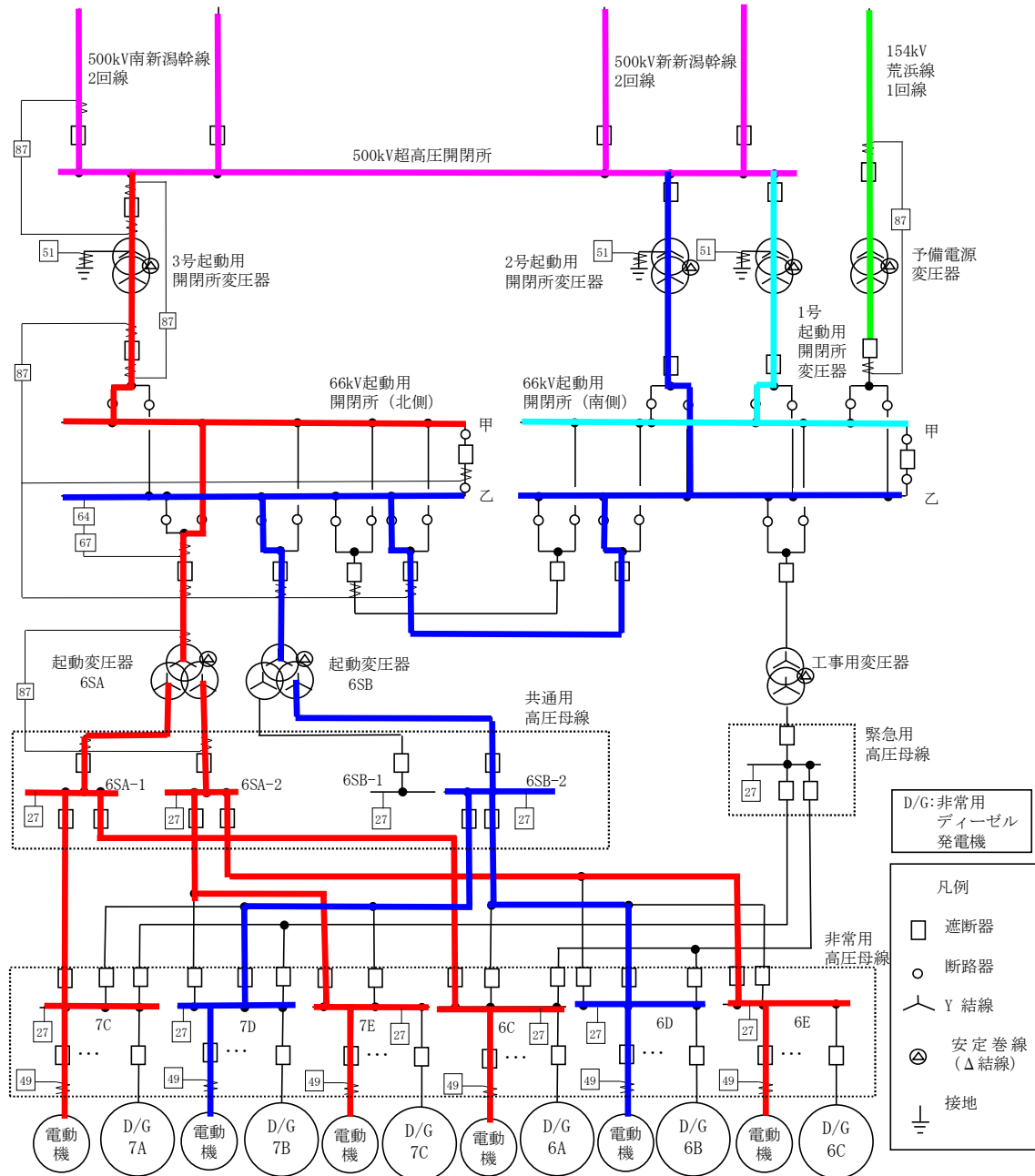


第6-3図 非常用高圧母線を隔離した状態

7 予備電源変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
 (目視にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

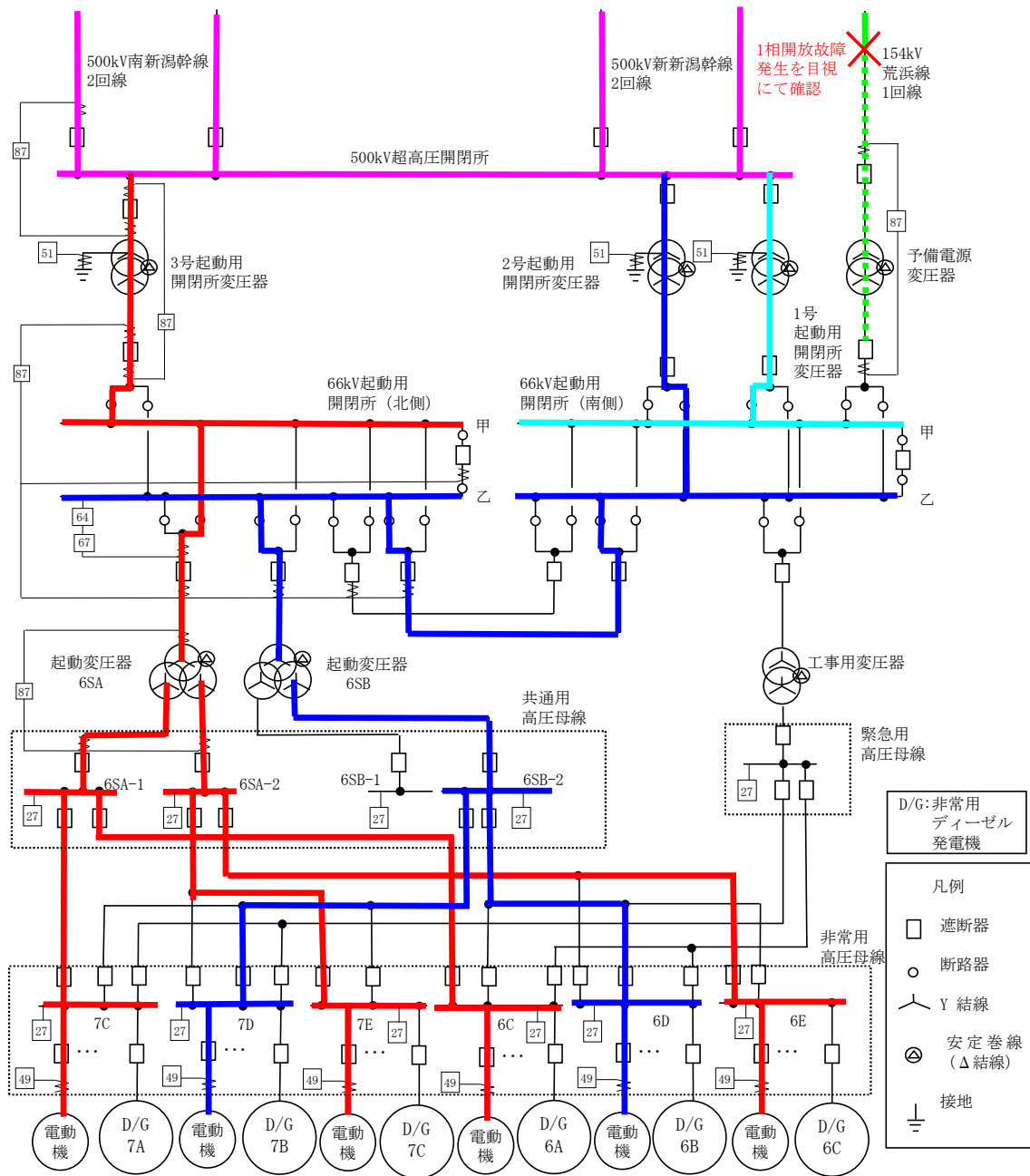
第 7-1 図の通り、500kV 送電線から 500kV 超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV 起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態（通常時の電源供給ルート）を想定する。



第 7-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

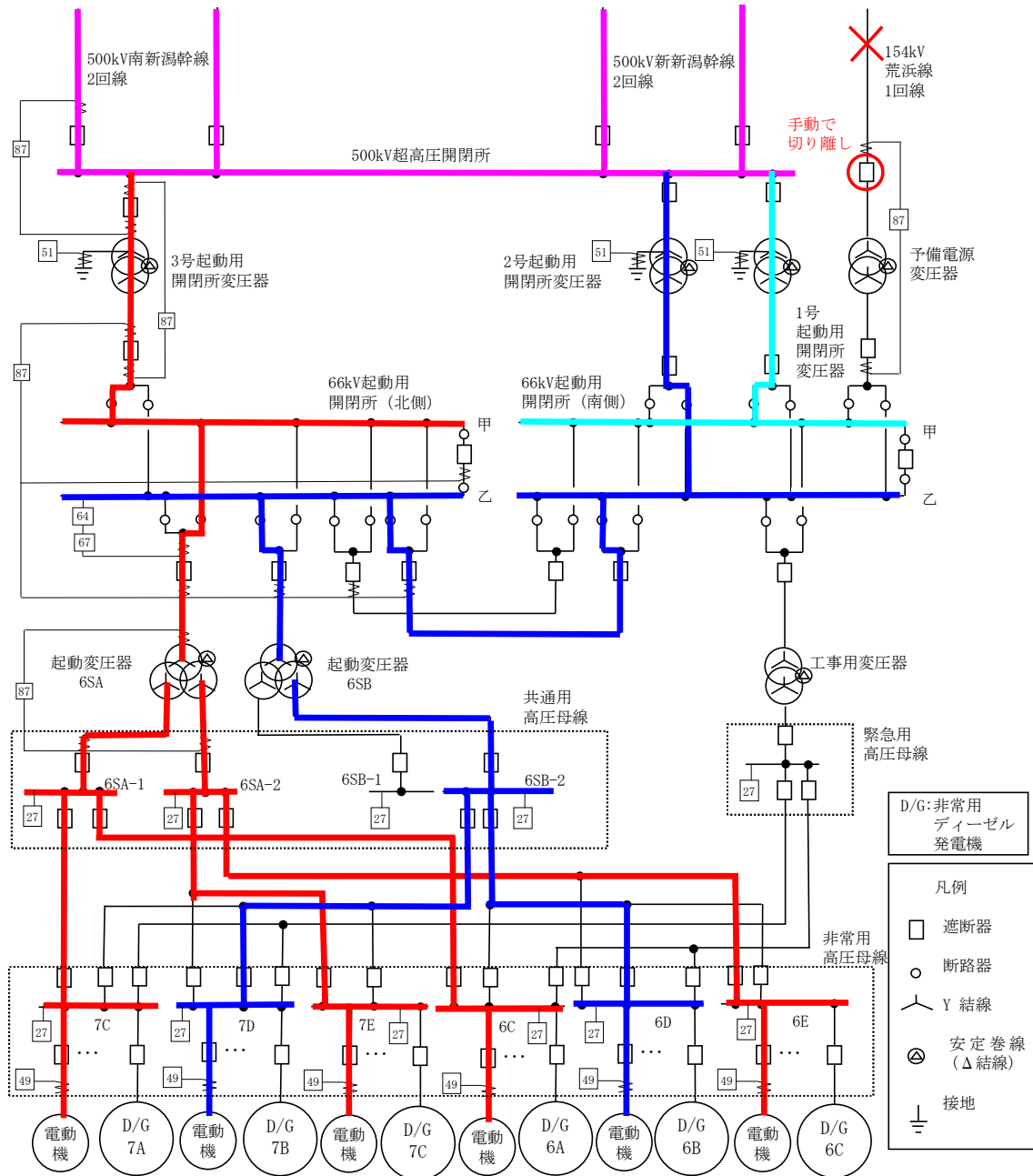
第7-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備電源変圧器1次側にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。



第7-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

第7-3図の通り、運転員の手動操作により、予備電源変圧器を外部電源系から隔離すると、500kV送電線4回線で電源供給を行う。

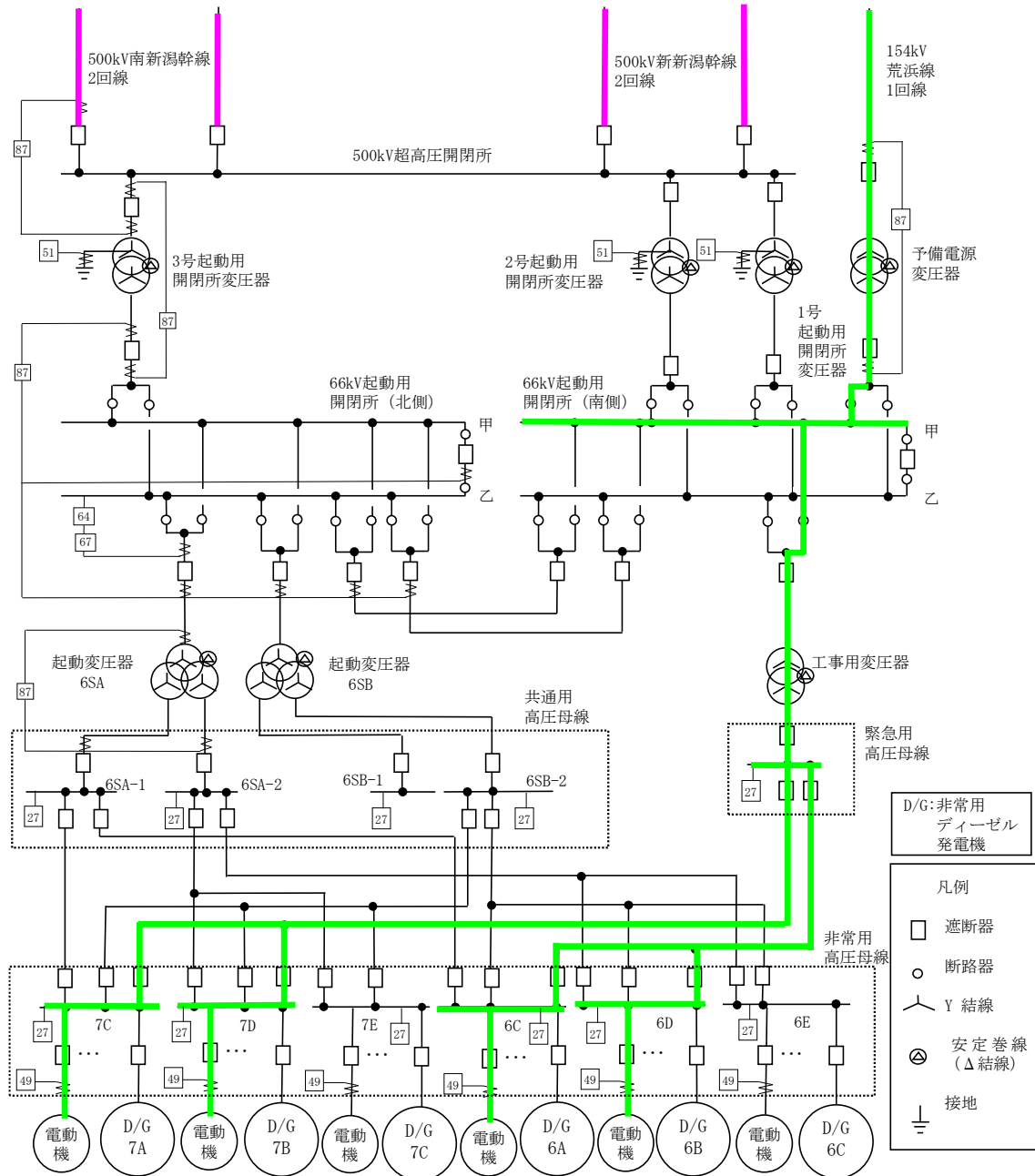


第7-3図 故障箇所を隔離した状態

8 予備電源変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
(目視にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

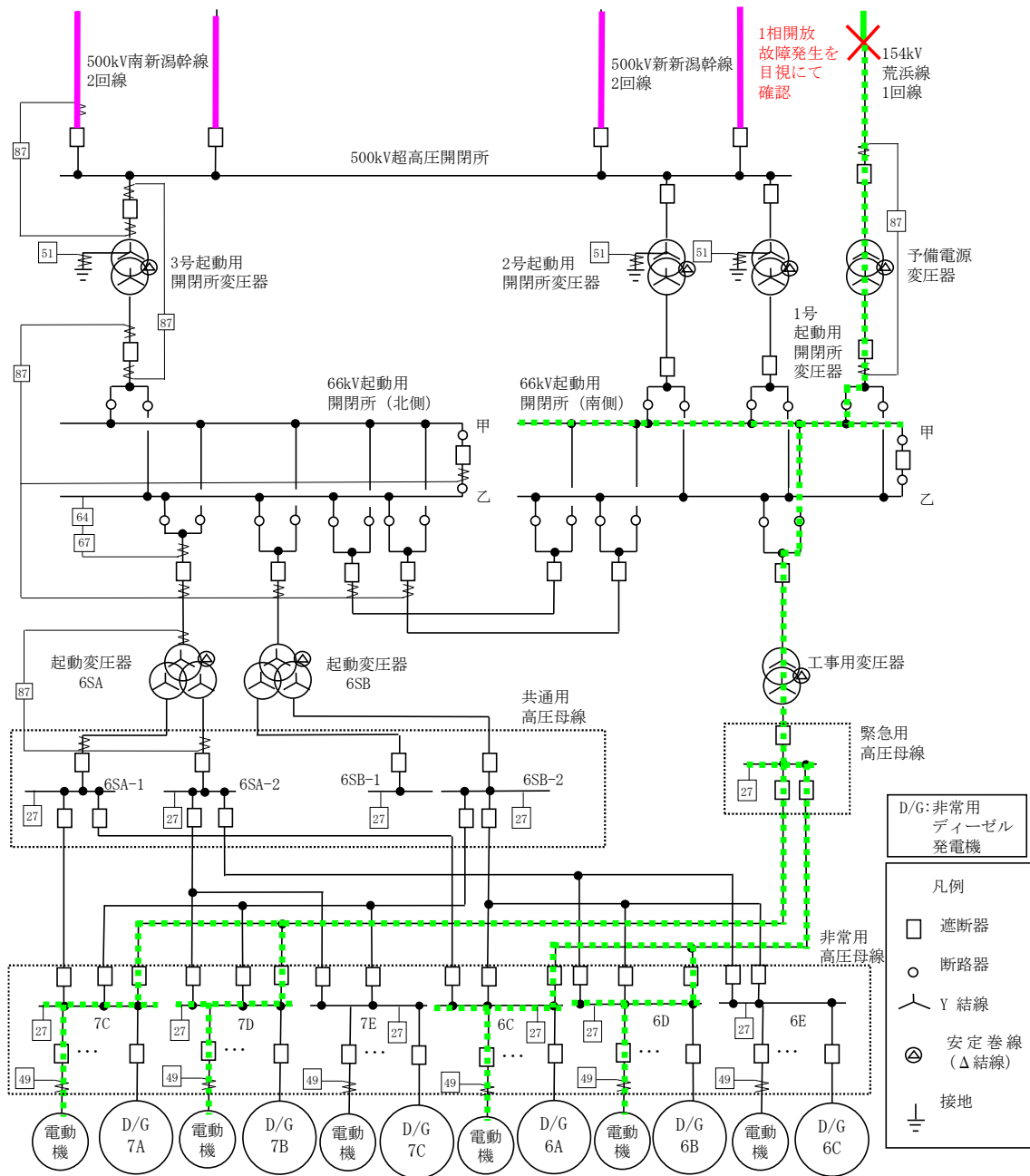
第 8-1 図の通り，154kV 送電線から予備電源変圧器，66kV 起動用開閉所，工所用変圧器，緊急用高圧母線を経由し，非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



第 8-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

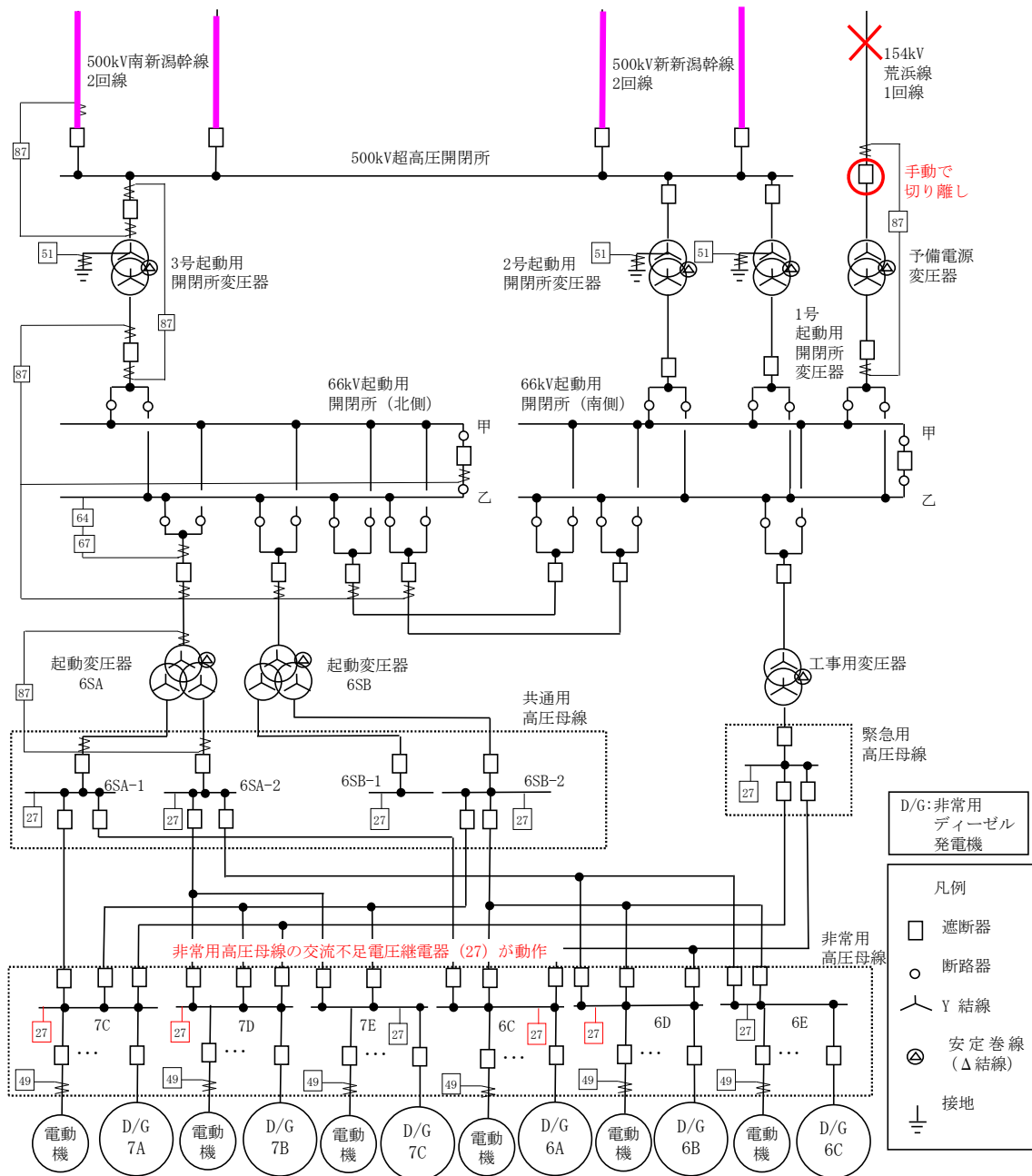
第8-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備電源変圧器1次側にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。



第8-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

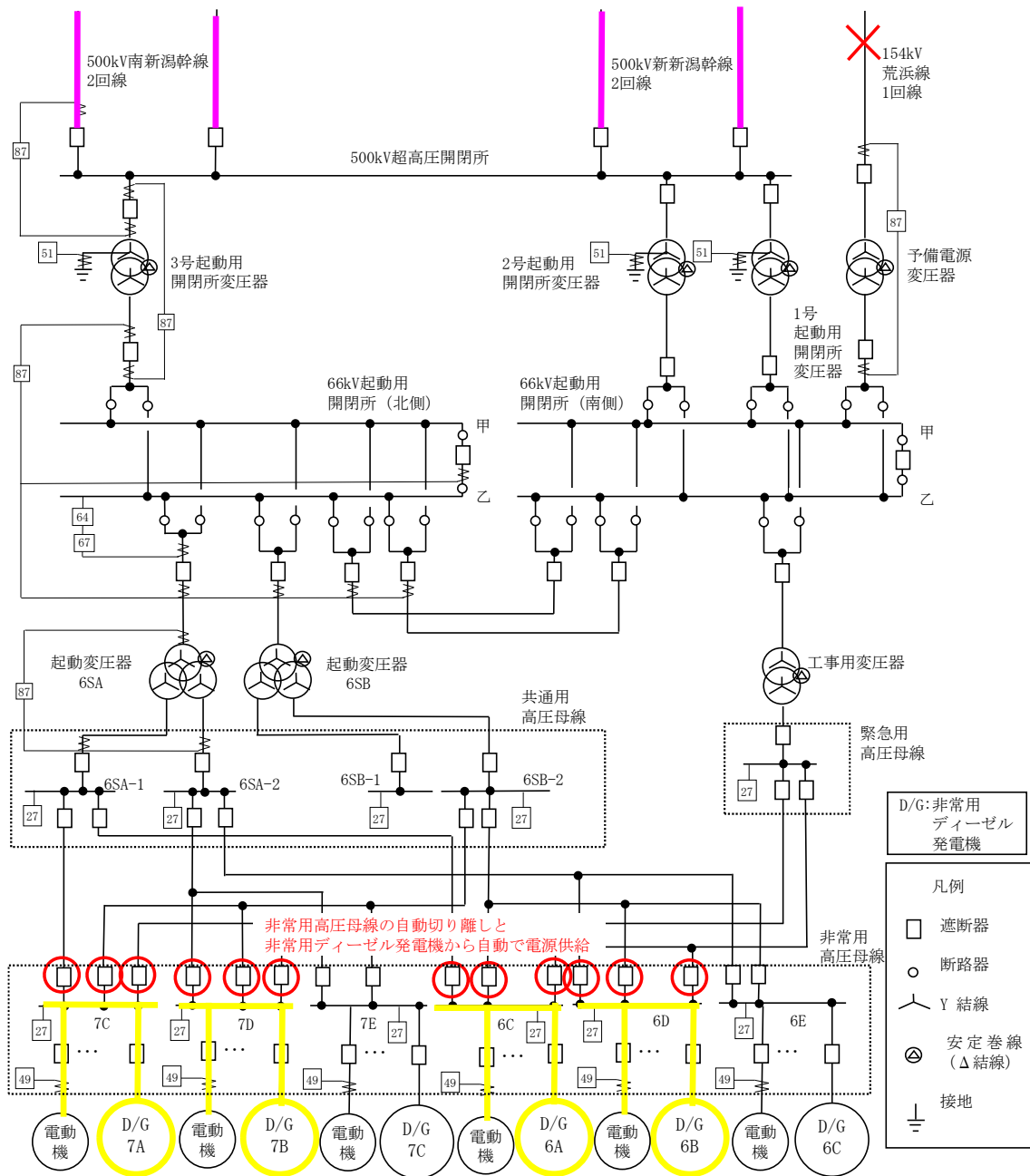
第 8-3 図の通り、運転員の手動操作により、予備電源変圧器を外部電源系から隔離すると、予備電源変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器 (27) が動作する。



第 8-3 図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第8-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

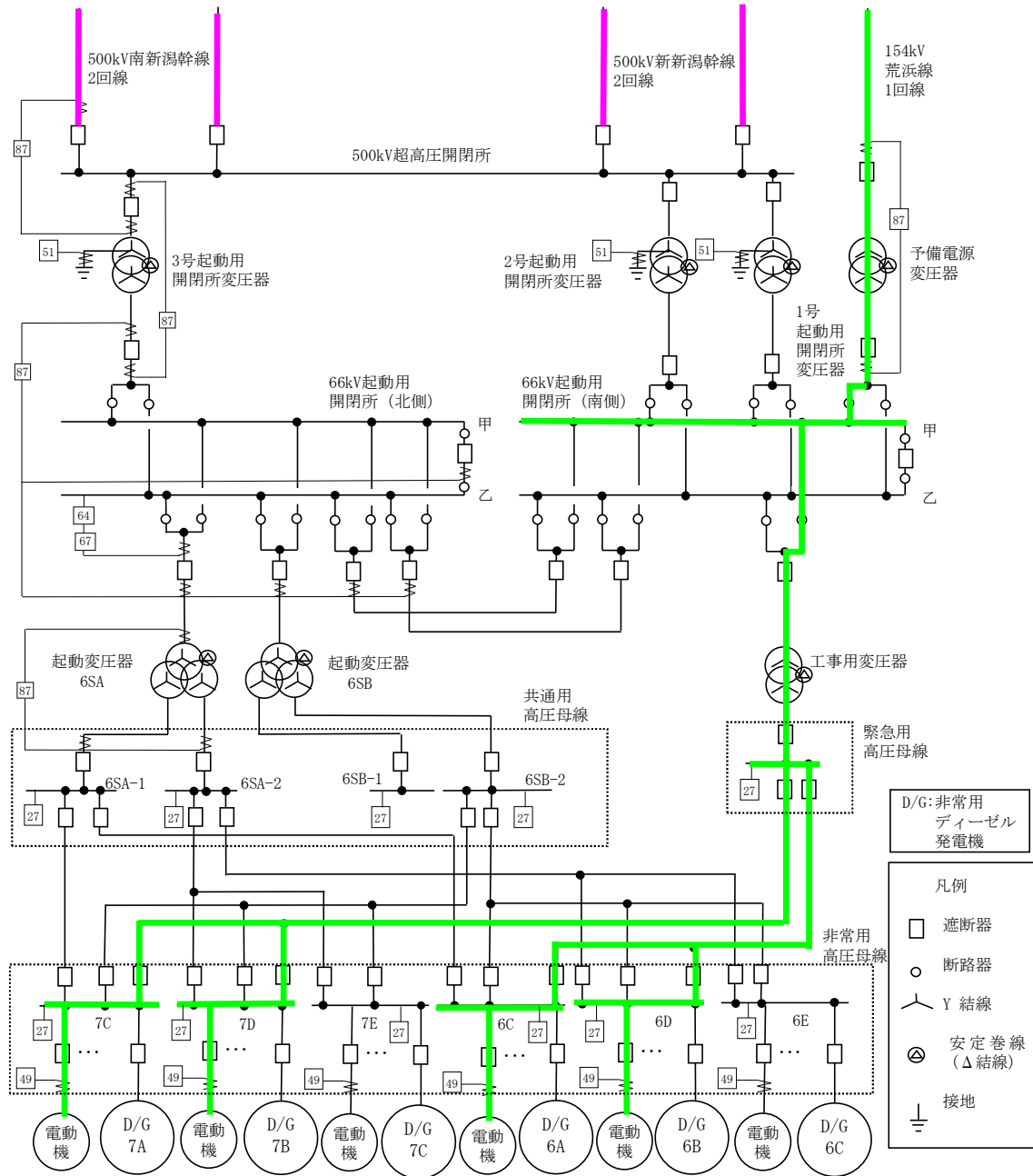


第8-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

9 予備電源変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
 (電流差動継電器 (87) にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

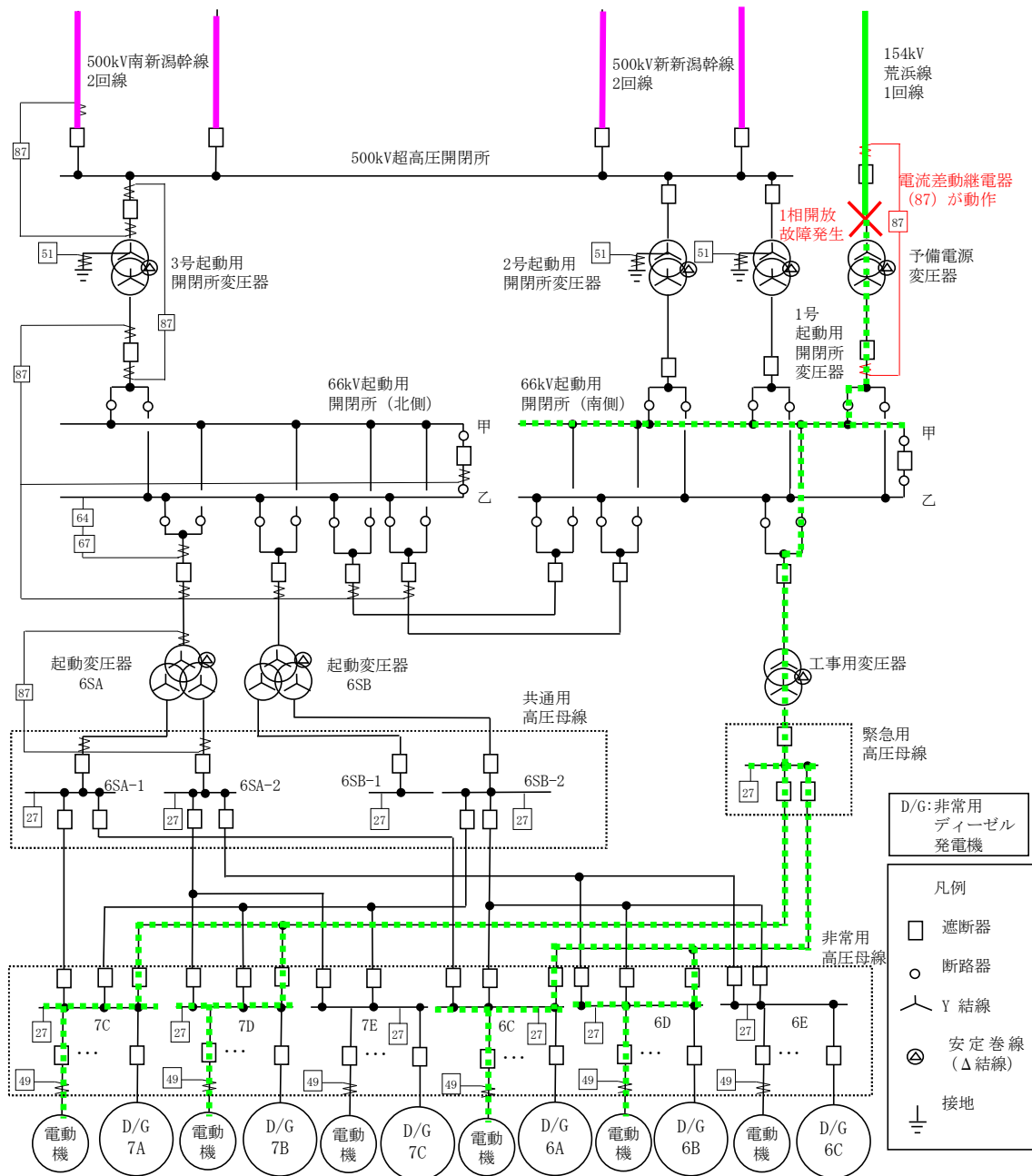
第 9-1 図の通り, 154kV 送電線から予備電源変圧器, 66kV 起動用開閉所, 工所用変圧器, 緊急用高圧母線を経由し, 非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



第 9-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

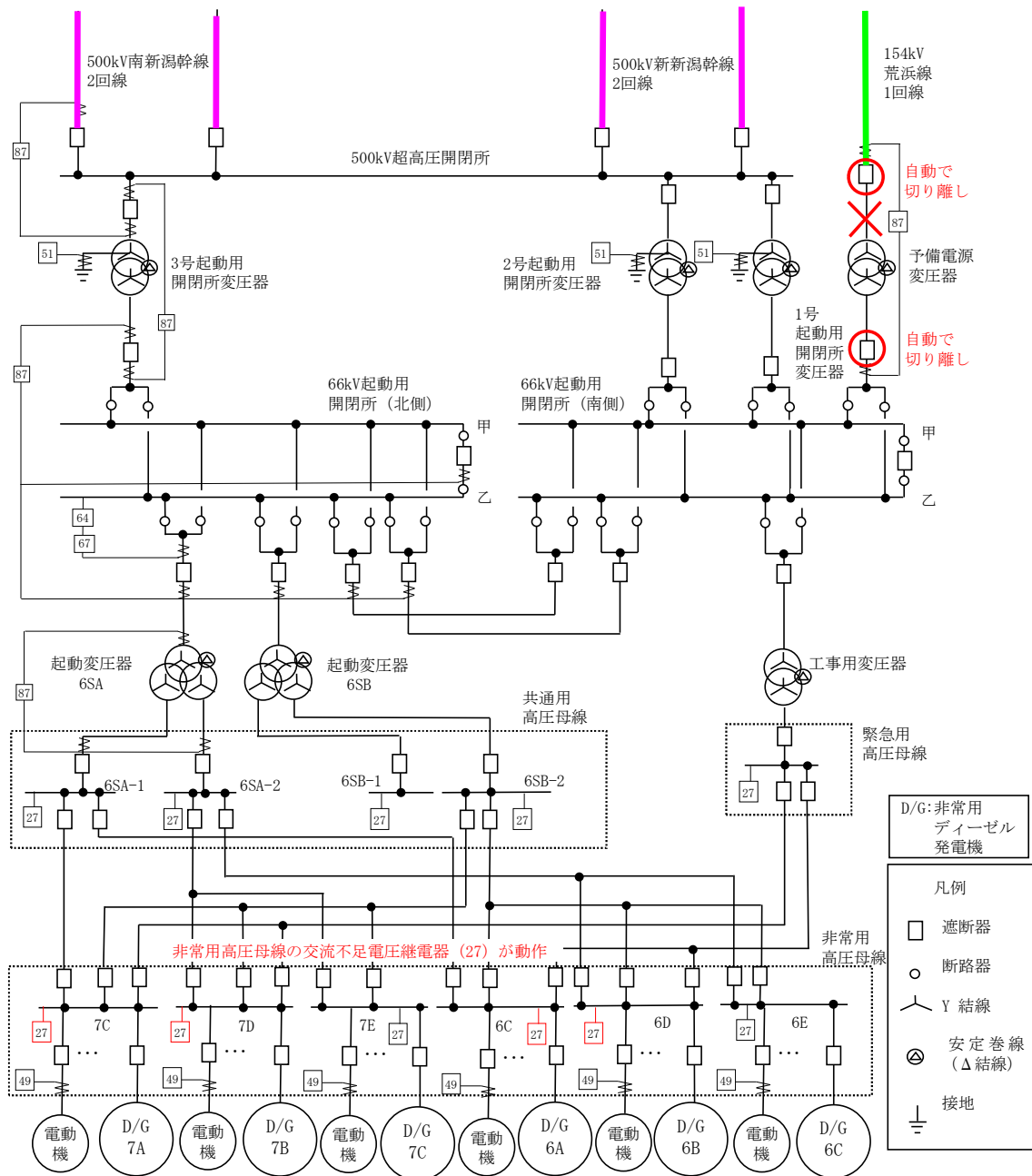
第9-2図の通り，予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると，予備電源変圧器の電流差動継電器（87）が動作する。このことから運転員は，予備電源変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第9-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

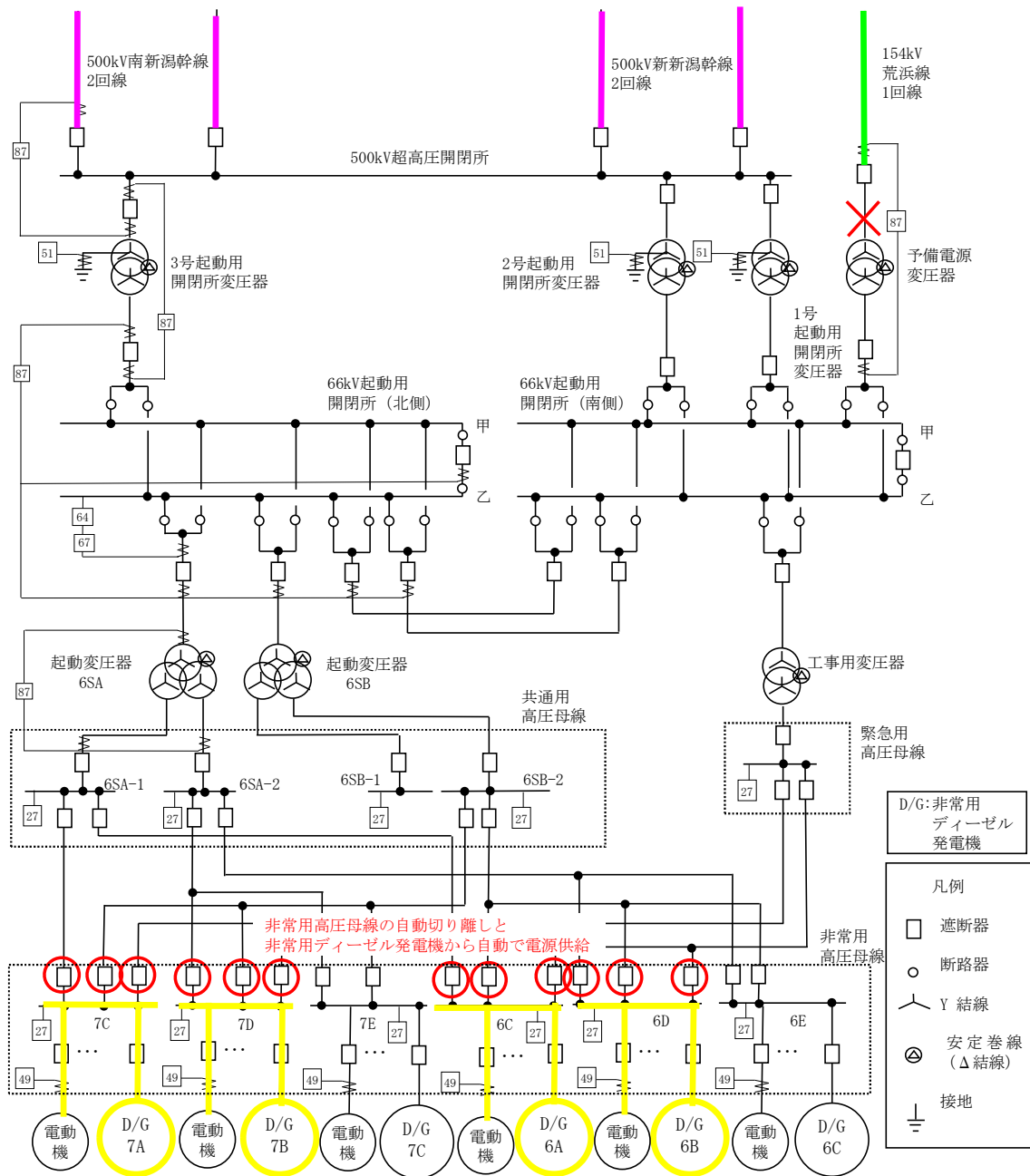
第9-3図の通り、電流差動継電器(87)の自動操作により、予備電源変圧器を外部電源系から隔離すると、予備電源変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。



第9-3図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第9-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

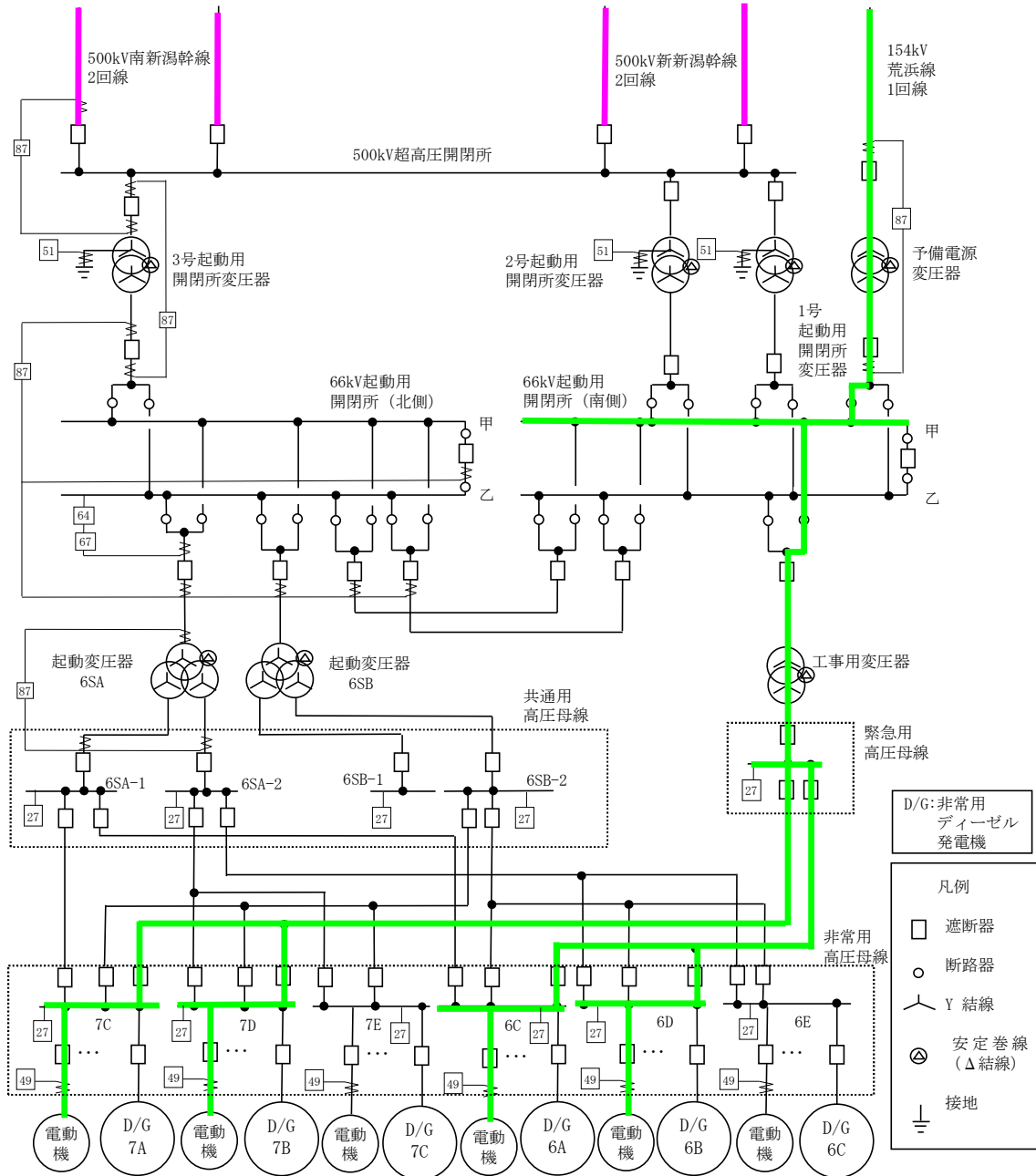


第9-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

10 予備電源変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
 (過負荷継電器 (49) にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

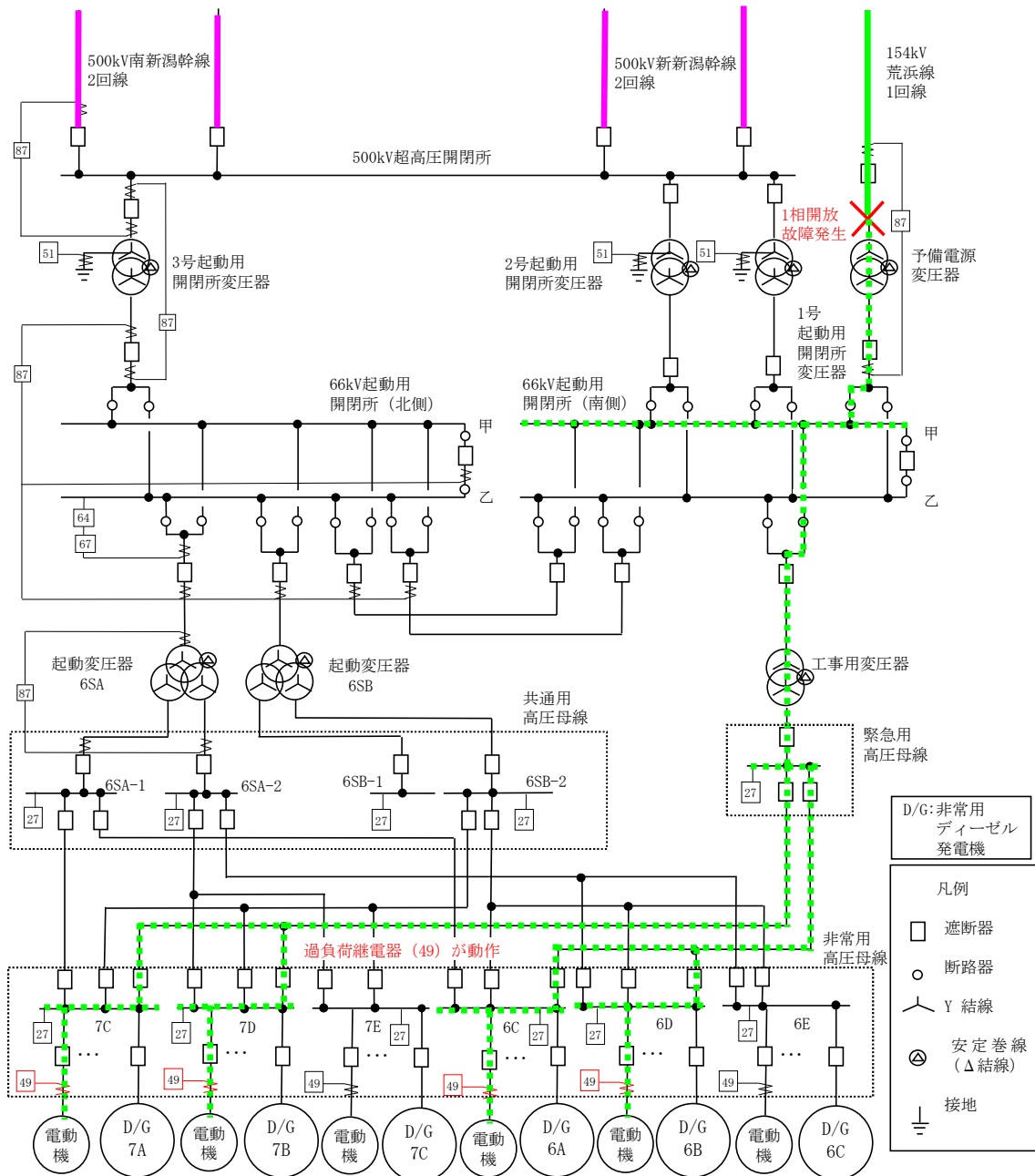
第 10-1 図の通り、154kV 送電線から予備電源変圧器、66kV 起動用開閉所、工所用変圧器、緊急用高圧母線を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



第 10-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

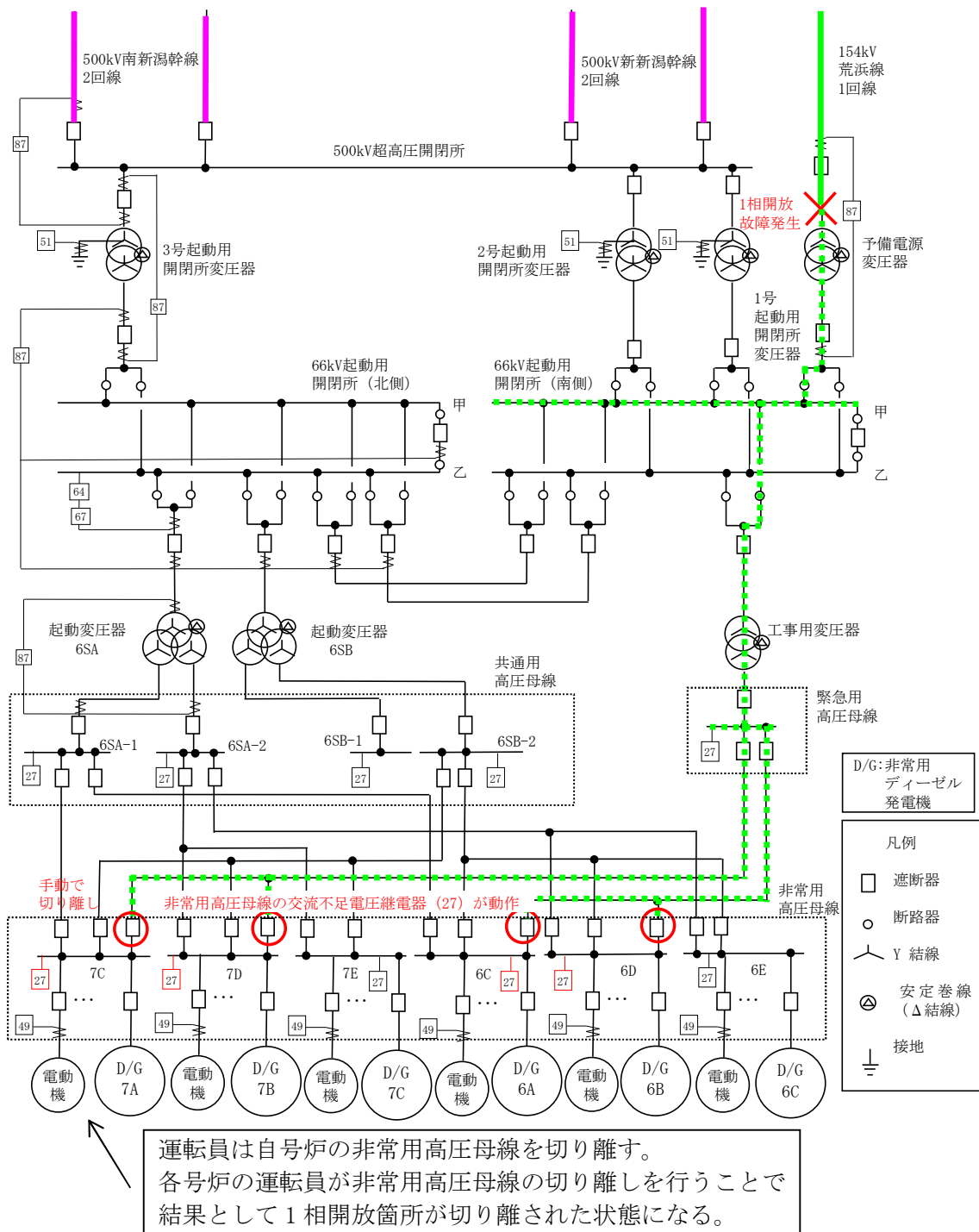
第10-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、予備電源変圧器から受電していた複数の負荷の過負荷継電器(49)が動作する。2台以上の電動機で過負荷継電器が発生している場合、非常用高压母線の電圧を確認することにより、外部電源系にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第10-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

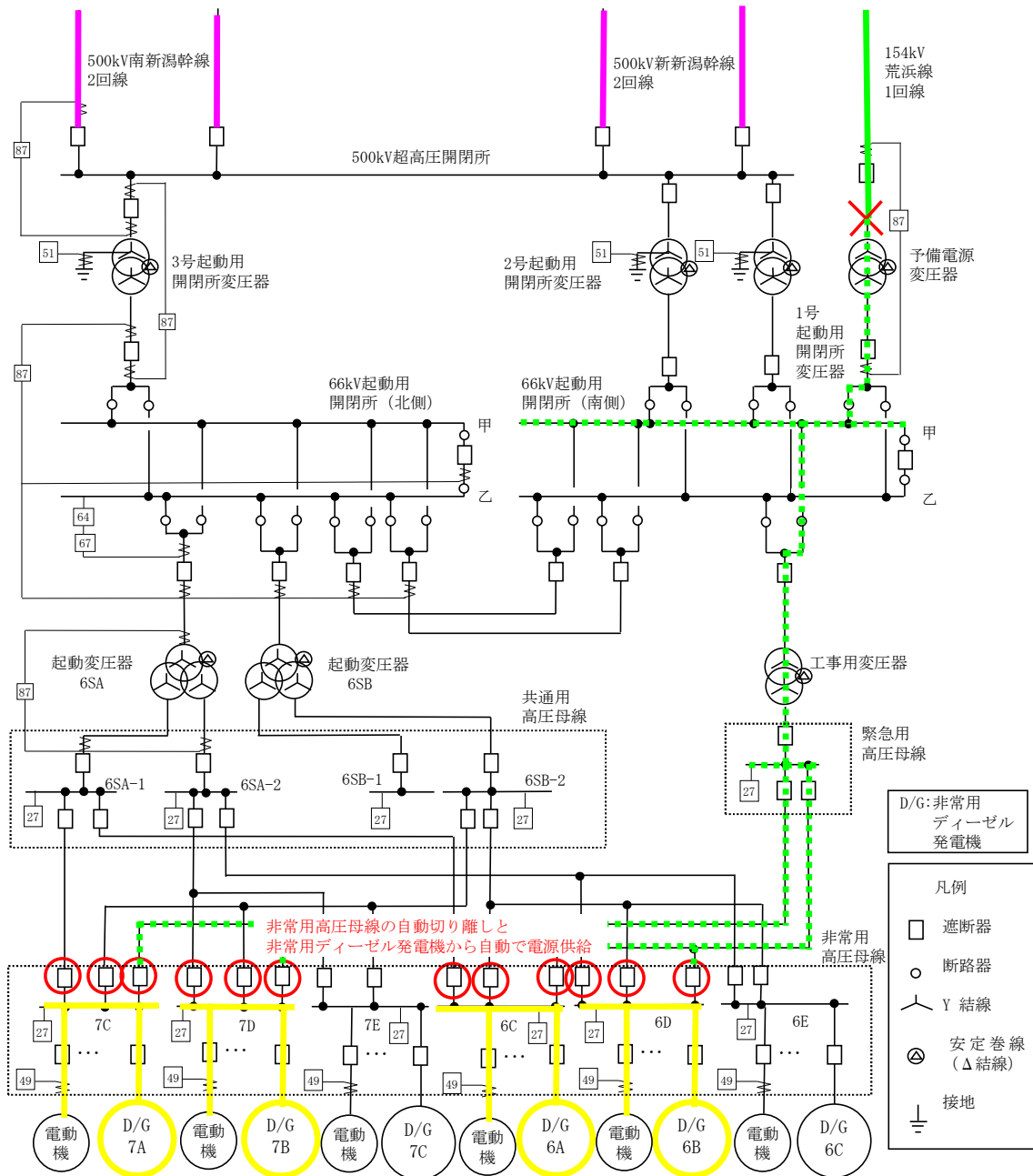
第10-3図の通り、運転員の手動操作により、過負荷継電器(49)が動作した非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、当該非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。



第10-3図 故障箇所を隔離した状態

(4) 非常用高圧母線を隔離した状態

第10-4図の通り、交流不足電圧継電器(27)の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。

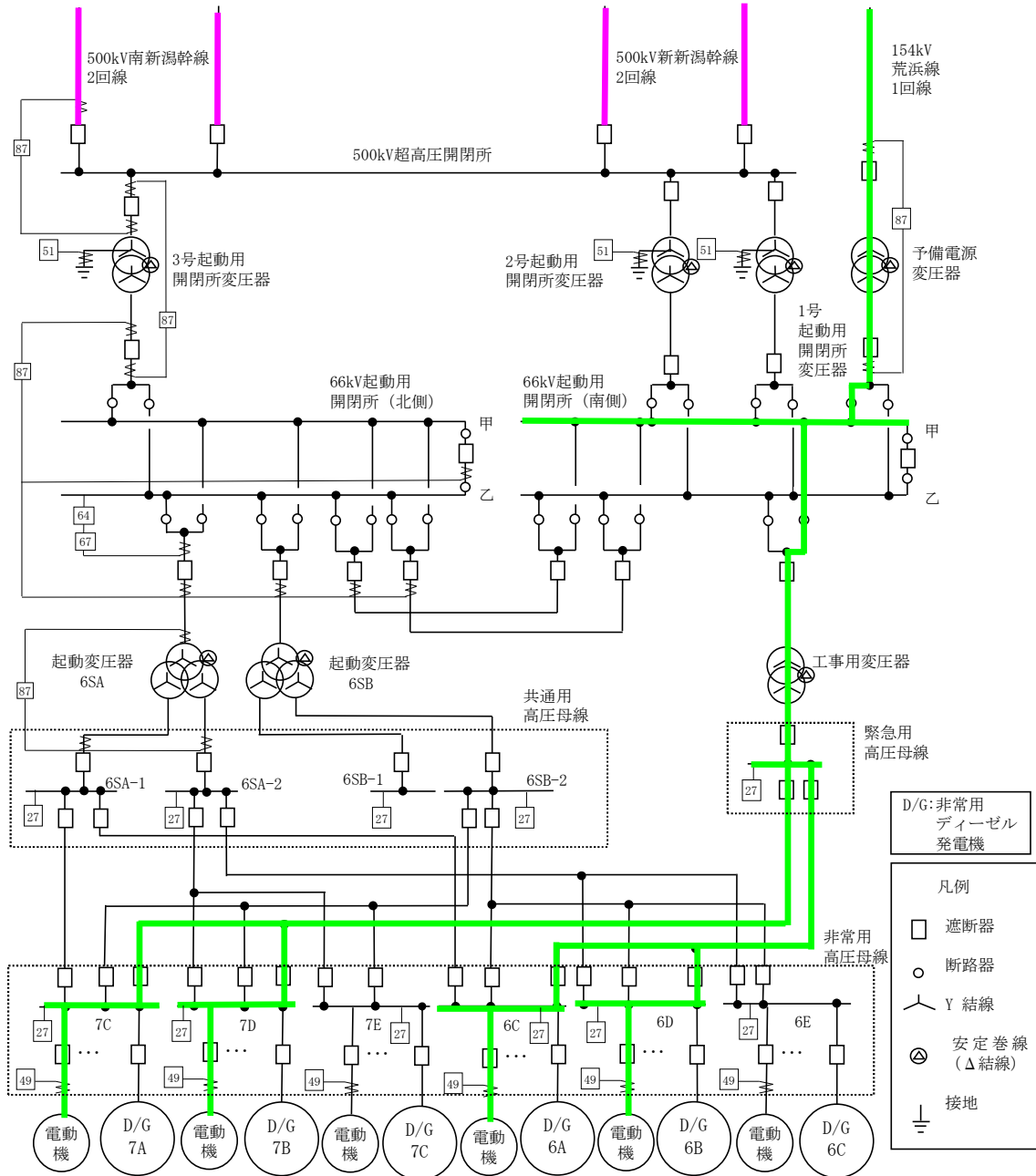


第10-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

11 予備電源変圧器 1 次側で発生する 1 相開放故障
 (交流不足電圧継電器 (27) にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

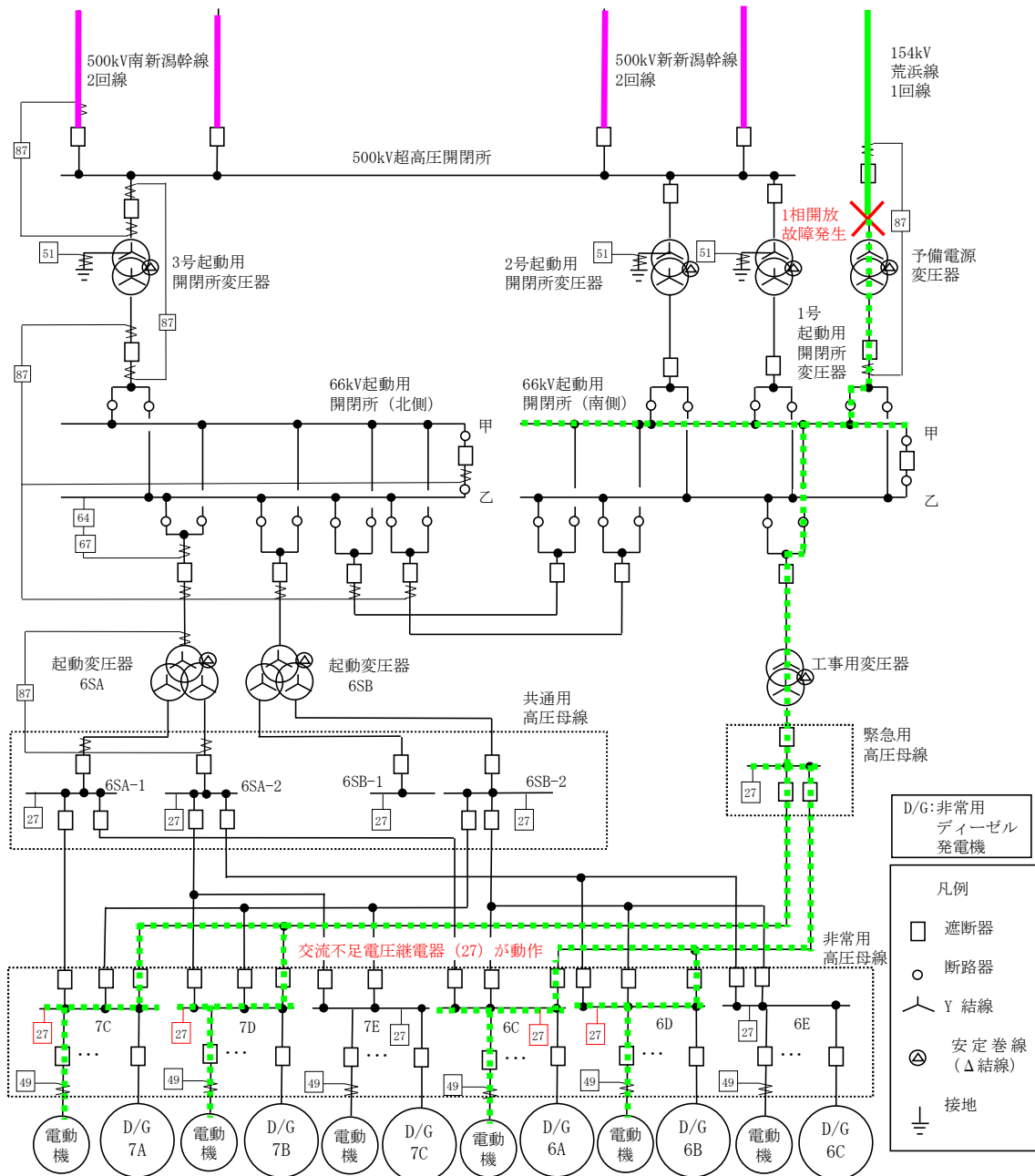
第 11-1 図の通り、154kV 送電線から予備電源変圧器、66kV 起動用開閉所、工所用変圧器、緊急用高圧母線を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



第 11-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1相開放故障直後の状態

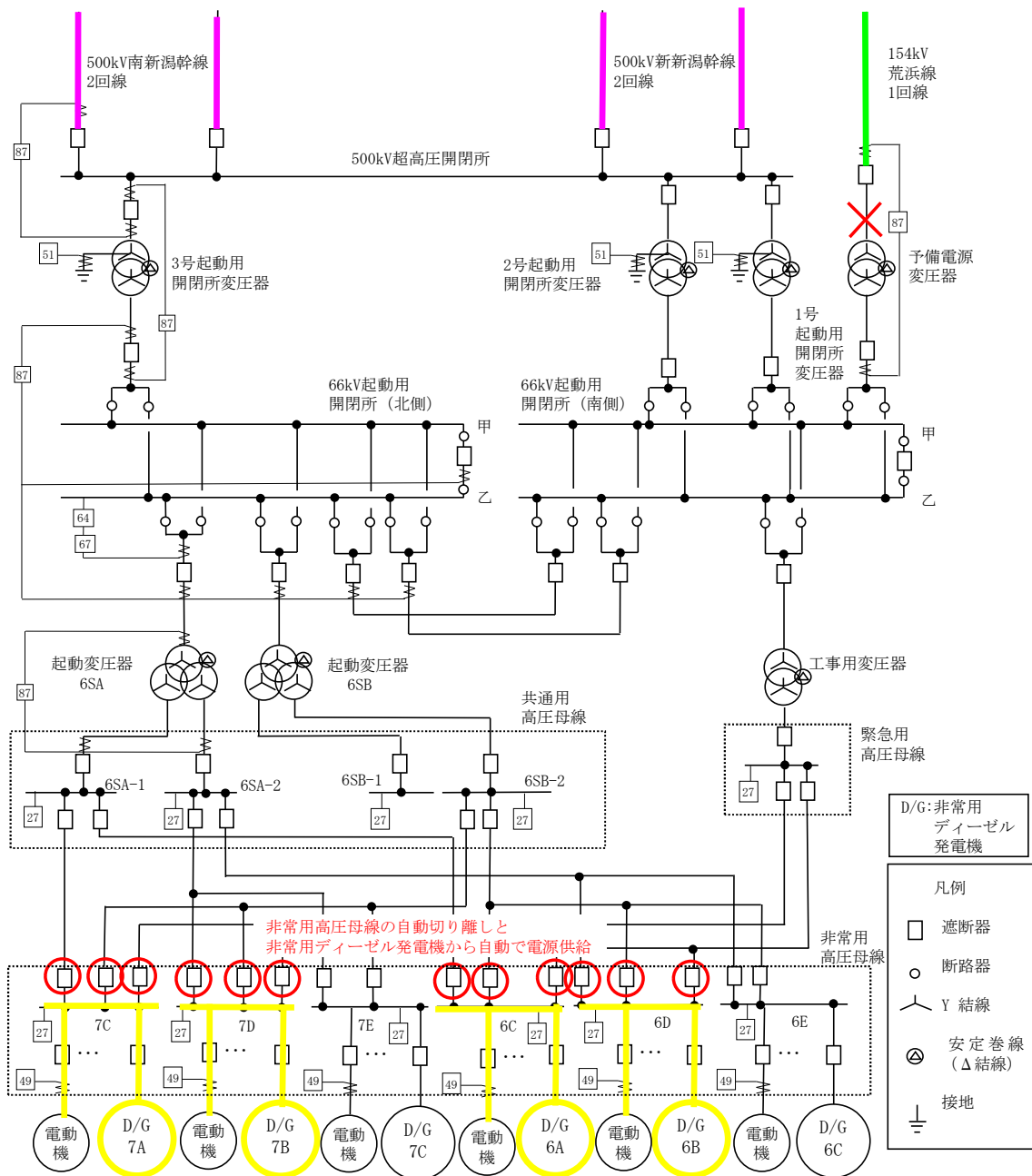
第11-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、予備電源変圧器から受電していた複数の母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。このことから運転員は、予備電源変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第11-2図 1相開放故障直後の状態

(3) 非常用高圧母線を隔離した状態

第 11-3 図の通り、交流不足電圧継電器 (27) の自動操作により、非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、負荷に電源を供給する。



第 11-3 図 非常用高圧母線を隔離した状態

別添 5 負荷状態に応じた保護継電器による検知方法

保護継電器による検知方法は

- 1 相開放故障発生場所が起動用開閉所変圧器の1次側か起動変圧器の1次側か
 - 起動用開閉所変圧器の負荷状態
 - 非常用高圧母線以下の負荷状態
- に応じて第1表の通り複数のパターンに分類される。

第1表 負荷状態に応じた検知方法の差異

起動用開閉所 変圧器の状態	非常用高圧母線 以下の負荷の状態	起動用開閉所変圧器 1次側での1相開放故障	起動変圧器 1次側での1相開放故障
重負荷	重負荷	1項参照	4項参照
重負荷	軽負荷	1項参照	5項参照
軽負荷	重負荷	2項参照	4項参照
軽負荷	軽負荷	2項参照	5項参照
無負荷	無負荷	3項参照	6項参照

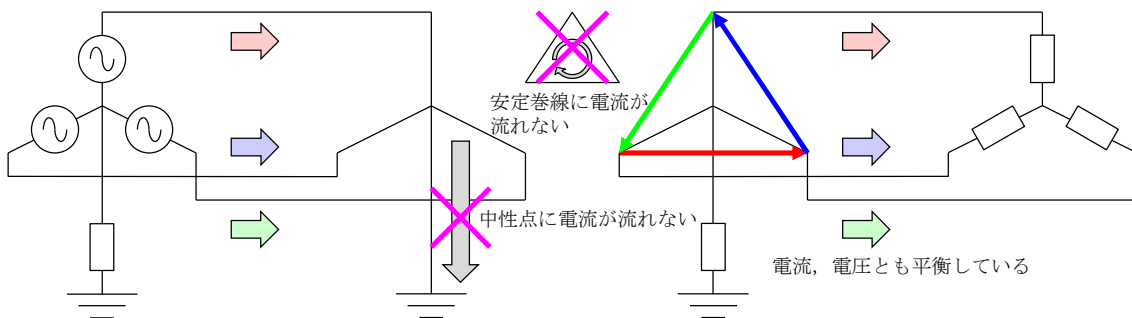
1 起動用開閉所変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ起動用開閉所変圧器が重負荷

各保護継電器での検知の可否を第 1-1 表に示す。また、1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態を第 1-1 図に示す。

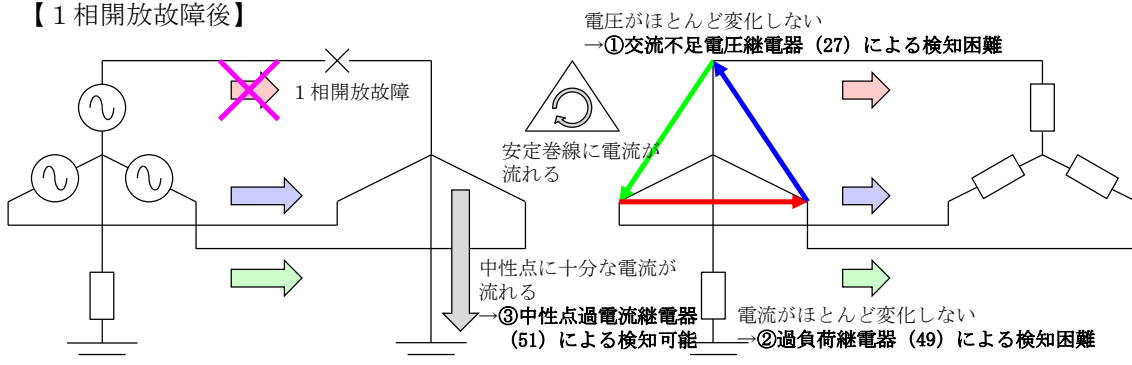
第 1-1 表 各保護継電器での検知の可否

保護継電器	検知の可否
交流不足電圧継電器 (27)	× 安定巻線的作用で変圧器 2 次側にはほぼ平衡な電圧が誘起されることで、電圧が低下しないため、検知困難である。(ごく稀に検知可能な場合がある。)
過負荷継電器 (49)	× 安定巻線的作用で変圧器 2 次側にはほぼ平衡な電流が流れることで、電流が増加しないため、検知困難である。(ごく稀に検知可能な場合がある。)
中性点過電流継電器 (51)	○ 起動用開閉所変圧器 1 次側中性点に、中性点過電流継電器 (51) の整定値を上回る電流が流れるため、検知可能である。
【参考】 負荷への影響	○ 過負荷継電器 (49) の整定値を下回る負荷電流が流れるため、負荷への影響はない。 なお、電動機のすべりが増加し、電動機電流がさらに増加することにより過負荷継電器 (49) が動作する場合や、交流電圧の低下に伴い交流不足電圧継電器 (27) が動作する場合がある。

【1 相開放故障前】



【1 相開放故障後】



第 1-1 図 1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態

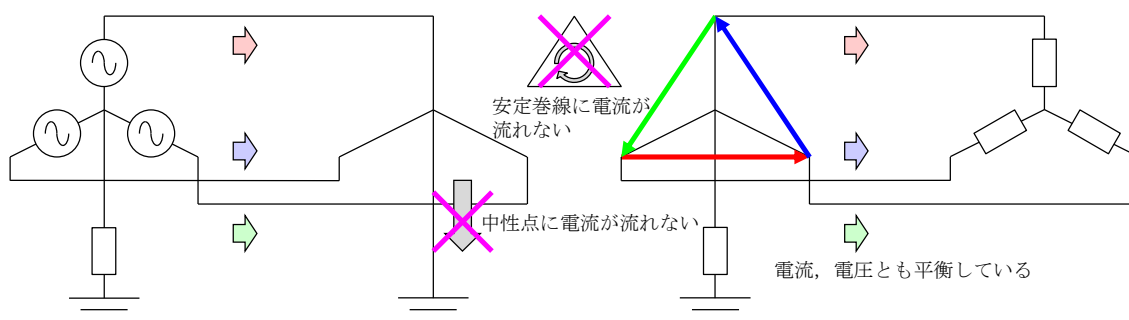
2 起動用開閉所変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ起動用開閉所変圧器が軽負荷

各保護継電器での検知の可否を第 2-1 表に示す。また、1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態を第 2-1 図に示す。

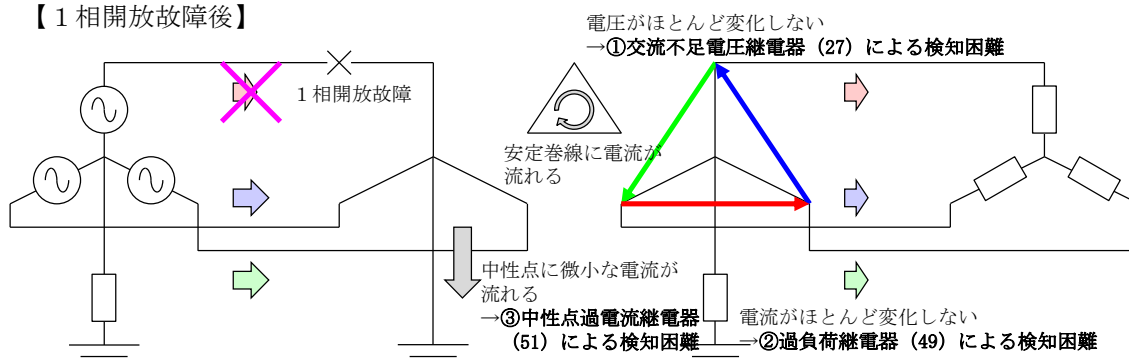
第 2-1 表 各保護継電器での検知の可否

保護継電器	検知の可否
交流不足電圧継電器 (27)	× 安定巻線の作用で変圧器 2 次側にはほぼ平衡な電圧が誘起されることで、電圧が低下しないため、検知困難である。(ごく稀に検知可能な場合がある。)
過負荷継電器 (49)	× 安定巻線の作用で変圧器 2 次側にはほぼ平衡な電流が流れることで、電流が増加しないため、検知困難である。(ごく稀に検知可能な場合がある。)
中性点過電流継電器 (51)	× 起動用開閉所変圧器 1 次側中性点に、中性点過電流継電器 (51) の整定値を下回る電流が流れるため、検知困難である。
【参考】 負荷への影響	○ 過負荷継電器 (49) の整定値を下回る負荷電流が流れるため、負荷への影響はない。 なお、電動機のすべりが増加し、電動機電流がさらに増加することにより過負荷継電器 (49) が動作する場合や、交流電圧の低下に伴い交流不足電圧継電器 (27) が動作する場合がある。

【1 相開放故障前】



【1 相開放故障後】



第 2-1 図 1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態

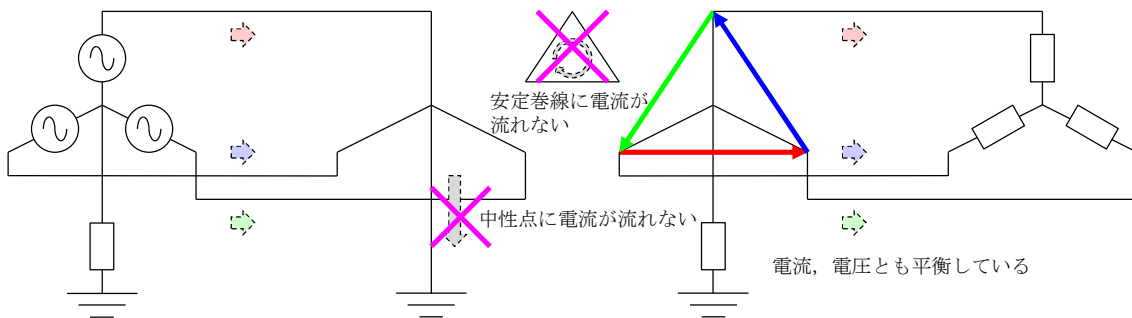
3 起動用開閉所変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ無負荷

各保護継電器での検知の可否を第 3-1 表に示す。また、1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態を第 3-1 図に示す。

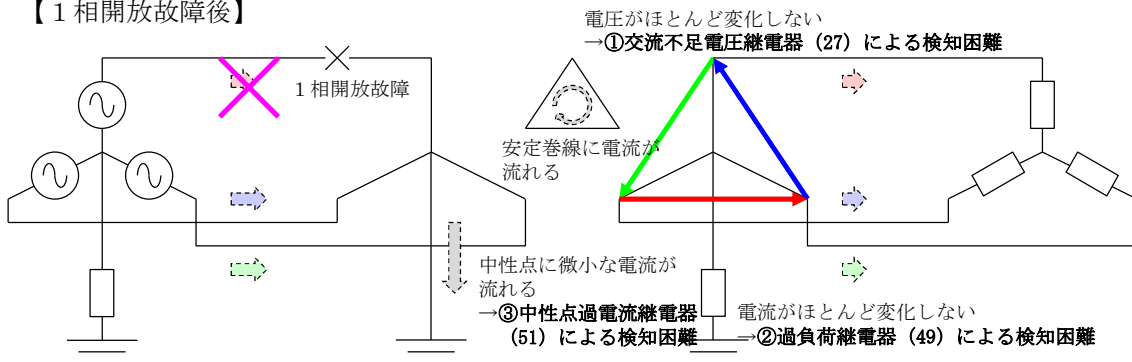
第 3-1 表 各保護継電器での検知の可否

保護継電器	検知の可否
交流不足電圧継電器 (27)	× 安定巻線の作用で変圧器 2 次側にほぼ平衡な電圧が誘起されることで、電圧が低下しないため、検知困難である。
過負荷継電器 (49)	× 無負荷状態では過負荷継電器 (49) が系統から切り離された状態となっているため、検知困難である。
中性点過電流継電器 (51)	× 起動用開閉所変圧器 1 次側中性点に、ほとんど電流が流れないため、検知困難である。
【参考】 負荷への影響	○ 負荷が系統から切り離された状態となっているため、影響ない。

【1 相開放故障前】



【1 相開放故障後】



第 3-1 図 1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態

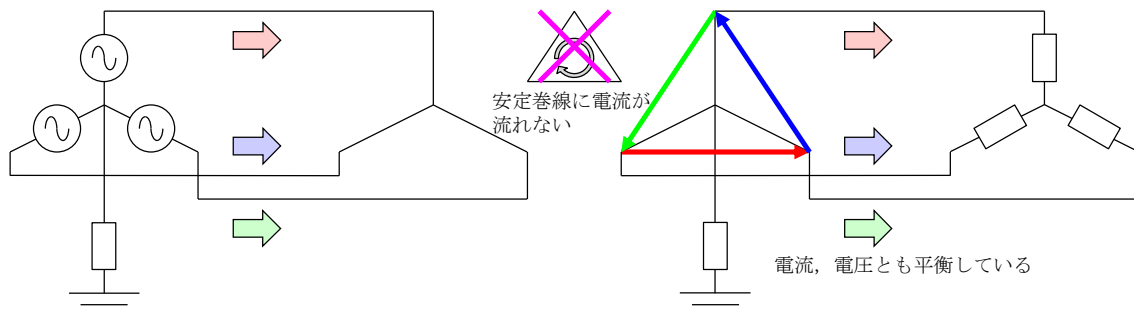
4 起動変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ非常用高圧母線が重負荷

各保護継電器での検知の可否を第 4-1 表に示す。また、1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態を第 4-1 図に示す。

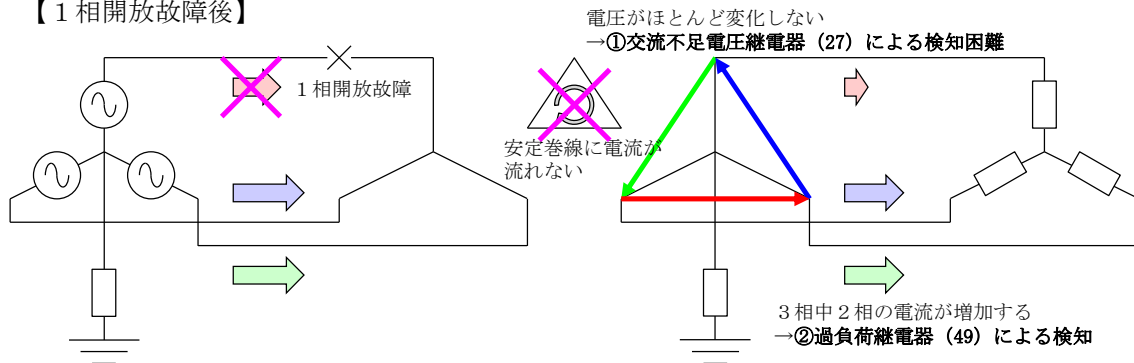
第 4-1 表 各保護継電器での検知の可否

保護継電器	検知の可否
交流不足電圧継電器 (27)	× 非常用高圧母線より下流に接続された電動機が変圧器 2 次側に逆電圧が誘起されることで、電圧が低下しないため、検知困難である。(ごく稀に検知可能な場合がある。)
過負荷継電器 (49)	○ 電動機負荷に過負荷継電器 (49) の整定値を上回る電流が流れるため、検知可能である。

【1 相開放故障前】



【1 相開放故障後】



第 4-1 図 1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態

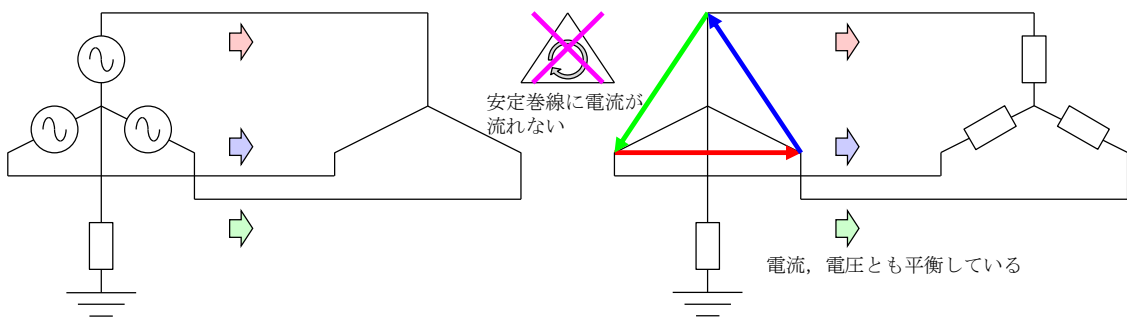
5 起動変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ非常用高圧母線が軽負荷

各保護継電器での検知の可否を第 5-1 表に示す。また、1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態を第 5-1 図に示す。

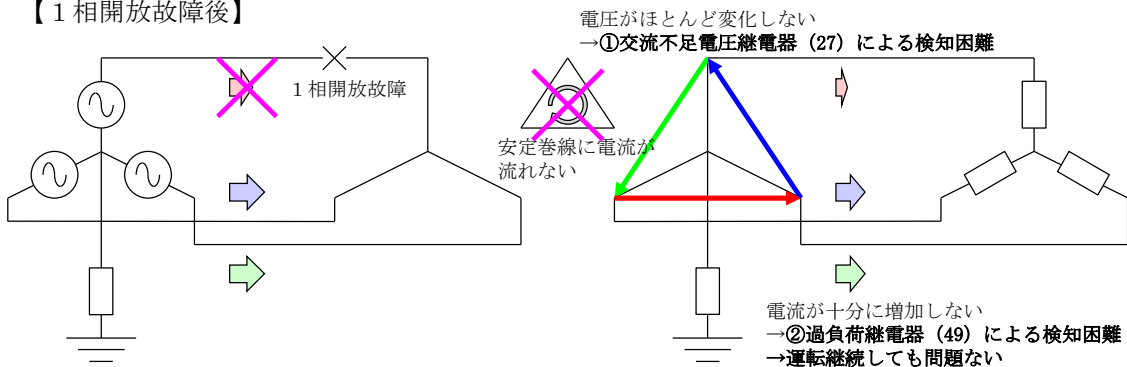
第 5-1 表 各保護継電器での検知の可否

保護継電器	検知の可否
交流不足電圧継電器 (27)	× 非常用高圧母線より下流に接続された電動機が変圧器 2 次側に逆電圧が誘起されることで、電圧が低下しないため、検知困難である。(ごく稀に検知可能な場合がある。)
過負荷継電器 (49)	× 電動機負荷に過負荷継電器 (49) の整定値を下回る電流が流れるため、検知困難である。
【参考】負荷への影響	○ 過負荷継電器 (49) の整定値を下回る負荷電流が流れるため、負荷への影響はない。 なお、電動機のすべりが増加し、電動機電流がさらに増加することにより過負荷継電器 (49) が動作する場合や、交流電圧の低下に伴い交流不足電圧継電器 (27) が動作する場合がある。

【1 相開放故障前】



【1 相開放故障後】



第 5-1 図 1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態

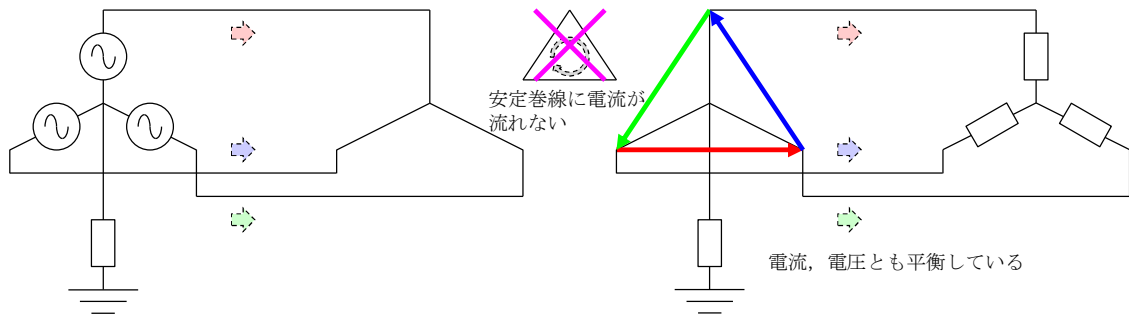
6 起動変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ無負荷

各保護継電器での検知の可否を第 6-1 表に示す。また、1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態を第 6-1 図に示す。

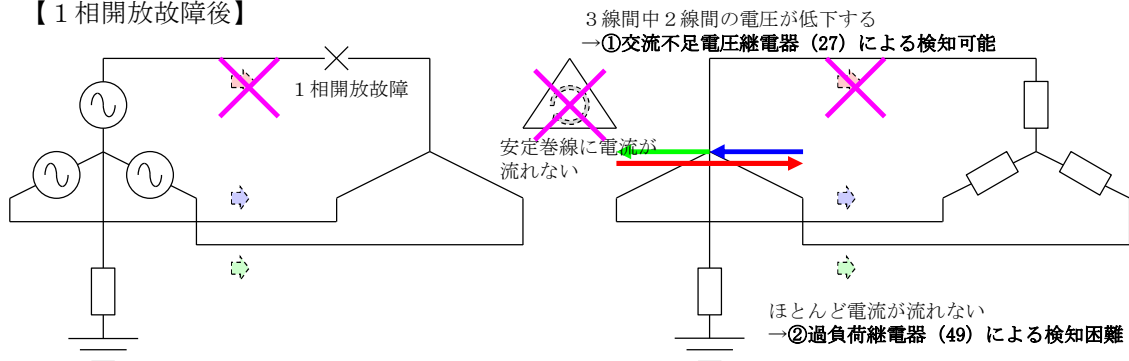
第 6-1 表 各保護継電器での検知の可否

保護継電器	検知の可否
交流不足電圧継電器 (27)	○ 欠相相に電圧が誘起されず、交流不足電圧継電器 (27) の整定値より電圧が低下するため、検知可能である。
過負荷継電器 (49)	× 無負荷状態では過負荷継電器 (49) が系統から切り離された状態となっているため、検知困難である。
【参考】 負荷への影響	○ 負荷が系統から切り離された状態となっているため、影響ない。

【1 相開放故障前】



【1 相開放故障後】



第 6-1 図 1 相開放故障前後の電流及び電圧の状態

別添 6 開閉所設備等の基準地震動 Ss に対する耐震性評価結果について

(1) 評価対象設備

外部電源における更なる信頼性向上対策として、500kV 送電線からの外部電源受電回路の設備（500kV 超高压開閉所、66kV 起動用開閉所、起動用開閉所変圧器、起動変圧器）について、基準地震動 Ss に対する耐震評価対象とし、信頼性を確認する。

なお、外部電源受電回路の設備は耐震 C クラスであり、本評価は地盤の液状化を考慮せず、設置変更許可申請書（平成 25 年 9 月 27 日）の基準地震動 Ss にて信頼性を確認したものである。

(2) 耐震評価内容

評価対象設備への入力地震動は、基準地震動 Ss により各設備設置位置の算出した応答を用いる。（設置変更許可申請書（平成 25 年 9 月 27 日）の基準地震動 Ss を使用）

開閉所設備については、設備をはり要素モデル化し、スペクトルモーダル解析又は時刻歴応答解析により、各部位に発生する応力が許容応力*以下であることを確認する。

また、変圧器については、基礎固定部に発生する引張応力とせん断応力が許容応力*以下であることを確認する。

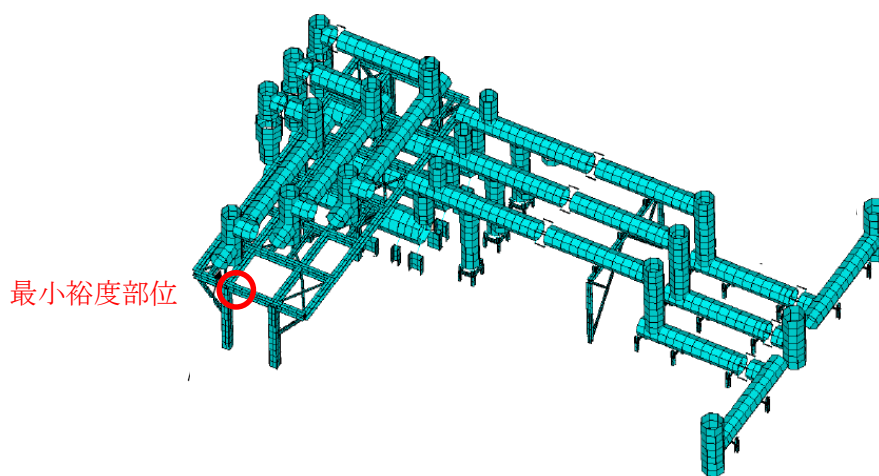
※「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601 - 2008）」に準拠

(3) 耐震性評価結果

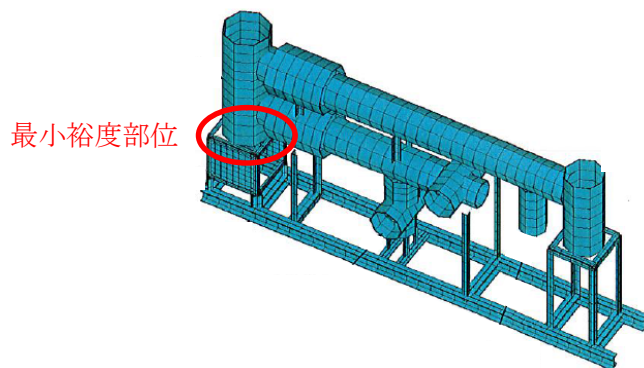
開閉所設備の評価結果を第 1 表及び変圧器の評価結果を第 2 表に示す。概略図を第 1 図～第 3 図に示す。評価の結果、500kV 送電線からの外部電源受電回路の設備（500kV 超高压開閉所、66kV 起動用開閉所、起動用開閉所変圧器、起動変圧器）については、基準地震動 Ss に対して許容応力を満足しており信頼性を有している。

第 1 表 基準地震動 Ss に対する開閉所設備の評価結果

電圧階級	設備名	最小裕度部位	使用材料	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
500kV	500kV 超高压開閉所 ガス絶縁開閉装置 (GIS)	GIS 架構部	SS400	192	279	1.45
66kV	66kV 起動用開閉所 ガス絶縁開閉装置 (GIS)	GIS 架構部	SS400	220	279	1.26



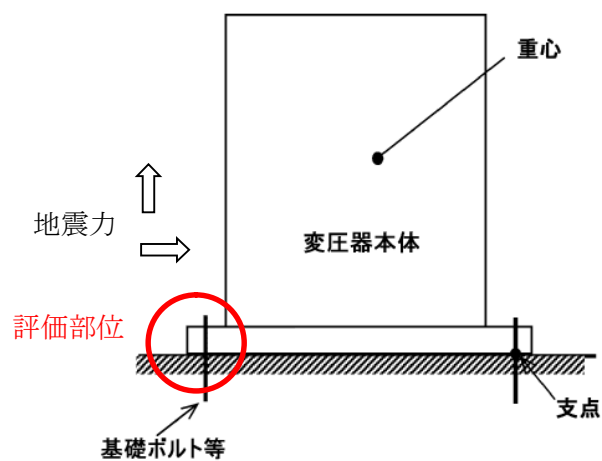
第 1 図 500kV ガス絶縁開閉装置における最小裕度部位



第2図 66kV ガス絶縁開閉装置における最小裕度部位

第2表 基準地震動 S_s に対する変圧器の評価結果

変圧器名称	電圧	評価部位	評価項目	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
1号起動用開閉所変圧器	500/66kV	基礎固定部 (溶接)	引張とせん断の組合せ	149	160	1.07
2号起動用開閉所変圧器	500/66kV	基礎固定部 (溶接)	引張とせん断の組合せ	127	160	1.25
3号起動用開閉所変圧器	500/66kV	基礎固定部 (溶接)	引張とせん断の組合せ	127	160	1.25
起動変圧器 6SA	66/6.9kV	基礎固定部 (溶接)	引張とせん断の組合せ	121	160	1.32
起動変圧器 6SB	66/6.9kV	基礎固定部 (溶接)	引張とせん断の組合せ	126	160	1.26

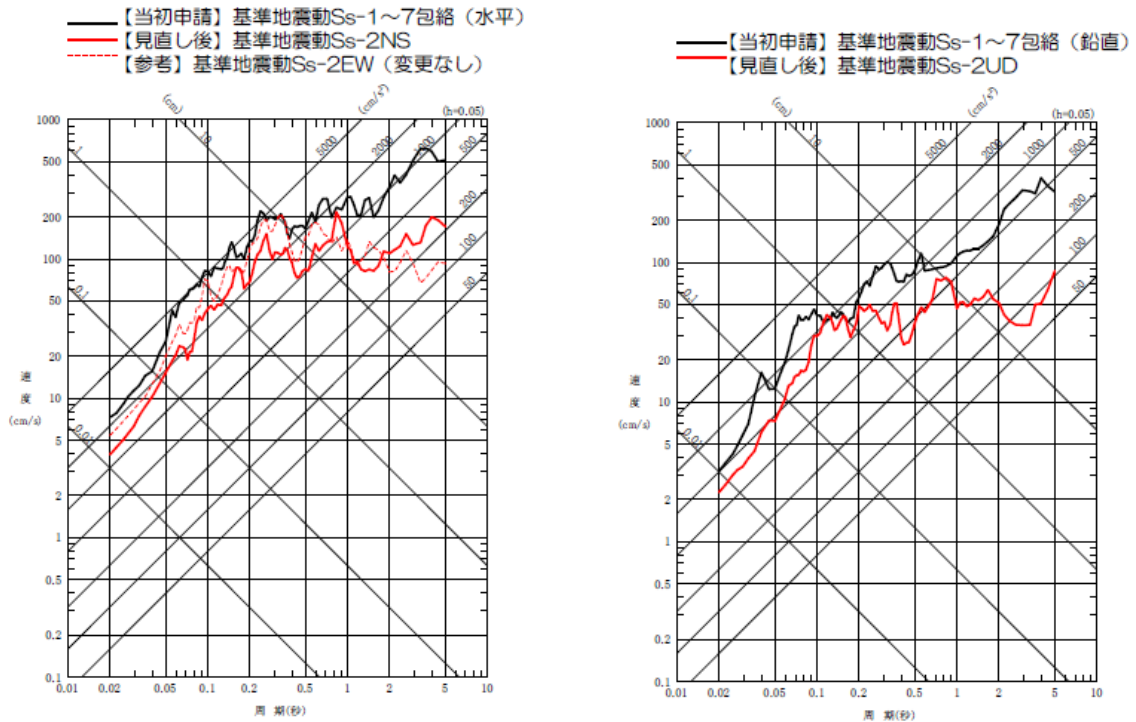


第3図 変圧器評価の概念図

(4) 申請（平成 25 年 9 月 27 日）後に設定した基準地震動 S_s による影響評価

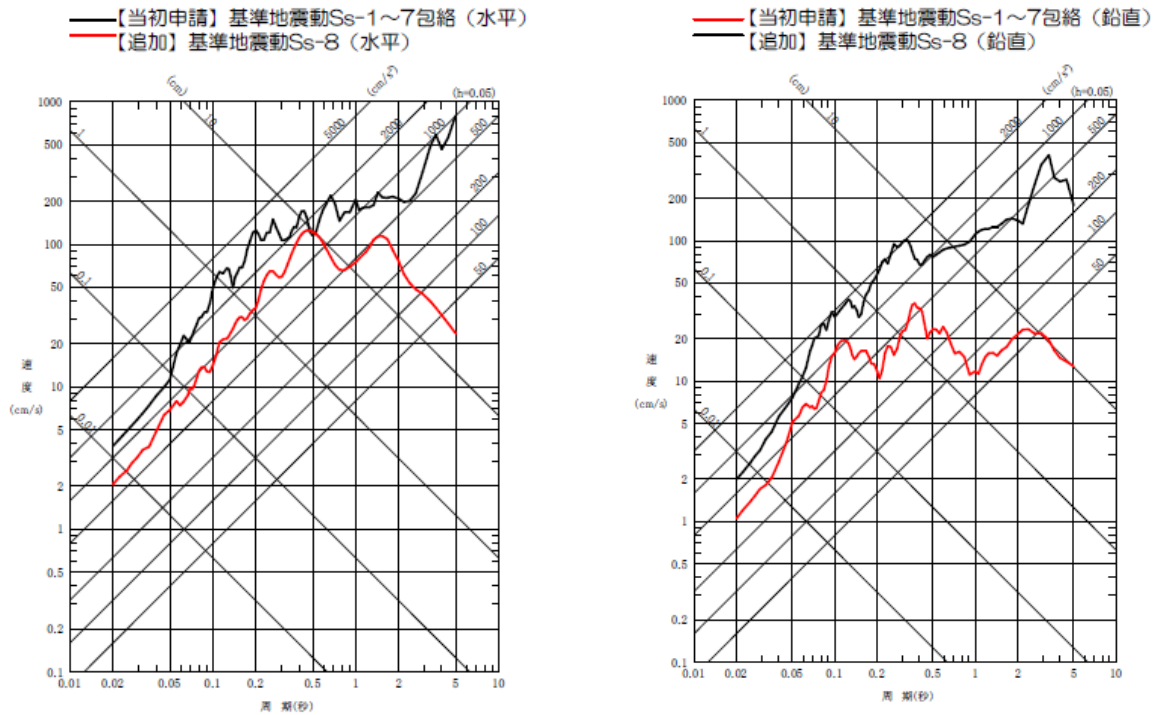
申請後において基準地震動 S_s は、荒浜側は S_s -2 の NS 方向及び UD 方向が変更され、大湊側は S_s -8 が追加となったことから、申請時の基準地震動 S_s と変更のあった基準地震動 S_s を比較し、影響を確認する。

第 4 図に、荒浜側の申請時基準地震動 S_s と変更後基準地震動 S_s の比較を示す。荒浜側 S_s -2 の NS 方向は、申請時の基準地震動 S_s に包絡されていることを確認した。また、UD 方向は、一部の周期帯 (0.12 秒) で申請時の応答加速度を最大で 1.08 倍上回っていたが、荒浜側の設備で最も裕度の低い 66kV 起動用開閉所においても裕度 1.26 であるため、裕度は確保されていると評価した。



(a) 水平方向 (b) 鉛直方向
第 4 図 荒浜側 申請時基準地震動 S_s と変更後基準地震動 S_s の比較

第 5 図に、大湊側の申請時基準地震動 S_s と変更後基準地震動 S_s の比較を示す。大湊側 S_s -8 の水平方向は、一部の周期帯 (0.5 秒) で申請時の応答加速度を最大で 1.06 倍上回っていたが、大湊側の設備で最も裕度の低い起動変圧器 6SB においても裕度 1.26 であるため、裕度は確保されていると評価した。また、UD 方向は、申請時の基準地震動 S_s に包絡されていることを確認した。



第5図 大湊側 申請時基準地震動 Ss と変更後基準地震動 Ss の比較

以上より、500kV 送電線からの外部電源受電回路の設備について、申請後に設定した基準地震動 Ss に対しても裕度は確保されていると評価した。