

## 第10条：誤操作の防止

### <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10条第1項に対する基本方針
    - 1.2.2 設置許可基準規則第10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 現場操作が必要となる操作の抽出
  - 2.2 環境条件の抽出
  - 2.3 環境条件下における操作の容易性
  - 2.4 誤操作防止対策
    - 2.4.1 中央制御室の誤操作防止対策
    - 2.4.2 中央制御室以外の誤操作防止対策
    - 2.4.3 その他の誤操作防止
3. 別紙
  - 別紙1 現場操作の確認結果について
  - 別紙2 制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について
  - 別紙3 新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止について  
(設置許可基準規則第10条第1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  
誤操作の防止

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

誤操作の防止について、設置許可基準規則第10条及び技術基準規則第38条における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10条及び技術基準規則第38条 要求事項

設置許可基準規則第 10 条 (誤操作の防止)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。	2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。	変更なし
<u>2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</u>	—	追加要求事項

## 1.2 適合のための基本方針

### 1.2.1 設置許可基準規則第10条第1項に対する基本方針

設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付けなどの識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置，中央監視操作の盤面配置，理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い，運転員等の誤操作を防止する設計とする。また，保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後，ある時間までは，運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計とする。

また，原子炉設置変更許可申請（平成25年9月27日申請）に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止について，別紙3に示す。

### 1.2.2 設置許可基準規則第10条第2項に対する基本方針

安全施設は，想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても，運転員が，中央制御室及び中央制御室以外の操作場所において，容易に操作することができる設計とする。

## 2. 追加要求事項に対する適合方針

### 2.1 現場操作が必要となる操作の抽出

安全施設のうち，中央制御室での操作のみならず，中央制御室以外の設計基準対象施設の現場操作を抽出し，現場操作場所を特定する。

具体的には，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に必要な操作（事象発生から冷温停止まで）のうち，事象の拡大防止，あるいは，事象を収束させるために必要な操作を抽出する。また，新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても，安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作を抽出する。

抽出結果は以下のとおり。

- ・中央制御室における操作
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用における現場操作
- ・溢水防護対策における現場操作
- ・全交流動力電源喪失時における現場操作
- ・中央制御室外原子炉停止装置における操作

詳細な抽出の考え方，抽出結果，安全施設の設置場所，及び，当該場所までのアクセスルートを別紙1に示す。

### 2.2 環境条件の抽出

前節で抽出した現場操作が必要となる起因事象，及び起因事象と同時にもたらされる環境条件について，抽出する。

現場操作が必要となる起因事象として，地震，津波，設置許可基準規則第6条に示す設計基準事象，内部火災，内部溢水，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故を想定する。

これらの起因事象と同時にもたらされる環境条件について、中央制御室における環境条件を第 2.2-1 表に、中央制御室以外の場所における環境条件を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-1 表(1) 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災（地震起因含む）	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、中央制御室の機能を維持する。（詳細については、設置許可基準規則第 8 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）
内部溢水（地震起因含む）	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がない設計とする。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。（詳細については、設置許可基準規則第 9 条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照）
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて操作器への誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内規定類に定める。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され <sup>※1</sup> 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失しない設計とする。また、蓄電池を内蔵した可搬型照明を備え、機能が喪失しない設計とする。 （詳細については、設置許可基準規則第 11 条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照）
積雪		※1 ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。 地震：設計基準地震動に対して、耐震 S クラス設計とする。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧、気圧差、飛来物衝撃力）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 風（台風）：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性を確保する。 森林火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対して健全性を確保する。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。 火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
落雷		
外部火災（森林火災）		
火山		
外部火災（森林火災）		ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	

第 2.2-1 表(2) 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
低温	低温による中央制御室内環境への影響	中央制御室の換気空調設備により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（低温）」に関する適合状況説明資料を参照）
降水	影響なし	—
地滑り	影響なし	—
生物学的事象	影響なし	—
有毒ガス	影響なし	—
船舶の衝突	影響なし	—
電磁的障害	影響なし	—
津波	影響なし	—

第 2.2-2 表 中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応

起回事象	同時にもたらされる中央制御室以外 <sup>※1</sup> の環境条件	中央制御室以外 <sup>※1</sup> での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災（地震起因含む）	火災による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部火災の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない。 （詳細については、設置許可基準規則第8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）
内部溢水（地震起因含む）	溢水による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部溢水の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない。 （詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照）
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、操作を中止し安全確保に努める」ことを社内規定類に定めることとしている。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失時においても、現場の照明は、ディーゼル発電機から給電され <sup>※2</sup> 、機能が喪失することはない設計とし、また、蓄電池を内蔵した可搬型照明を備えており、機能が喪失しない設計とする。 （詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照）
積雪		
落雷		
外部火災（森林火災）		
火山		
外部火災（森林火災）	ばい煙や有毒ガスの発生による建屋内環境への影響	外気取り入れ運転を行っている建屋換気空調設備は、外気取り入れにフィルタを設置しているため、ばい煙や降下火砕物による建屋内環境への影響はない。また、空調ファンを停止し、外気取入れを遮断することから建屋内環境への影響はない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する適合状況説明資料を参照）
火山	降下火砕物による建屋内環境への影響	
低温	低温による建屋内環境への影響	建屋換気空調設備により環境温度が維持されるため、建屋内環境への影響はない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（低温）」に関する適合状況説明資料を参照）
降水	影響なし	—
地滑り	影響なし	—
生物学的事象	影響なし	—
有毒ガス	影響なし	—
船舶の衝突	影響なし	—
電磁的障害	影響なし	—
津波	影響なし	—

※1 中央制御室以外の確認結果は、別紙1 参照

## 2.3 環境条件下における操作の容易性

### (1) 中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

#### a. 中央制御室の通常時の環境

中央制御室は，運転員の居住性，監視操作性等に鑑み，以下の考慮した設計とする。

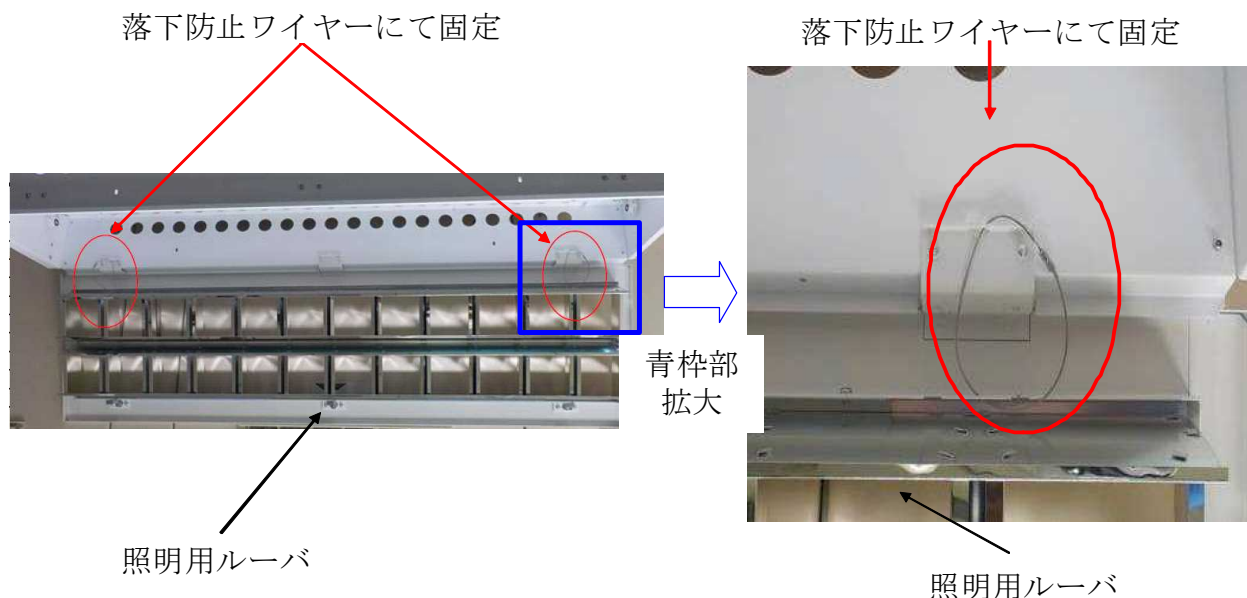
##### (a) 温湿度

中央制御室の換気空調設備により，運転操作に適した室温（21～26℃），湿度（10～60%RH）に調整可能な設計とする。

##### (b) 照度

中央制御室の照明設備については，運転監視業務に加え，机上業務も考慮してベンチ盤操作部エリアは通常 1,000 ルクスを確保可能な設計とする。

なお，不快なグレア（ディスプレイに照明が映り込むことによる見えづらさ）の軽減及び視認性を高めるため天井にルーバを設置しており，ルーバは地震等で落下を防止するため，内部で落下防止ワイヤーにて固定する。



第 2.3-1 図 中央制御室照明ルーバの落下防止対策

##### (c) 騒音

運転員間のコミュニケーションが適切に行えるような騒音レベルを維持できる設計（PNC 値で 50 以下の設計<sup>※1</sup>）とする。

※1 室内の定常的騒音に対する推奨許容値として，発電所の制御室は PNC 値 50～60（出典：空気調和・衛生工学便覧）。

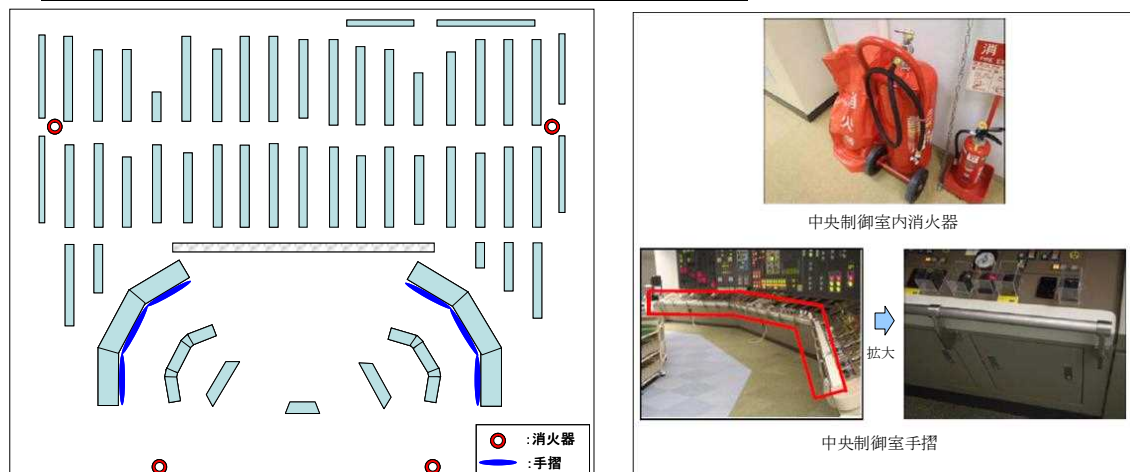
- b. 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮  
中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(a) 火災による中央制御室内設備の機能喪失

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下に火災感知器及び固定式ガス消火設備を設置することにより、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(b) 地震

中央制御室及び制御盤は、耐震Sクラスのコントロール建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

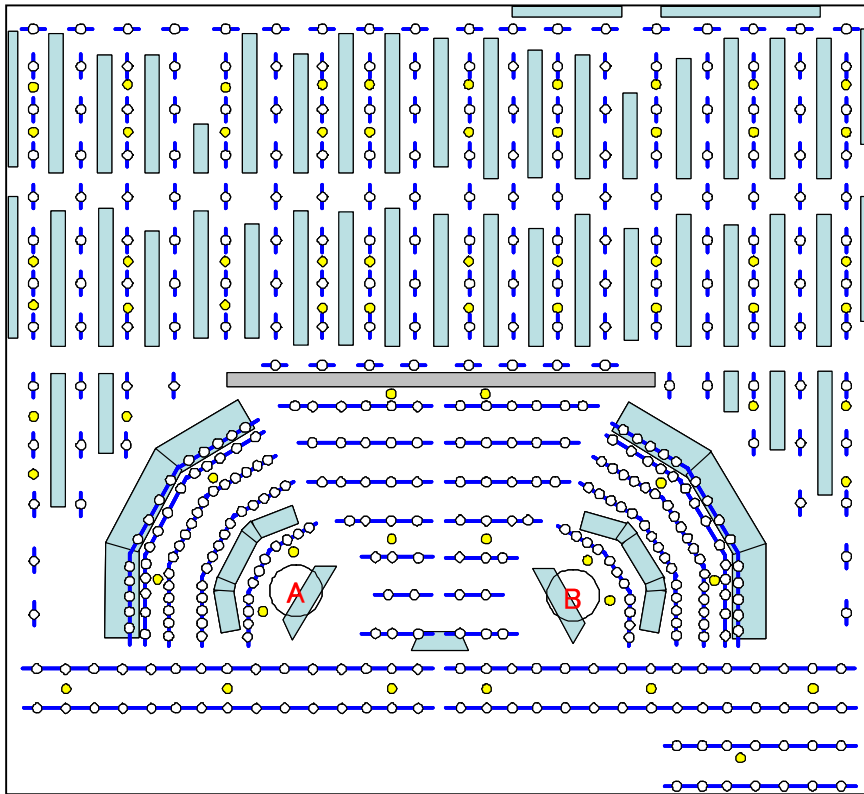


(c) 外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が起動することにより、操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができる設計とする。

中央制御室の照明設備については、非常用照明とし、外部電源が喪失しても照明（ベンチ盤操作部エリア：1,000ルクス）を確保する設計とする。

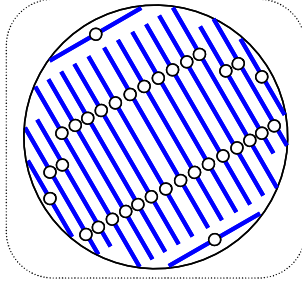
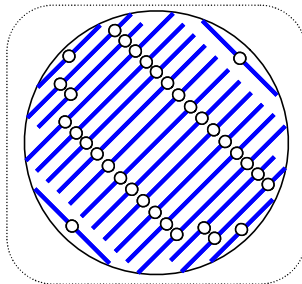
また、直流非常灯の他、中央制御室には可搬型照明を配備し、直流非常灯と可搬型照明により、操作が必要な盤面や計器等を照らすことで運転操作を可能な設計とする（なお、シミュレータ訓練において、直流非常灯のみの状態で運転操作が可能なことを確認している）。



○ : 非常用照明(蛍光灯)  
● : 直流非常灯

拡大図A(7号炉)

拡大図B(6号炉)



【照明設備仕様】

● 非常用照明

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)

● 直流非常灯 : 床面1ルクス以上 (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 2.3-3 図 中央制御室の照明配置概要図



中央制御室照明



直流非常灯のみのイメージ  
(シミュレータ訓練において)

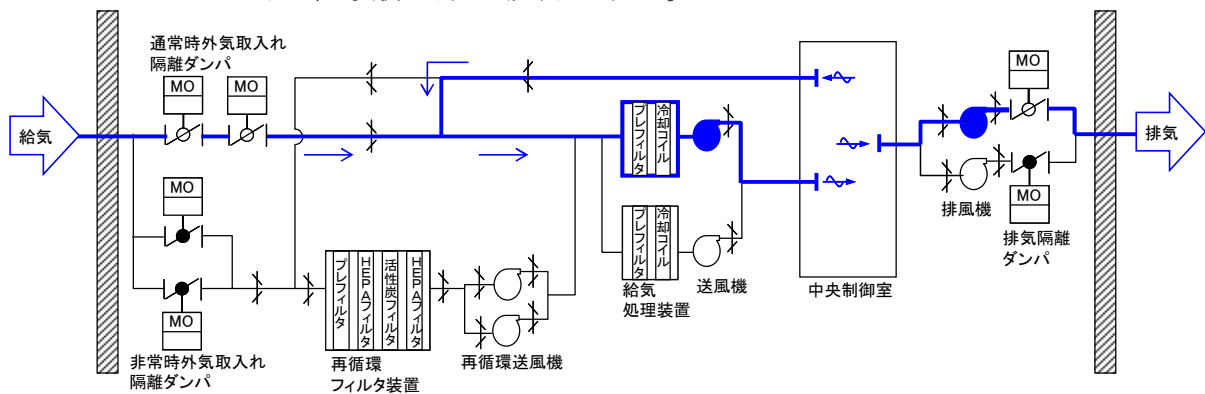
第 2.3-4 図 中央制御室照明



(d) ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響

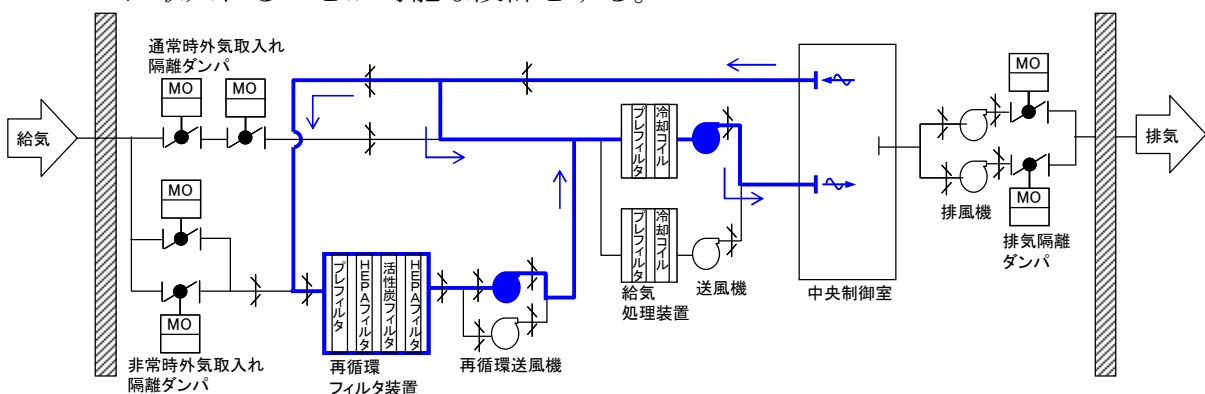
外部火災により発生するばい煙や有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、中央制御室換気空調系の外気取入ダンパを閉止し、再循環運転を行うことで外気を遮断することから、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

- 中央制御室換気空調系について、通常時は、通常時外気取入れ隔離ダンパ、給気処理装置、送風機及び排風機により中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は、給気処理装置を介して送風機により中央制御室に供給し、排風機により建屋外に直接排気する設計とする。



第 2.3-5 図 通常時の空調設備

- 事故時は、通常時外気取入れ隔離ダンパ及び排気隔離ダンパを閉操作することで、外気から隔離し、中央制御室内空気を給気処理装置に通して再循環する設計とする。この時、再循環空気の一部を再循環フィルタ装置により浄化することで、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外気取入れ時には、非常時外気取入れ隔離ダンパを開操作することで、外気を浄化して中央制御室内に取入れることが可能な設計とする。



第 2.3-6 図 事故時の空調設備

- 外部火災によるばい煙や有毒ガス、降下火砕物に対しては、手動で通常時外気取入れ隔離ダンパ、非常時外気取入れ隔離ダンパ及び排気隔離ダンパを閉操作し、再循環運転へ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

#### 中央制御室換気空調系仕様

送風機	台数：2台	容量：100,000m <sup>3</sup> /h/台
排風機	台数：2台	容量：5,000m <sup>3</sup> /h/台
給気処理装置	台数：2台	
再循環送風機	台数：2台	容量：8,000m <sup>3</sup> /h/台
再循環フィルタ装置	台数：1台	(HEPA フィルタ, 活性炭フィルタ)
		HEPA フィルタ：粒子状物質除去効率 99%以上
		活性炭フィルタ：よう素除去効率 91%以上

#### (e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室には、溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うことで、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

#### (f) 低温による中央制御室内環境への影響

中央制御室の換気空調設備により環境温度が維持されることで、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

### (2) 中央制御室以外における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

#### a. 設計基準事象において求められる現場操作

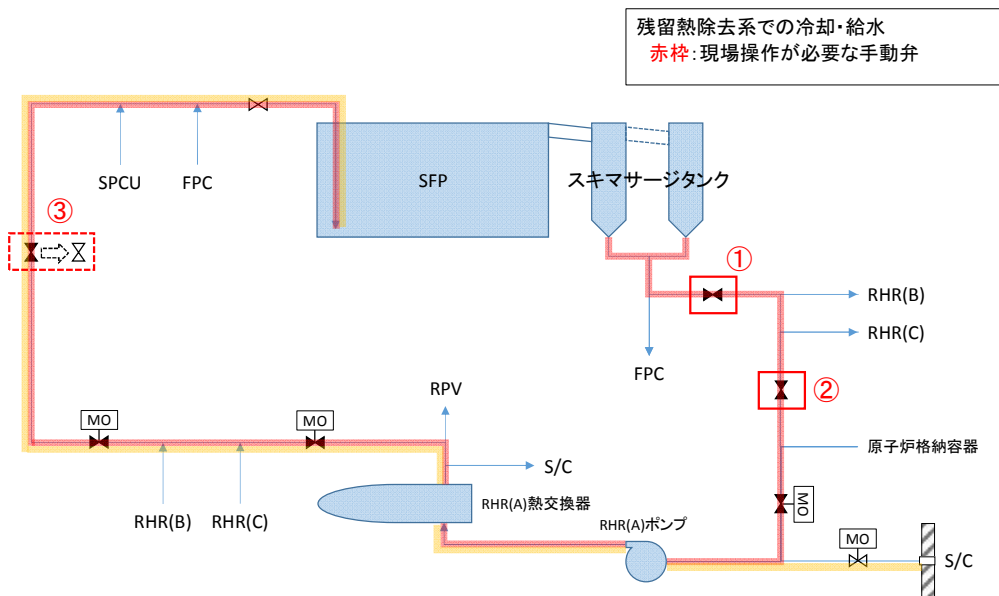
##### (a) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用における現場操作

残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを使用する際には、下記の現場操作が必要となる。

- ・火災によって非常用電源機能が喪失した場合、当該非常用電源機能と異なる区分の停止時冷却外側隔離弁が遠隔操作できない状況が発生するため、現場（原子炉建屋1階）で手動開操作を実施する。
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの通常操作手順において、インサービスする系統の残留熱除去系最小流量バイパス弁を中央制御室にて全閉にし、非常用電気品室（原子炉建屋地下1階）にて電源を切り、中央制御室にて残留熱除去系ポンプを起動する（別紙1 添付資料1 第1表（12）及び第2表（1）原子炉停止・冷却時の操作内容参照）。

##### (b) 溢水防護対策による現場操作

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開操作が必要となる。



第 2.3-7 図 残留熱除去系による使用済燃料プール冷却時の系統

第 2.3-1 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 [原子炉建屋2階]	E11-F016A [原子炉建屋中地下1階]	- (常時開)
		E11-F016B [原子炉建屋中地下1階]	
		E11-F016C [原子炉建屋中地下1階]	
7号炉	G41-F030 [原子炉建屋2階]	E11-F016A [原子炉建屋1階]	- (常時開) ※1
		E11-F016B [原子炉建屋1階]	
		E11-F016C [原子炉建屋1階]	

※1 常時開運用に変更

また、上記以外において、想定破損発生時の現場での隔離操作も必要となる。

(c) 全交流動力電源喪失時の現場操作

全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合は、以下の現場操作を実施する。

- ①非常用ディーゼル発電機の起動失敗確認。
- ②交流電源喪失時の計測制御用電源盤室（コントロール建屋地下1階）における負荷抑制操作。

なお、重大事故等時の対応として、以下の現場操作を必要とする。

- ・他号炉の非常用ディーゼル発電機からの受電準備の為、非常用電気品室と常用電気品室での遮断器インターロック除外操作、非常用電気品室と計測制御用電源盤室における負荷抑制操作。

- ・常設代替交流電源設備からの受電準備の為、非常用電気品室と計測制御用電源盤室における負荷抑制操作と常設代替交流電源設備からの受電操作。

(d) 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉の安全停止操作

中央制御室外原子炉停止室  の制御盤の操作器にて、スクラム状態の原子炉を低温状態に移行させる操作を実施する。



b. 中央制御室以外の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

(a) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用における現場操作

- ①火災によって非常用電源機能が喪失した場合、原子炉停止時冷却モードは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の収束後の冷温停止に使用するため、機能要求まで時間的猶予がある。よって消火活動後にアクセスに必要な環境を確保する。
- ②原子炉停止時冷却モードが必要な状況下において、弁手動操作場所の線量率は1mSv/hを下回り、弁操作時の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても十分小さく、操作可能である。また、原子炉停止時冷却モードは、①に記載の通り機能要求まで時間的猶予があることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に起因する原子炉建屋への水蒸気漏えいや熱影響があったとしても、非常用ガス処理系の効果等によりそれらの影響が緩和し、人がアクセス可能な環境とすることにより、弁操作に必要な環境を確保する。

弁の手動開操作時は、操作用ハンドル機構及び弁開度表示を当該弁に設置することにより、操作性及び操作が実施されたことの現場確認が容易に実施可能な設計とする。また、当該弁の電源切操作についても、当該モータ・コントロール・センタで電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(b) 溢水防護対策による現場操作

溢水事象発生後の環境条件（水位、温度、線量、化学薬品、照明、感電、漂流物）の観点から評価し、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室近傍、及び管理区域内に配備し、現場弁の操作が容易に実施可能とする。

(c) 全交流動力電源喪失時の現場操作

全交流動力電源喪失時から重大事故等時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までの間においても操作できるように、非常用系の蓄電池から受電する直流非常灯もしくは蓄電池内蔵型照明を設置しており、さらに現場作業を行う運転員はヘッドライトと懐中電灯を持って移動しており、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

全交流動力電源喪失時に負荷抑制操作を実施する際は、当該配線用遮断器で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(d) 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉の安全停止操作

中央制御室が火災等の何らかの要因で被害を受けた場合、中央制御室外原子炉停止操作室は中央制御室とは位置的に分散され、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

中央制御室外原子炉停止操作室の制御盤は、原子炉を冷温停止させるために必要な系統のポンプや弁の操作器、監視計器等から構成されており、使用する手順書を確認しながら操作を行うことで、誤操作を防止する。系統毎に関連する監視計器、状態表示を極力近接配置することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。

## 2.4 誤操作防止対策

### 2.4.1 中央制御室の誤操作防止対策

発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示の確認並びに原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室から操作が可能な設計とする。

また、中央制御室の制御盤は、表示装置（CRT<sup>\*1</sup>及びフラットディスプレイ（以下、FD<sup>\*2</sup>））及び操作器を系統毎にグループ化して主盤及び大型表示盤に集約し、操作方法に統一性を持たせ、大型表示盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

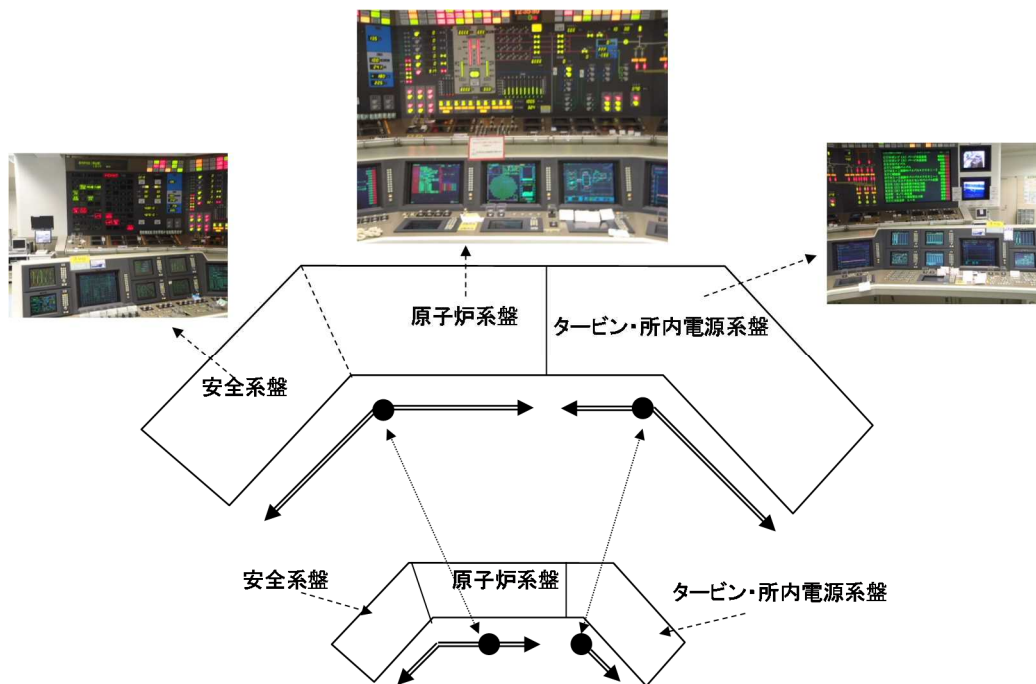
\* 1 CRT (Cathode Ray Tube) : プラントの監視（常用系の一部はソフトスイッチにより操作可）

\* 2 FD (Flat Display) : プラントの監視及びソフトスイッチによる操作

#### (1) 視認性

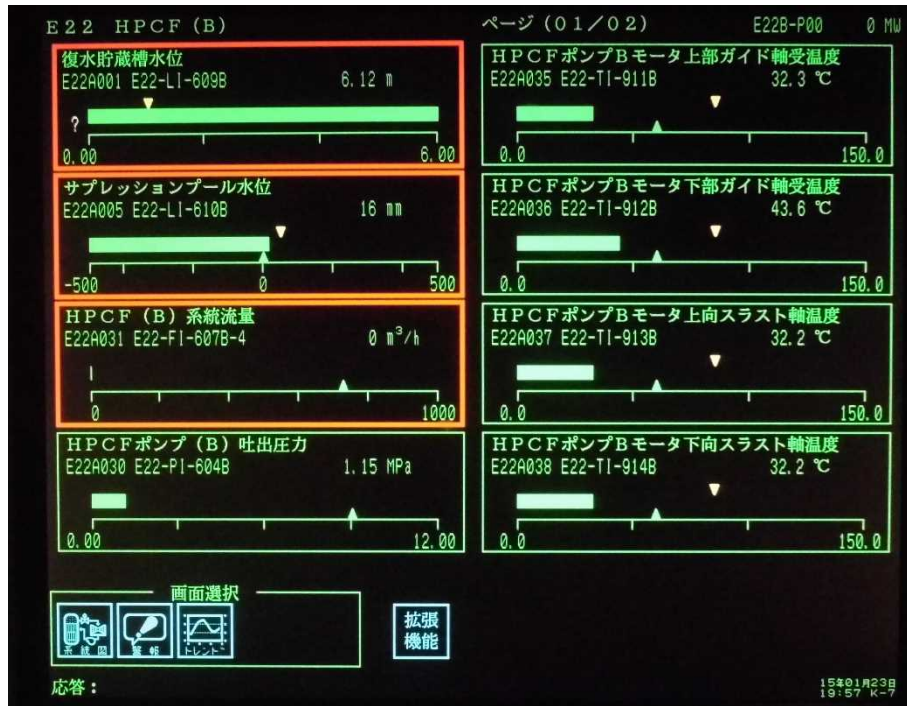
##### a. 表示装置の盤面配置

表示装置は、主盤に設置した CRT 及び FD に集約する。また、プラント全体の重要な情報は大型表示盤に表示し、運転員相互の情報共有及びプラント設備全体の情報把握が可能な設計とする。主盤及び大型表示盤は、左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの表示装置を集約して配列する。大型表示盤は、複数の運転員による監視ができるよう、安全上重要なパラメータ、警報を表示できる設計とする。

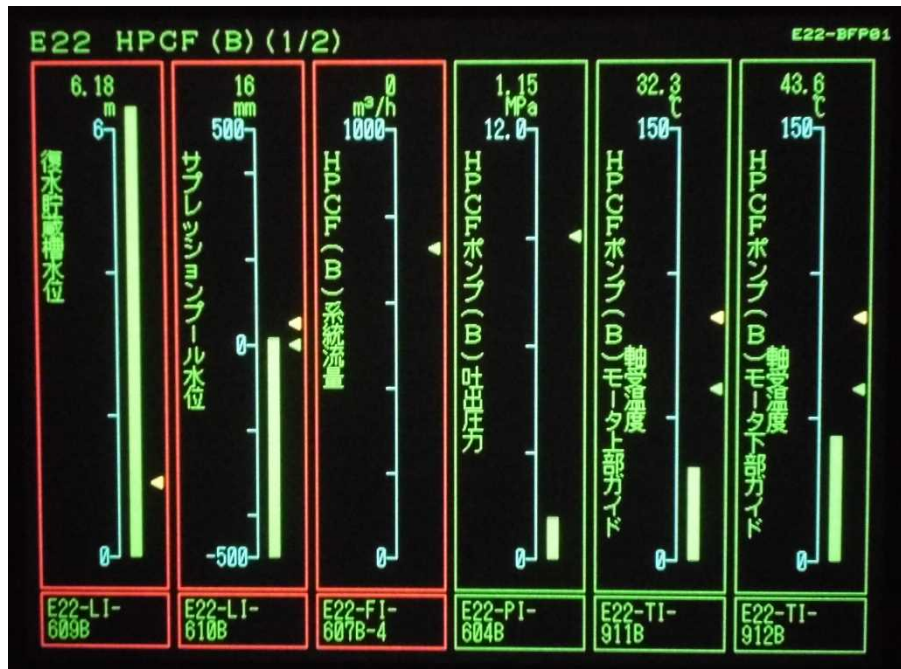


第 2.4.1-1 図 制御盤の配置

CRT 及び FD のパラメータ表示画面の重要なパラメータについては、枠線を赤色にすることで容易に識別可能な設計とする。



第 2.4.1-2 図 パラメータ表示画面 (CRT)



第 2.4.1-3 図 パラメータ表示画面 (FD)

また、警報発生時は、警報音を発生させ、大型表示盤にてプラントレベルの異常の有無（重要警報）、系統レベルの異常の有無（系統別一括警報）を状態に応じて色替えて点滅表示する。詳細な個別警報については、CRT 及びFD で確認できると共に、大型表示盤内の大型スクリーン部に文字情報で表示することにより、運転員全員に警報情報を共有できる設計とする。

プラント及び系統の状態に応じて警報を集約させて表示することで警報表示窓数を抑制し、運転員が瞬時にプラント及び系統の状態を把握可能な設計とする。

#### ■プラントレベル

警報の種別に応じて3色（赤／橙／緑）による識別を行う。

- ①2 out of 4 論理の安全系における2チャンネル以上動作した場合：赤
- ②2 out of 4 論理の安全系における1チャンネル動作した場合：橙
- ③バイパス条件が成立した場合：緑



第 2.4.1-4 図 重要警報（プラントレベル）

#### ■系統レベル

警報の種別に応じて3色（赤／橙／緑）による識別を行う。

- ①重故障（機能喪失又は機能低下を伴う異常）：赤
- ②軽故障（二重化システムの片系故障等、重故障に至らない異常）：橙
- ③状態表示（手動バイパス等、通常と異なる状態に関する表示）：緑

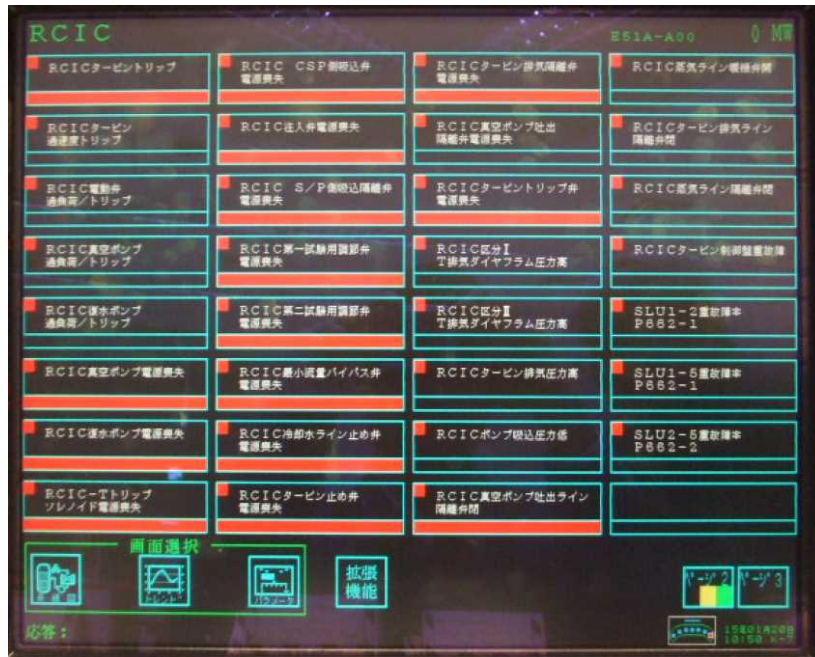


第 2.4.1-5 図 系統別一括警報（系統レベル）



■個別警報

個別警報は、各系統の機器レベルの異常を把握できるように、異常の内容を CRT 又は FD の画面に表示する。



第 2.4.1-6 図 個別警報 (CRT 画面の例)

■大型スクリーン部

通常運転時に警報が発生又は発生から復帰した場合、個別メッセージ警報画面をヒット表示することで、運転員同士が警報の発生状況を共有可能な設計とする。



第 2.4.1-7 図 大型スクリーン部

b. 操作器の盤面配置

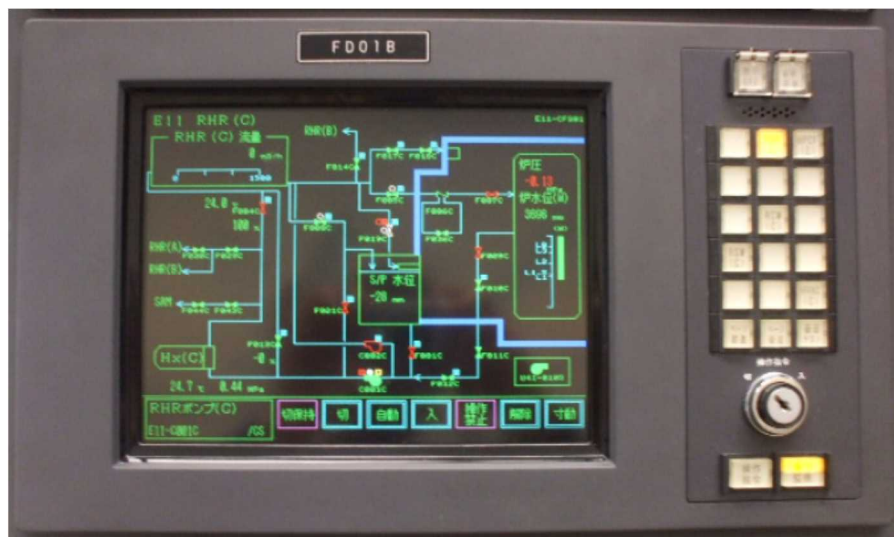
中央制御室の操作器は、緊急性の高い操作、頻度の高い操作等は、ハードスイッチとし、その他の操作はソフトスイッチを適用し、運転員が容易に操作可能なよう操作器を分担して配置している。

主盤及び大型表示盤は、表示装置と同様に左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、系統毎に関連するハードスイッチ、CRT、FD等の盤面器具は極力近接配置する。



\*実際には保護カバーがしてある。

第 2.4.1-8 図 ハードスイッチ (例)



第 2.4.1-9 図 ソフトスイッチの表示 (例)

また、盤面に設置されている多重化された機器の操作器及び表示装置は、向かって左から右、又は上から下の方向に従い、統一した配置とする。



(A) (B) (C)

第 2.4.1-10 図 盤面操作器の配列 (例)

## (2) 操作性

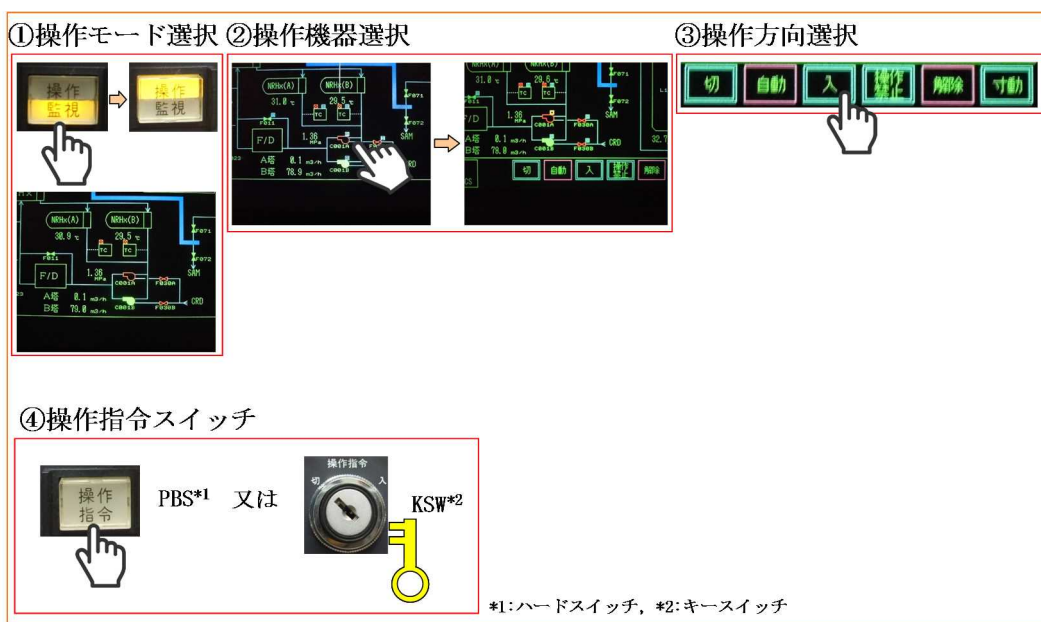
運転員の判断負担の軽減化あるいは誤操作防止対策として、形状、操作方法等の視覚的要素での識別を可能とするための盤面器具のコード化、並びに、CRT及びFDの操作に統一性を持たせた設計とする。中央制御室の制御盤は、運転員2名でプラント全体の情報を監視し機器を操作する設計とする。

### a. CRT及びFD

ソフトスイッチを使用した基本的なFDの操作は、画面横に設置されたハードスイッチで操作モードを選択し、画面上で操作機器とその操作方向を選択し、その上で操作指令を画面横に設置されたハードスイッチ又はキースイッチにより実行される。ソフトスイッチの操作については、以下の項目を考慮した設計としている。

- ・操作選択が可能な機器については、機器シンボルの右上に枠（□マーク）を表示する。
- ・操作機器の選択及び操作方向を受け付けたことを識別するため、選択した操作機器及び入力した操作方向を示す枠について、色あるいは太さを変更して表示する。
- ・タッチ領域には、大きさ及び間隔を確保する。
- ・運転員にタッチしている場所を画面上にマーキング表示することで認識させ、指をタッチ対象に移動し、タッチオフで受け付ける方式とする（タッチ操作の命中率を向上させる設計とする）。
- ・機器シンボルの選択により画面下方に表示される操作器の操作方向の選択画面数は混乱を避けるため1つとしている。

なお、FD画面の操作は、操作者及び手順書を用いた操作確認者の二人操作を行うことで誤操作を防止する。ポンプ等の起動操作前には、系統構成をFD画面上で確認し、起動操作を実施する。また、ポンプ等の起動後には当該機器の状態表示と関連パラメータ（流量・圧力等）を確認し、操作が実行されたことを確認する。



第 2.4.1-11 図 FD の操作例

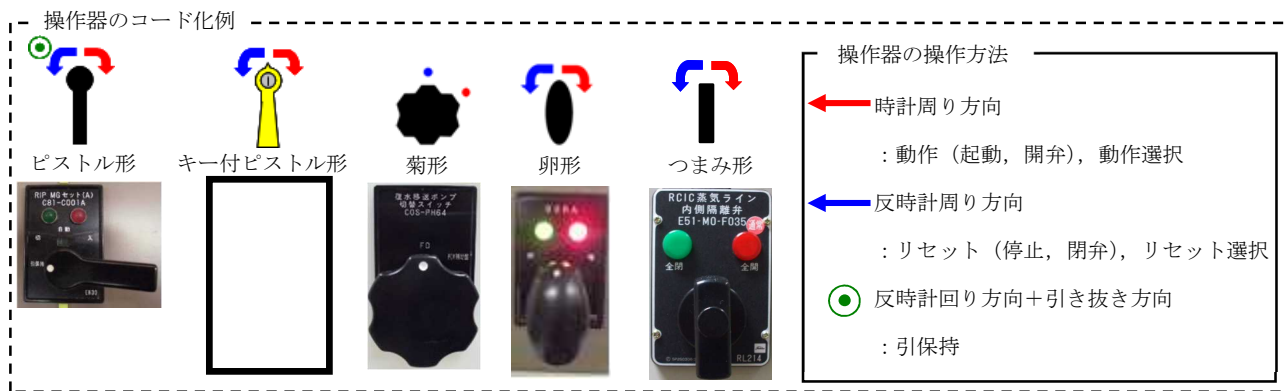
b. ハードスイッチ

- ①操作器の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させている。  
(例：操作器は右が「入（開）」，左が「切（閉）」)
- ②操作器は、不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう、操作器の適切な配置（操作時に対象外の操作器に触れることがないように配置）、保護カバーの設置、キー付スイッチの設置、押釦スイッチを設置する。



第 2.4.1-12 図 操作器の例

- ③ 操作器は形状のコード化方法や操作方法に統一性を持たせている。(その用途・目的に応じて色，形状を統一させることにより，誤判断防止を図る。)
- ハンドル形状：ピストル形（ポンプ，調整弁等），キー付ピストル形（原子炉モードスイッチ），菊形（電圧切換，作動除外等），卵形（電圧調整等），つまみ形（弁）



第 2.4.1-13 図 操作器の識別例

：防護上の観点から公開できません

## 2.4.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

中央制御室以外の場所における運転員等の誤操作を防止するため、原子炉施設の安全上重要な機能を損なうおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・プラント外部の環境に影響を与えるおそれのある手動弁の施錠管理、現場盤及び計装ラックの識別管理、配管の色分けによる識別管理を行う設計とする。

また、この対策により現場操作の容易性も確保する。

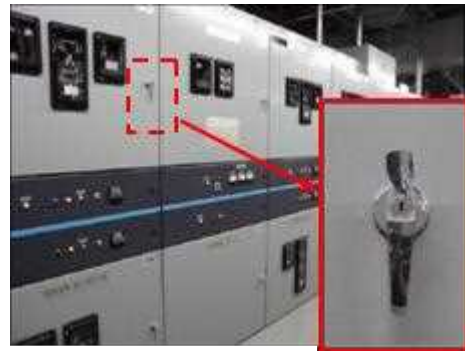
### (1) 施錠管理

誤操作により、原子炉停止による出力降下、原子炉注水等の安全機能の喪失、放射性物質の系外放出に至る可能性がある手動弁等について施錠管理を行う。また、弁以外にも誤操作防止等の観点から電源盤、一部の制御盤等についても施錠管理を行う。

上記設備は、施錠を解除しないと操作できないようにすることで、誤操作防止を図る。



手動弁の施錠



電源盤の施錠



制御盤の施錠



計装ラックの施錠

第 2.4.2-1 図 施錠管理 (例)

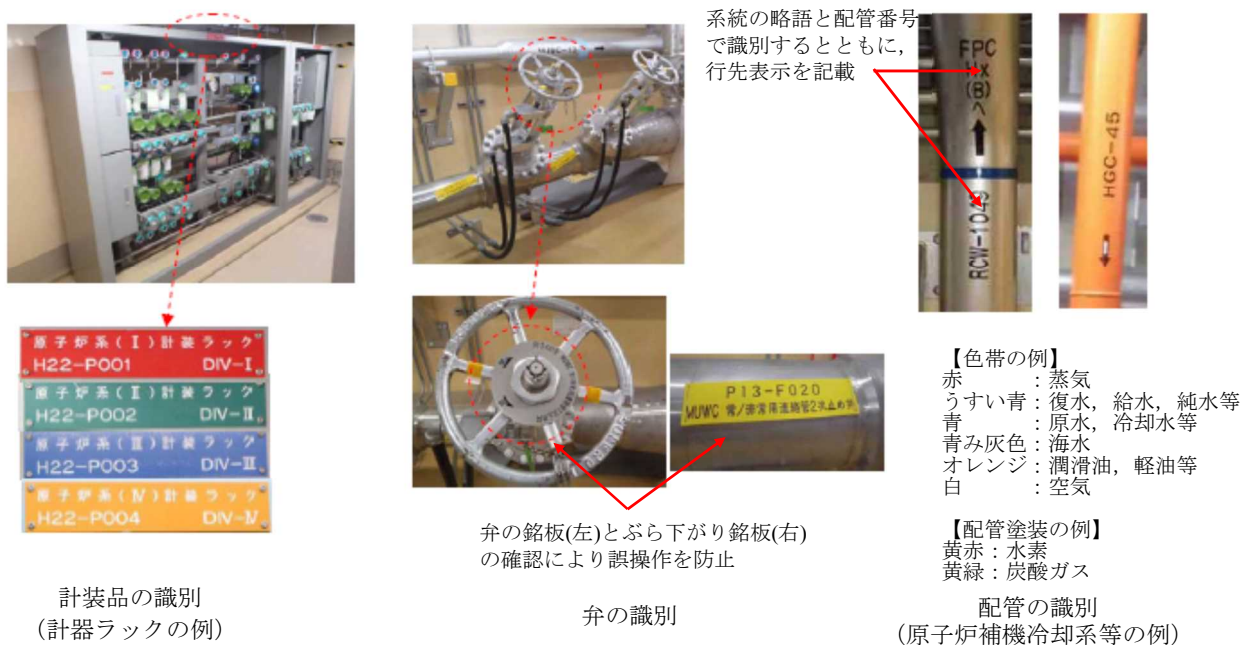
(2) 識別管理

6号及び7号炉は、現場への入域の通路を一部共用している。このため、入域時における号炉の取り違いによる誤操作を防止するため、各号炉へアクセスする分岐箇所には号炉番号や色づけにより識別管理を実施する。



第 2.4.2-2 図 現場（管理区域入口）の号炉識別（例）

また、誤操作により、原子炉施設の安全上重要な機能を損なう、もしくはプラント外部の環境に影響を与えるおそれがある設備も含め、弁・制御盤・計装品等については、機器名称・機器番号が記載された銘板取り付けや色分けにより識別を実施する。現場操作時はこれら銘板と使用する手順書・操作タグに記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

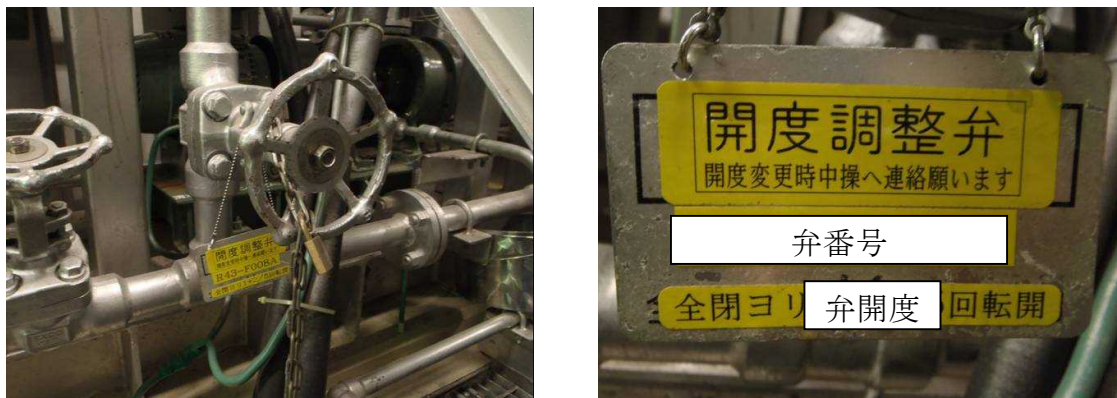


第 2.4.2-3 図 現場機器識別（例）

### (3) 操作補助掲示

開度調整時の補助（目安）として、試運転時の実績等を使用手順書、操作タグ、現場表示銘板へ記載することにより、弁操作時における開度調整の視認性を向上させる。

なお、開度調整が必要な弁（流量、圧力、温度調整弁）については、開度調整後に当該操作場所付近でパラメータ（流量、圧力、温度）確認を行い、その弁が適切な開度に調整されていることを確認する。



第 2.4.2-4 図 弁開度表示（例）

また、過去の不適合事例のノウハウを現場に標示し、注意喚起することで機器破損（誤操作）を防止する。

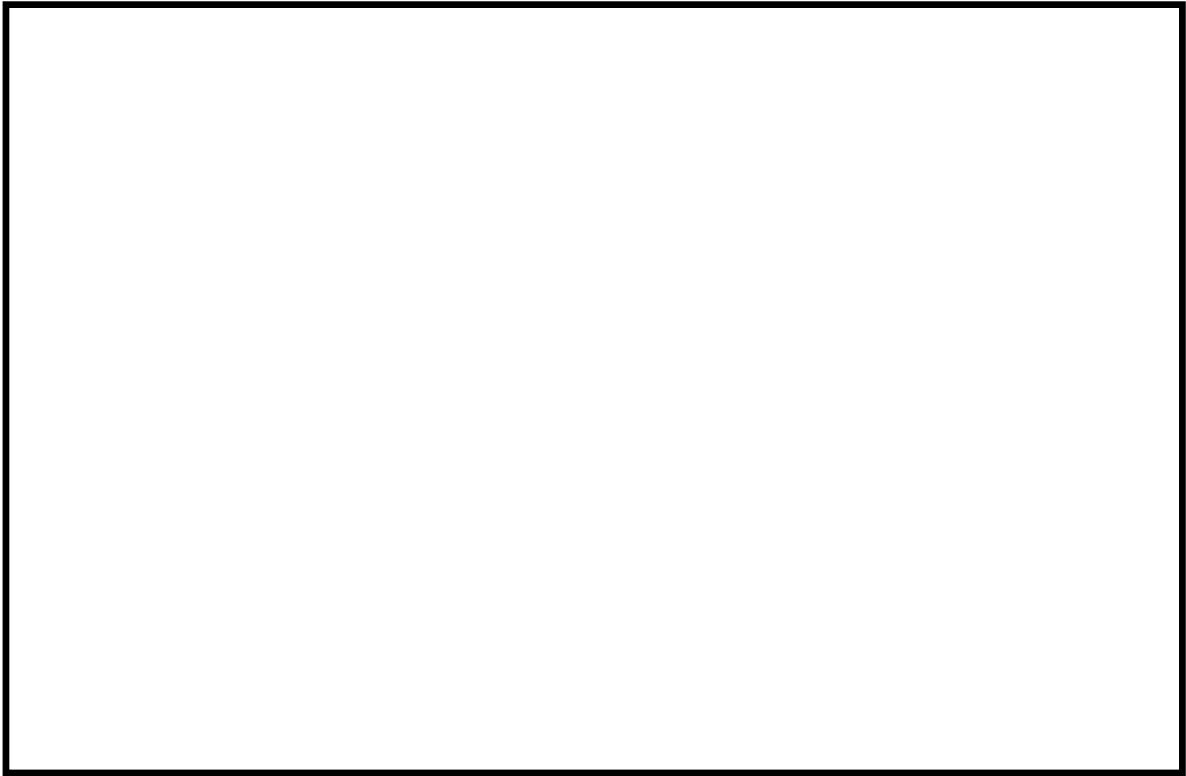


第 2.4.2-5 図 過去のノウハウ現場注意喚起（例）

### (4) 可搬照明・工具の配備

非常時に運転操作上必要な場所及びそこに至る通路・階段等には非常用電源から給電する恒設照明を設置すると共に、懐中電灯等の可搬照明を中央制御室に配備する。

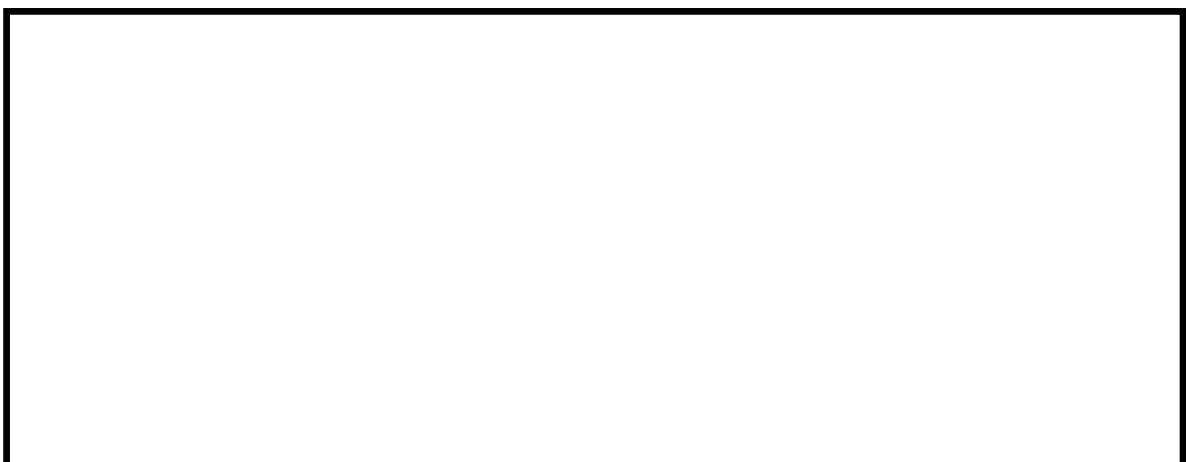
また、現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室運転員工具置場（非管理区域用）、現場工具置場（管理区域用）及び定検チーム工具置場（管理・非管理区域用）に配備するとともに、操作架台を配備し、現場弁の操作が行えるようにする。




第 2.4.2-6 図 中央制御室内工具類配置図



第 2.4.2-7 図 サービス建屋 2 階工具類配置図



第 2.4.2-8 図 サービス建屋 1 階工具類配置図

 : 防護上の観点から公開できません





懐中電灯



ヘッドライト (ヘッドライト付き)

第 2.4.2-9 図 可搬型照明 (例)



弁操作工具



操作架台

第 2.4.2-10 図 現場操作工具 (例)

(5) 現場機器付番への配慮

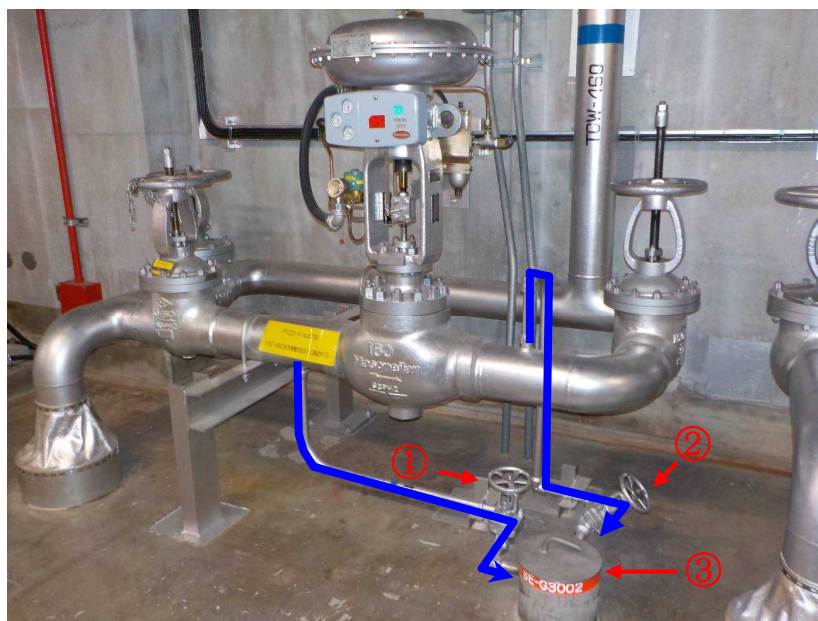
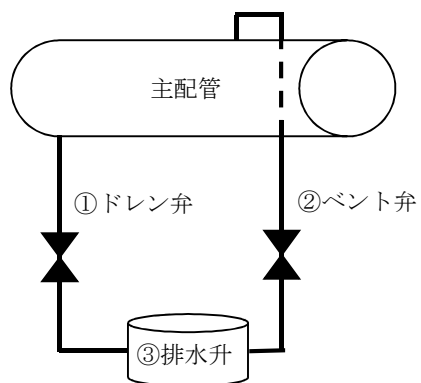
現場機器に付番をする際には、系統内の流体の流れや機器の配置等を考慮して規則性を持たせた付番を行うことで、操作対象機器の把握等を容易にしている。

例：原子炉圧力容器を起点として上流から下流に向かって付番

同一機器が並列に配置される場合は北から南、もしくは西から東に向かって付番

(6) 機器配置への配慮

系統の水張りや水抜きに使用する空気抜き（ベント）弁，水抜き（ドレン）弁は，排出先の排水升（ファンネル）への排出状況を見ながら操作が可能な位置に配置する。



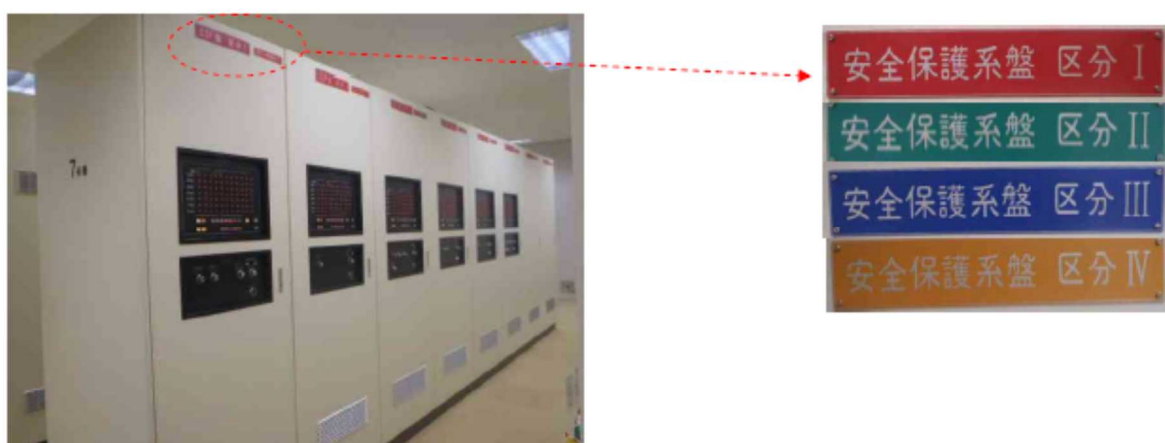
第 2.4.2-11 図 現場弁や排水升の配置 (例)

## 2.4.3 その他の誤操作防止

### (1) 制御盤の保守点検

保守点検する場合は、以下の考慮を行うことにより誤操作、誤判断を防止する設計とする。

- ① 対象盤の銘板，対象操作器の機器名称・機器番号が記載された銘板により識別できるようにする。
- ② 6号及び7号炉はツインユニットであり，中央制御室の制御盤（裏盤）は号炉の取り違いによる誤操作を防止するため，制御盤の色分けにより識別できるようにする。
- ③ 保守点検時にバイパスする場合には，どの系統をバイパスしたか分かるように，系統別一括警報（系統レベル）に表示し警報を出力する（第2.4.1-5図 系統別一括警報（系統レベル）参照）。



第 2.4.3-1 図 制御盤の銘板管理（安全保護系盤の例）



第 2.4.3-2 図 制御盤（裏盤）の色別管理

## (2) タグ札による識別

機器の点検等の作業を実施する場合、安全処置内容を明記した『操作禁止タグ札』を処置した箇所に取り付け、機器の状態を識別することで当該機器の誤操作防止を図る。また、『操作禁止タグ札』は、操作内容毎の色の識別や号炉識別がされており、操作内容や号炉間違いによる誤操作防止を図っている。

上記『操作禁止タグ札』に加え、不具合機器の点検作業着手までの一時的な隔離、休止設備の状態表示等、作業以外の目的で、機器の状態を通常と異なる状態にする場合、『Cautionタグ札』を取り付けることで、当該機器の誤操作防止を図る。



第 2.4.3-3 図 操作禁止タグ札



第 2.4.3-4 図 Cautionタグ札

### a. 中央制御室における『操作禁止タグ札』の運用について

中央制御室での FD 画面操作による安全処置を実施する場合については、FD 画面で『操作禁止タグ札』に記載されている安全処置を実施後に、『操作禁止タグ札』を当該機器の専用のラックへ収納する。



第 2.4.3-5 図 中央制御室におけるタグ札運用

b. 現場における『操作禁止タグ札』の運用例について

現場操作においても中央制御室の操作同様に、『操作禁止タグ札』に記載されている安全処置を実施後に、当該機器へ直接『操作禁止タグ札』を取り付ける。



第 2.4.3-6 図 現場におけるタグ札運用

(3) 定期検査時の識別

6号及び7号炉はツインユニットであり、中央制御室や現場にプラント状態を表示することで、識別を行う。



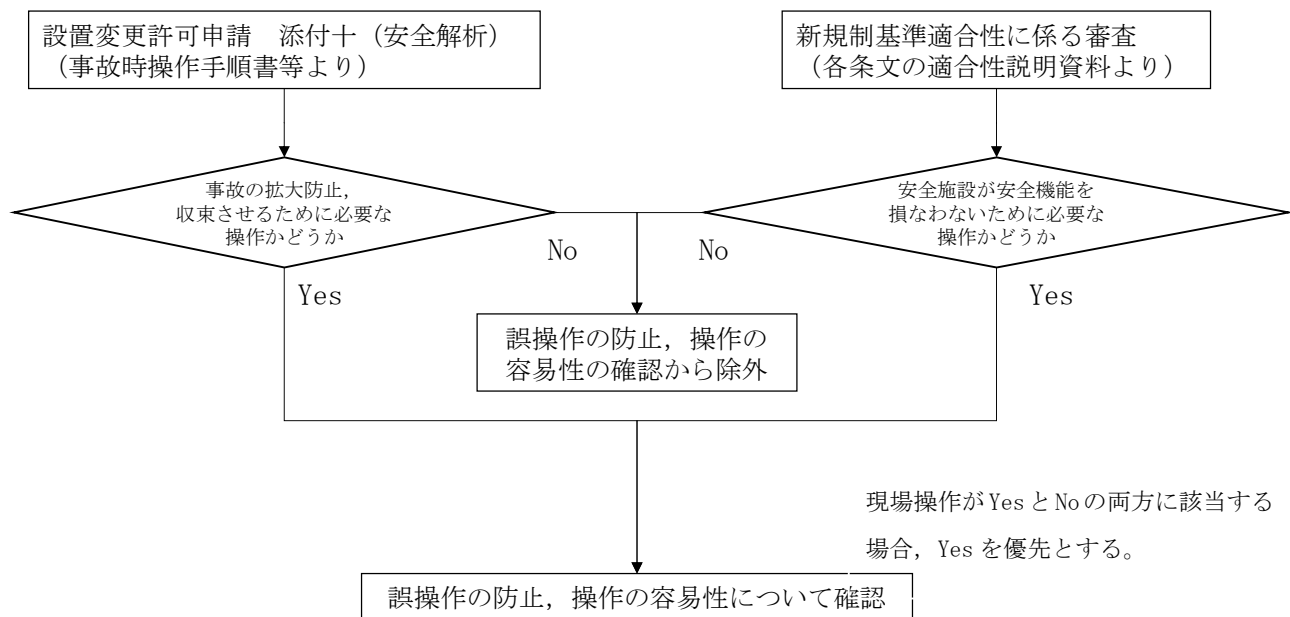
各号炉の入口付近に号炉・運転状態を表示

第 2.4.3-7 図 定期検査時の号炉・プラント状態識別 (例)

## 別紙1 現場操作の確認結果について

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に必要な操作（事故発生から冷温停止まで）について、設置変更許可申請 添付十（安全解析）及び事故時操作手順書より抽出した（添付資料1参照）。また、今までの新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても抽出した（添付資料2参照）。

抽出フローは第1図の通り。



第1図 必要な現場操作の抽出フロー

抽出された必要となる現場操作に対して、操作容易性の評価結果を添付資料3に示す。

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

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)	
		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)			R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室
		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			対象外(中操で十分対応可能)
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の位置へ戻す	■ 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	対象外(中操で十分対応可能)	
		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)	
		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1F D/G A～C室
		RCIC「起動」操作・原子炉水位調整			R/B 管理 B3F RCIC室
		主蒸気隔離弁「全閉」操作			
		SRV動作状態・PCVパラメータ確認			対象外(中操で十分対応可能)
		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)			R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室
		SRNMによる原子炉未臨界確認			対象外(中操で十分対応可能)
		RCW・RSWポンプ全台起動確認			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
		RHR 1系 S/P冷却「起動」操作			R/B 管理 B3F RHR A～C室
		CRDポンプ自動起動確認			R/B B3F 東側CRDポンプ室
		CUW,RIP ASD MGセット,AOP,HNCW「切保保持」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			対象外(中操で十分対応可能)
		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

※必要に応じて確認する現場エリアについては、事故時の操作で起動した機器の設置箇所を抽出している。機器の動作確認については、中央制御室の計器にて確認が可能であり、操作は発生しないことから対象外とした。

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「開」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「開」の場合	原子炉スクラム確認 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	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 R/B 管理 B3F RCIC室 R/B 管理 B3F RHR A~C室  対象外(中操で十分対応可能)
(9) 給水制御系の故障 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、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「開」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、給水制御器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		
		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	

※必要に応じて確認する現場エリアについては、事故時の操作で起動した機器の設置箇所を抽出している。機器の動作確認については、中央制御室の計器にて確認が可能であり、操作は発生しないことから対象外とした。



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		
		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	R/B 非管理 非常用電気品室A～C室	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		
		・中操からRHR配管ウォーミング開始 ・終了後復旧	中央制御室	R/B 管理 B3F RHR A～C室 対象外(中操で十分対応可能)
		原子炉圧力0.69MPa以下、RHR起動前確認後、停止時冷却操作		
		原子炉水温度低下、原子炉圧力0.34MPa以下でRCIC隔離確認	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)
		CUW F/D 1系列待機		
		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)

※必要に応じて確認する現場エリアについては、事故時の操作で起動した機器の設置箇所を抽出している。機器の動作確認については、中央制御室の計器にて確認が可能であり、操作は発生しないことから対象外とした。

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

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・復水ポンプ全停止確認			
		D/G A～C自動起動・M/C C～E系受電確認			
		ECCS自動起動確認 ・HPCF ・RHR(LPFLモード) ・RCIC ・RCW全停止 ・RSW全停止			R/B非管理 1F D/G A～C室
		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スプレー、S/Pスプレーを実施 ・RIP停止中確認、RIP-ASDしゃ断器「切」、 D/W HVH全停止確認			
		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スプレー、S/Pスプレーを実施 ・RIP停止中確認、RIP-ASDしゃ断器「切」、 D/W HVH全停止確認					
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 3F 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			

※必要に応じて確認する現場エリアについては、事故時の操作で起動した機器の設置箇所を抽出している。機器の動作確認については、中央制御室の計器にて確認が可能であり、操作は発生しないことから対象外とした。

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分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 (OG系警報、建屋・設備の放射線モニタ等)	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)
		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				
・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)	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)
		SGTS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
		建屋内作業員・運転員退避指示		対象外(中操で十分対応可能)
		原子炉手動スクラム		
		主蒸気隔離弁「全閉」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				
・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)	中央制御室	対象外(中操で十分対応可能)
		原子炉建屋内作業員・運転員退避指示		R/B 管理 3F東側 SGTS排風機室
		SGTS「起動」操作		
		原子炉建屋空調設備「停止」操作 (R/B空調, D/Wパージファン)		対象外(中操で十分対応可能)
		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		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		

※必要に応じて確認する現場エリアについては、事故時の操作で起動した機器の設置箇所を抽出している。機器の動作確認については、中央制御室の計器にて確認が可能であり、操作は発生しないことから対象外とした。

第 1 表 新規制基準適合性に係る審査における必要な現場操作

No	条文	操作項目	概要
1	第八条「火災による損傷の防止」 第十二条「安全施設」	残留熱除去系 原子炉停止時冷却モードにおける現場操作	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を現場（原子炉建屋 1 階）にて手動開操作を実施する。
2	第九条「溢水による損傷の防止等」	溢水防護対策による現場操作	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の手動弁操作（6 号炉：原子炉建屋中地下 1 階及び 2 階，7 号炉：原子炉建屋 1 階及び 2 階）による切替を実施する。
3	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の現場操作	全交流動力電源喪失が継続した場合に、不要な負荷の切り離しとして、計測制御用電源盤室（コントロール建屋地下 1 階）にて電源切操作を実施する。
4	第八条「火災による損傷の防止」 第二十六条「原子炉制御室等」	中央制御室外原子炉停止装置による原子炉の安全停止操作	中央制御室内での操作が火災等の何らかの要因により困難な場合には、中央制御室外原子炉停止装置 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> にてスクラム状態の原子炉を低温状態に移行させる操作を実施する。

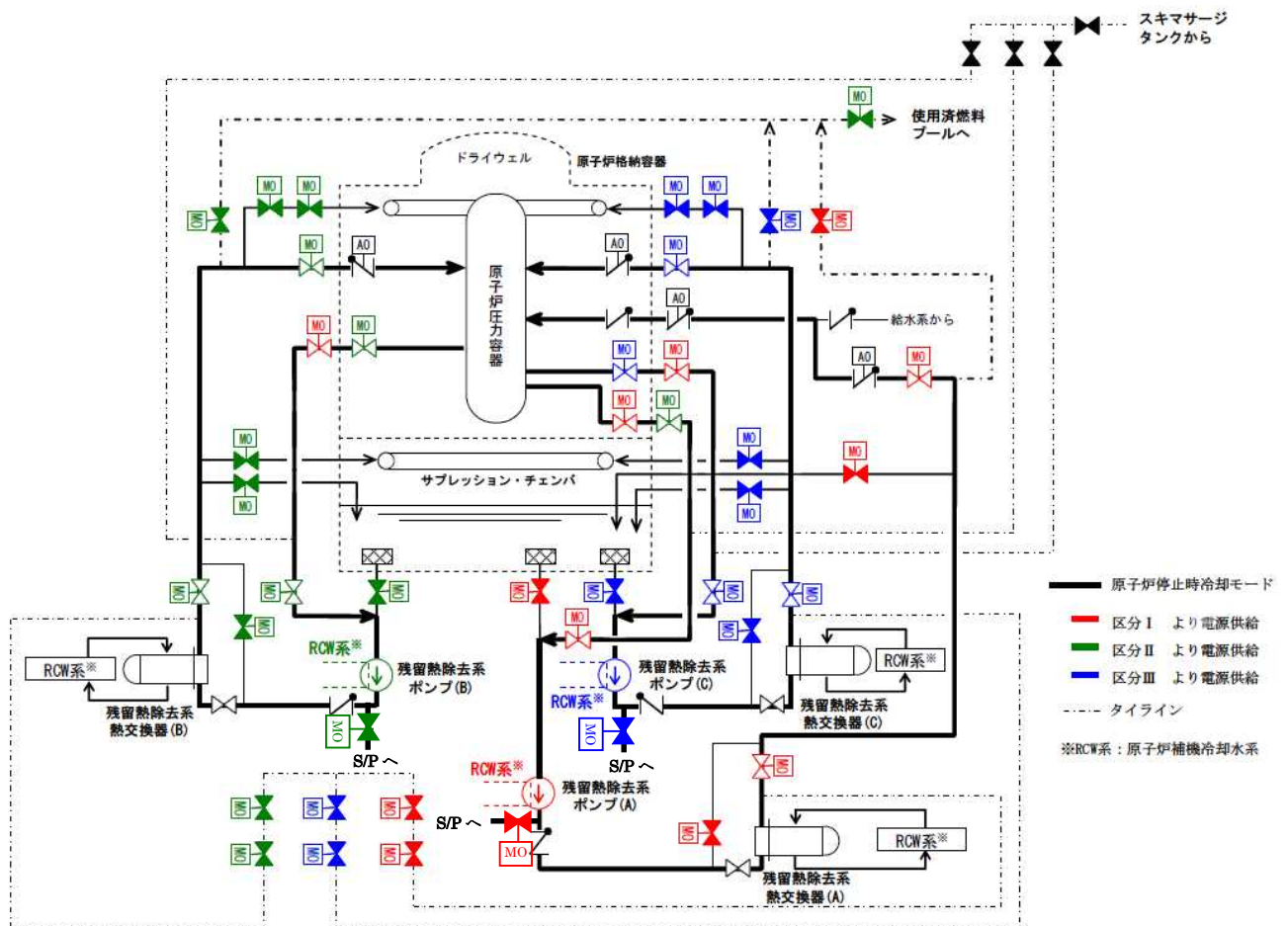
: 防護上の観点から公開できません

1. 残留熱除去系 原子炉停止時冷却モードにおける現場操作

(1) 設備概要

残留熱除去系の3系統の設備は、1系統の故障が他のすべて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に配置する設計としている。電源についてもそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統の電源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。

なお、本系統の停止時冷却外側隔離弁の電源区分については、残留熱除去系による注水機能よりも格納容器バウンダリ機能を優先することから、主系統と電源を分離している。そこで、主系統が他の系統の故障により機能喪失することを防ぐために、停止時冷却外側隔離弁については手動操作ができるように設計している。第1図に残留熱除去系の系統構成と電源区分、第1表に想定される電源喪失時の各系統の停止時冷却内側／外側隔離弁の状態を示す。



第1図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

第1表 電源喪失時における停止時冷却内側／外側隔離弁の操作可否について

電源喪失	停止時冷却内側／外側隔離弁の操作可否					
	残留熱除去系 (A)		残留熱除去系 (B)		残留熱除去系 (C)	
区分Ⅰ 電源喪失	内側	外側	内側	外側	内側	外側
	×	○	○	手動開	○	手動開
	操作不可		現場開操作が必要		現場開操作が必要	
区分Ⅱ 電源喪失	内側	外側	内側	外側	内側	外側
	○	手動開	×	○	○	○
	現場開操作が必要		操作不可		遠隔操作可	
区分Ⅲ 電源喪失	内側	外側	内側	外側	内側	外側
	○	○	○	○	×	○
	遠隔操作可		遠隔操作可		操作不可	

○：遠隔操作可能， ×：遠隔操作不可， 手動開：現場手動開操作で対応

## (2) 必要となる操作の概要

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は、下記の現場操作が必要となる。

- ・火災によって非常用電源機能が喪失した場合、当該非常用電源機能と異なる区分の停止時冷却外側隔離弁が遠隔操作できない状況が発生するため、現場（原子炉建屋1階）で手動開操作を実施する（第1表参照）。
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの通常操作手順において、インサービスする系統の残留熱除去系最小流量バイパス弁を中央制御室にて全閉にし、非常用電気品室（原子炉建屋地下1階）にて電源を切り、中央制御室にて残留熱除去系ポンプを起動する（添付資料1 第1表（12）及び第2表（1）原子炉停止・冷却時の操作内容参照）。

## (3) 操作容易性の評価結果

### a. 想定される環境条件

- ① 炎，熱，煙（起因事象：内部火災）
- ② 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故後に原子炉停止時冷却モードをインサービスする時の環境条件

### b. 操作場所の評価（アクセス性含む）

- ① 火災によって非常用電源機能が喪失した場合、原子炉停止時冷却モードは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の収束後の冷温停止に使用するため、機能要求まで時間的猶予がある。よって消火活動後にアクセスに必要な環境を確保する。
- ② 原子炉停止時冷却モードが必要な状況下において、弁手動操作場所の線量率は1mSv/hを下回り、弁操作時の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても十分小さく、操作可能である（設置許可基準規則第12条「安全施設」別添2参照）。また、原子炉停止時冷却モードは、①に記載の通り機能要求まで時間

的猶予があることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に起因する原子炉建屋への水蒸気漏えいや熱影響があったとしても、非常用ガス処理系の効果等によりそれらの影響が緩和し、人がアクセス可能な環境とすることにより、弁操作に必要な環境を確保する。

c. 操作内容の評価

弁の手動開操作時は、操作用ハンドル機構及び弁開度表示を当該弁に設置することにより、操作性及び操作が実施されたことの現場確認が容易に実施可能な設計とする。また、**当該弁**の電源切操作についても、当該モータ・コントロール・センタで電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

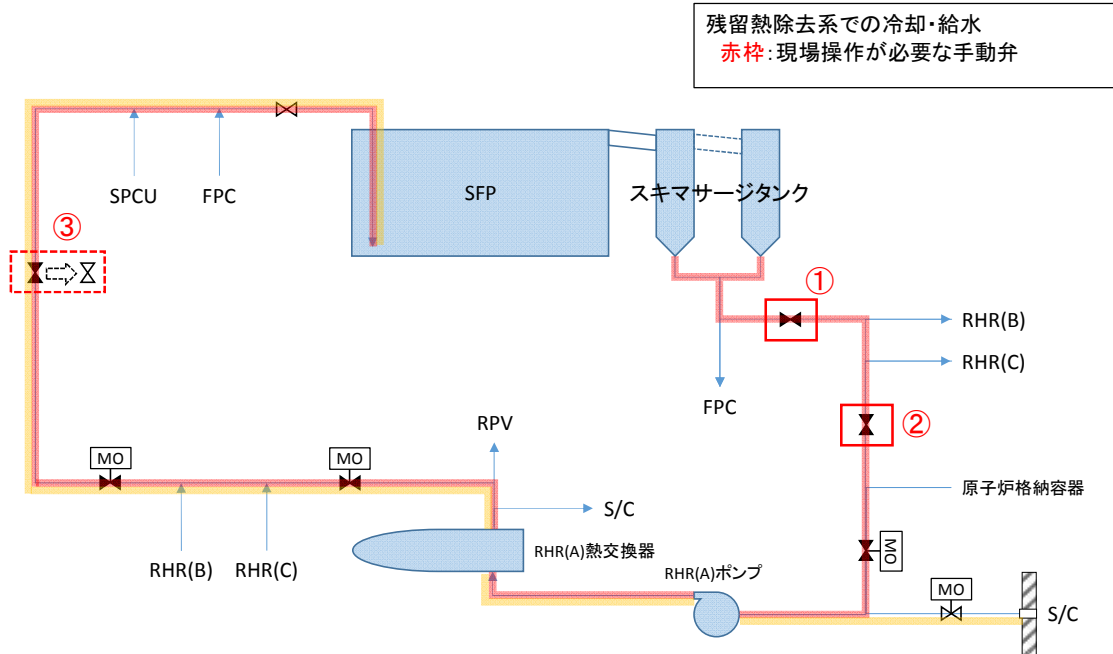
なお、弁の手動開操作及び電源切操作時には、対象設備に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板を設置することにより、使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合できるようにし、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

## 2. 溢水防護対策による現場操作

(詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)

### (1) 必要となる操作の概要

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（第2表参照）での手動弁の開操作が必要となる。



第2図 残留熱除去系による使用済燃料プール冷却時の系統

第2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 [原子炉建屋2階]	E11-F016A [原子炉建屋中地下1階]	- (常時開)
		E11-F016B [原子炉建屋中地下1階]	
		E11-F016C [原子炉建屋中地下1階]	
7号炉	G41-F030 [原子炉建屋2階]	E11-F016A [原子炉建屋1階]	- (常時開) ※1
		E11-F016B [原子炉建屋1階]	
		E11-F016C [原子炉建屋1階]	

※1 常時開運用に変更

### (2) 操作容易性の評価結果

#### a. 想定される環境条件

水位, 温度, 線量, 化学薬品, 照明, 感電, 漂流物 (起因事象: 内部溢水)

#### b. 操作場所の評価 (アクセス性含む)

溢水事象発生時後の環境条件 (水位, 温度, 線量, 化学薬品, 照明, 感電, 漂流物) の観点から評価し, アクセス性を確保し, 操作可能な設計とする。



第3表 想定される環境条件の評価結果

環境条件	評価結果
水位	アクセスルート上において、通路はハッチ等の開口から排水されるため、滞留水位としては堰高さ程度に抑えられ、アクセス性に影響はない。
温度	基準地震動発生時かつ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である原子炉冷却材浄化系から溢水した場合は、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。
線量	放射性物質を内包する溢水が発生しても排水されるが、保守的に継続した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、緊急時作業に係る線量限度 100mSv と比較して十分小さく抑えられる。
化学薬品	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だが、濃度は十分に低く、また、防護服等も配備することでさらに安全性を向上させていることから現場へのアクセス性に影響はない。
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しており、場所を問わず対応可能であることから、アクセス性に影響はない。
感電	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。また、運用面でも、溢水の発生が想定される場合は、運転員が溢水箇所に関連する電源を開放することについて規定類に定めることとしており、アクセス性に影響はない。
漂流物	屋内に設置された棚やラック等の設備は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物となることはない。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。

c. 操作内容の評価

現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室近傍、及び管理区域内に配備し、現場弁の操作が容易に実施可能とする。

なお、弁の操作時には、対象弁に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

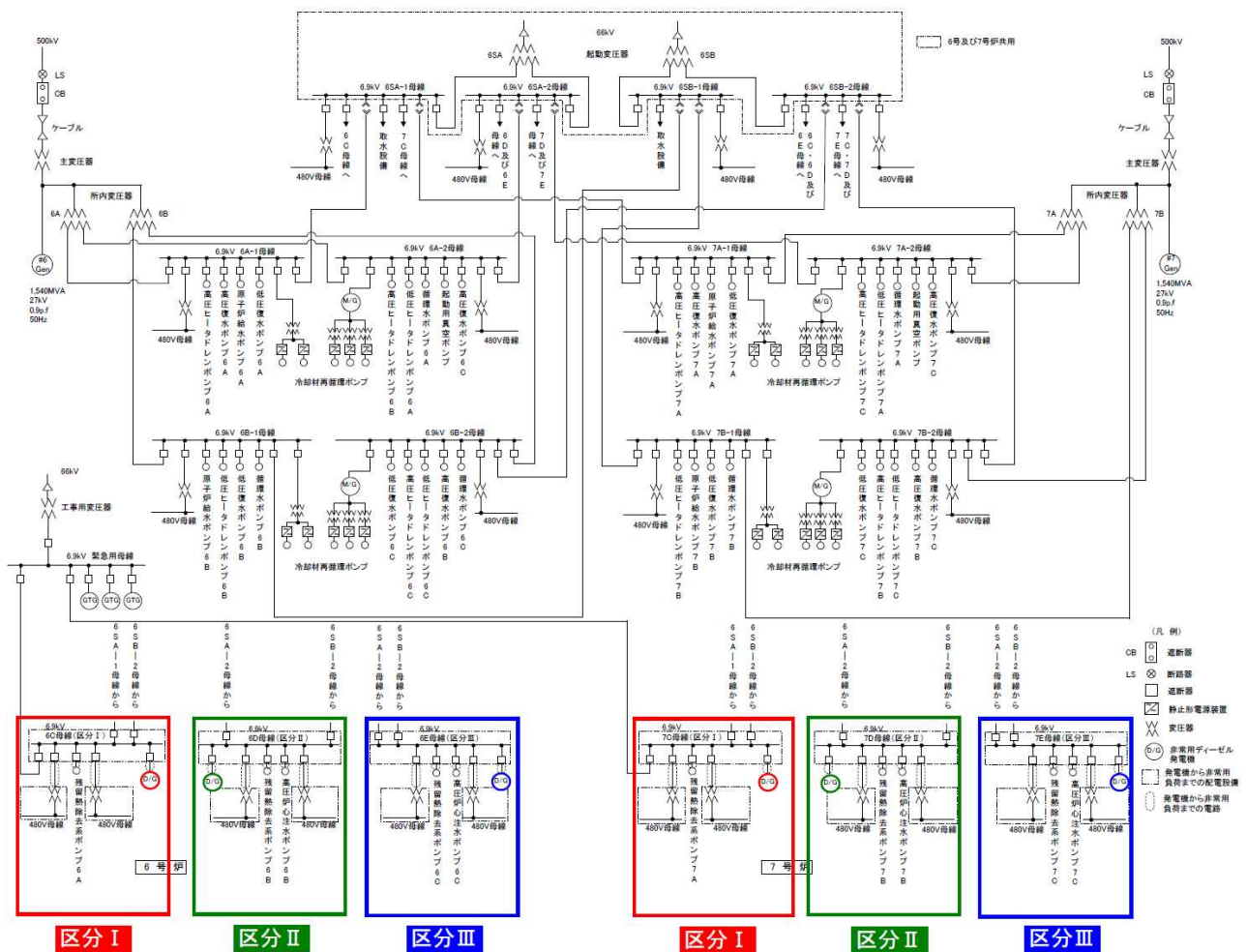
### 3. 全交流動力電源喪失時の現場操作

#### (1) 設備概要

非常用ディーゼル発電機（非常用所内電源系含む）の3系統の設備は、1系統の故障が他のすべて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する。空調系や冷却系についてもそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統の空調系や冷却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が、何らかの要因により全交流動力電源喪失が発生した場合に備えて、非常用ディーゼル発電機（非常用所内電源系含む）の現場確認と直流電源の延命のための負荷抑制を実施する手順を整備している。

なお、重大事故等時の対応として、他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電源融通や常設代替交流電源設備による交流電源供給の手順も整備している。

第3図に非常用ディーゼル発電機（非常用所内電源系含む）の系統構成を示す。



第3図 非常用ディーゼル発電機（非常用所内電源系含む）

## (2) 必要となる操作の概要

全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合は、以下の現場操作を実施する。

- ① 非常用ディーゼル発電機の起動失敗確認。
- ② 交流電源喪失時の計測制御用電源盤室（コントロール建屋地下1階）における負荷抑制操作。

なお、重大事故等時の対応として、以下の現場操作を必要とする。

- ・ 他号炉の非常用ディーゼル発電機からの受電準備の為、非常用電気品室と常用電気品室での遮断器インターロック除外操作、非常用電気品室と計測制御用電源盤室における負荷抑制操作。
- ・ 常設代替交流電源設備からの受電準備の為、非常用電気品室と計測制御用電源盤室における負荷抑制操作と常設代替交流電源設備からの受電操作。

## (3) 操作容易性の評価結果

### a. 想定される環境条件

照明喪失（起因事象：全交流動力電源喪失）

### b. 操作場所の評価（アクセス性含む）

全交流動力電源喪失時から重大事故等時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までの間においても操作できるように、非常用系の蓄電池から受電する直流非常灯もしくは蓄電池内蔵型照明を設置しており、さらに現場作業を行う運転員はヘッドライトと懐中電灯を持って移動しており、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

### c. 操作内容の評価

全交流動力電源喪失時に負荷抑制操作を実施する際は、当該配線用遮断器で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。なお、現場において負荷抑制操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

#### 4. 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉の安全停止操作

##### (1) 設備概要

中央制御室内での操作が火災等の要因により困難な場合には、原子炉施設を安全な状態に維持するために、必要な計測制御を含め中央制御室以外の適切な場所からも、適切な手順を用いて原子炉スクラム後の低温状態に導くことができる設計としている。

##### (2) 必要となる操作の概要

中央制御室外原子炉停止室  の制御盤の操作器にて、スクラム状態の原子炉を低温状態に移行させる操作を実施する。

##### (3) 操作容易性の評価結果

###### a. 想定される環境条件

炎，熱，煙（起因事象：内部火災）

###### b. 操作場所の評価（アクセス性含む）

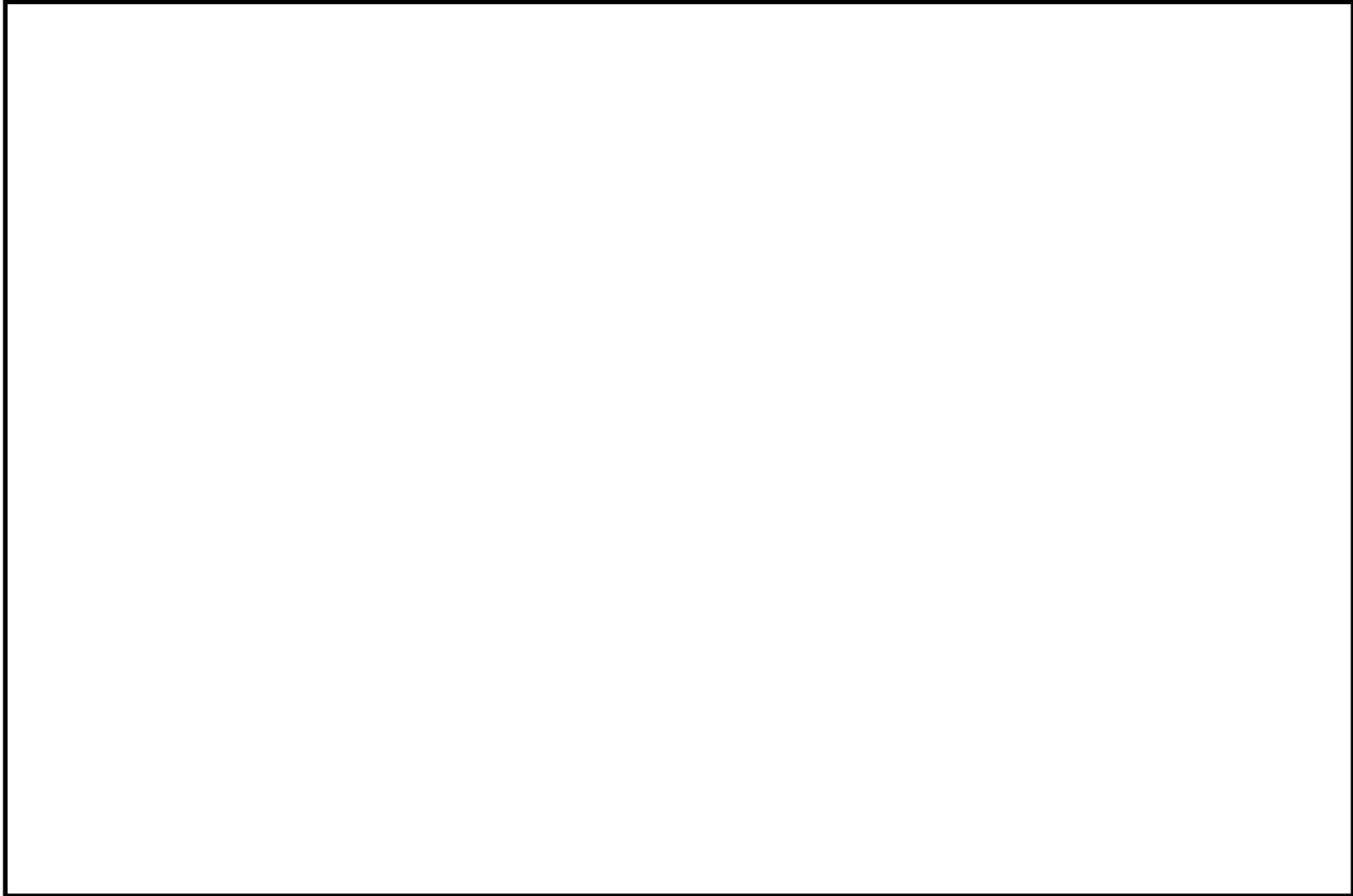
中央制御室が火災等の何らかの要因で被害を受けた場合、中央制御室外原子炉停止操作室は中央制御室とは位置的に分散され、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

###### c. 操作内容の評価

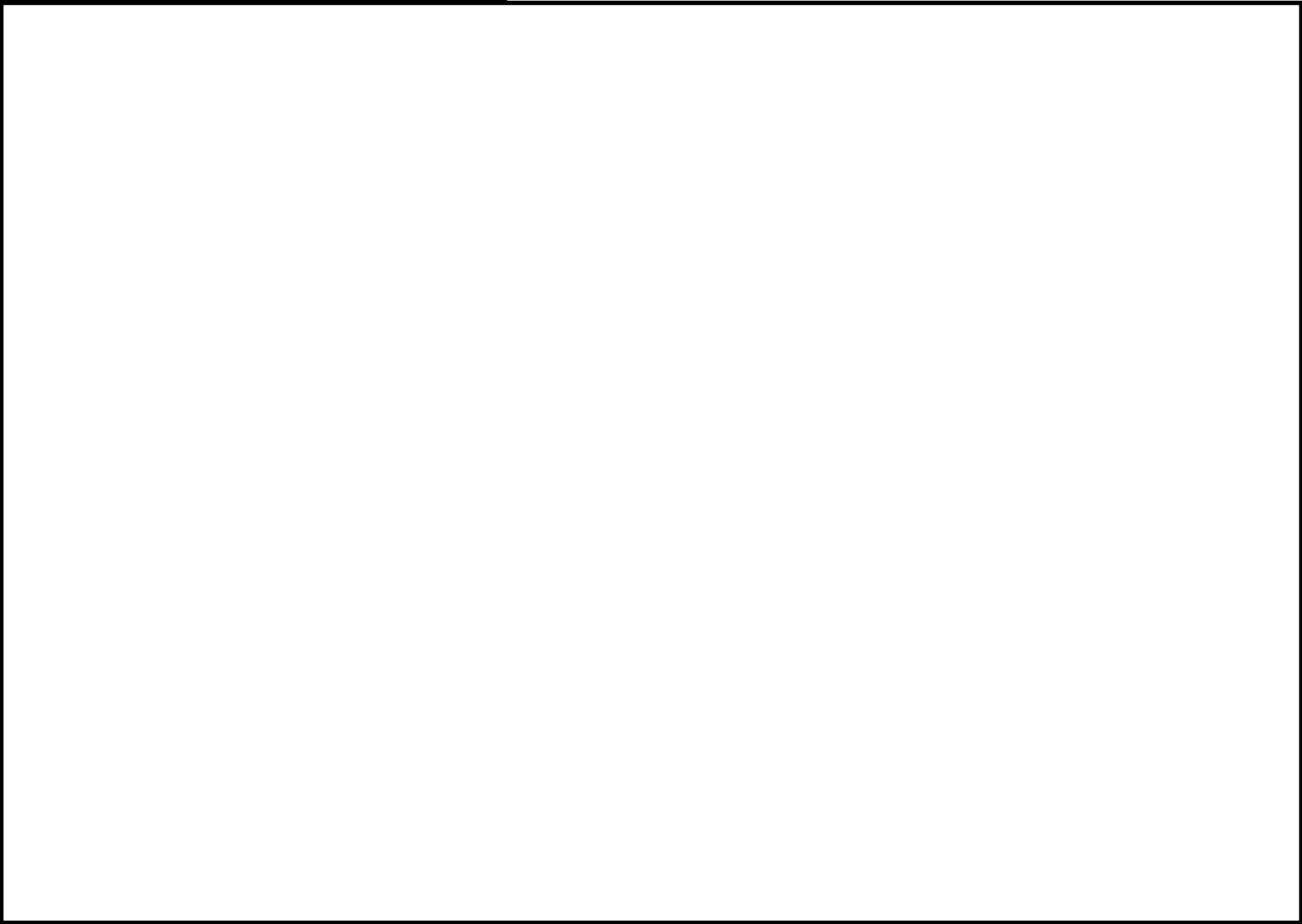
中央制御室外原子炉停止操作室の制御盤は、原子炉を冷温停止させるために必要な系統のポンプや弁の操作器，監視計器等から構成されており，使用する手順書を確認しながら操作を行うことで，誤操作を防止する。系統毎に関連する監視計器，状態表示を極力近接配置することにより，操作が実施されたことの確認も容易である。

: 防護上の観点から公開できません

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

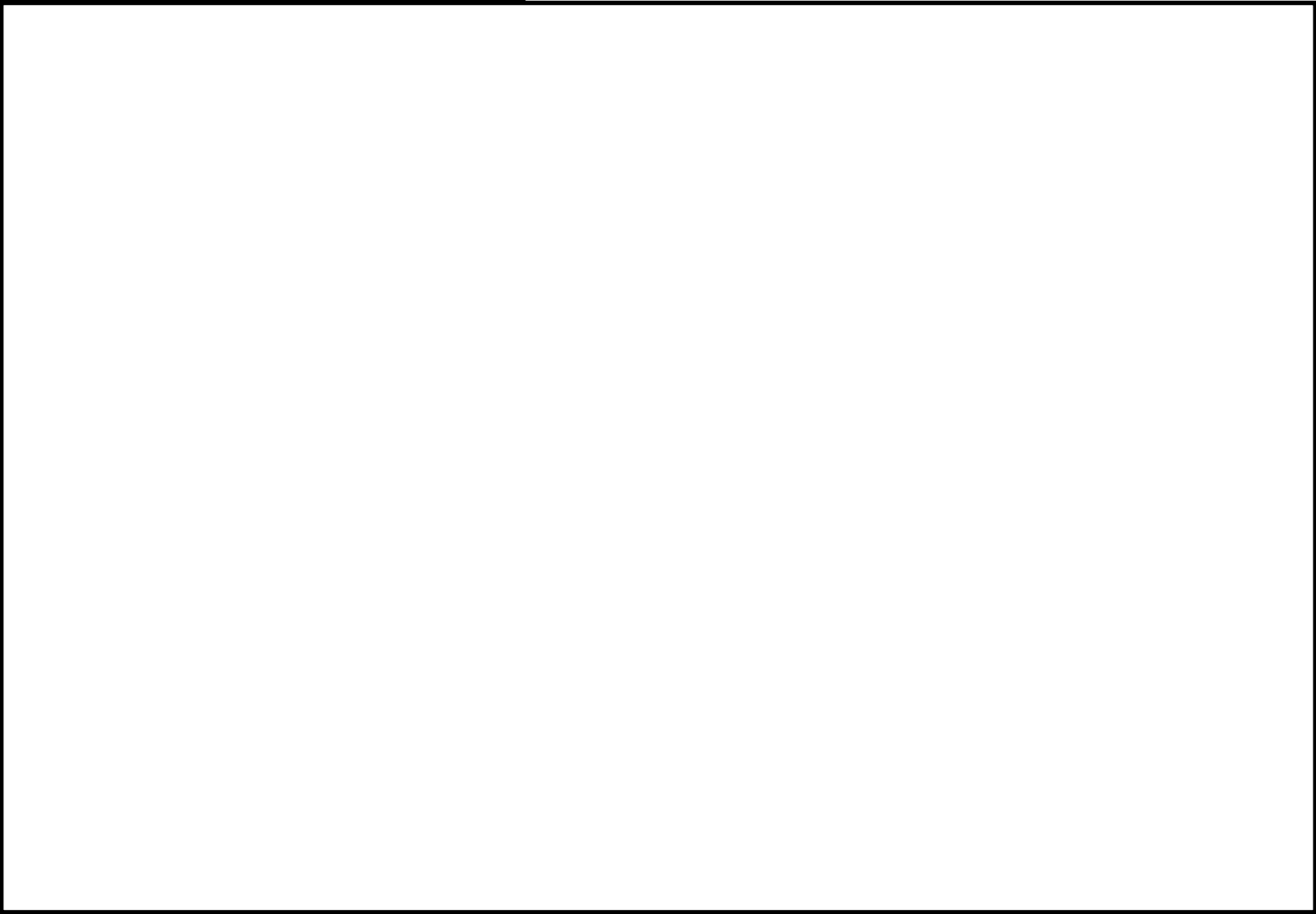


第5図 現場操作に伴うアクセスルート (2/15)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

第 6 図 現場操作に伴うアクセスルート (3/15)

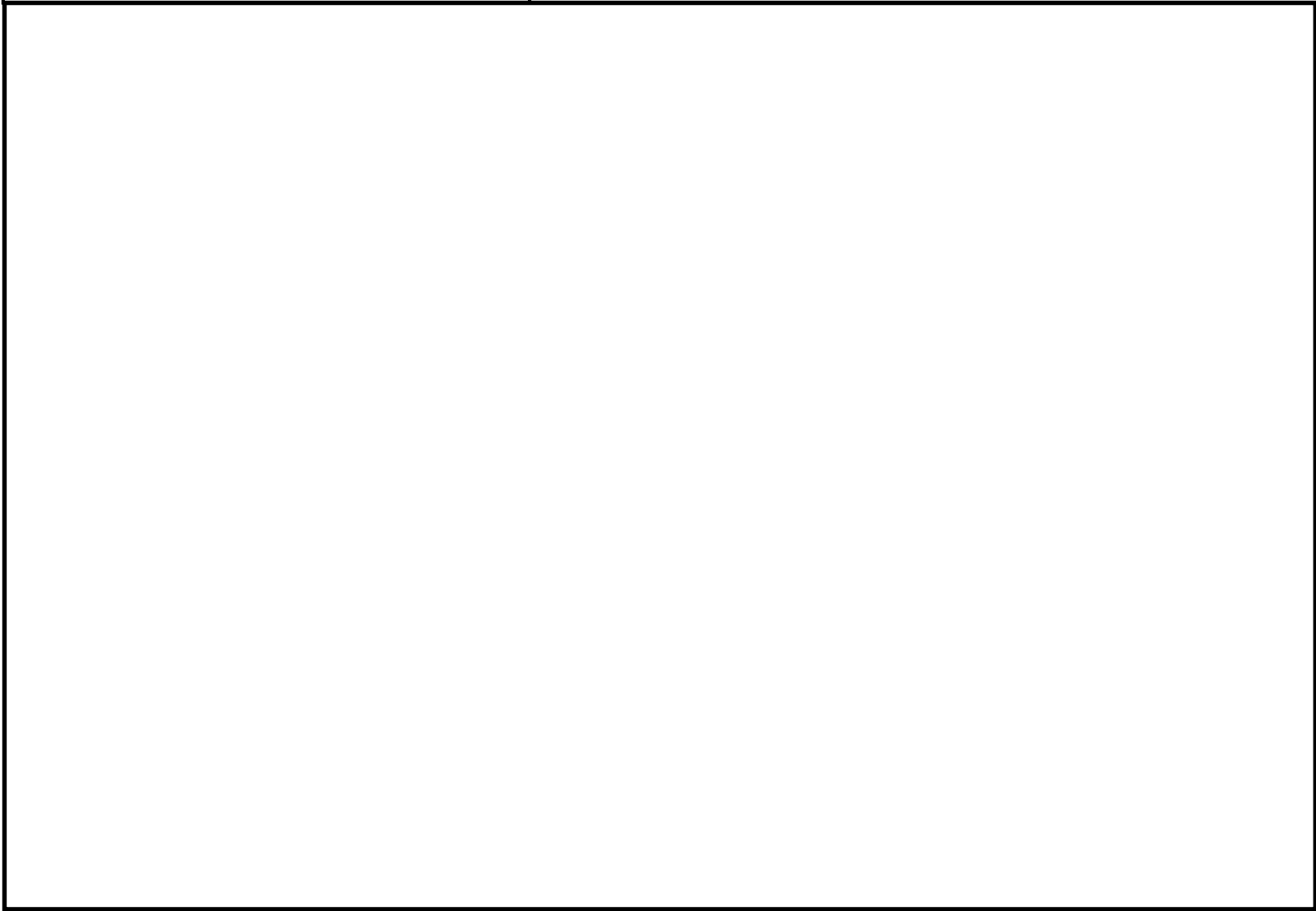
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません



第7 図 現場操作に伴うアクセスルート (4/15)

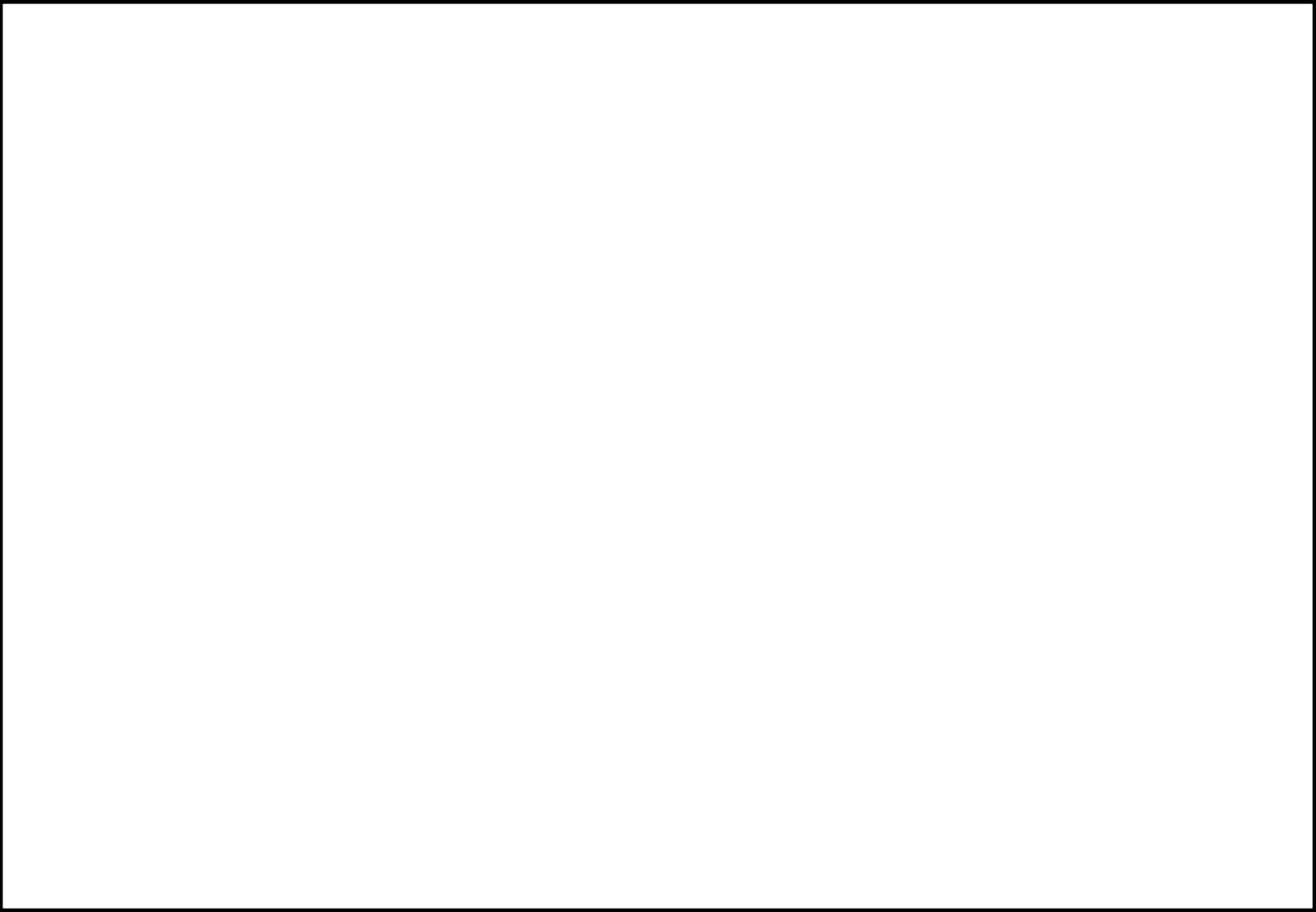


枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

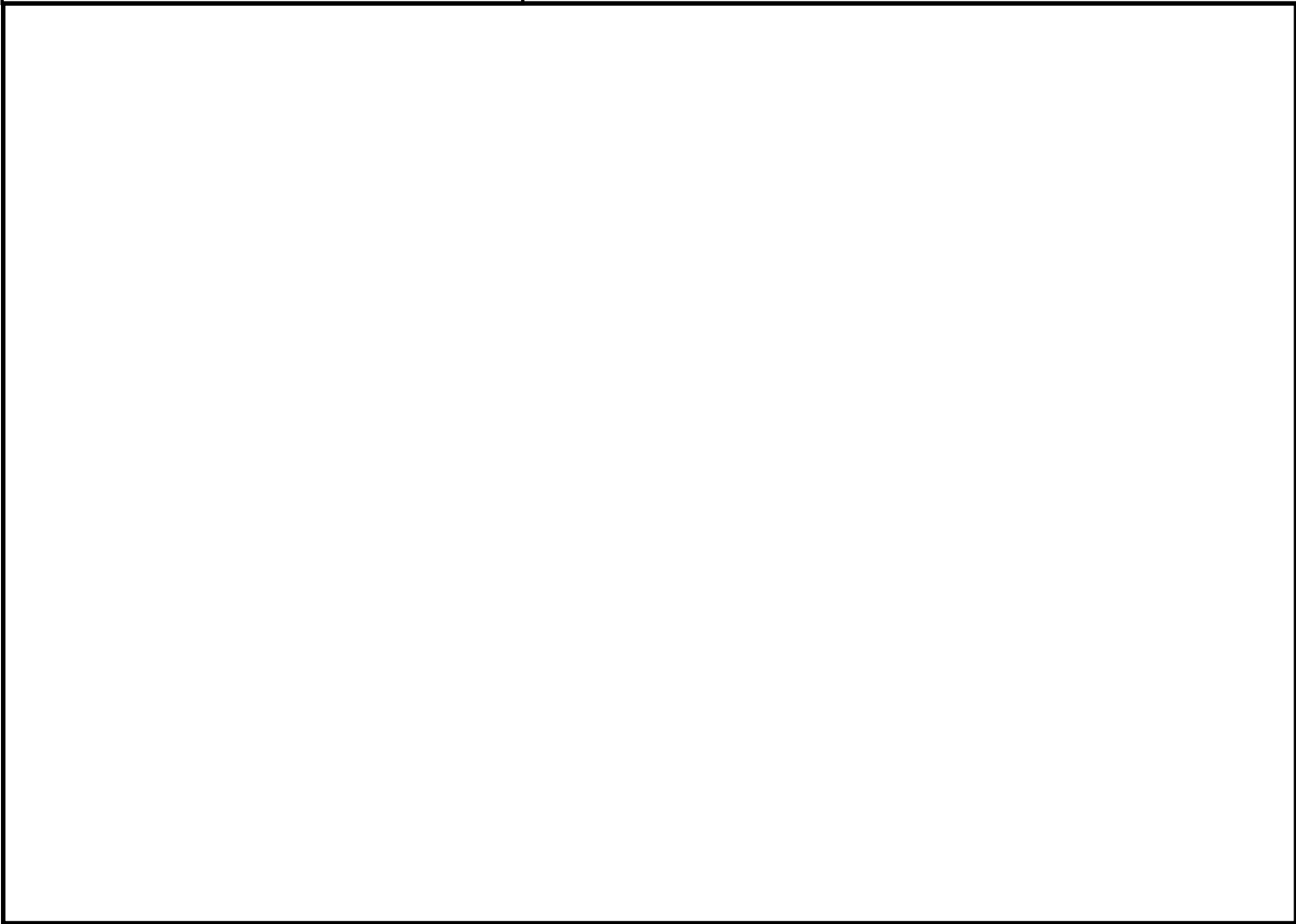


第 8 図 現場操作に伴うアクセスルート (5/15)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

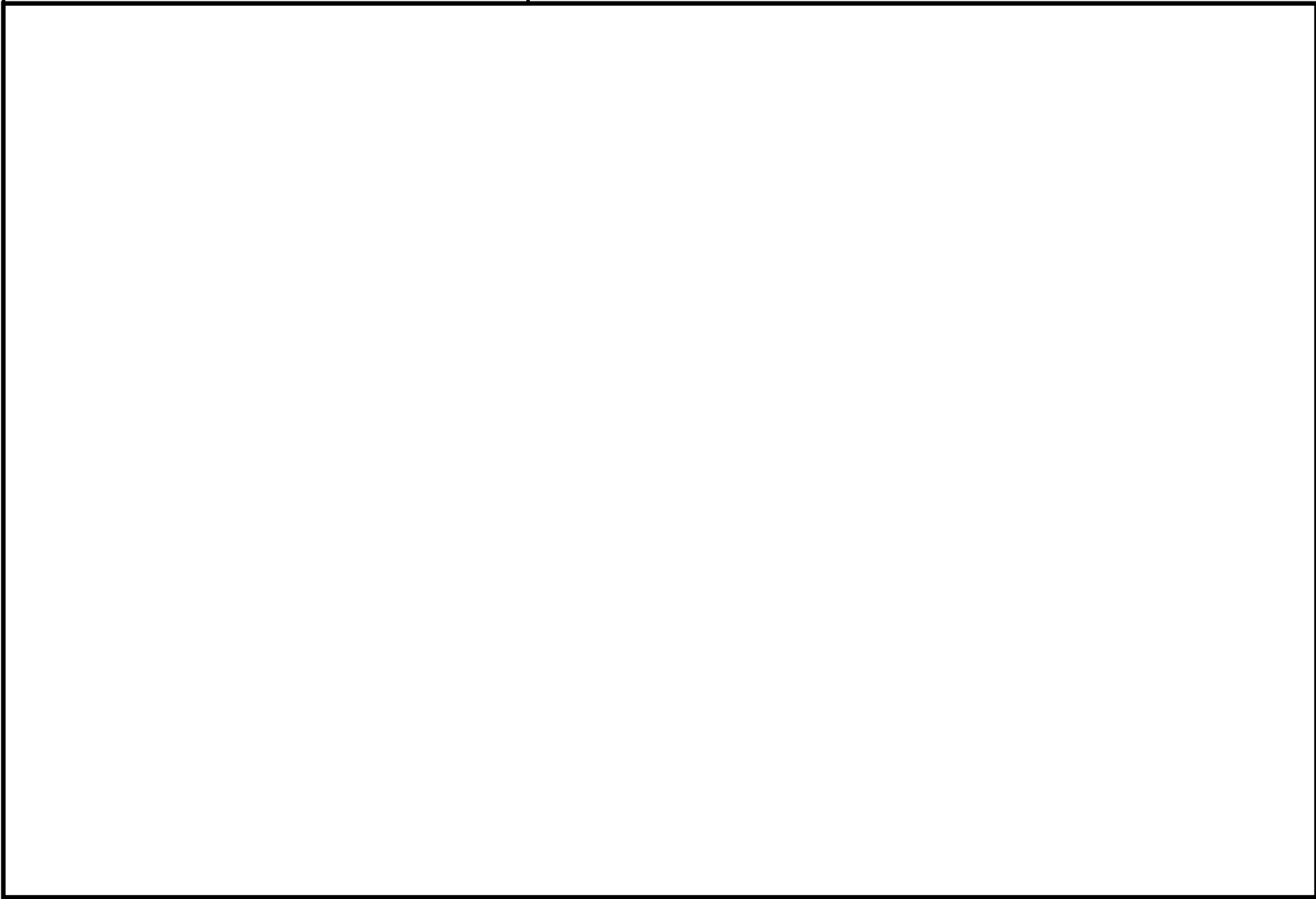


第10図 現場操作に伴うアクセスルート (7/15)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません



第 13 図 現場操作に伴うアクセスルート (10/15)

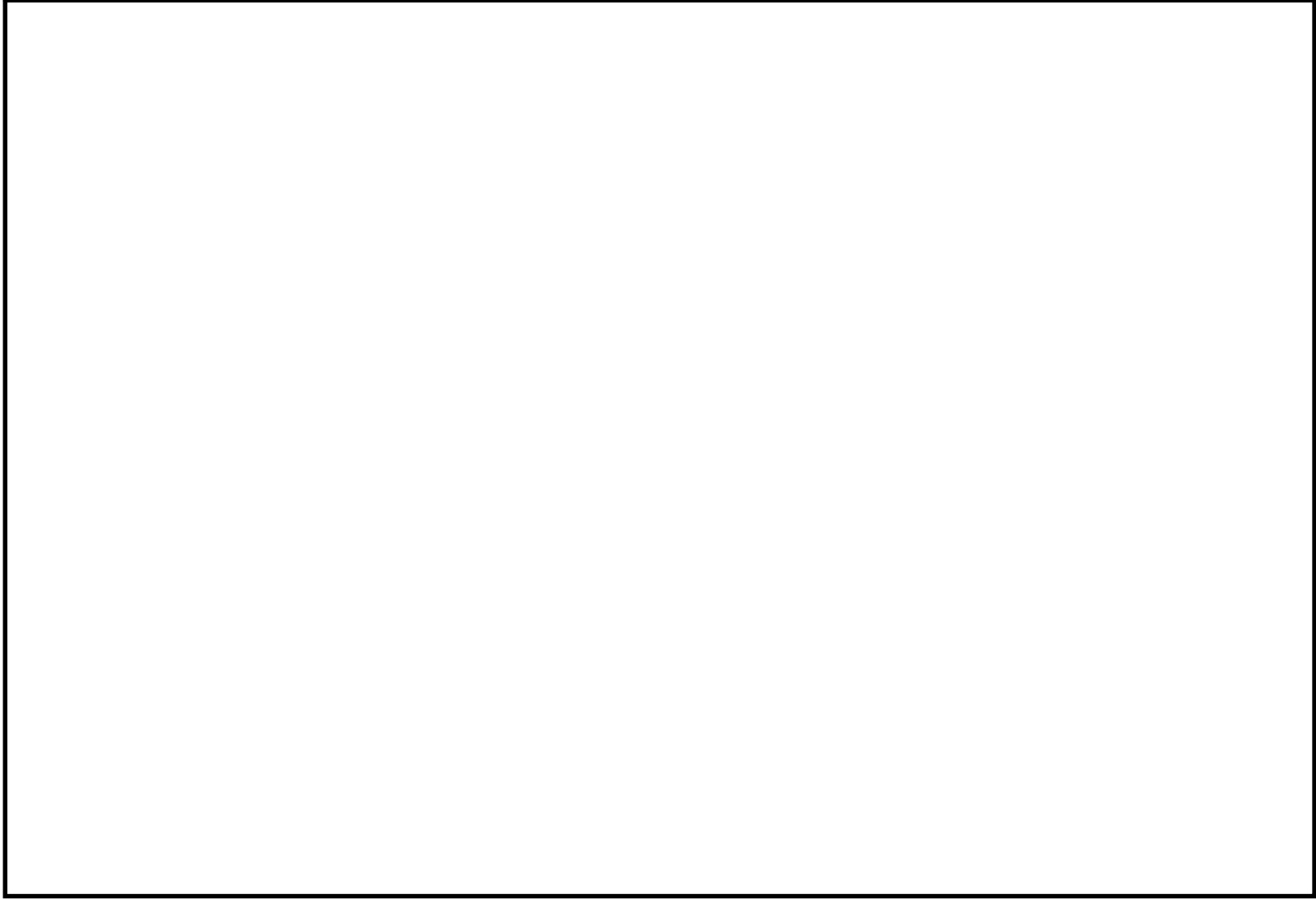
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません



第 17 図 現場操作に伴うアクセスルート (14/15)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

別紙2 制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について

運転員の誤操作を防止するため、JEAC 4624「原子力発電所の中央制御室における誤操作防止の設備設計に関する規定」や社内設計標準に基づき、盤の配置や識別管理、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により原子炉施設の状態を正確、かつ、迅速に把握できる設計としている。

なお、現在の設備について、改造等が発生した場合も第1表の設計管理プロセスにより、上記の設計内容が反映されることを適切に管理している。

第1表 各設計管理プロセスにおける実施内容

設計管理プロセス	実施内容
設計計画	設計活動の初期段階において、設計内容の明確化（原設計との変更点抽出等）、設計要求事項・前提条件の明確化、活動スケジュールの明確化、取合（インターフェイス）の明確化を実施するためのプロセス。 上記設計計画について、レビューを実施する。
設計検討	設計変更する内容について安全性、信頼性、運転性、許認可適合性（民間規格、社内設計標準含む）の観点で評価、検討及び審査するプロセス。 上記設計検討内容についてレビューを実施するとともに、検討結果について技術検討書に文書化する。
設計検証	設計検討結果等を元に購入仕様書（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が、設計要求事項（設計インプット）と整合していることを検証するためのプロセス。
妥当性の確認	工場試験や起動試験などを通じて指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項に適合していることを確認するためのプロセス。
運用後における設計の妥当性確認	運用開始後に当該設計に問題がなかったかを評価するためのプロセス。



第1図 設計活動の概略体系

別紙3 新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止について  
(設置許可基準規則第10条第1項への適合性)

1. 監視操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出

新基準適合申請において新たに設置計画している設計基準対象の追加設備を第1表のとおり抽出し、誤操作防止(設置許可基準規則第10条第1項)への適合性を評価するため、さらにプラントの監視操作機能を有する設備を整理した。

第1表 監視操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (1/2)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視操作
第四条	地震による損傷の防止	なし	—
第五条	津波による損傷の防止	貯留堰	—
		閉止板	—
		水密扉	—
		水密扉警報盤	監視のみ
		復水器エリア漏えい検知器	—
		水密ダクト	—
		津波監視カメラ	監視のみ
		取水槽水位計	監視のみ
		荒浜側防潮堤	—
		止水壁	—
		止水蓋	—
		構内排水フラップゲート	—
第六条	外部からの衝撃による損傷の防止	防火帯	—
		燃料移送ポンプ防護壁	—
		竜巻防護ネット	—
第七条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	なし	—
第八条	火災による損傷の防止	堰	—
		蓄電池室水素濃度検知器	監視のみ
		火災感知器	監視のみ
		全域ガス消火設備	監視操作
		局所ガス消火設備	監視操作
		消火用非常照明器具	—
		コンクリート壁	—
		強化石膏ボード	—
		1時間耐火隔壁	—
		貫通部シール	—
		防火扉	—
		防火ダンパ	—
		耐火間仕切り	—
耐火ラッピング	—		

第1表 監視操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (2/2)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視操作
第九条	溢水による損傷の防止等	水密扉	—
		水密扉警報盤	監視のみ
		復水器エリア漏えい検知器	—
		止水壁	—
		止水堰	—
		止水板	—
		水密ダクト	—
第十条	誤操作の防止	中央制御室 手摺	—
第十一条	安全避難通路等	可搬型照明	—
		蓄電池内蔵型照明	—
第十二条	安全施設	なし	—
第十四条	全交流動力電源喪失対策設備	なし	—
第十六条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	監視のみ
第十七条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	なし	—
第二十四条	安全保護回路	なし	—
第二十六条	原子炉制御室等	津波監視カメラ	監視のみ
		構内監視カメラ	監視のみ
		酸素濃度・二酸化炭素濃度計	—
		取水槽水位計	監視のみ
第三十一条	監視設備	モニタリング・ポスト (無線伝送)	—
		無停電電源装置	—
第三十三条	保安電源設備	なし	—
第三十四条	緊急時対策所	酸素濃度計	—
		二酸化炭素濃度計	—
第三十五条	通信連絡設備	携帯型音声呼出電話機	—
		無線連絡設備 (常設)	—
		無線連絡設備 (可搬型)	—
		衛星電話設備 (常設)	—
		衛星電話設備 (可搬型)	—
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P-電話機, I P-F A X)	—
		必要な情報を把握できる設備 (SPDS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置)	—
		必要な情報を把握できる設備 (SPDS) (SPDS 表示装置)	監視のみ
データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)	—		

## 2. 設計基準対象追加設備の誤操作防止について

1. 項で整理した監視操作機能を有する設備について、下記(1)～(10)のとおり誤操作防止に係る設計考慮事項を評価し、設置許可基準規則第10条第1項に適合していることを確認した。

### (1) 水密扉警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤であり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御盤と同等の機能としている。
制御機能	－

### (2) 津波監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

### (3) 取水槽水位計

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

### (4) 蓄電池室水素濃度検知器

盤配置及び作業空間	独立盤であり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	水素濃度表示は1箇所ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(5) 火災感知器

盤配置及び作業空間	独立盤であり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	火災感知箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(6) 全域ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤であり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(7) 局所ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤であり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(8) 構内監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	—
警報機能	—
制御機能	—

(9) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）

盤配置及び作業空間	独立盤であり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	—
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	—



(10) 必要な情報を把握できる設備（SPDS表示装置）

盤配置及び作業空間	独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	—
警報機能	—
制御機能	—

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  
誤操作の防止

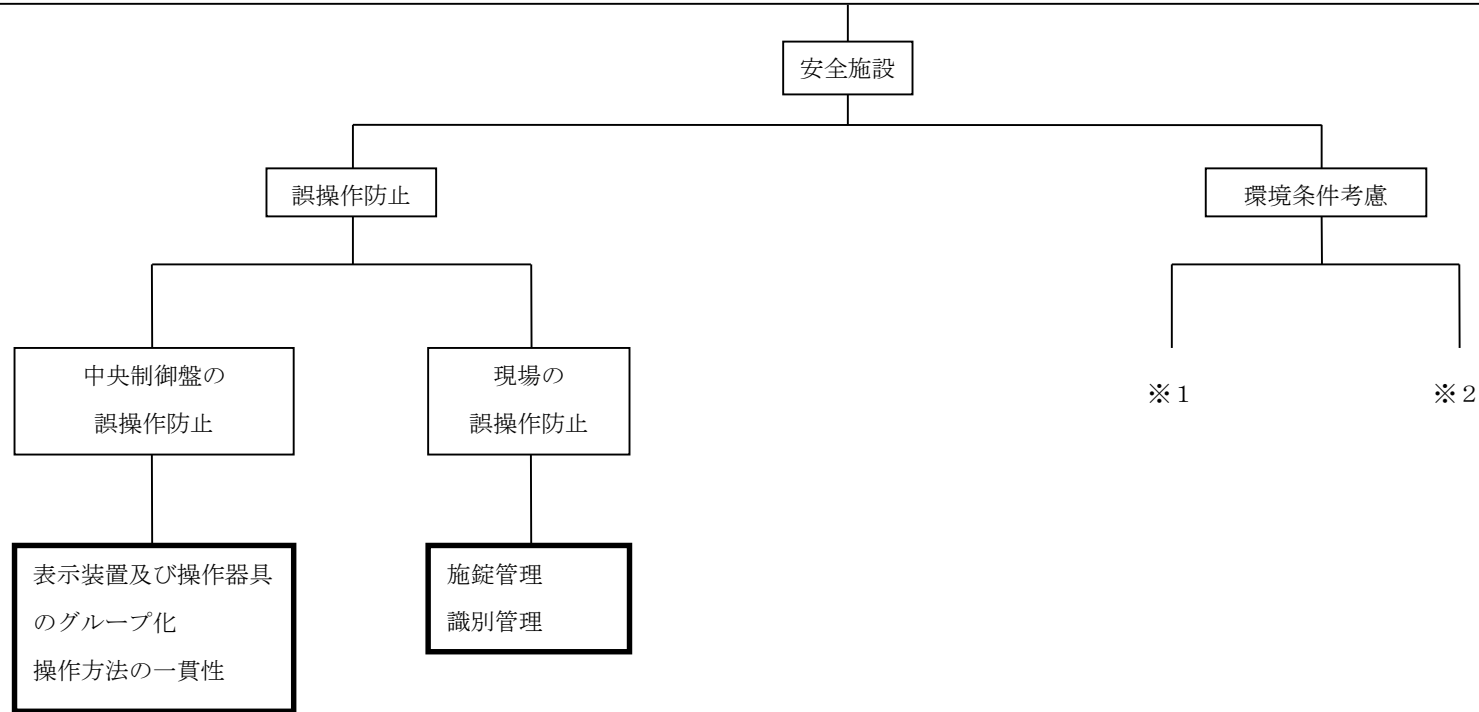
# 10条 誤操作の防止

設置許可基準 第10条第2項

安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

(解釈)

当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。



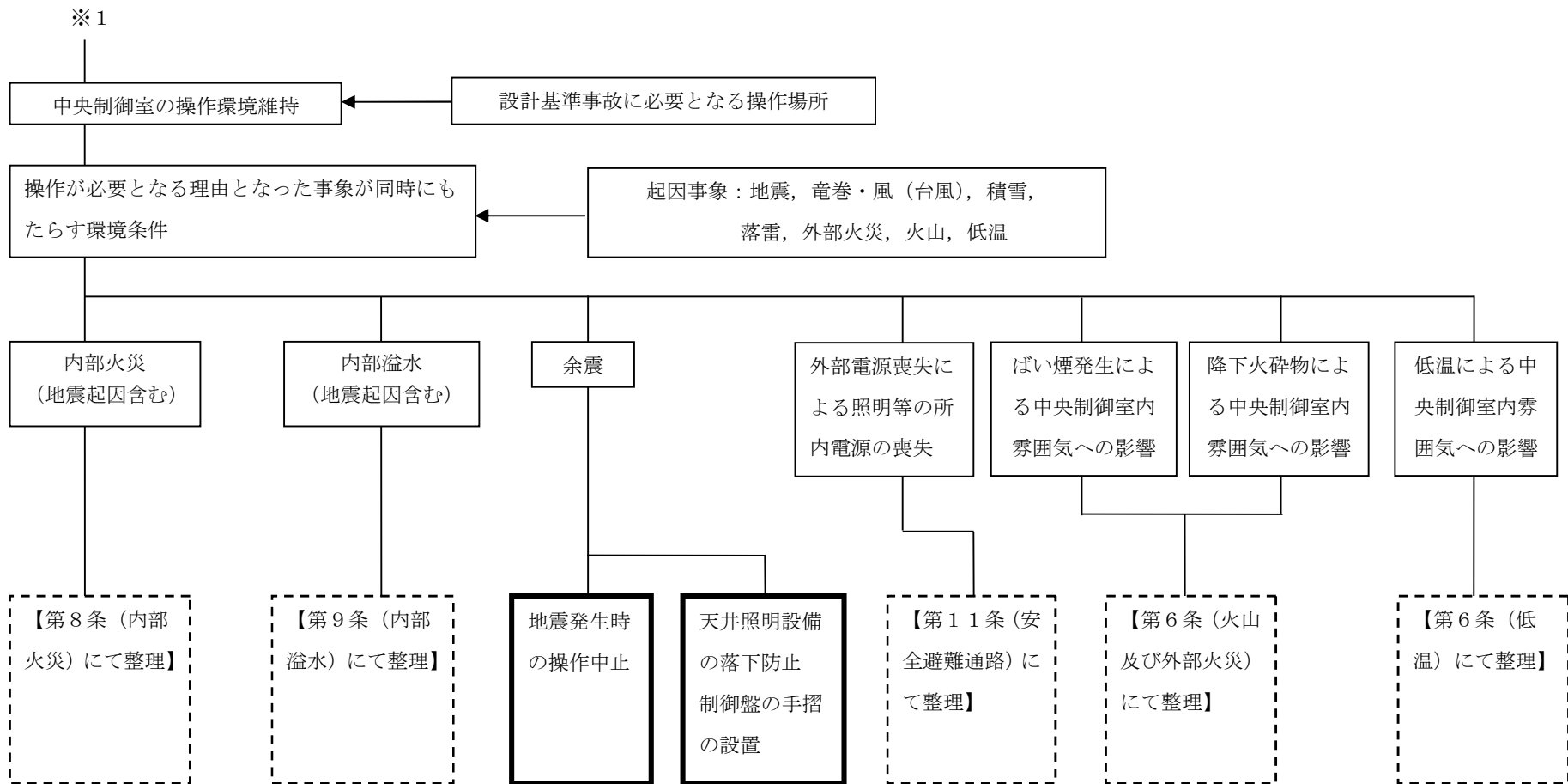
**【後段規制との対応】**

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）

# 10条 誤操作の防止

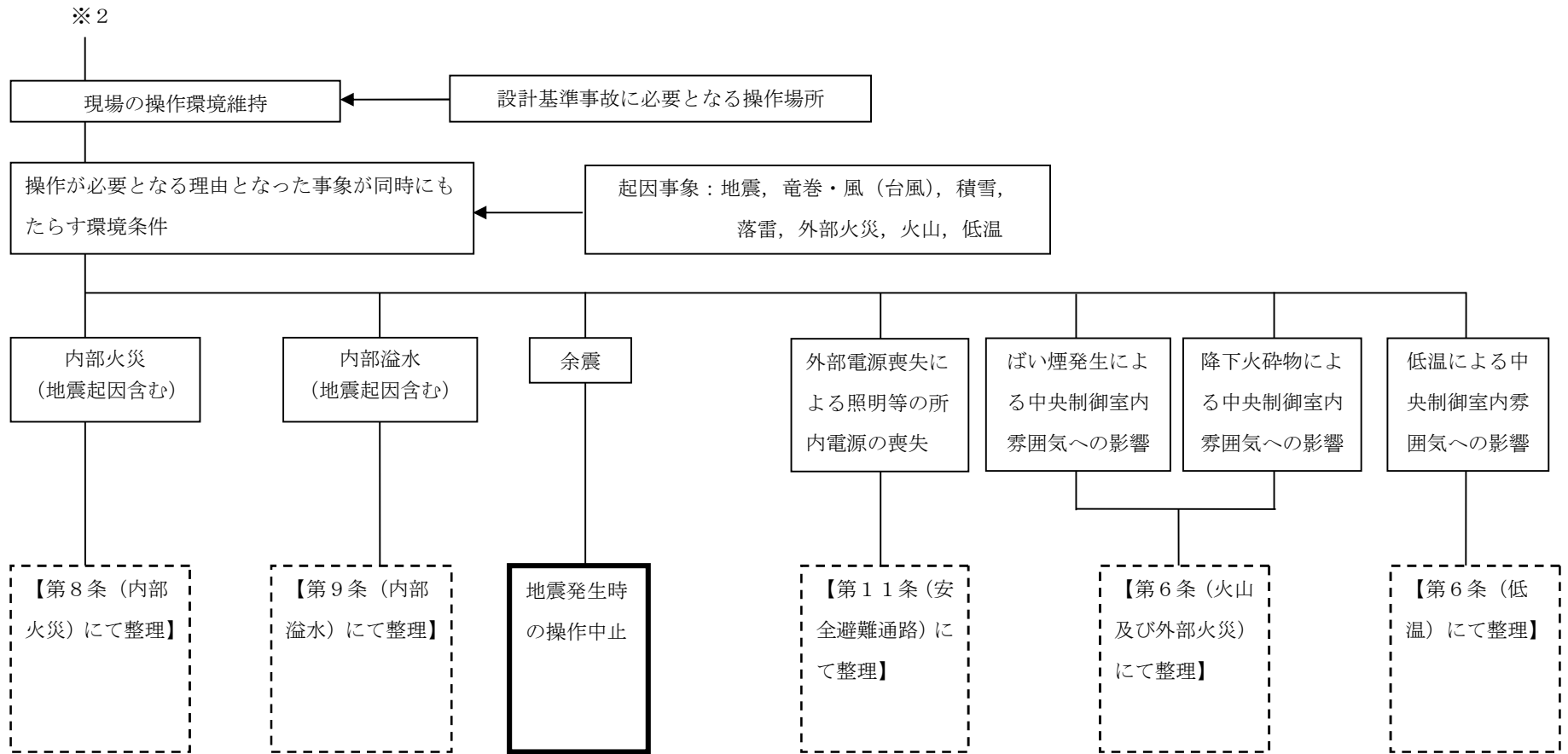


10条一別添-2

**【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）

# 10条 誤操作の防止



【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】  
 [実線枠]：添付六，八に反映  
 [点線枠]：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

第1表 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10条 誤操作防止	識別管理 施錠管理	運用・手順	識別管理及び施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	(運転員, 保全員による識別及び施錠管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地震発生時の 操作中止	運用・手順	地震発生時は操作を中止して誤操作を防止し, プラントの安全を確保する手順を整備する。
		体制	(運転員による操作運転)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

## 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。

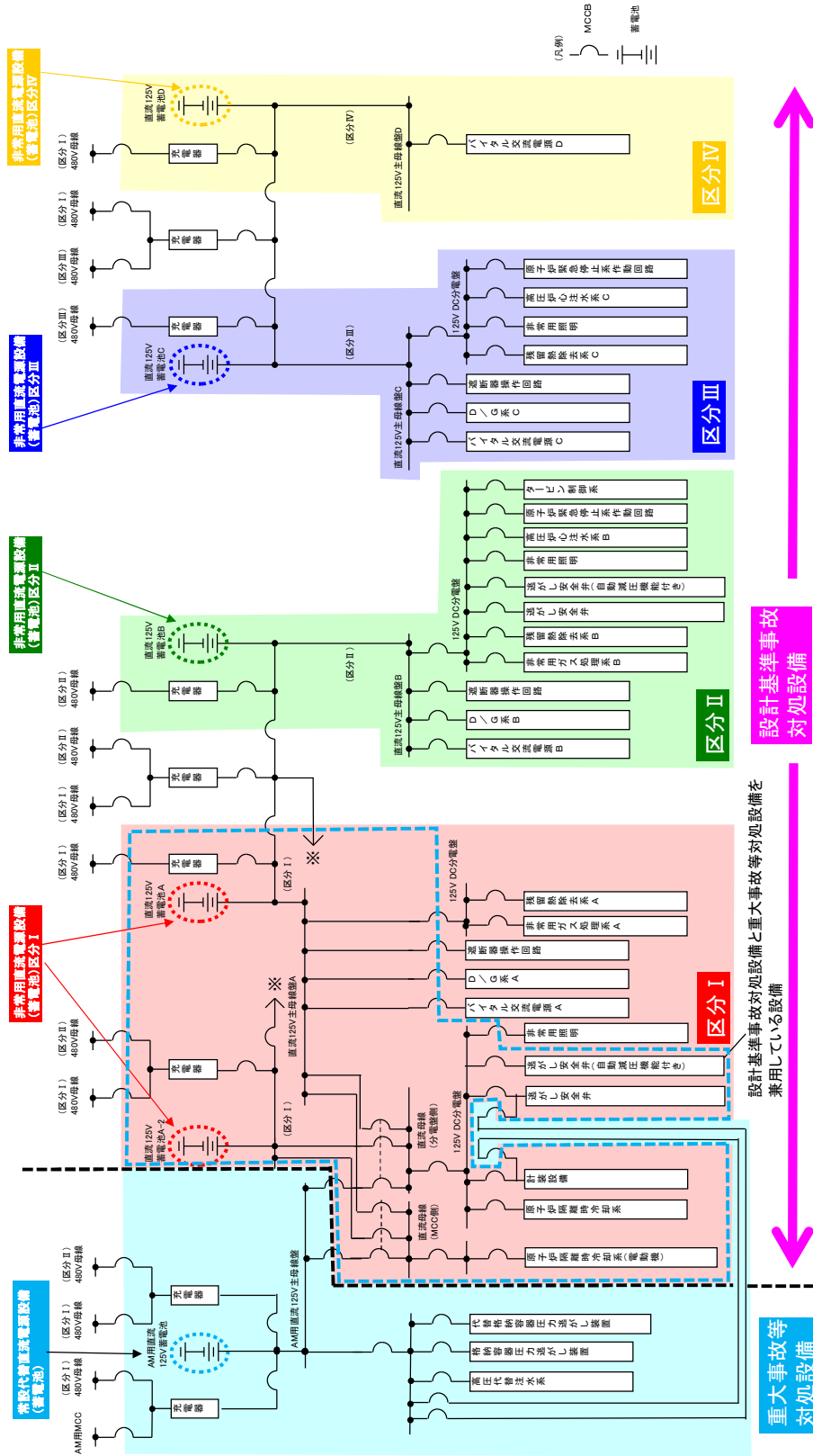
重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約24時間とする。（別添5参照）

第 2.1-1 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様 (6 号炉)

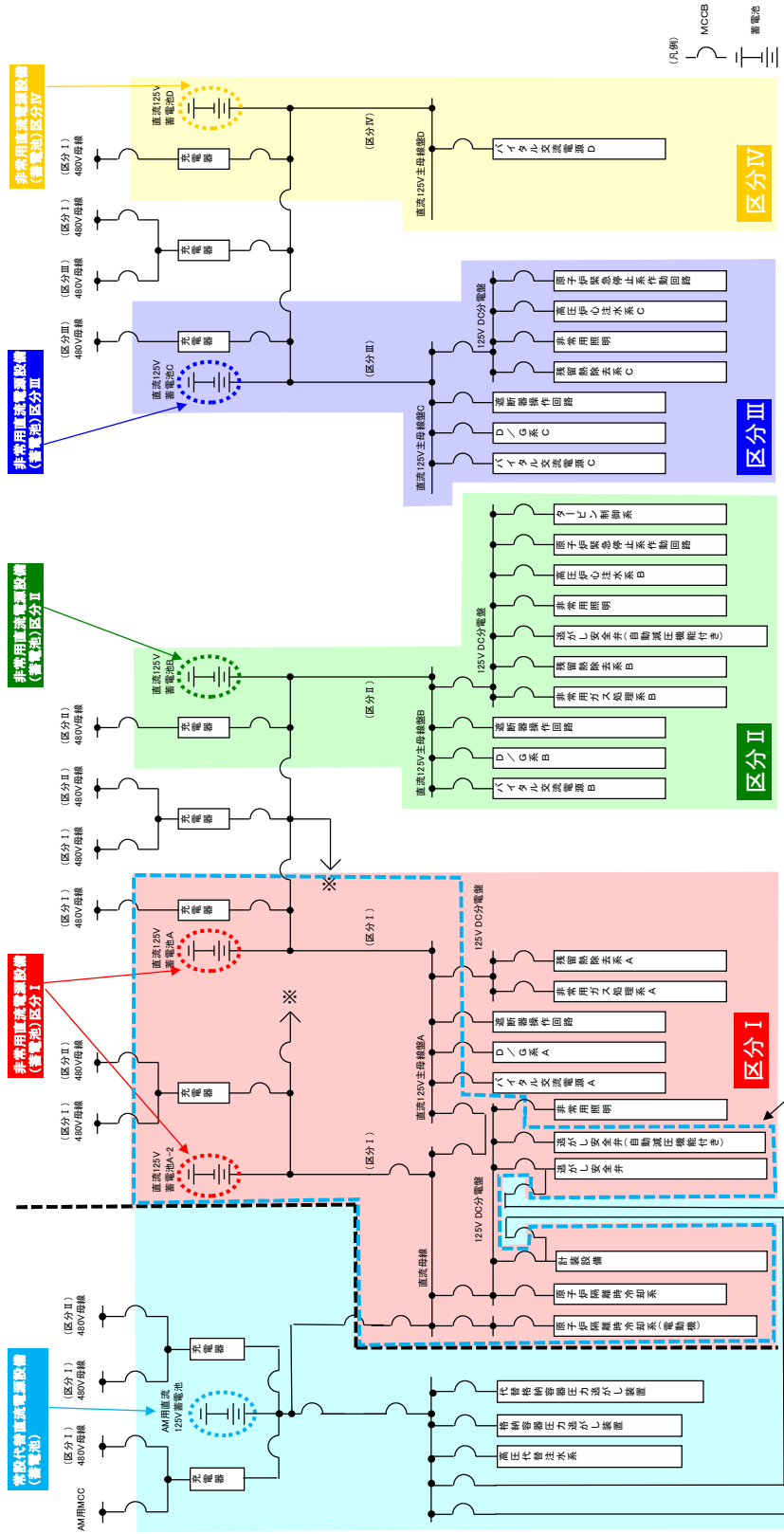
	設計基準事故対処設備				(参考) 重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 (区分 I)	直流 125V 蓄電池 6B (区分 II)	直流 125V 蓄電池 6C (区分 III)	直流 125V 蓄電池 6D (区分 IV)	AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号炉)
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6,000Ah (直流 125V 蓄電池 6A) 約 4,000Ah (直流 125V 蓄電池 6A-2)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 6B)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 6C)	125V 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  
対処設備

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を  
兼用している設備

設計基準事故  
対処設備

## 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<sup>※1</sup>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<sup>※2</sup>

（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<sup>(ii)</sup>，直流非常灯<sup>(ii)</sup>，原子炉隔離時冷却系<sup>(i)</sup>，逃がし安全弁<sup>(i)</sup>，原子炉水位<sup>(i)</sup>，原子炉圧力<sup>(i)</sup>，格納容器内圧力<sup>(i)</sup>，サプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)<sup>(i)</sup>，格納容器内雰囲気放射線レベル<sup>(i)</sup>，サプレッション・チェンバ・プール水位(DB)<sup>(i)</sup>，復水貯蔵槽水位(DB)<sup>(i)</sup>，無線連絡設備<sup>(ii)</sup>，衛星電話設備<sup>(ii)</sup>，データ伝送装置<sup>(ii)</sup>

(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。

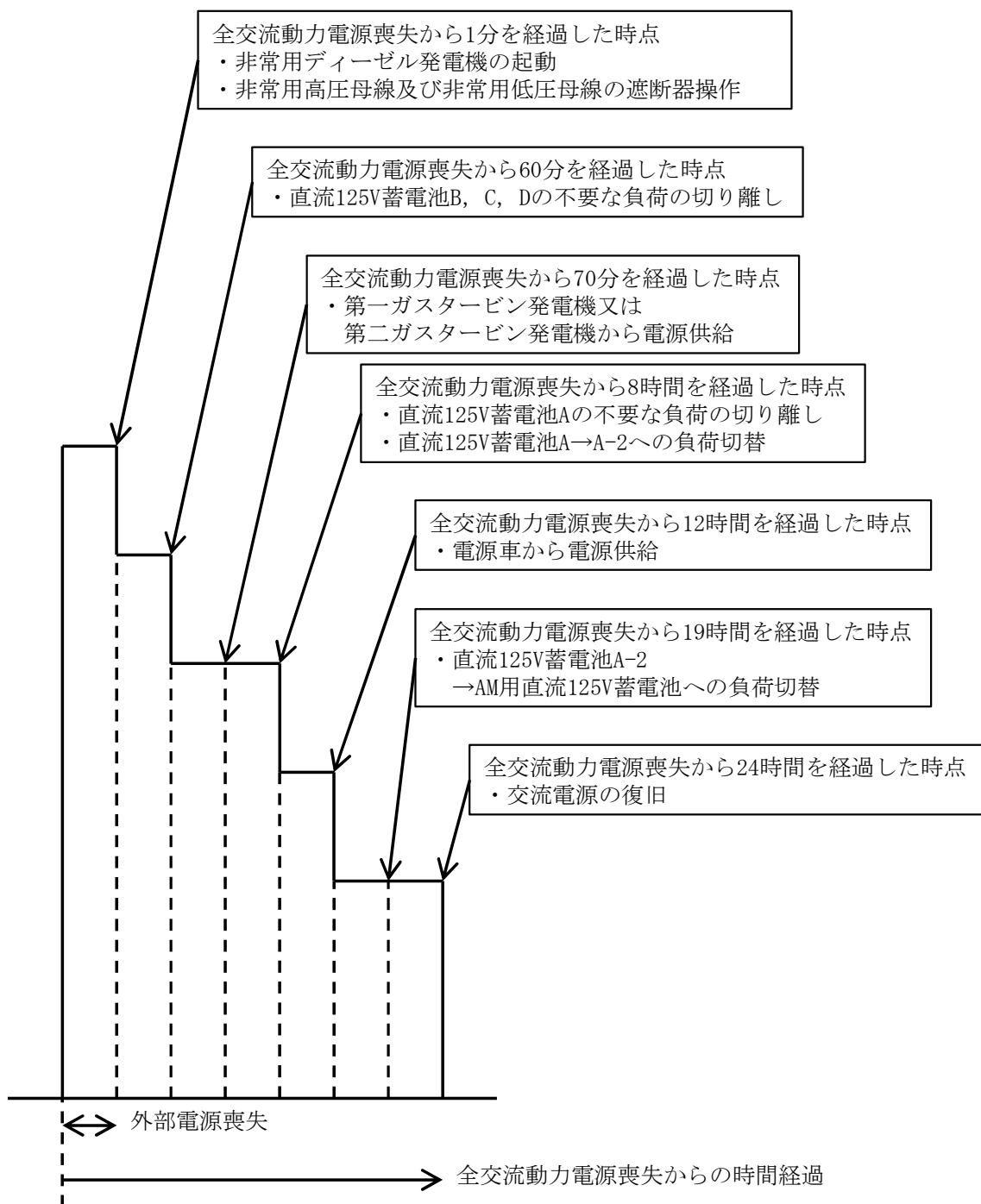
【全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点】

- ・ 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

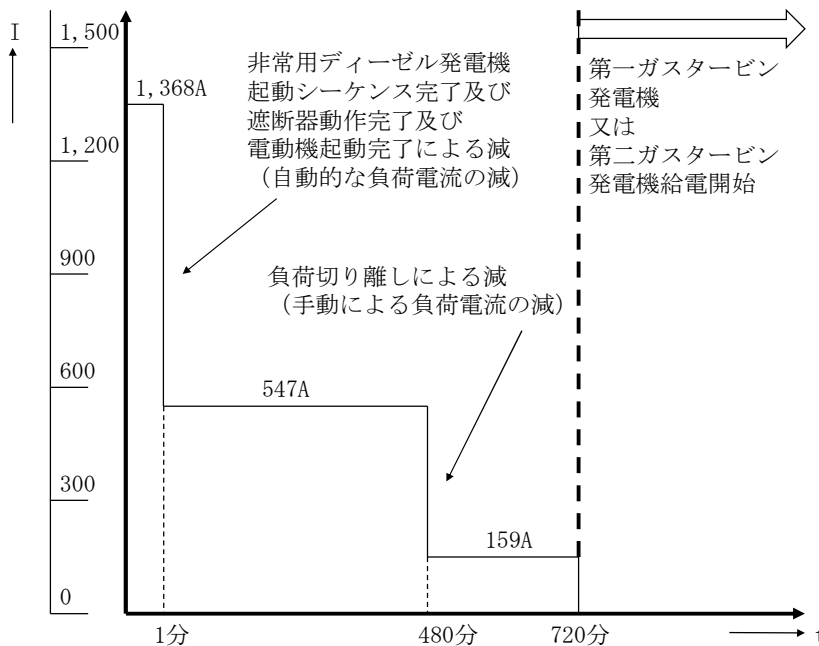
直流 125V 蓄電池 6A は、以下の第 2.3.1-1 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6A による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-1 図に示す。

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 <sup>※1</sup>	220	-	-
遮断器操作回路 <sup>※1</sup>	(100)	-	-
その他の負荷 <sup>※2</sup>	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)

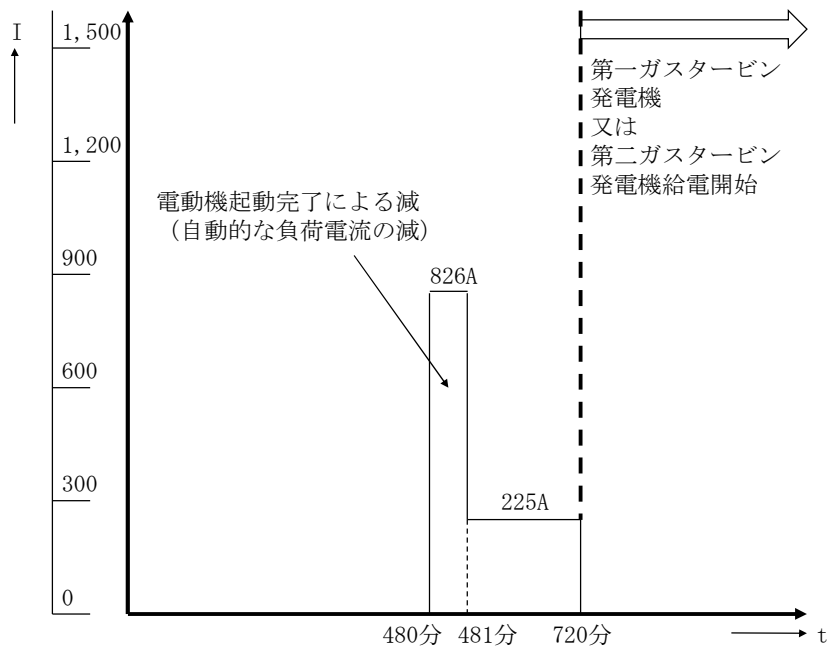
(1) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の負荷内訳

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 <sup>※1</sup>	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

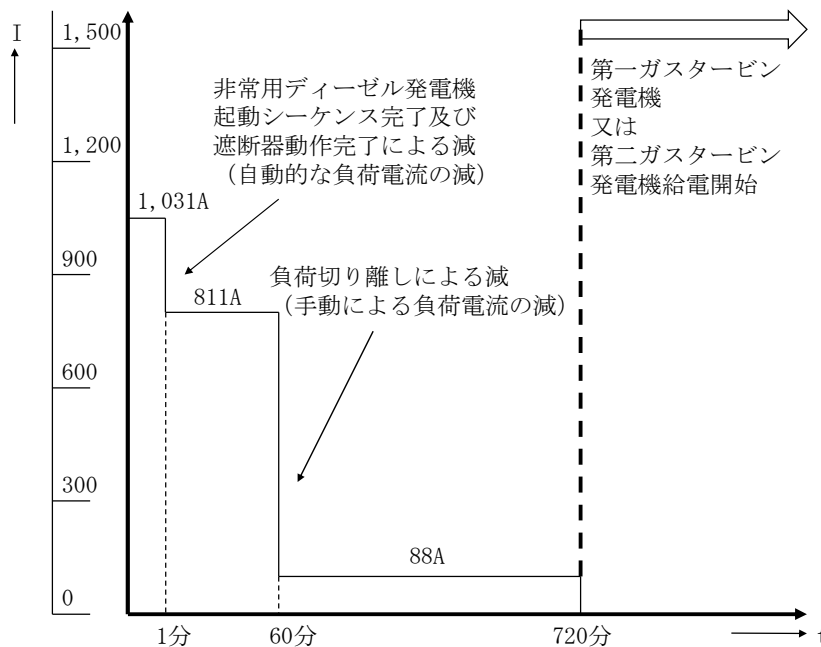
直流 125V 蓄電池 6B は、以下の第 2.3.1-3 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6B による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-3 図に示す。

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 <sup>※1</sup>	220	-	-
遮断器操作回路 <sup>※1</sup>	(100)	-	-
その他の負荷 <sup>※2</sup>	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

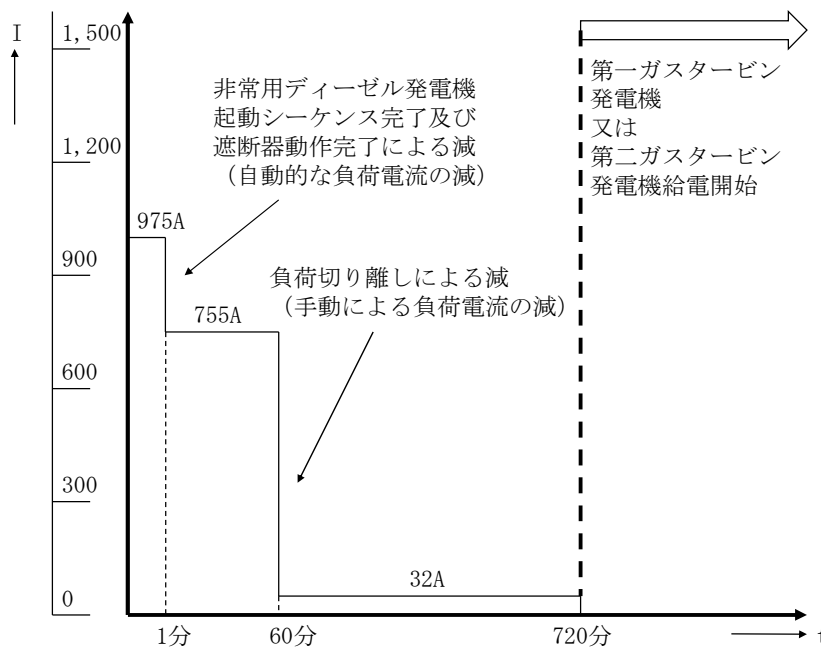
直流 125V 蓄電池 6C は、以下の第 2.3.1-4 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6C による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-4 図に示す。

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 <sup>※1</sup>	220	-	-
遮断器操作回路 <sup>※1</sup>	(100)	-	-
その他の負荷 <sup>※2</sup>	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）

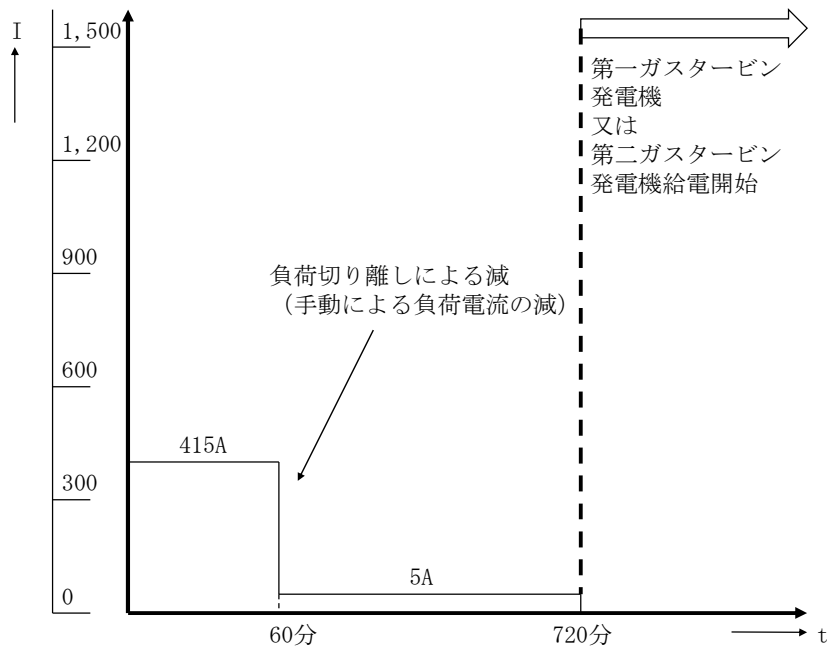
(1) 直流 125V 蓄電池 6D の負荷内訳

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 <sup>※1</sup>	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

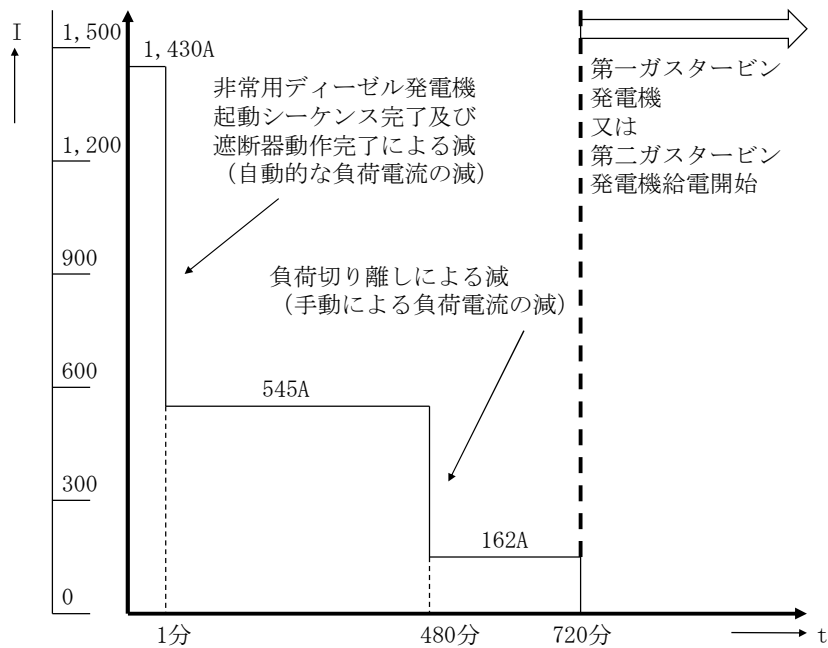
直流 125V 蓄電池 7A は、以下の第 2.3.1-6 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7A による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-6 図に示す。

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 <sup>※1</sup>	(105)	-	-
遮断器操作回路 <sup>※1</sup>	185	-	-
その他の負荷 <sup>※2</sup>	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)

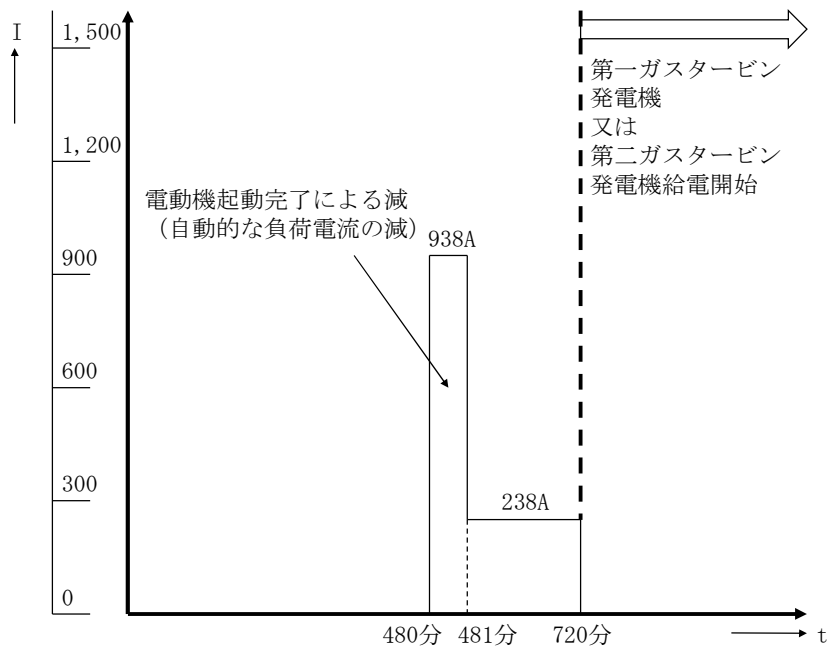
(1) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の負荷内訳

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 <sup>※1</sup>	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

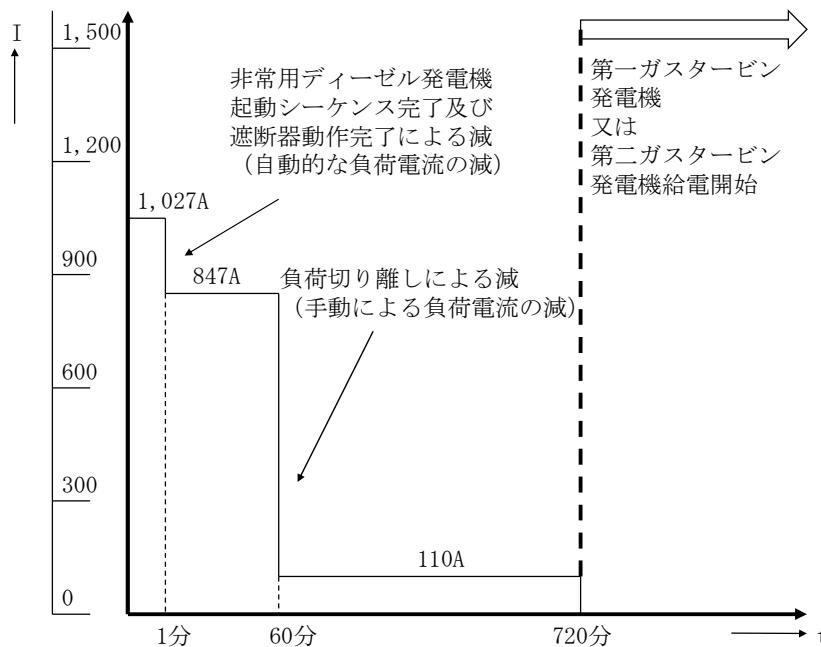
直流 125V 蓄電池 7B は、以下の第 2.3.1-8 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7B による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-8 図に示す。

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 <sup>※1</sup>	(105)	-	-
遮断器操作回路 <sup>※1</sup>	180	-	-
その他の負荷 <sup>※2</sup>	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

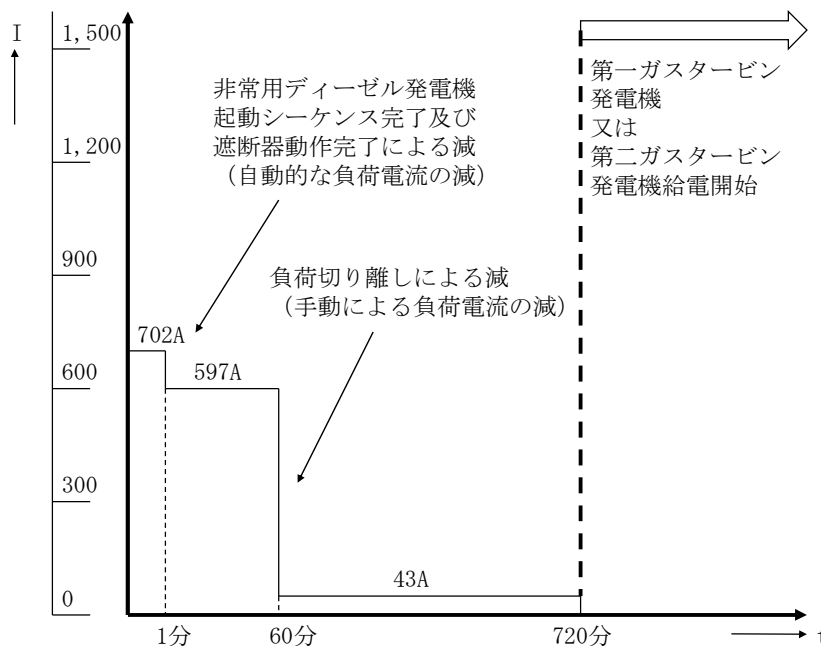
直流 125V 蓄電池 7C は、以下の第 2.3.1-9 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7C による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-9 図に示す。

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 <sup>※1</sup>	105	-	-
遮断器操作回路 <sup>※1</sup>	(36)	-	-
その他の負荷 <sup>※2</sup>	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)

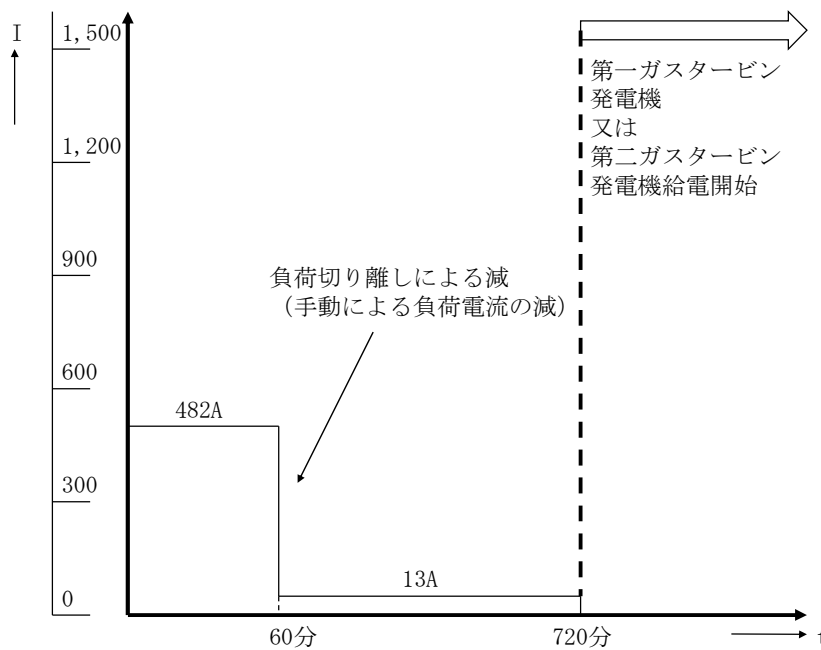
(1) 直流 125V 蓄電池 7D の負荷内訳

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 <sup>※1</sup>	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

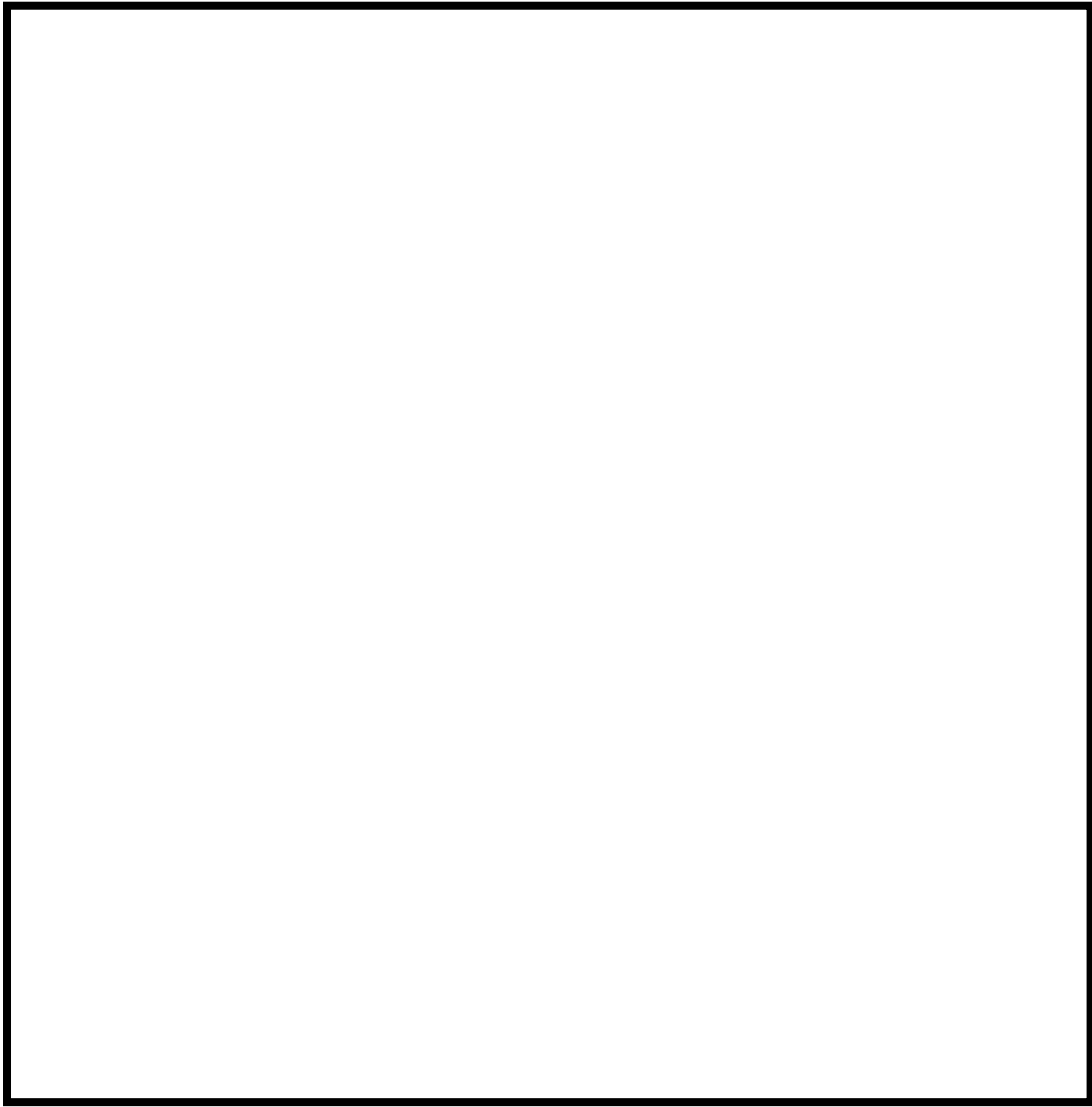
蓄電池（非常用）の配置を第2.3.2-1図、第2.3.2-2図に示す。蓄電池（非常用）及びその附属設備は、非常用4系統を別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、第2.3.2-1表のとおり、地震、津波、火災、溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

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

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1,368) = 1,180\text{Ah}$$

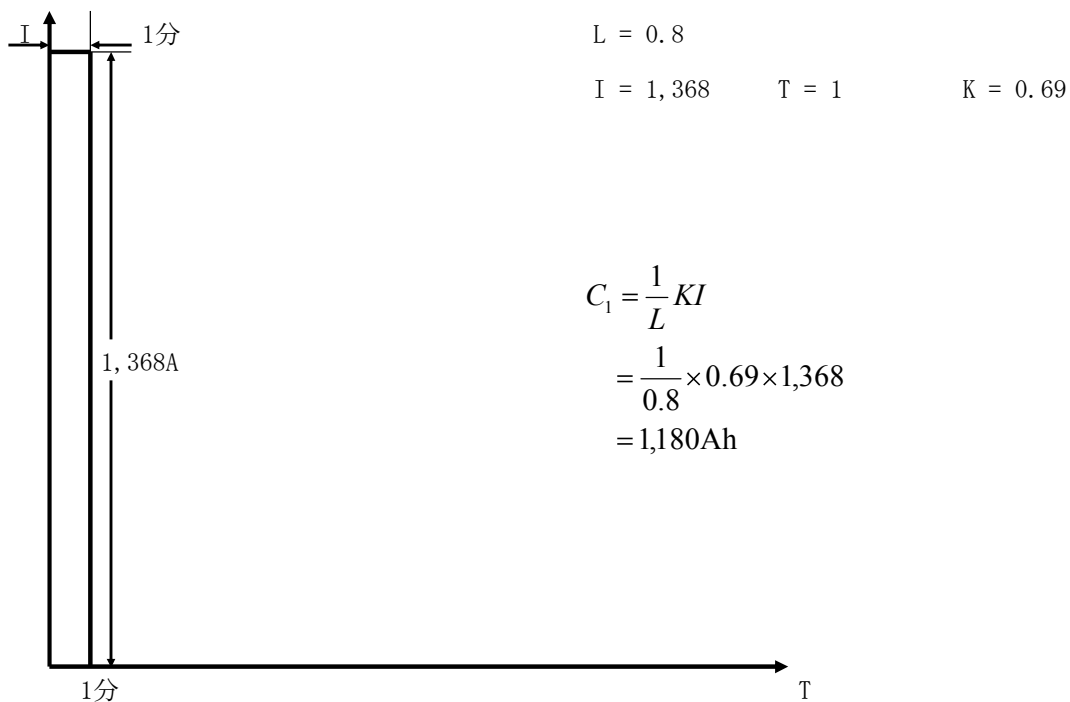
8 時間電源供給

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1,368 + 8.69 \times (547 - 1,368)\} = 5,942\text{Ah}$$

12 時間電源供給

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1,368 + 12.20 \times (547 - 1,368) + 5.20 \times (159 - 547)\} = 5,820\text{Ah}$$

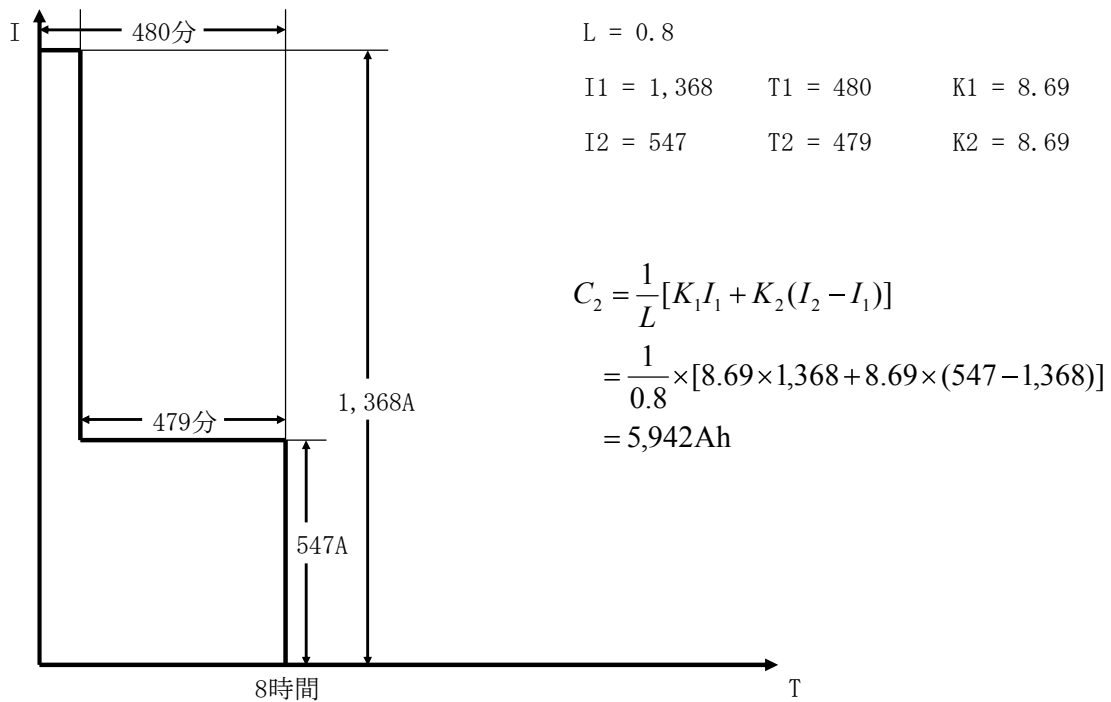
電源供給開始から 1 分後までの蓄電池容量  $C_1 = 1,180\text{Ah}$  である。



第 1 図 電源供給開始から 1 分後までの負荷曲線

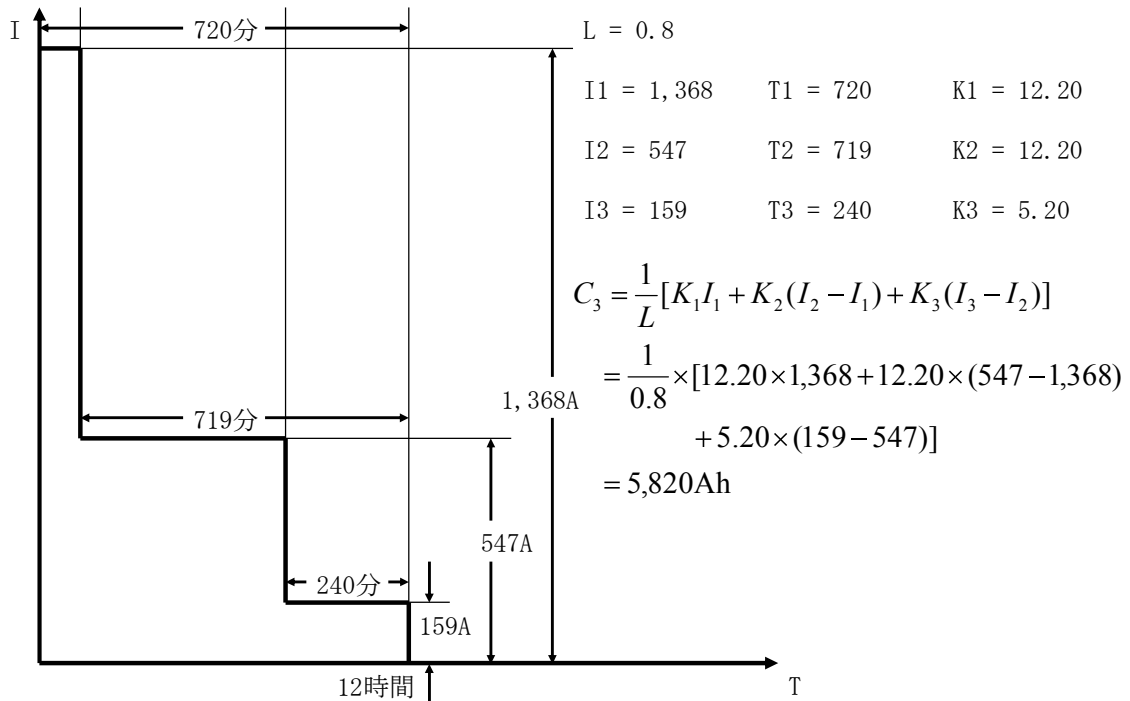


電源供給開始から 8 時間後までの蓄電池容量  $C_2 = 5,942\text{Ah}$  である。



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 : 400mm<sup>2</sup>→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。

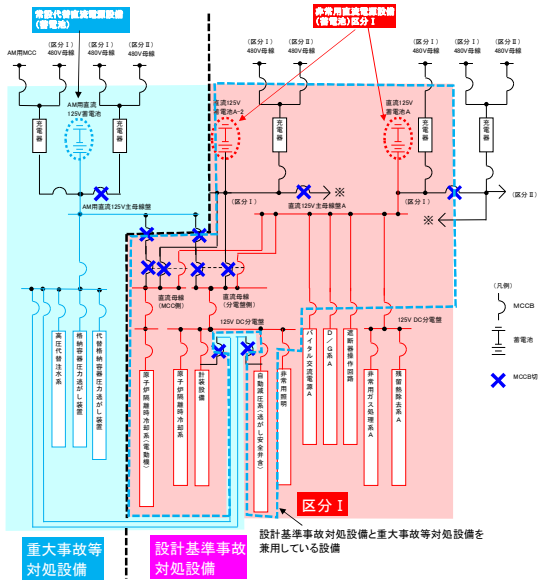
- (2) 各負荷の電流値、運転時間は実負荷電流ではなく設計値を用いている。

## 別添 5 所内蓄電式直流電源設備

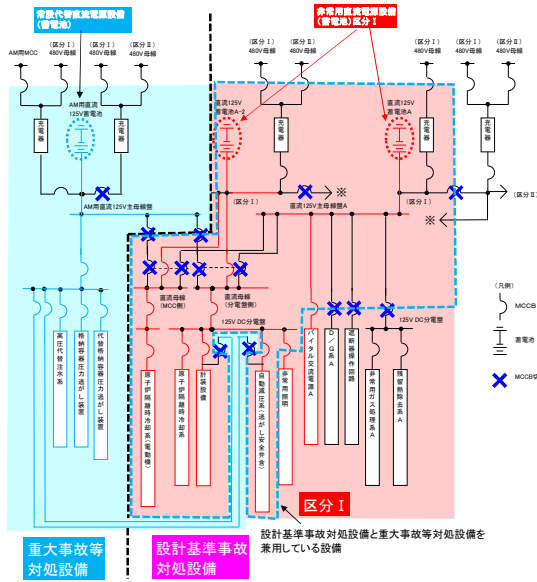
直流 125V 蓄電池 6A, 6A-2, 7A, 7A-2 は, 重大事故等対処設備として要求される所内蓄電式直流電源設備と兼用しており, 設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) にて以下の規定がある。

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。

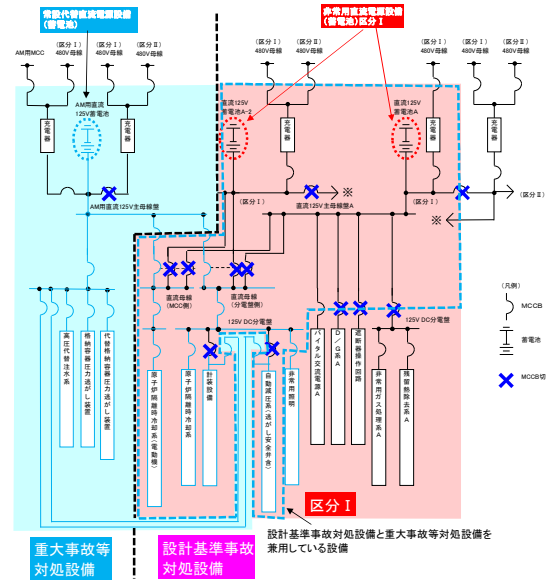
上記の要求事項を満足するために, 代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合は, 全交流動力電源喪失発生後 8 時間を経過した時点以降にコントロール建屋地下 1 階の非常用電気品室の直流分電盤で直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A の不要負荷の切り離し, 並びに必要な負荷の電源供給元を直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A から直流 125V 蓄電池 6A-2 及び 7A-2 に切り替え, さらに, 全交流動力電源喪失発生後 19 時間を経過した時点以降に必要な負荷の電源供給元を重大事故等対処設備である AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号及び 7 号炉) に切り替える手順を整備している。(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。



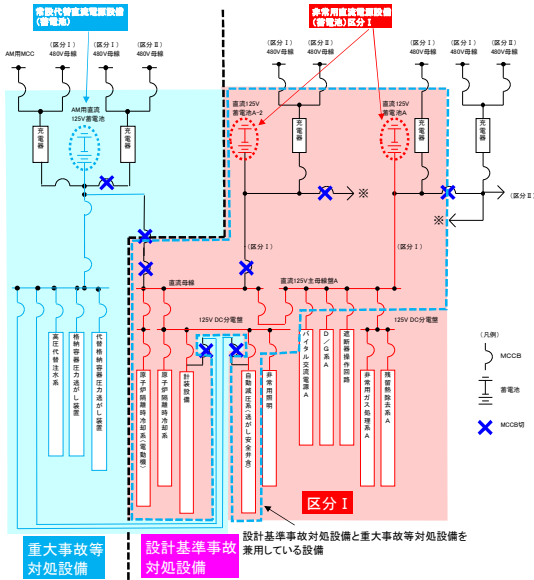
第1図 所内蓄電式直流電源設備  
系統図 (6号炉)  
(全交流動力電源喪失直後  
~8時間後)



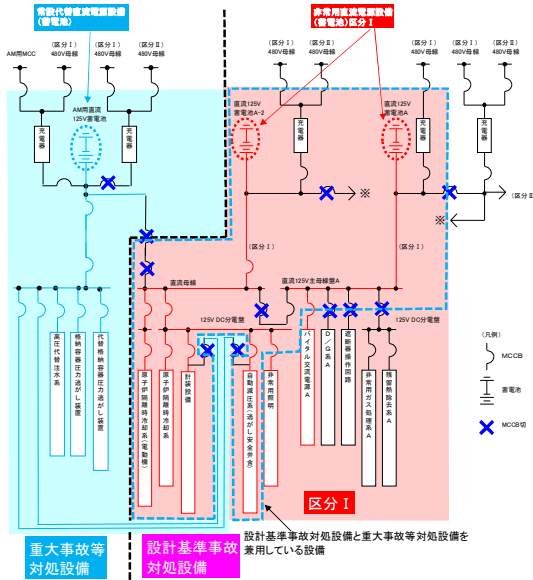
第2図 所内蓄電式直流電源設備  
系統図 (6号炉)  
(全交流動力電源喪失8時間後  
~19時間後)



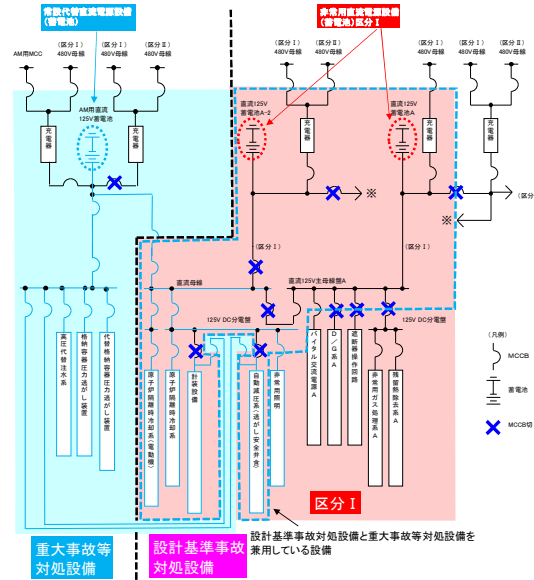
第3図 所内蓄電式直流電源設備  
系統図 (6号炉)  
(全交流動力電源喪失19時間後  
~24時間後)



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)

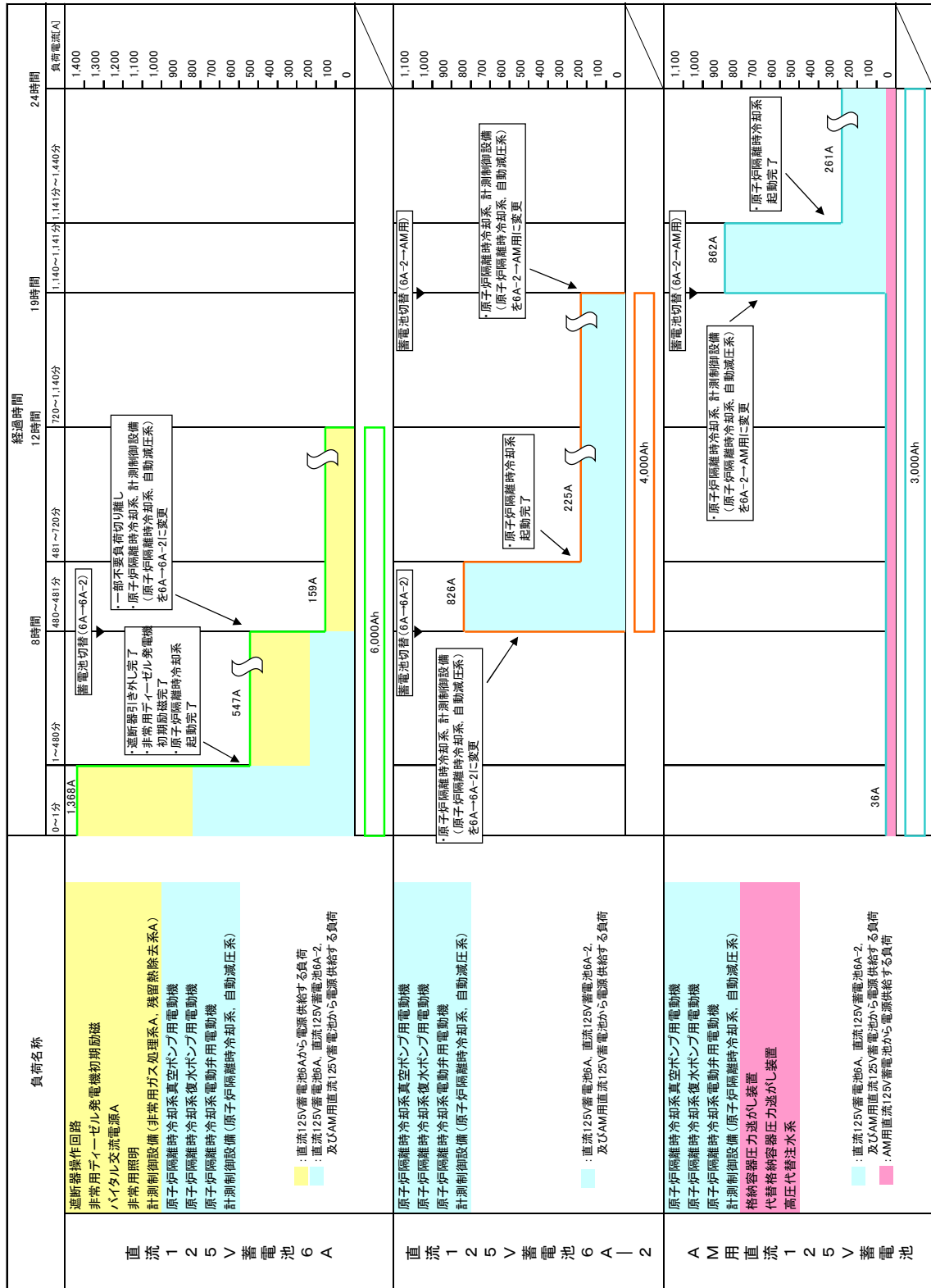


第5図 所内蓄電式直流電源設備  
系統図 (7号炉)  
(全交流動力電源喪失8時間後  
～19時間後)

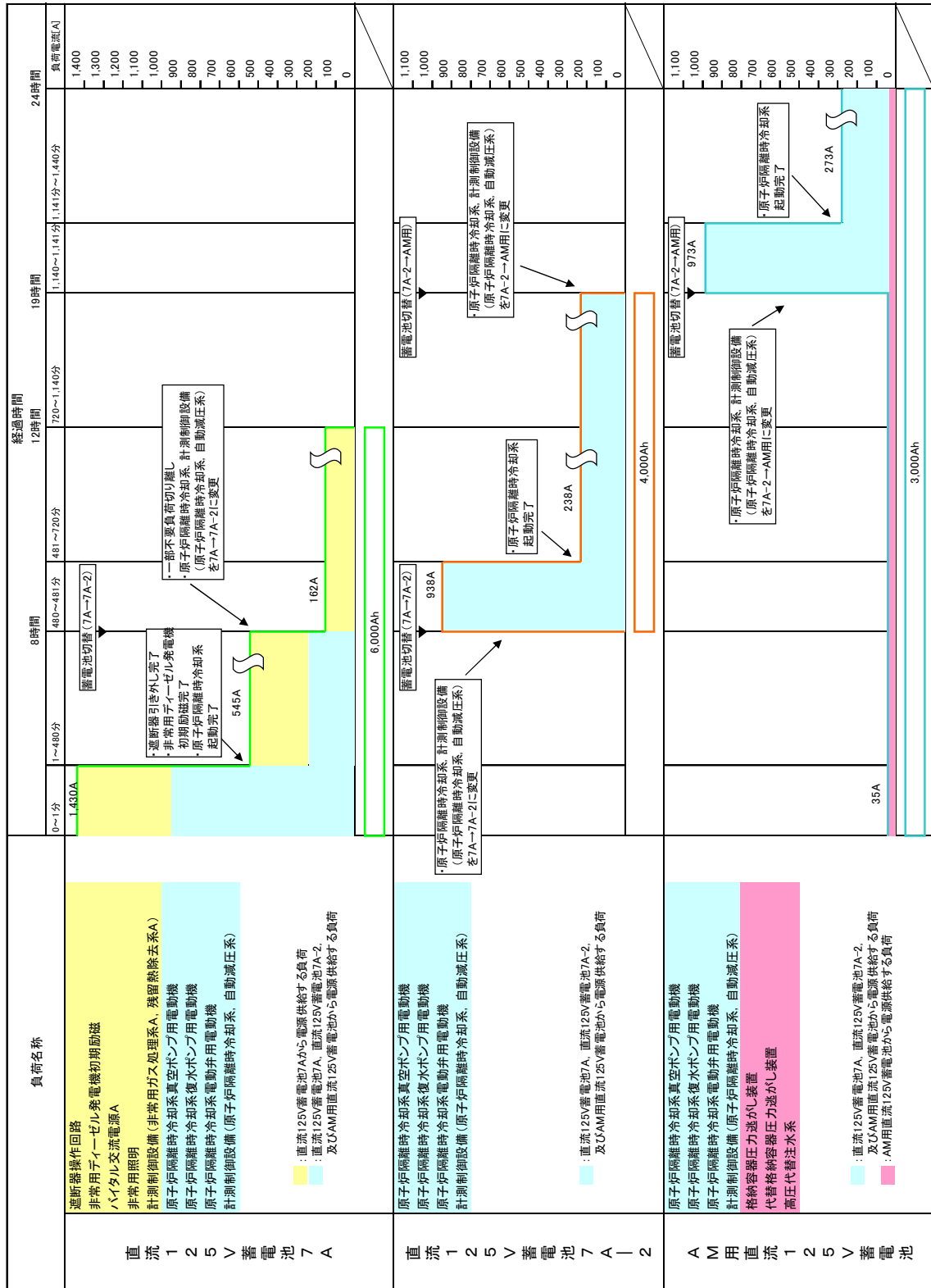


第6図 所内蓄電式直流電源設備  
系統図 (7号炉)  
(全交流動力電源喪失19時間後  
～24時間後)





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

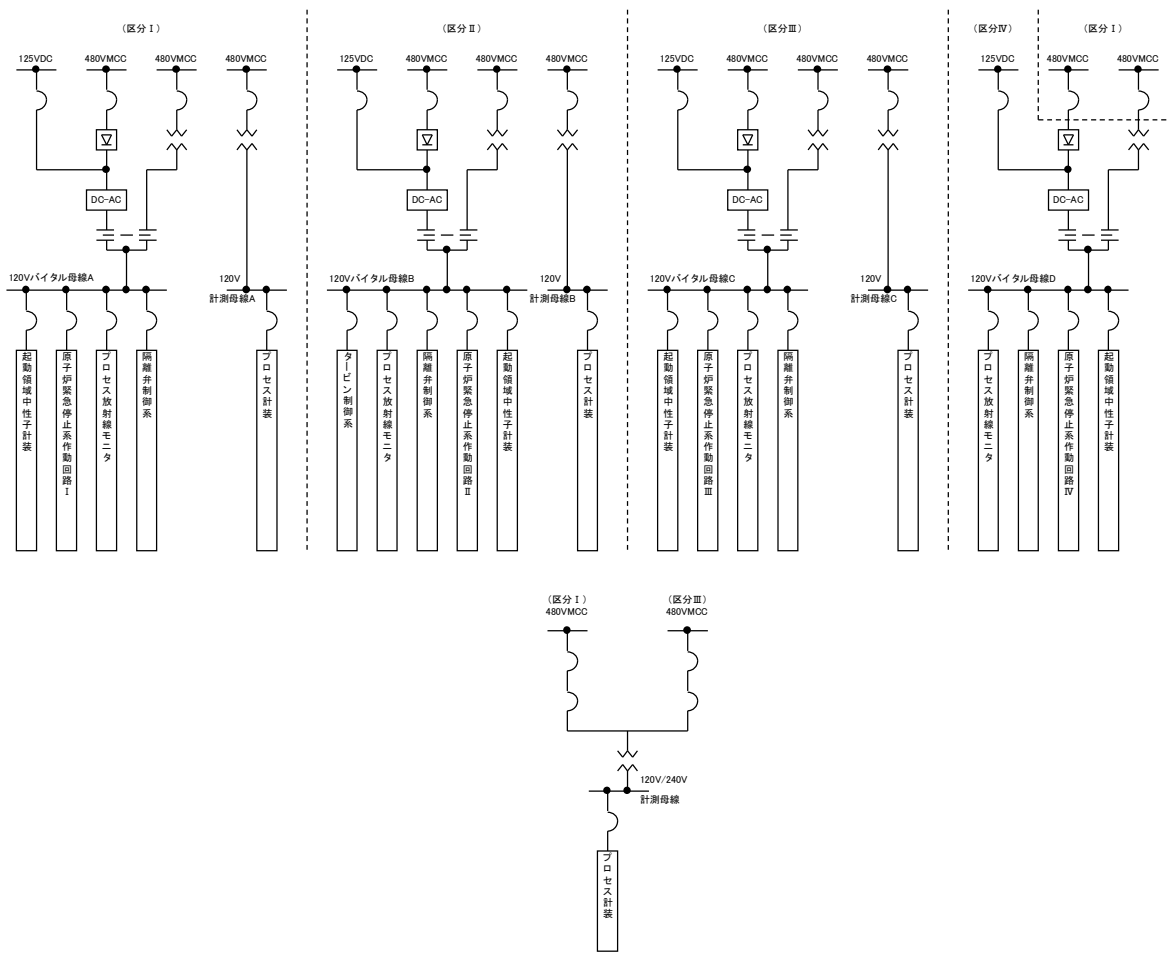


第8図 直流125V蓄電池7A, 7A-2, AM用直流125V蓄電池(7号炉) 負荷曲線

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。

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
第一ガスタービン発電機、 第二ガスタービン発電機 又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電  (第一ガスタービン発電機 使用の場合)	中央制御室運転員 A, B					第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 45分				75分 第一ガスタービン発電機によるSM/C C系受電				
	現場運転員 C, D					通信手段確保, M/C C系D系受電前準備				M/C D系受電確認				
	現場運転員 E, F					移動, M/C D系受電前準備				M/C D系受電操作				
						移動				第一GTG起動前点検				
						第一GTG起動準備				第一GTG起動, 給電				

		経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
第一ガスタービン発電機、 第二ガスタービン発電機 又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電  (第一ガスタービン発電機 使用の場合)	中央制御室運転員 a, b					第一ガスタービン発電機によるSM/C D系受電 45分				50分 第一ガスタービン発電機によるSM/C C系受電				
	現場運転員 c, d					通信手段確保, M/C C系D系受電前準備				M/C D系受電確認				
	現場運転員 e, f					移動, M/C D系受電前準備				M/C D系受電操作				
						移動, M/C C系受電前準備				M/C C系受電操作				

※ 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																	
	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				

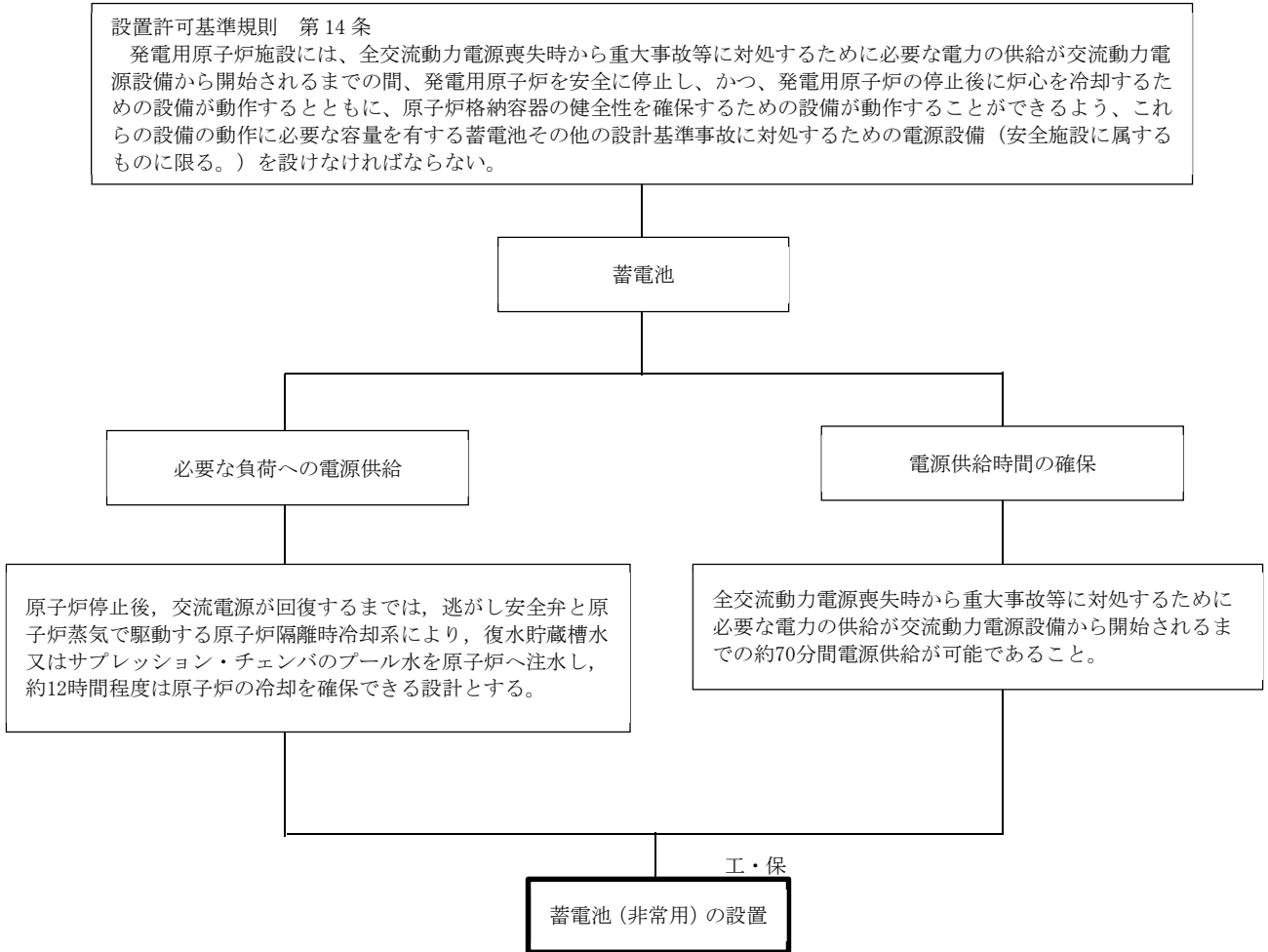
第2図 常設代替交流電源設備による非常用高圧母線7C及び7D受電のタイムチャート  
(第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線経由)の使用の場合)

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><b>【後段規制との対応】</b></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><b>【添付六，八への反映事項】</b></p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>：添付六，八に反映</p> <p><span style="border: 1px dashed black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>：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

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条を第 1.1-1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条 要求事項

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備 考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p>	<p>第二十六条 通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p> <p>五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p>	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>

<p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p>	<p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、</p>	<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>変更なし</p>

<p>最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。</p>	<p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</p>	
<p>ニ 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ものとする。</p>	<p>ニ 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こと。</p>	追加要求事項
<p>—</p>	<p>七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	変更なし

<p>設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p>	<p>技術基準規則 第 34 条 (計測装置)</p>	<p>備 考</p>
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 <u>外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視することができるものとする。</u></p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置(第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあっては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。)にあっては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>
<p>—</p>	<p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあっては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であって、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 47 条 (計測装置等)	備 考
<p>(再掲)</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、<u>自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	<p>追加要求事項</p>

## 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

使用済燃料プールへ重量物が落下した場合においても、使用済燃料プールの機能が損なわれないようにするため、使用済燃料プールへの落下が想定される重量物を抽出し、抽出された重量物が基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

#### (1) 使用済燃料プールへの落下が想定される重量物の抽出

##### a. 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している。

##### b. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

上記（1）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。

#### (2) 使用済燃料プールへの落下防止対策

##### a. 耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機、原子炉建屋クレーンについて、基準地震動  $S_s$  に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また、使用済燃料プール周辺に常設している重量物は、落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

##### b. 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

##### c. 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。



また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

## 2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信する設計とする。また、これら計測設備については非常用所内電源から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

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ついて

## 目次

1. 新規制基準の追加要件について
  - 1.1 概要
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
3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出
  - 3.1 評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方
    - 3.1.1 現場確認による抽出
    - 3.1.2 図面等による抽出
    - 3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出
  - 3.2 評価フローⅠの抽出結果
    - 3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等
4. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出
  - 4.1 評価フロー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）の考え方
    - 4.1.1 設置状況による抽出
    - 4.1.2 落下エネルギーによる抽出
    - 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出
  - 4.2 評価フローⅡの抽出結果
    - 4.2.1 設置状況による抽出結果
    - 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果
    - 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果
5. 落下防止対策の要否判断
  - 5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方
  - 5.2 評価フローⅢの評価
    - 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策
    - 5.2.2 設備構造による落下防止対策
    - 5.2.3 運用による落下防止対策
  - 5.3 評価フローⅢの抽出結果
    - 5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの
6. 重量物の評価結果

(別紙)

1. 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
2. 使用済燃料プールと運転床面上設備等との離隔概要について
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について
4. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて
5. 使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

(補足説明資料)

1. 7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価
2. 燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価について
3. 原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ，フック，ブレーキ）の健全性評価について
4. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
5. 過去不具合事象に対する対応状況について
6. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策
7. 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
8. キャスク吊具によるキャスクの吊り方について
9. 6号炉と7号炉における評価内容の差異について

## 1. 新規制基準の追加要件について

### 1.1 概 要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、下記の規則において重量物の落下時の貯蔵施設の機能に関する規制要件が新たに追加された。

このため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とともに、新規制基準への適合状況について確認した。

なお、当該規制については、使用済燃料の貯蔵施設における機能維持が要件となっているため、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プールのライニング健全性維持について評価した。

また、燃料集合体の落下に関する規制要件については変更されていない（安全設計審査指針 指針 49 と同じ）ため、ここでは燃料集合体以外の重量物を対象とし、燃料集合体に関しては参考として確認した。

<重量物落下に関する規制要件が新たに追加となった規則>

- a. 実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則  
第十六条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設） 第 2 項 第二号 ニ
- b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」  
第二十六条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備） 第 2 項 第四号 ニ

## 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

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、落下エネルギーと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。

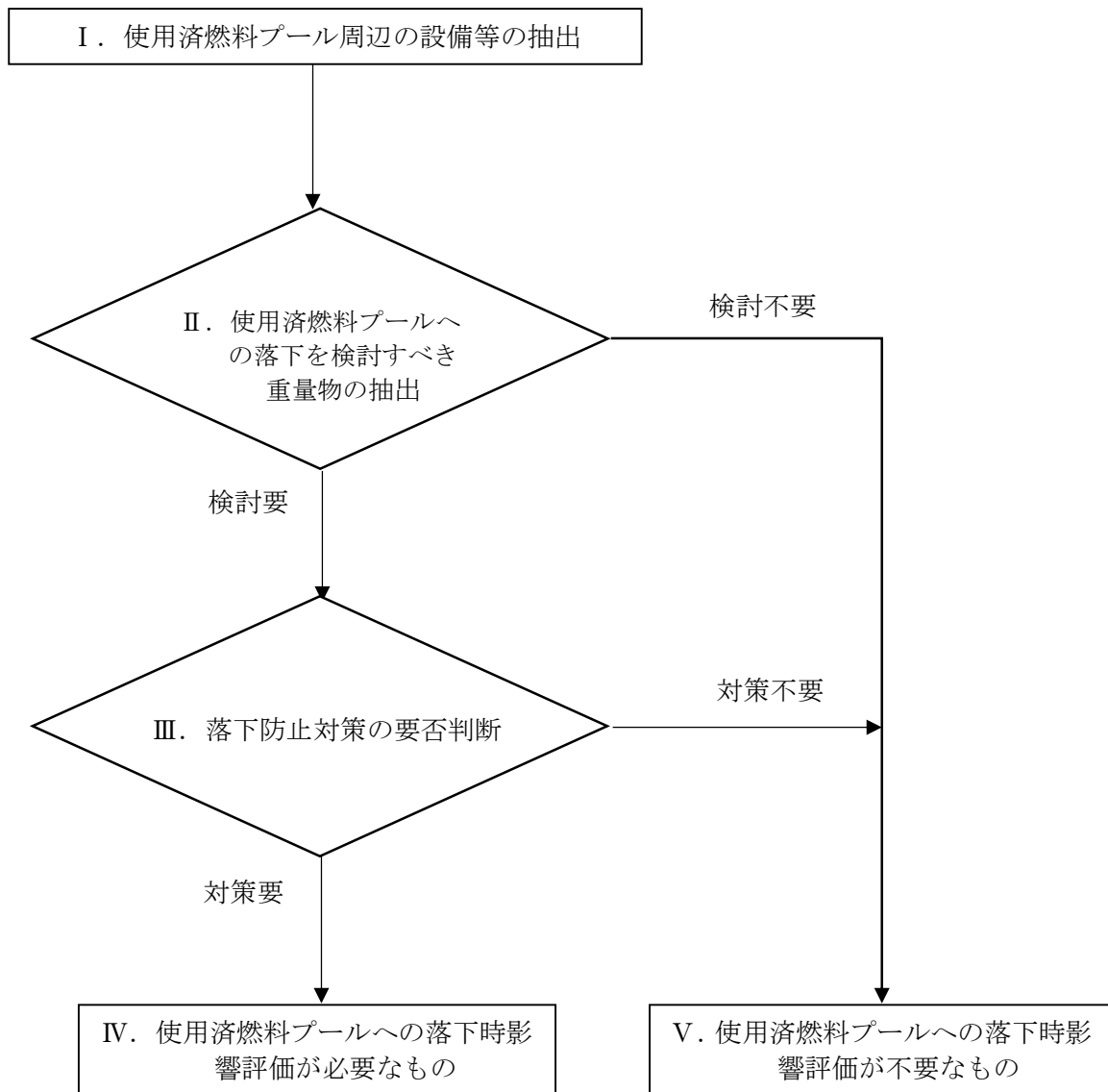


図2.1 評価フロー

### 3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

#### 3.1 評価フロー I（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

##### 3.1.1 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」について抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロアに設置されている設備等。

##### 3.1.2 図面等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図や設計仕様書の図面等を用いて抽出する。

※ 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）

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロアに設置されている設備等。

##### 3.1.3 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する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロアの作業において、燃料取替機または原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また、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、抽出の対象外とする。



## 3.2 評価フロー I の抽出結果

### 3.2.1 現場, 機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

現場, 機器配置図等による確認及び作業実績により, 以下の設備等を抽出した。抽出した設備等の各項目の詳細については, 表 3.1 及び表 3.2 に示す。

#### 【抽出した設備等の項目】

- ・原子炉建屋
- ・燃料取替機
- ・原子炉建屋クレーン
- ・その他クレーン類
- ・RCCV (取扱具含む)
- ・RPV (取扱具含む)
- ・内挿物 (取扱具含む)
- ・プール内ラック類
- ・プールゲート類
- ・キャスク (取扱具含む)
- ・電源盤類
- ・フェンス・ラダー類
- ・装置類
- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類
- ・試験・検査用機材類
- ・コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・空調機
- ・その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては, 燃料集合体等の使用済燃料プール内に保管される内挿物の移送作業がある。この作業で使用する燃料取替機は, 原子炉圧力容器と使用済燃料プール内ラック間の燃料集合体, 内挿物の移動, キャスクへの使用済燃料集合体の移動, 原子炉冷却材再循環ポンプ (以下, RIP という) の取扱作業を行う。原子炉建屋クレーンにおいては, キャスクの移動, プラント定検時の運転床面における各機器の配置変更, 搬入及び搬出を行う。

(1) 柏崎刈羽6号炉

柏崎刈羽6号炉の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋内オペフロ全体



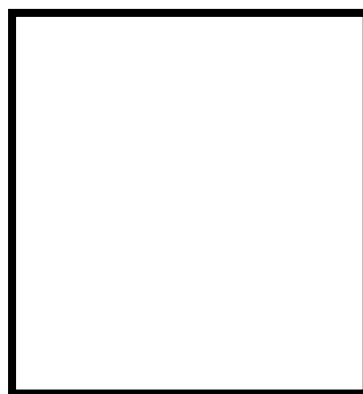
燃料取替機



使用済燃料プール天井



原子炉建屋クレーン



原子炉建屋内運転床面概略平面図



①使用済燃料プール全体



②使用済燃料プール側面



③使用済燃料プール側面



③使用済燃料プールラック側

図 3.2.1 6号炉 原子炉建屋内運転床面（原子炉建屋オペレーティングフロア）概要

(2) 柏崎刈羽 7 号炉  
 柏崎刈羽 7 号炉の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋内オペフロ全体



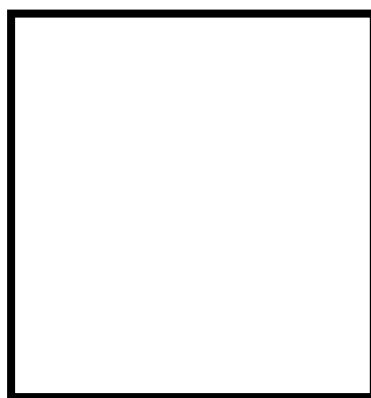
使用済燃料プール天井



燃料取替機



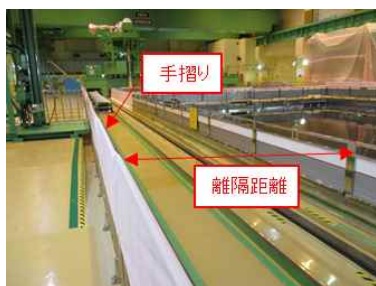
原子炉建屋クレーン



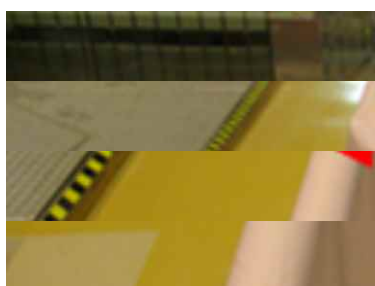
原子炉建屋内運転床面概略平面図



①使用済燃料プール全体



②使用済燃料プール側面



③使用済燃料プール側面



③使用済燃料プールラック側

図 3.2.2 7 号炉 原子炉建屋内運転床面 (原子炉建屋オペレーティングフロア) 概要

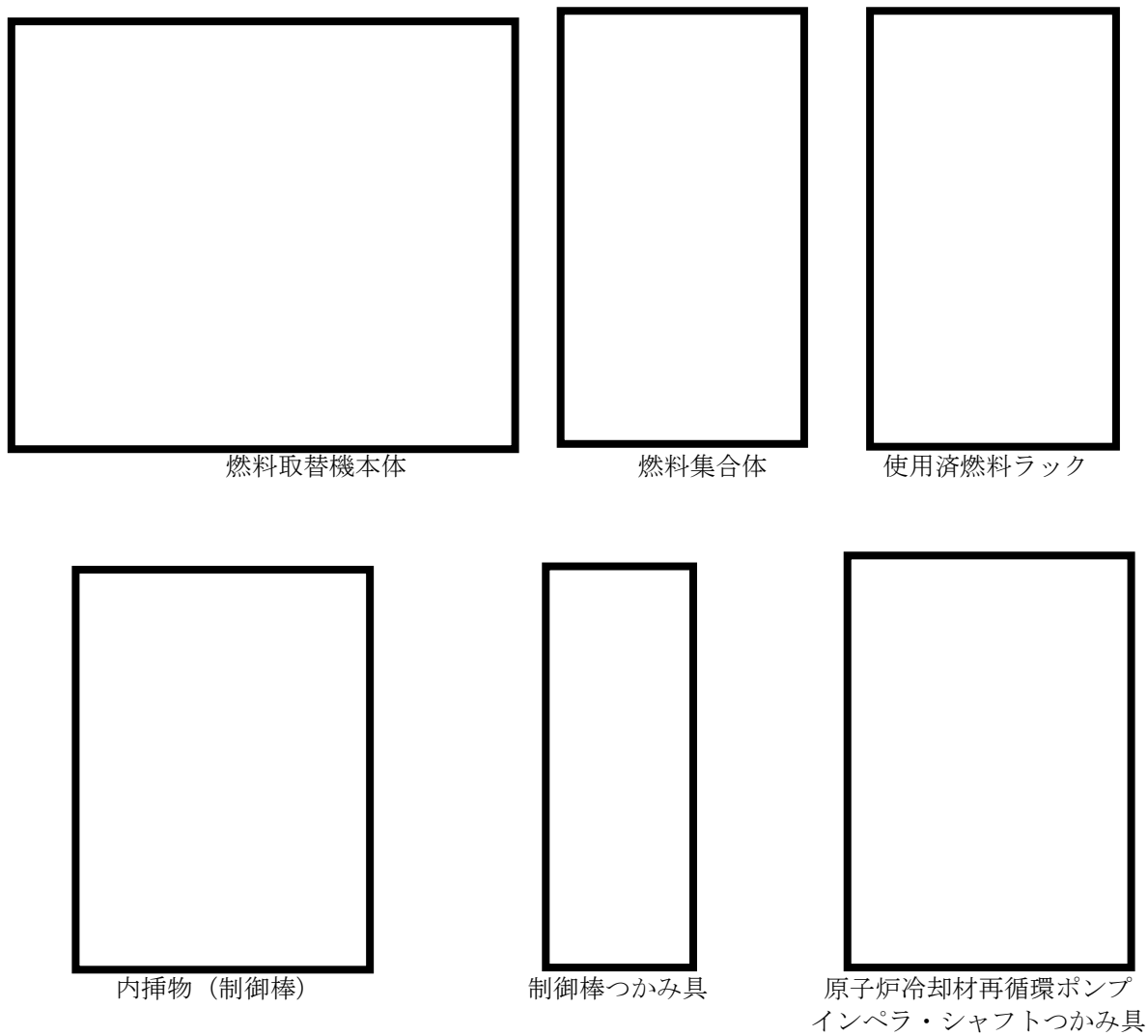


図 3.2.3 燃料取替機本体及び取扱い設備等（6号炉）

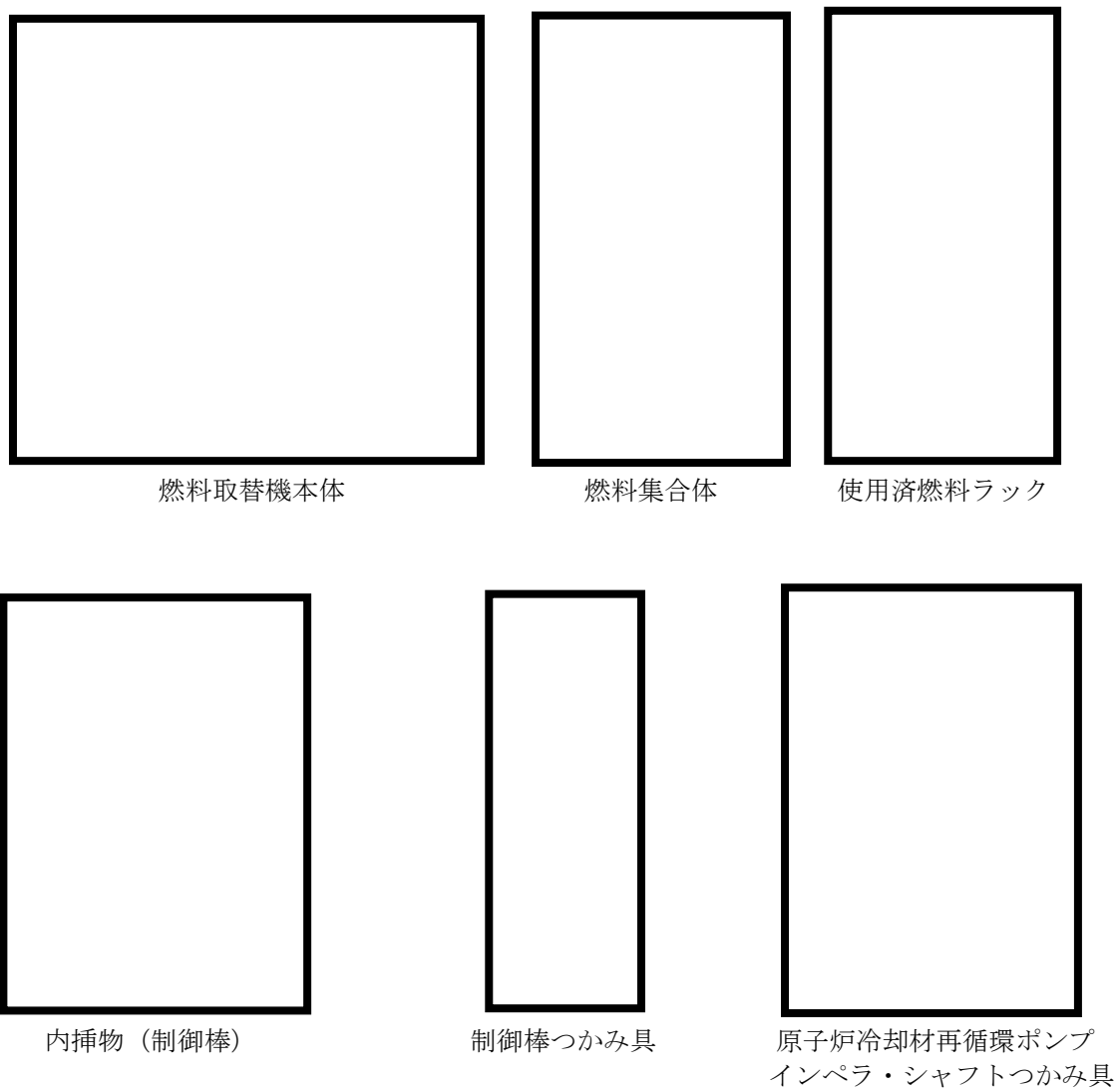


図 3.2.4 燃料取替機本体及び取扱い設備等（7号炉）



原子炉建屋クレーン

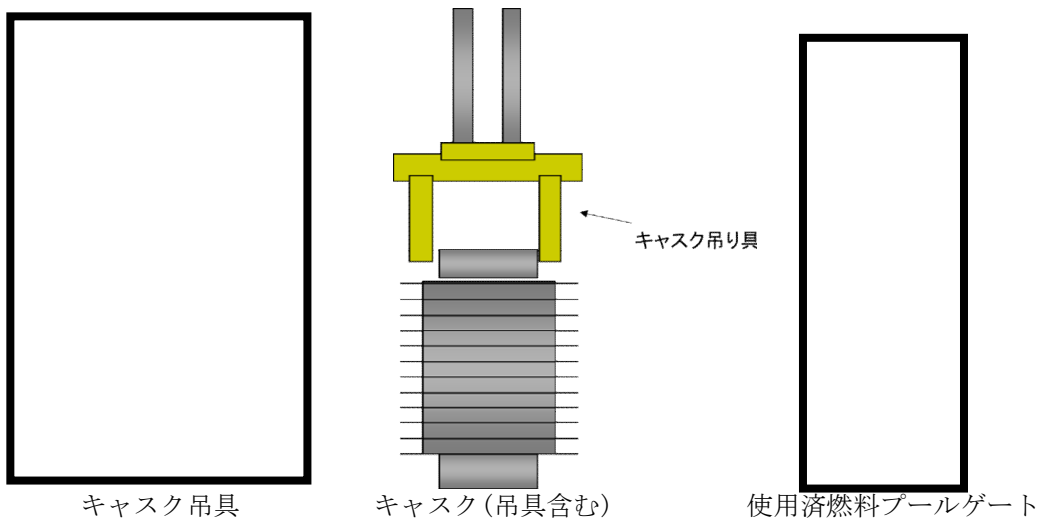
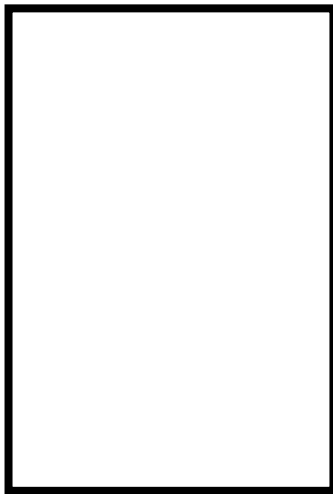


図 3.2.5 原子炉建屋クレーン本体及び取扱い重量物（6号炉）



原子炉建屋クレーン



キャスク吊具



使用済燃料プールゲート

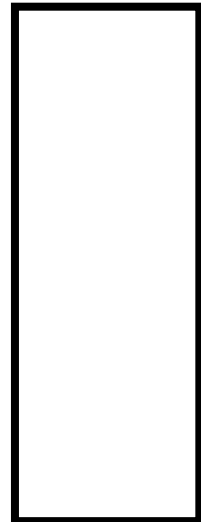


図 3.2.6 原子炉建屋クレーン本体及び取扱い重量物（7号炉）

表 3.1 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6号炉）（その1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋	屋根トラス、耐震壁等
		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
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン類	燃料プール用ジブクレーン
		燃料コンテナ起立台
		新燃料検査台
		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(+スタッドテンショナ(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ピット 上蓋支持台
		スタッドボルトラック
		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 インペラ・シャフト（保管ラック含む）
		RIP インペラ・シャフトつかみ具
		RIP 運搬用仮設レール
		RIP 仮置台
		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



表 3.1 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6号炉）（その2）

番号	抽出項目	詳細
7	内挿物（取扱具含む）	RIP 取扱具保管棚
		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（炉内計装管搬出入装置）
		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ップル（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
		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
		制御棒貯蔵ハンガ
9	プールゲート類	D/S プールゲート
		燃料プールゲート G1
		燃料プールゲート G2
		キャスクピットゲート G3
10	キャスク（取扱具含む）	キャスク
		キャスク吊り具
		転倒防止架台

表 3.1 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6号炉）（その3）

番号	抽出項目	詳細
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
		インペラ・シャフト検査装置制御盤
12	フェンス・ラダー類	手摺り（収納箱含む）
		新燃料検査台ピット用ラダー
		D/S プール用梯子
		原子炉ウェル用梯子
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）
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 支点用カバー収納箱
		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
		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

表 3.1 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6号炉）（その4）

番号	抽出項目	詳細
15	計器・カメラ・通信機器類	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
		使用済燃料貯蔵プール水位計
		水素濃度計
		スタックドレン配管Uシール水位計
		R/B-外気差圧（南側）発信器
16	試験・検査用機材類	インペラ・シャフト検査装置
		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ト用テストウェイト
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
		新燃料検査台ピットカバー
		燃料把握機調整ピットカバー
		キャスク洗浄ピットカバー
		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
		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		

表 3.1 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6号炉）（その5）

番号	抽出項目	詳細
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	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
		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
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		放送機材
		救命用具
定検資機材		

表 3.2 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋	鉄骨、天井トラス、屋根等
		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
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン類	新燃料検査台
		プール用ジブクレーン
		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 (+スタッドテンショナ (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
		ボルトシャンク部清掃装置
		スタッドボルトラック
		RPV オーリング
		ボルト着脱装置
		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
		蒸気乾燥器
		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+その他プール工具
		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
		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		

表 3.2 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その2）

番号	抽出項目	詳細
7	内挿物（取扱具含む）	インペラ・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 インペラ・シャフト（保管ラック含む）
		RIP インペラ・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
		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 検出器
		LPRM 吊下げハンガ
		SRNM
		LPRM 切断機
		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）
		サーベランス試験片
RIP 取扱具保管棚		
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		
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		
SFP ゲート（小）		
SFP ゲート（大）		
キャスクピットゲート		
DSP ゲート		
キャスク		
キャスク吊り具		
転倒防止架台		

表 3.2 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その3）

番号	抽出項目	詳細
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
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）
		DSP ゲートエアパッキン供給装置
14	作業機材類	PAR
		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
		ポール類収納ラック
		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
		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		

表 3.2 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その4）

番号	抽出項目	詳細
15	計器・カメラ・通信機器類	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
		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		
16	試験・検査用機材類	RIP 検査台
		シッパーキャップ ( SHIPPING 検査用)
		炉内 ISI 装置収納庫
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	SFP スロットプラグ (A)
		SFP スロットプラグ (B)
		SFP スロットプラグ (C)
		SFP スロットプラグ (D)
		DS スロットプラグ (A)
		DS スロットプラグ (B)
		DS スロットプラグ (C)
		D/S プールカバー
		原子炉ウェルカバー (A)
		原子炉ウェルカバー (B)
		原子炉ウェルカバー (C)
		原子炉ウェルカバー (D)
		原子炉ウェルカバー (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
		新燃料検査台ピットカバー
		燃料把握機調整ピットカバー
キャスク洗浄ピットカバー		
18	空調機	燃料取替機制御室空調機



表 3.2 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その5）

番号	抽出項目	詳細
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
		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
		定検資機材

#### 4. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

##### 4.1 評価フロー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）の考え方

###### 4.1.1 設置状況による抽出

使用済燃料プールとの離隔や設置方法等を考慮して、使用済燃料プール内に落下するおそれのあるものを検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

###### 4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となった重量物について、落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（約 15.5kJ※）を超える重量物となる設備等を検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

※燃料集合体の気中落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、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（別紙1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

$$E = m \times g \times h$$

E：落下エネルギー[J]

m：質量[kg]

g：重力加速度[m/s<sup>2</sup>]

h：落下高さ[m]

ここで、落下高さは、各設備等の最大吊り上げ高さ（＝フック最高高さ－プール最深床高さ－吊荷本体高さ）とし、基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。

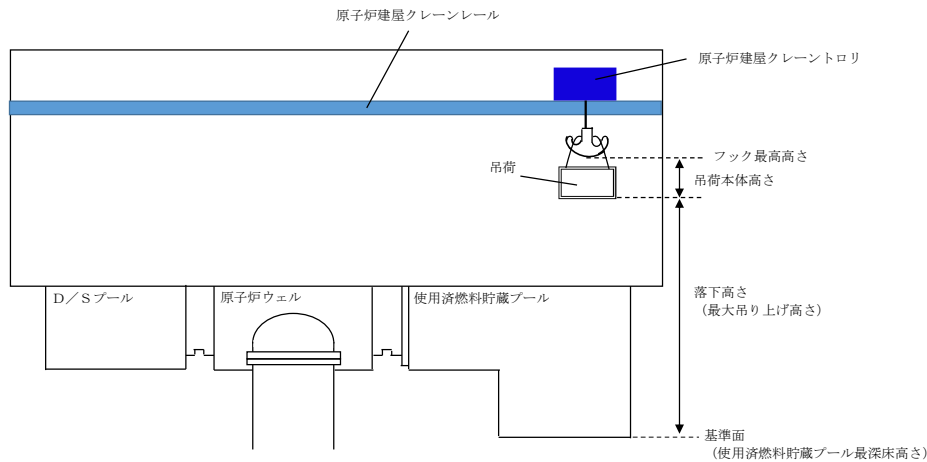


図4.1.1 落下高さ算出概要

###### 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出

4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要となるものを、評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断が必要となる重量物として抽出する。

## 4.2 評価フローⅡの抽出結果

### 4.2.1 設置状況による抽出結果

使用済燃料プールとの離隔は、使用済燃料プールと離隔距離が確保され、且つ、手摺りにより区画された外側に設置されていることとする。

下記項目の設備等は、使用済燃料プールの手摺りの外側に設置されており、使用済燃料プールとの離隔が確保されているとともに、設置方法として、転倒防止対策（電源盤類、空調機については床や壁面にボルト等にて固定または固縛）がとられており、仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとれていることから、落下は防止される（詳細は、使用済燃料プールと運転床面上設備との離隔概要について（別紙2）参照）。

<検討不要となる項目※>

（6号炉）

- ・ R C C V（取扱具含む）
- ・ 電源盤類
- ・ 空調機

（7号炉）

- ・ R C C V（取扱具含む）
- ・ 電源盤類
- ・ 空調機

※各項目の詳細は表 3.1 及び表 3.2 を参照

（6号炉の状況）



原子炉建屋運転床上設備



離隔距離の概要

（7号炉の状況）



原子炉建屋運転床上設備



離隔距離の概要

#### 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

4.1.2「落下エネルギーによる抽出」に示す落下エネルギーの算出方法により算出された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より小さくなり、検討不要となる

<検討不要の項目※>

(6号炉)

- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類

(7号炉)

- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類

※各項目の詳細は表 3.1 及び表 3.2 を参照

上記項目の設備等は、使用中に仮に使用済燃料プールへ落下した場合においても、その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいことから、検討不要とした。

#### 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要となる重量物として抽出した項目を下記に示す。

これらの項目は、落下により使用済燃料プールの機能を損なう恐れがあることから、後段の評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断を実施する。

##### <検討要となる項目※>

###### (6号炉)

- |                 |             |
|-----------------|-------------|
| ・原子炉建屋          | ・燃料取替機      |
| ・原子炉建屋クレーン      | ・その他クレーン類   |
| ・RPV（取扱具含む）     | ・内挿物（取扱具含む） |
| ・プール内ラック類       | ・プールゲート類    |
| ・キャスク（取扱具含む）    | ・フェンス・ラダー類  |
| ・装置類            | ・試験・検査用機材類  |
| ・コンクリートプラグ・ハッチ類 | ・その他        |

###### (7号炉)

- |                 |             |
|-----------------|-------------|
| ・原子炉建屋          | ・燃料取替機      |
| ・原子炉建屋クレーン      | ・その他クレーン類   |
| ・RPV（取扱具含む）     | ・内挿物（取扱具含む） |
| ・プール内ラック類       | ・プールゲート類    |
| ・キャスク（取扱具含む）    | ・フェンス・ラダー類  |
| ・装置類            | ・試験・検査用機材類  |
| ・コンクリートプラグ・ハッチ類 | ・その他        |

※各項目の詳細は表3.1及び表3.2を参照

## 5. 落下防止対策の要否判断

### 5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フローⅡで検討要として抽出した重量物について、使用済燃料プールへの落下原因に応じて、落下防止対策を適切に実施する設計とする。

抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理について表5.1に示す。

表5.1 抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した設備等※	該当する落下原因 (a~d) 及び落下対策 (①~③)					
	a. 地震による設備等の破損	b. 吊荷取扱装置の故障等		c. 吊荷取扱装置の誤操作		d. 吊荷取扱設備の待機位置等
	①	②	③	②	③	③
原子炉建屋	○	—	—	—	—	—
燃料取替機	○	—	○	—	○	○
原子炉建屋クレーン	○	—	○	—	○	○
その他クレーン類	○	○	○	○	○	—
RPV（取扱具含む）	—	○	○	○	○	—
内挿物（取扱具含む）	—	○	○	○	○	—
プール内ラック類	○	○	○	○	○	—
プールゲート類	—	○	○	○	○	—
キャスク（取扱具含む）	—	○	○	○	○	○
フェンス・ラダー類	—	○	○	○	○	—
装置類	—	○	○	○	○	—
試験・検査用機材類	—	○	○	○	○	—
コンクリートプラグ・ハッチ類	—	○	○	○	○	—
その他	○	—	—	—	—	—

※項目の詳細は表3.1及び表3.2参照

ここで、吊荷取扱設備とは、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンであり、吊荷取扱装置とは、吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記落下防止対策①~③については、具体的に以下により確認する。

#### ① 耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機、原子炉建屋クレーンについて、基準地震動 $S_s$ に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また、使用済燃料プール周辺に常設している重量物は、落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

#### ② 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

③ 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用，原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

## 5.2 評価フローⅢの評価

### 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

#### (1) 原子炉建屋及び使用済燃料プール上部にある常設設備 (6号炉)

原子炉建屋については、運転床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動  $S_s$  に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。運転床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動  $S_s$  に対して落下しない設計とする。

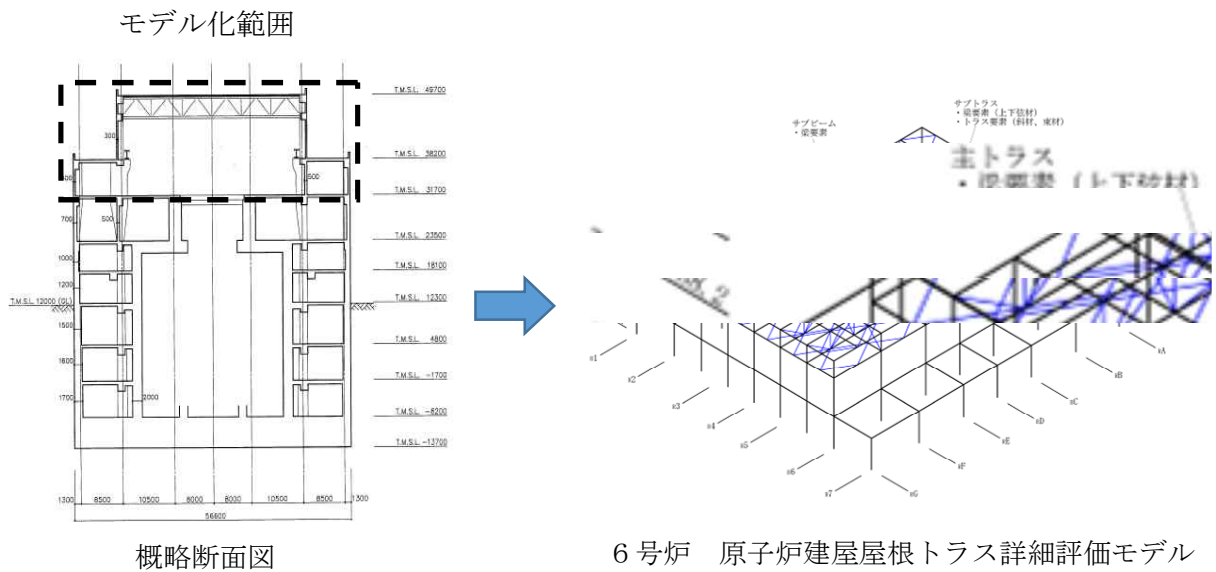


図 5.2.1 原子炉建屋屋根評価モデル



(7号炉)

原子炉建屋については、運転床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動  $S_s$  に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。運転床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動  $S_s$  に対して落下しない設計とする。

また、7号炉においては使用済燃料プール上部に常設のダクトが設置されており、評価フローⅡの設置状況により必要な離隔がとられていないと判断される使用済燃料プールの手摺の内側エリア直上のダクトを評価対象として、基準地震動  $S_s$  に対し落下しない設計とする(補足説明資料1参照)。

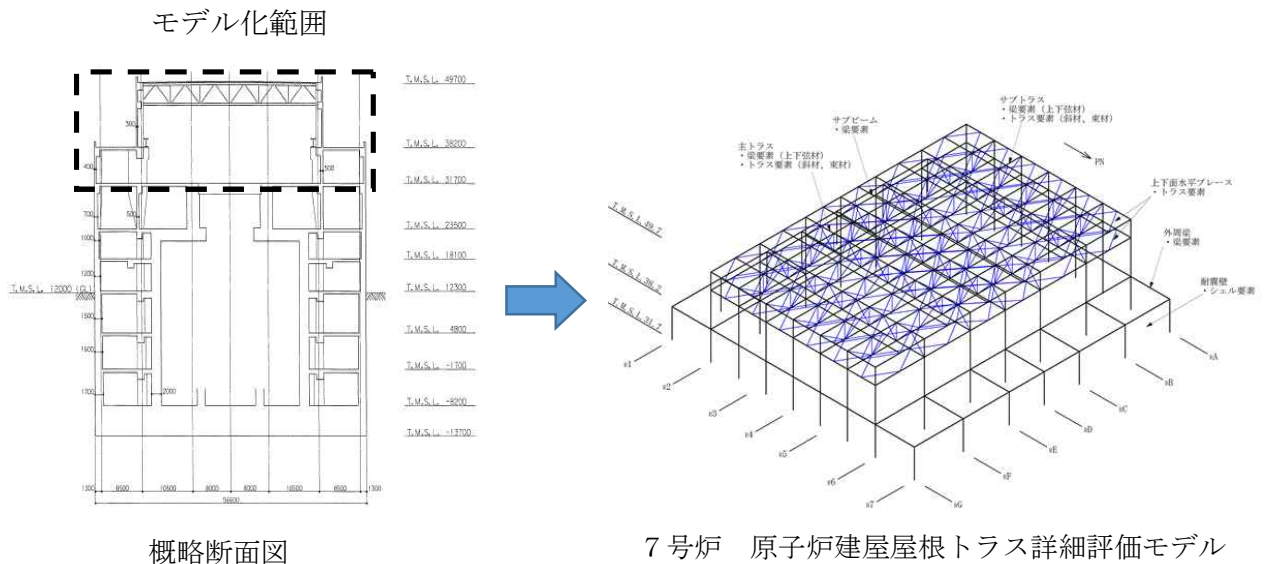


図 5.2.2 原子炉建屋屋根評価モデル

(2) 燃料取替機

燃料取替機<sup>※</sup>は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD/Sピットをまたぐレール上を走行する取替機であり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置している。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

※耐震評価においては燃料取替機の使用済燃料プール上で取扱う吊荷は、下記のように燃料取替機の吊荷となる全ての項目を包絡する重量とする。

- 燃料集合体
  - ブレードガイド
  - 原子炉冷却材再循環ポンプ
  - 制御棒
- 等

(6号炉)

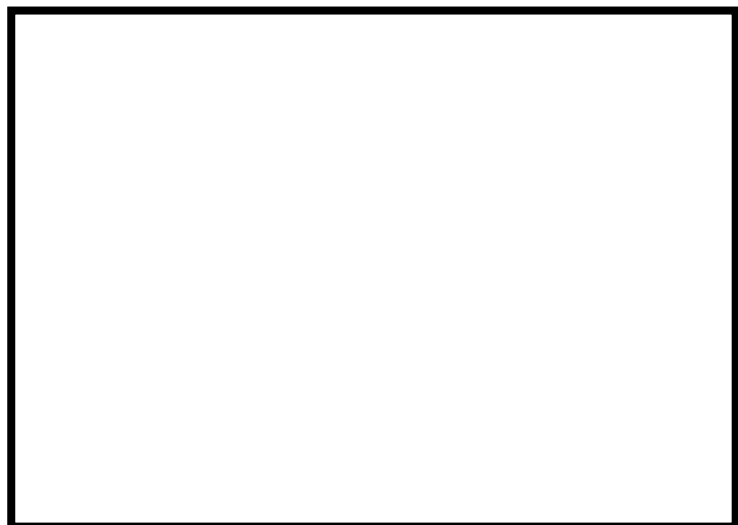
燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール上面



走行レール断面

図 5.2.3 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a. 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、燃料取替機に対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元梁モデルを作成し、スペクトルモード解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール

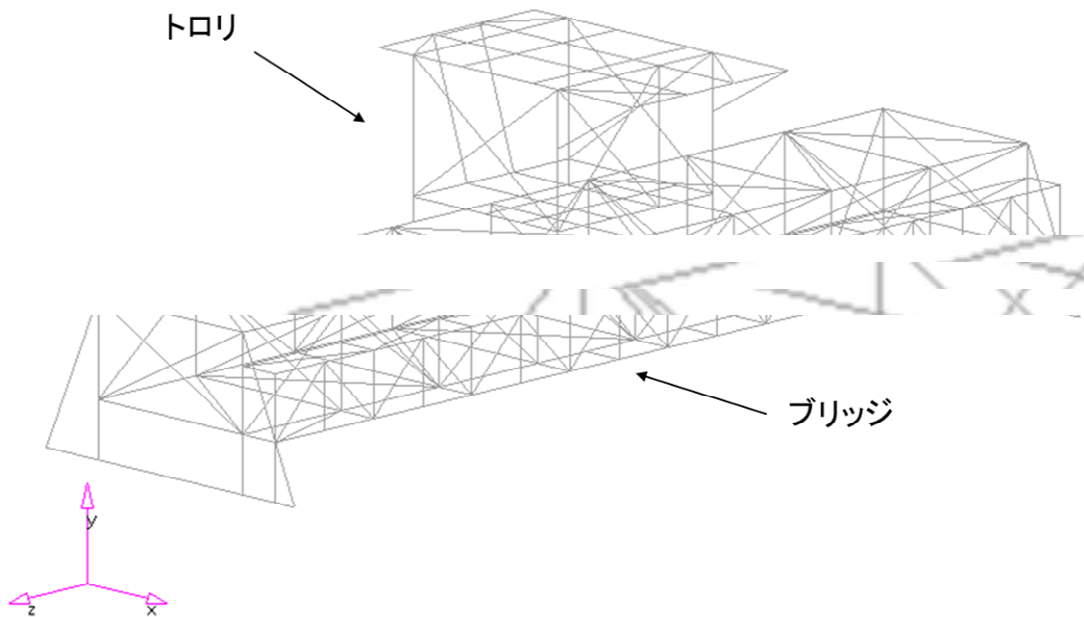


図 5.2.4 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

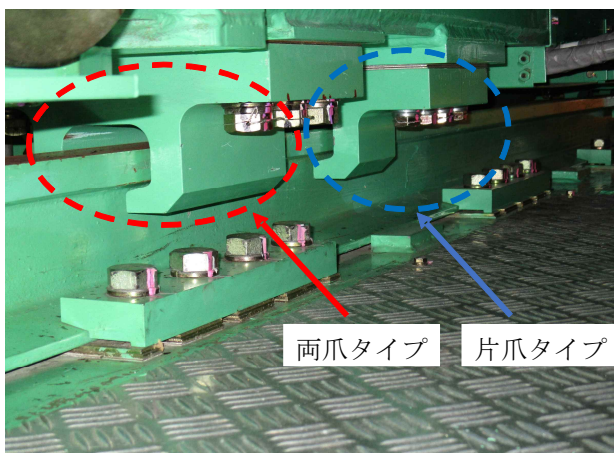
ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造としている。

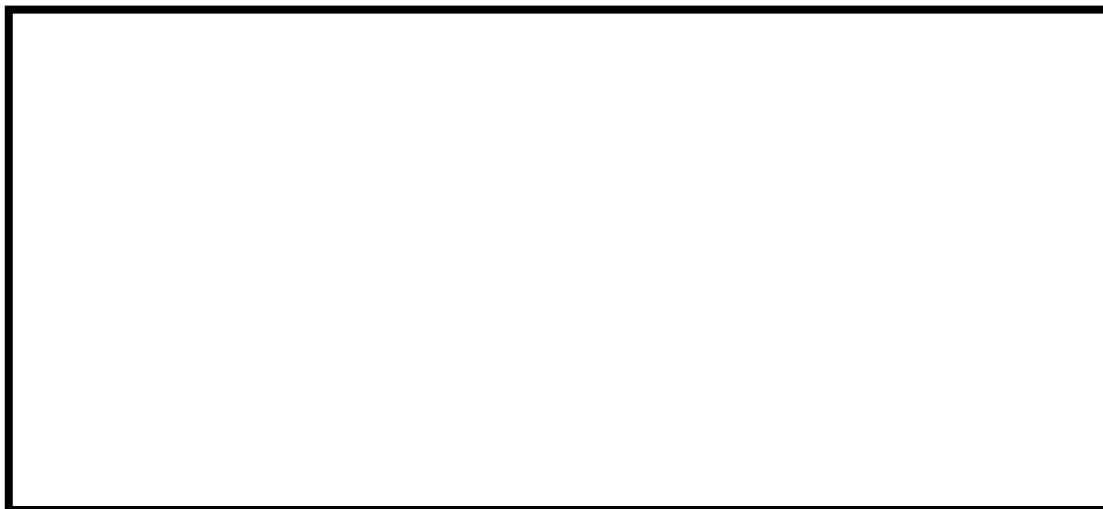
これらのトロリ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ



トロリ脱線防止ラグ  
（両爪タイプ）

トロリ脱線防止ラグ  
（片爪タイプ）

図 5.2.5 トロリ脱線防止ラグ詳細

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

運転床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮上り、走行レールより脱線しない構造とする。

ブリッジ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.6 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

iv. 走行レール

走行レールは運転床面に設置され、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.7 走行レール

## b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により、吊荷を扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、ワイヤロープ、フック及びブレーキは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

### (a) 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、ワイヤロープ、フック及びブレーキに作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行う。

### (b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、基準地震動  $S_s$  の上下方向床応答スペクトルでの応答震度を用いて、ワイヤロープ長さを考慮し算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フックは、定格荷重に対する引張強さ ( $S_u$ ) による安全率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは、制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト、補助ホイスト及びRIPホイスト）について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料2に、主ホイストにおける評価例を示す。

(7号炉)

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール上面



走行レール断面

図 5.2.8 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a. 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、燃料取替機に対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元梁モデルを作成し、スペクトルモーダル解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール

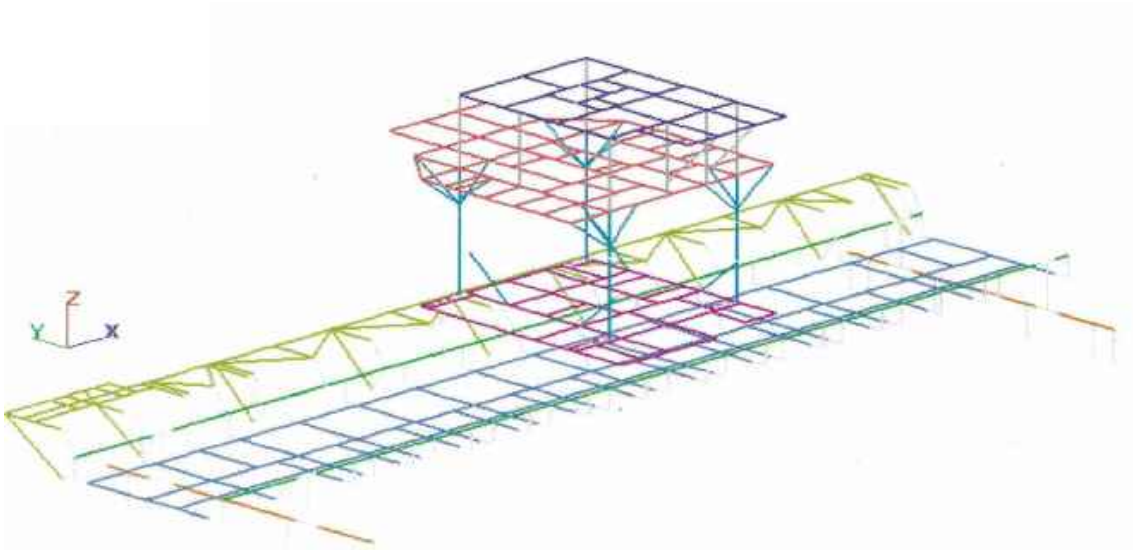


図 5.2.9 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対し使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



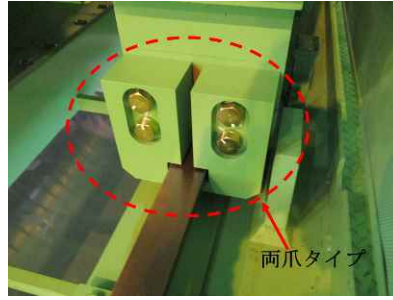
ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

トロリ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ



図 5.2.10 トロリ脱線防止ラグ詳細

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

運転床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮上り、走行レールより脱線しない構造とする。

ブリッジ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.11 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

iv. 走行レール

走行レールは運転床面に設置され、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.12 走行レール

## b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により、吊荷を扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、ワイヤロープ、フック及びブレーキは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。  
耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

### (a) 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、ワイヤロープ、フック及びブレーキに作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行う。

### (b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、基準地震動  $S_s$  の上下方向床応答スペクトルでの応答震度を用いて、ワイヤロープ長さを考慮し算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フックは、定格荷重に対する引張強さ ( $S_u$ ) による安全率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは、制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト、補助ホイスト及びRIPホイスト）について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料2に、主ホイストにおける評価例を示す。

### (3) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーン※は、原子炉建屋内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置している。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

原子炉建屋クレーンは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

※耐震評価においては原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール上で取扱う吊荷は、下記のように原子炉建屋クレーンの吊荷となる全ての項目を包絡する重量とする。

- キャスク
- プールゲート
- 燃料集合体            等

### (6号炉)

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



図 5.2.13 原子炉建屋クレーン本体

#### a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

#### (a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元梁モデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

#### (b) 評価部材

- i. クレーン本体ガード
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストッパ

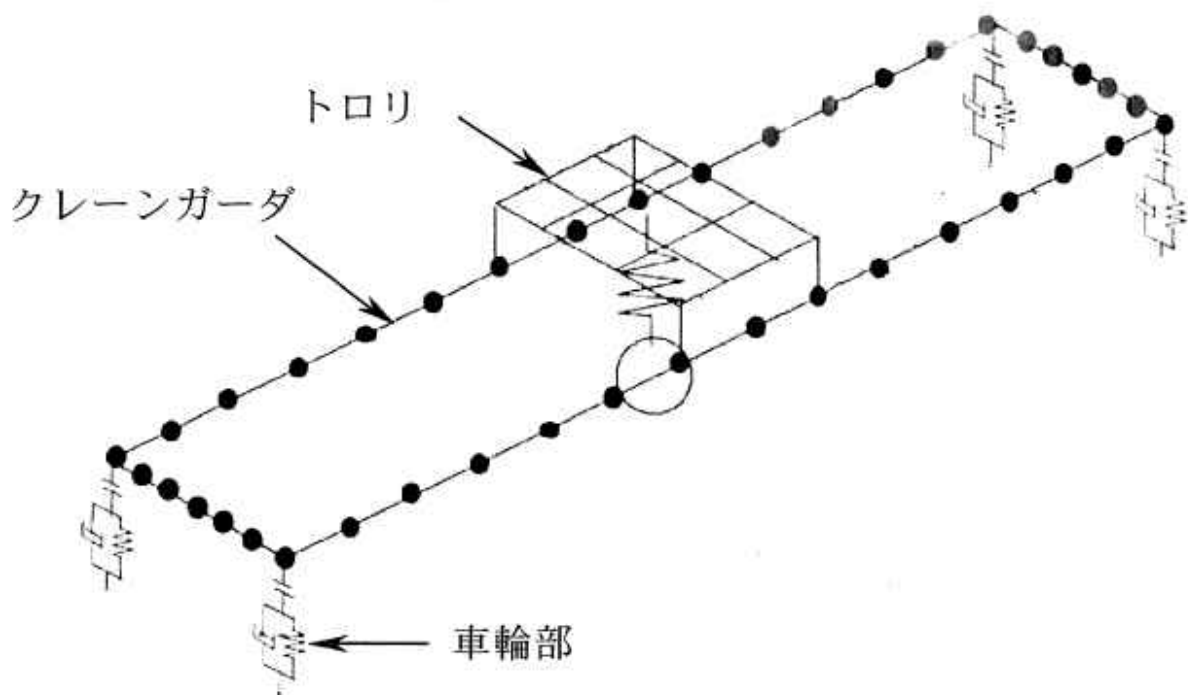


図5.2.14 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

ii. 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダ当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガーダより脱線しない構造とする。

脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



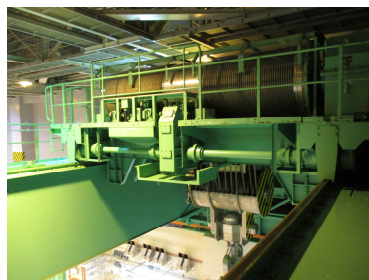
走行脱線防止ラグ

図5.2.15 原子炉建屋クレーン本体及び走行脱線防止ラグ

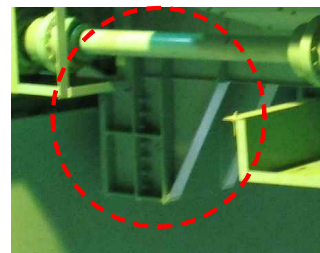
iii. トロリストoppa

トロリストoppaは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

トロリストoppaは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



トロリストoppa

トロリ本体

図5.2.16 トロリ本体及びトロリストoppa

## b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより、吊荷を扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。  
耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

### (a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

### (b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フックは、定格荷重に対する引張強さ ( $S_u$ ) による安全率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは、制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト、補助ホイスト及びRIPホイスト）について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料3に、主巻における評価例を示す。

(7号炉)

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



図 5.2.17 原子炉建屋クレーン本体

a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元梁モデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. クレーン本体ガーダ
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストッパ



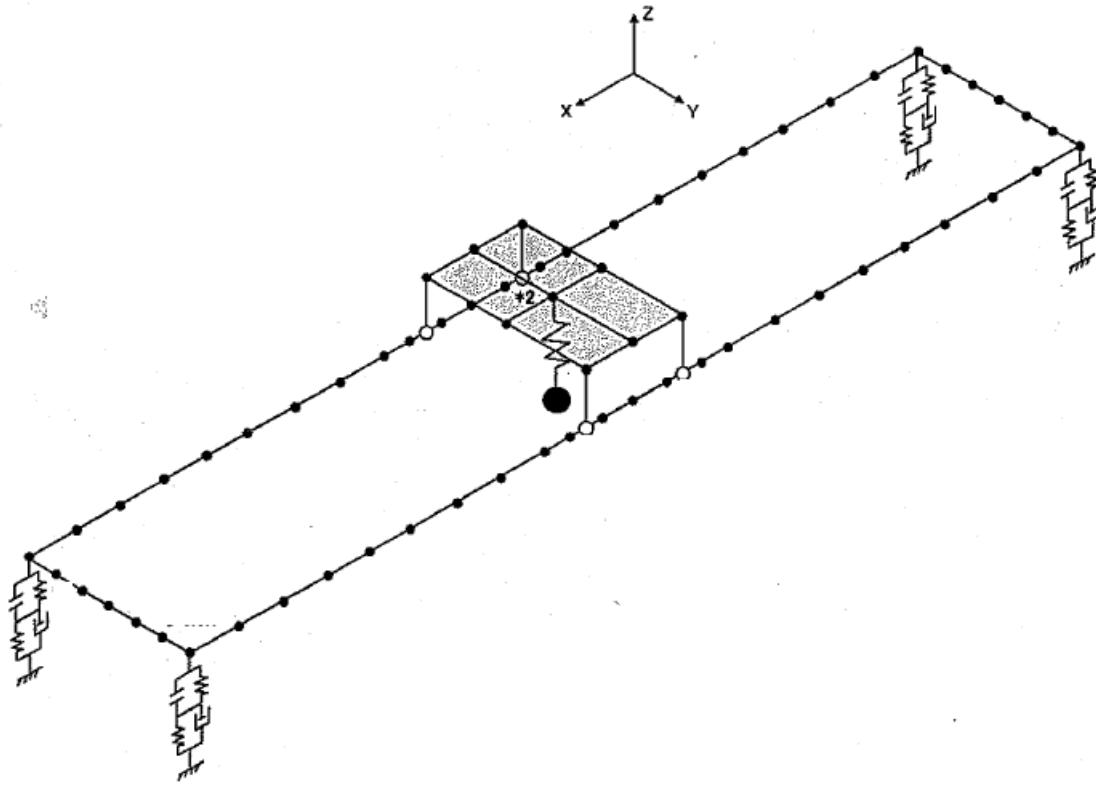


図5.2.18 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

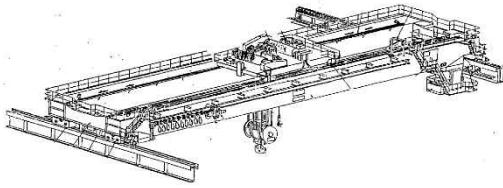
ii. 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダ当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガーダより脱線しない構造とする。

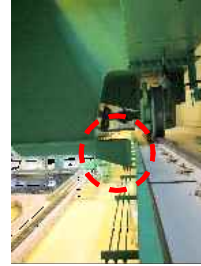
脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 $S_s$ に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



原子炉建屋クレーン本体



走行脱線防止ラグ

図5.2.19 原子炉建屋クレーン本体及び走行脱線防止ラグ

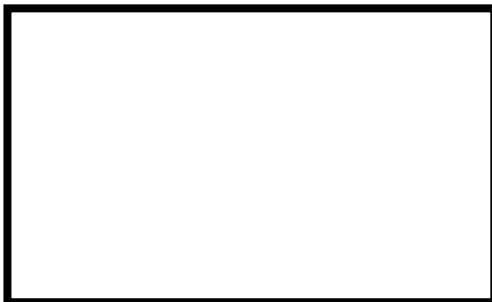
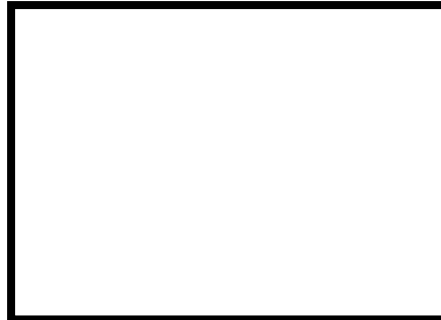
iii. トロリストッパ

トロリストッパは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

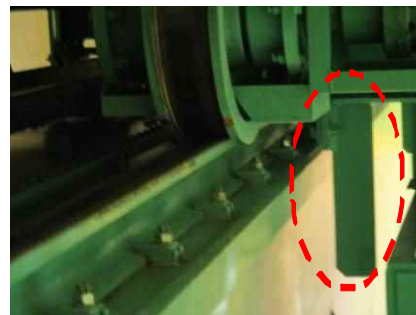
トロリストッパは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



トロリ本体



トロリストッパ

図 5.2.20 トロリ本体及びトロリストッパ

b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより、吊荷を扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。  
耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フックは、定格荷重に対する引張強さ ( $S_u$ ) による安全率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは、制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト、補助ホイスト及びRIPホイスト）について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料3に、主巻における評価例を示す。

## 5.2.2 設備構造による落下防止対策

### (1) 燃料取替機

使用済燃料プール上において、燃料取替機で扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

#### a. 駆動電源の喪失対策

燃料取替機は、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

#### (a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を図 5.2.21 及び図 5.2.22 に示す。

燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても図 5.2.21 及び図 5.2.22 の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、マグネット(青塗り部)が非励磁となると、アーマチュア(赤塗り部)との間に吸引力が喪失する。
- ② ブレーキスプリング(緑塗り部)の力によりアーマチュアがインナーディスク及びアウターディスク(黄色部)を押さえつける。



図 5.2.21 直流電磁ブレーキの概要 (6号炉)

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、マグネット(青塗り部)が非励磁となると、アーマチュア(赤塗り部)との間に吸引力が喪失する。
- ② ブレーキスプリング(緑塗り部)の力によりアーマチュアがブレーキライニング(黄色部)をブレーキディスク(紫色部)に押しつける。



図 5.2.22 直流電磁ブレーキの概要 (7号炉)

- (b) 駆動用空気喪失時のブレーキ機能について  
燃料つかみ具機構の概要について図 5. 2. 23 に示す。

燃料つかみ具機構の駆動用空気喪失時のブレーキ機能を以下に示す。

- ①燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
- ②燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロック機構により、燃料集合体は外れない設計とする。
- ③燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。

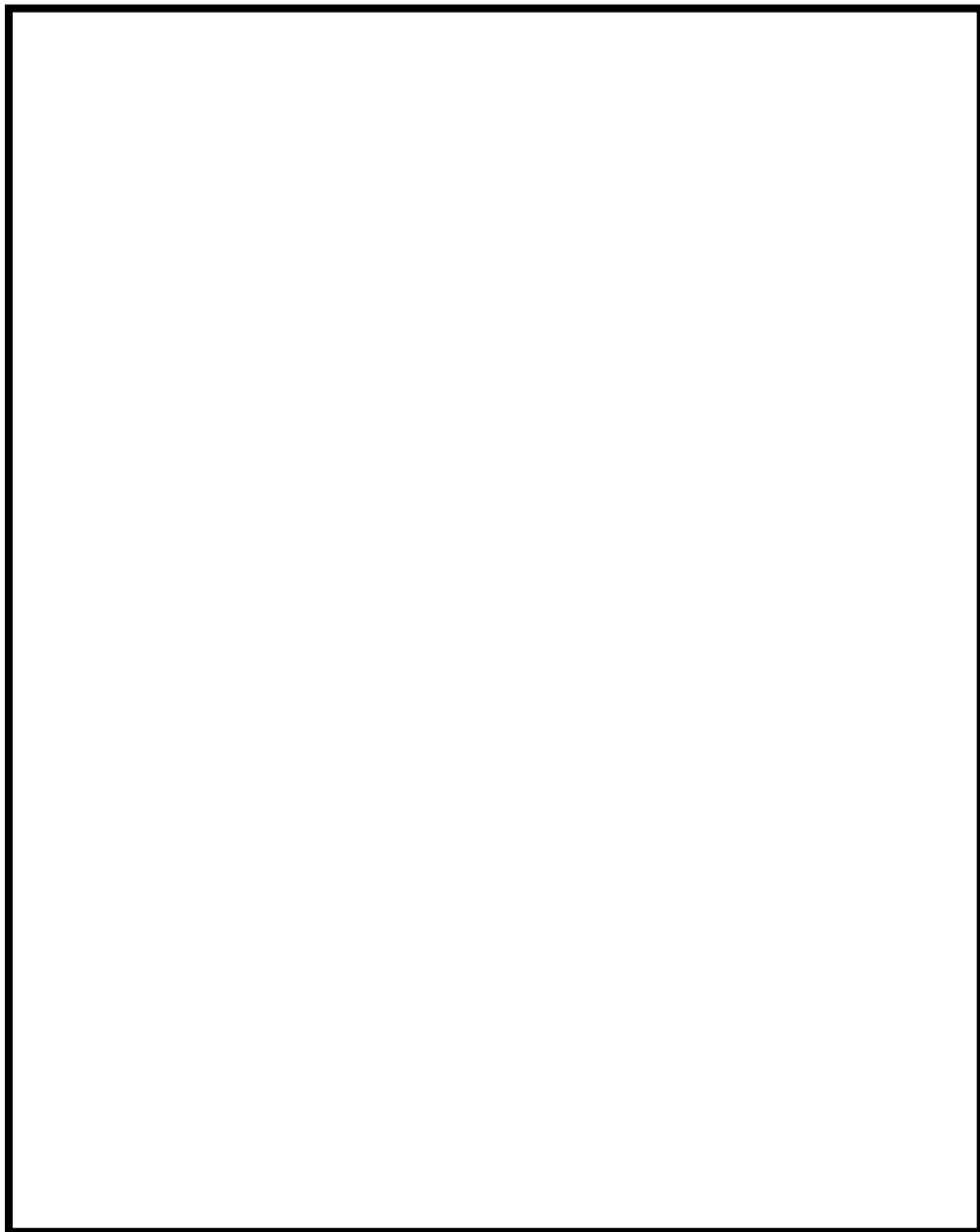


図 5. 2. 23 燃料つかみ具機構概要

b. ワイヤロープ2重化対策

ワイヤロープを2重化することで、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする。

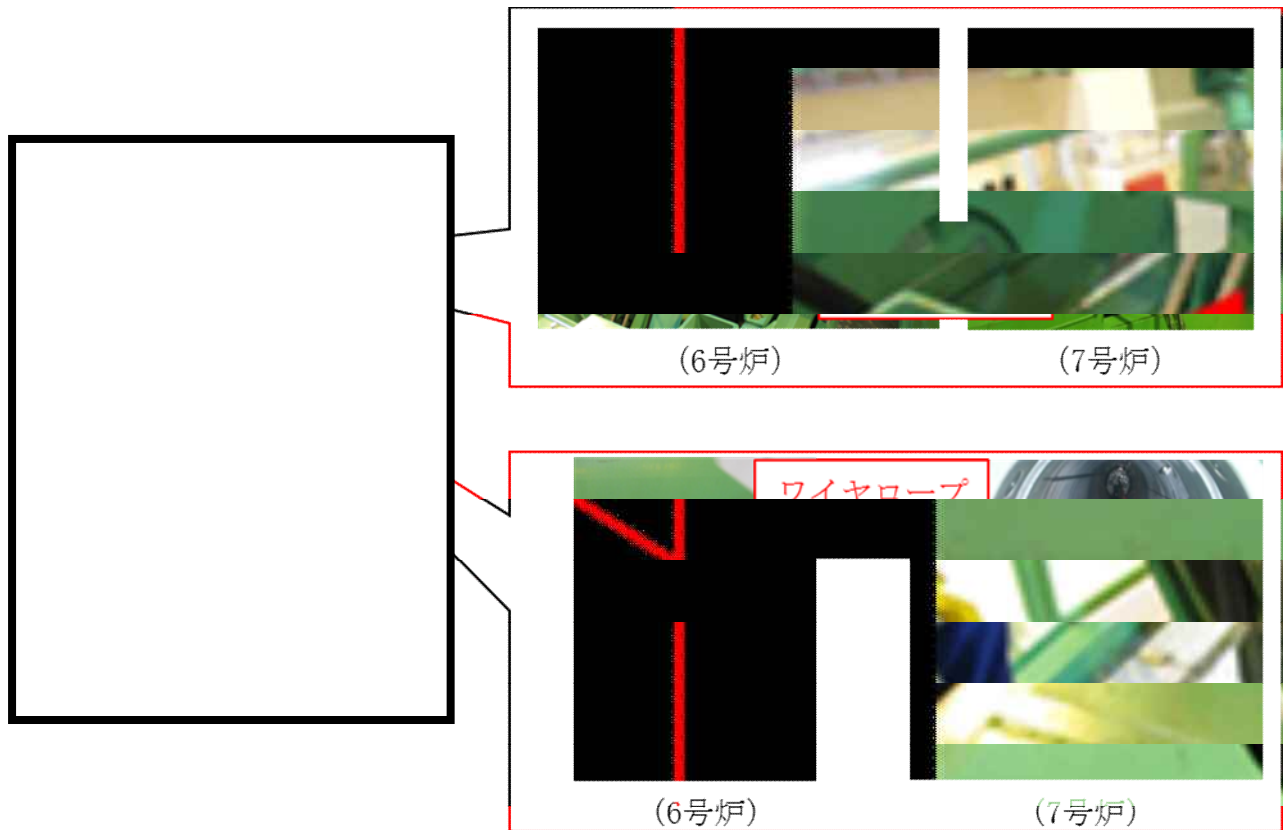


図 5.2.24 燃料取替機ワイヤロープ2重化構造

c. 速度制限

燃料取替機は、操作員からの入力指示に従い、計算機システムより駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替作業、RIP取扱作業の一部を自動的に行える機能を有しており、この駆動を制御するための駆動制御装置及び駆動制御装置に指令を与える判断装置としての計算機システムにより、速度制限を行い、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

具体的には、運転員の入力指示に従い、計算機が安全な移送ルート、及び速度パターンを決定し、運転指令信号を出力することで、ブリッジ等を駆動し、速度制限による運転が行われる。

この他、手動による操作も可能であり、本操作時においても運転速度は制限され、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止する設計とする。各運転操作における運転速度は以下に示す通りとなる。

表 5.2.1 手動により調整可能な運転速度（6号炉） 単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト	RIP用ホイスト
自動 半自動 手動	高速 1				
	高速 2				
	低速				
	微速				

注記) ① 速度設定が「高速 1」における運転速度は、自動/半自動時のみを示す。

② 補助ホイストについては、ペンダントにより、高速 (  m/min ) , 低速 (  m/min ) の選択が可能。但し、高速選択時においても起動時の3秒は衝撃緩和のため低速となる。

表 5.2.2 手動により調整可能な運転速度（7号炉） 単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト	RIP用ホイスト
手動	3ノッチ				
	1ノッチ				
	低速				
自動・半自動	—				

注記) ① 補助ホイストについては、ペンダントにより、高速 (  m/min ) , 低速 (  m/min ) の選択が可能。

d. 過巻防止

主ホイスト、補助ホイスト及びRIP用ホイスト巻上装置には、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

## (2) 原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において、原子炉建屋クレーンで扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

### a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

#### (a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を図 5.2.25 及び図 5.2.26 に示す。

燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても図 5.2.25 及び図 5.2.26 の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁となると、バネ(赤塗り部)の力によりブレーキドラム(黄色部)をブレーキライニング(青部)が挟み込み、強力な制動力を発生する。



図 5.2.25 直流電磁ブレーキ構造の概要 (6号炉)

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁となると、バネ(赤塗り部)の力によりブレーキドラム(黄色部)をブレーキライニング(青部)が挟み込み、強力な制動力を発生する。



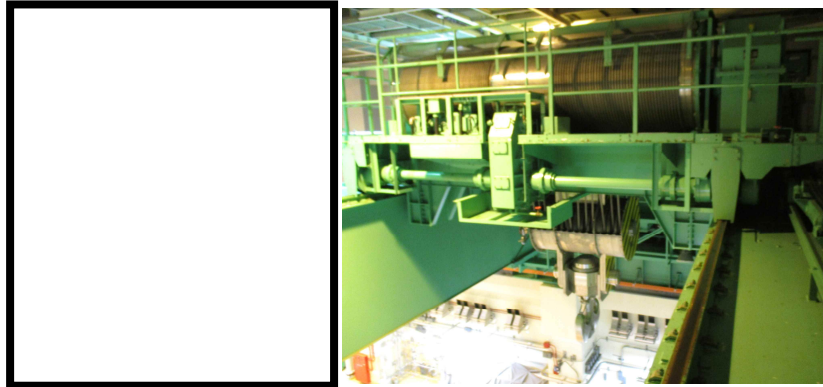
図 5.2.26 直流電磁ブレーキ構造の概要 (7号炉)



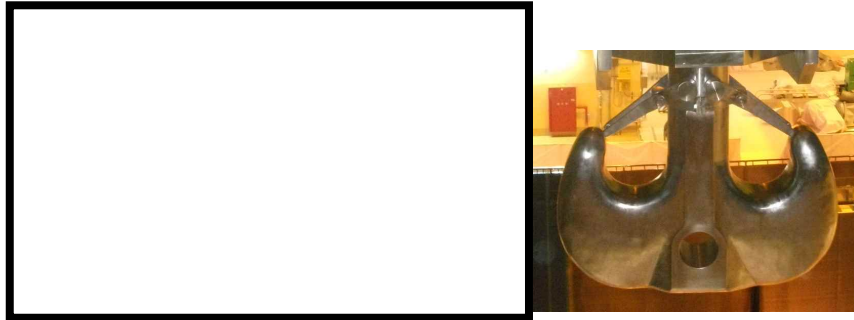
b. ワイヤロープ2重化対策及びフックの外れ止め金具

ワイヤロープを2重化することで、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる構造とする。

また、フックには、外れ止め金具を装備し、フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計とする。

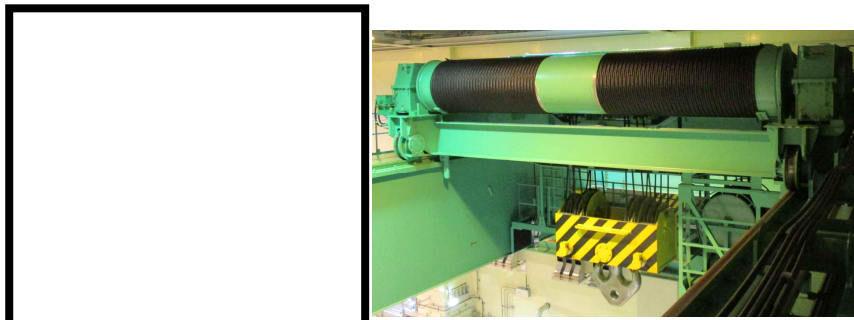


二重ドラム方式の巻上げ機



主巻フック構造

図 5. 2. 27 ワイヤロープ2重化構造及び主巻フック構造（6号炉）



二重ドラム方式の巻上げ機



主巻フック構造

図 5. 2. 28 ワイヤロープ2重化構造及び主巻フック構造（7号炉）

c. 速度制限

6号炉における原子炉建屋クレーンは、運転室からの操作と無線操作による運転が可能であり、運転室で操作する場合は、ステップレスな速度制御運転が可能であり、無線操作による運転では、高速、中速、低速の3段階速度で運転が可能な設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示す通りとなる。

表 5.2.3 運転速度 (6号炉)

単位 : m/min

運転操作	運転室操作		無線操作		
	ステップレス	1速	1速	2速	3速
主巻上					
補巻上					
横 行					
走 行					
補助ホイス ト巻上					
補助ホイス ト横行					

注記) ① ( ) 内数値は、無負荷時最高速度

② 補助ホイスは運転室操作及び無線操作において、1速での運転が可能。

7号炉における原子炉建屋クレーンは、運転室からの操作とクレーンから懸垂された押ボタンスイッチによるペンダント操作が可能であり、運転室で操作する場合は、低速－高速の切替運転が可能であり、ペンダント操作による運転では、可変抵抗器により10段階速度で運転が可能な設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示す通りとなる。

表 5.2.4 運転速度 (7号炉)

単位 : m/min

運転操作	運転室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度/可変抵抗器目盛
主巻上			
補巻上			
横 行			
走 行			
補助ホイス ト巻上			
補助ホイス ト横行			

運転操作、無線操作における各設備操作の運転速度制限により、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

d. 過巻防止

主巻上，補巻上，補助ホイスト巻上装置には，過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために，過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより，過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

リミットスイッチは，図5.2.29，図5.2.30，図5.2.31及び図5.2.32に示すとおり，リミットレバーをクレーンフックが機械的に押し上げることでリミットスイッチを動作させる機構とする。

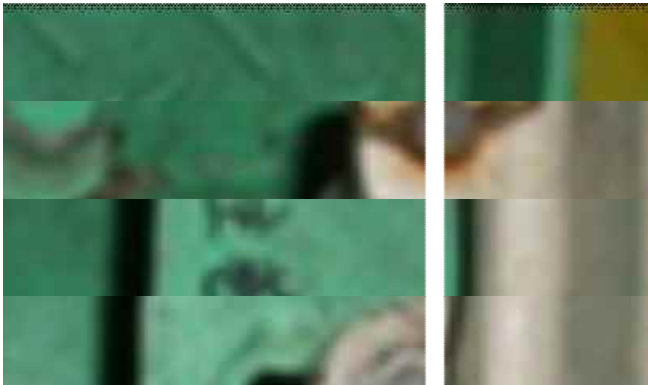


図 5.2.29 過巻防止用リミットスイッチ  
(主巻，補巻上装置) (6号炉)

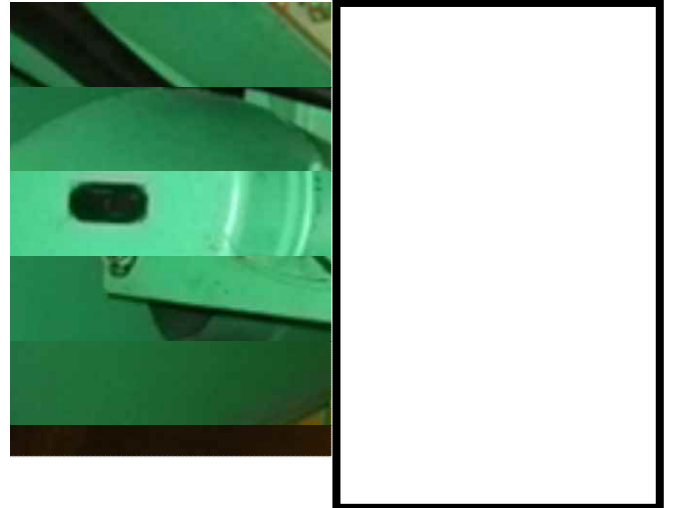


図 5.2.30 過巻防止用リミットスイッチ  
(補助ホイスト巻上装置)  
(6号炉)



図 5.2.31 過巻防止用リミットスイッチ  
(主巻，補巻上装置) (7号炉)

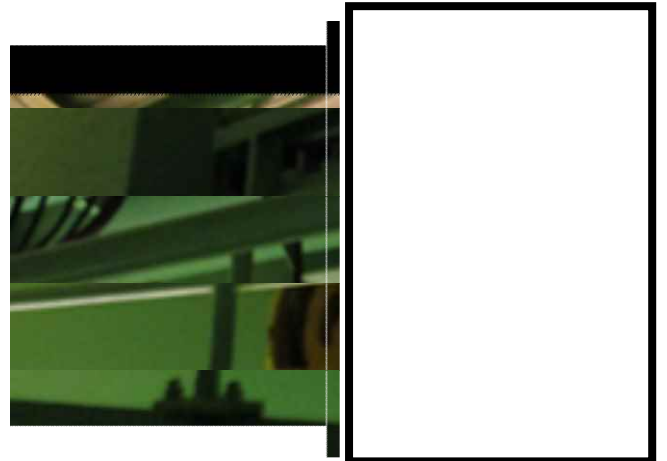


図 5.2.32 過巻防止用リミットスイッチ  
(補助ホイスト巻上装置)  
(7号炉)

### 5.2.3 運用による落下防止対策

#### (1) 法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には、点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる燃料集合体や内挿物の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行い、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料プールに落下することは防止する設計とする。

また、燃料取替機においても、作業前点検等を実施することにより、原子炉建屋クレーン同様、取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

#### クレーン等安全規則（抜粋）

##### （定期自主検査）

第三十四条 事業者は、クレーンを設置した後、一年以内ごとに一回、定期的に、当該クレーンについて自主検査を行なわなければならない。ただし、一年をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、自主検査を行なわなければならない。

3 事業者は、前二項の自主検査においては、荷重試験を行わなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当するクレーンについては、この限りでない。

一 当該自主検査を行う日前二月以内に第四十条第一項の規定に基づく荷重試験を行ったクレーン又は当該自主検査を行う日後二月以内にクレーン検査証の有効期間が満了するクレーン

二 発電所、変電所等の場所で荷重試験を行うことが著しく困難なところに設置されており、かつ、所轄労働基準監督署長が荷重試験の必要がないと認めたクレーン

4 前項の荷重試験は、クレーンに定格荷重に相当する荷重の荷をつつて、つり上げ、走行、旋回、トロリの横行等の作動を定格速度により行なうものとする。

第三十五条 事業者は、クレーンについて、一月以内ごとに一回、定期的に、次の事項について自主検査を行なわなければならない。ただし、一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

一 巻過防止装置その他の安全装置、過負荷警報装置その他の警報装置、ブレーキ及びクラッチの異常の有無

二 ワイヤロープ及びつりチェーンの損傷の有無

三 フック、グラブバケット等のつり具の損傷の有無

四 配線、集電装置、配電盤、開閉器及びコントローラーの異常の有無

五 ケーブルクレーンにあつては、メインロープ、レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態

2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、同項各号に掲げる事項について自主検査を行なわなければならない。

##### （作業開始前の点検）

第三十六条 事業者は、クレーンを用いて作業を行うときは、その日の作業を開始する前に、次の事項について点検を行なわなければならない。

一 巻過防止装置、ブレーキ、クラッチ及びコントローラーの機能

二 ランウェイの上及びトロリが横行するレールの状態

三 ワイヤロープが通っている箇所の状態

(作業開始前の点検)

第二百二十条 事業者は、クレーン、移動式クレーン又はデリックの玉掛用具であるワイヤロープ、つりチェーン、繊維ロープ、繊維ベルト又はフック、シヤツクル、リング等の金具（以下この条において「ワイヤロープ等」という。）を用いて玉掛けの作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に当該ワイヤロープ等の異常の有無について点検を行わなければならない。

2 事業者は、前項の点検を行なった場合において、異常を認めたときは、直ちに補修しなければならない。

(就業制限)

第二百二十一条 事業者は、令第二十条第十六号に掲げる業務\*（制限荷重が一トン以上の揚貨装置の玉掛けの業務を除く。）については、次の各号のいずれかに該当する者でなければ、当該業務に就かせてはならない。

一 玉掛け技能講習を修了した者

二 職業能力開発促進法（昭和四十四年法律第六十四号。以下「能開法」という。）第二十七条第一項の準則訓練である普通職業訓練のうち、職業能力開発促進法施行規則（昭和四十四年労働省令第二十四号。以下「能開法規則」という。）別表第四の訓練科の欄に掲げる玉掛け科の訓練（通信の方法によって行うものを除く。）を修了した者

三 その他厚生労働大臣が定める者

※令第二十条第十六号に掲げる業務とは、つり上げ荷重が一トン以上のクレーンの玉掛けの業務が含まれる。

## (2) 吊荷取扱設備の待機場所等による落下防止措置

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととし、使用済燃料プール上に落下することを防止する設計とする。

また、原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては、可動範囲をインターロックにより制限することで、吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

別紙3に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所等について、別紙4に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。

## (3) 異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プールは、異物混入防止エリアを設置することで、異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止することとしている。管理項目として、作業員による当該エリアでの物品の持込み、持出しについては専任監視員による確認等を行い、不要物品等の持込みを制限することで、落下防止対策を図る設計とする。

また、当該エリアの出入口は、原則1箇所とし、管理レベルの向上を図る設計とする。

別紙5に、使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアの概要を示す。

### 5.3 評価フローⅢの抽出結果

#### 5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

評価フローⅡで検討要となった重量物について、5.2.1「耐震評価による落下防止対策」、5.2.2「設備構造による落下防止対策」、及び5.2.3「運用による落下防止対策」を実施することで、使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。

なお、5.2.1「耐震評価による落下防止対策」において、7号炉の使用済燃料プール上部には、「その他」項目のダクト（原子炉建屋空調系（常用））が設置されていることから、当該ダクトについては、「耐震評価」により当該ダクトに対する基準地震動  $S_s$  を用いた耐震評価を実施するとともに、「落下時影響評価」により仮に当該ダクトが落下した場合における使用済燃料プールライニングの健全性への影響についての評価し、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計であることを確認した。

## 6. 重量物の評価結果

### (1) 評価結果

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結果について、6号炉を表7.1に、7号炉の整理表を表7.2に示す。(抽出した機器の重量物は、系統設計仕様書、機器設計仕様書、外形図、構造図及び製造図を参照した。)

### (2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため、「2. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の評価フロー」に基づき、落下時影響評価が必要な重量物を抽出した。

評価フローⅠ及び評価フローⅡにおいて、使用済燃料プールへの落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがある重量物として、原子炉建屋、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を抽出した。

評価フローⅢにおいて、設備構造上の落下防止措置の確認及び運用状況の確認を実施し、落下防止対策が適切に実施されていることを確認した。また、耐震評価による確認として、基準地震動  $S_s$  に対して落下防止のために必要な強度を有する設計とする。

7号炉の使用済燃料プール上部の常用空調系のダクトについては、耐震評価及び落下時影響評価を実施し、基準地震動  $S_s$  に対して落下防止のために必要な強度を有する設計であることを確認した。

以上のことから、今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件について、適合性を示すことが可能である。

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、本評価フローの考え方にに基づき、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。

表 7.1 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に関する整理表（6号炉）

番号	抽出した設備等	評価フローⅡ					評価フローⅢ					選定結果	落下時の※影響評価	
		評価①		評価②			評価③							
		配置	重量	高さ	落下エネルギー	選定結果	a. 地震による設備等の破損対策①	b. 吊荷取扱装置の故障等対策②	c. 吊荷取扱装置の誤操作対策②	c. 吊荷取扱装置の誤操作対策③	d. 吊荷取扱設備の待機位置等対策③			
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	不要
2	燃料取替機	×	約47000kg	約12m	約6MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約320t	約20m	約63MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約17m	約184kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
5	RCCV(取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
6	RPV(取扱具含む)	×	約2920kg	約20m	約573kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
7	内挿物(取扱具含む)	×	約2150kg	約5m	約106kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
8	プール内ラック類	×	約700kg	約4m	約28kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
9	プールゲート類	×	約5600kg	約13m	約714kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
10	キャスク(取扱具含む)	×	約119000kg	約15m	約18MJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	○ 可動範囲制限	○	不要
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約200kg	約13m	約26kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
13	装置類	×	約2200kg	約19m	約410kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
14	作業機材類	×	約30kg	約20m	約6kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約110kg	約4m	約12kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
16	試験・検査用機材類	×	約1500kg	約12m	約177kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約10000kg	約19m	約1864kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
19	その他	×	約150kg	約12m	約18kJ	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	不要

【凡例の説明】○：次ステップの評価は不要 ×：次ステップの評価が必要 —：対象外または評価不要

【評価フローⅡによる評価基準】  
 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料貯蔵プールへの落下が想定されない設備等は「○」、落下が想定される設備等は「×」  
 ・評価②：模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15.504kJ(310kg×5.1m×9.80665m/s<sup>2</sup>)以上の場合は「×」、未満の場合は「○」  
 ・選定結果：評価①もしくは②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」。選定結果が「×」の場合、評価フローⅢによる評価を実施。

【評価フローⅢによる評価基準】  
 ・評価③：a.b.c.d.の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」  
 ・選定結果：a.b.c.d.の項目すべてが「○」であれば評価フローⅢの選定結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」。a.b.c.d.の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」、落下時の影響評価を「必要」。

※耐震評価による確認をもって、選定結果を「○」とし、落下時の影響評価を「不要」とする。



表 7.2 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に関する整理表（7号炉）

番号	抽出した設備等	評価フローⅡ				選定結果	評価フローⅢ				選定結果※	落下時の※影響評価		
		評価① 配置	重量	高さ	落下エネルギー		評価③							
							a.地震による設備等の破損対策①	b.吊荷取扱装置の故障等対策②	c.吊荷取扱装置の誤操作対策②	d.吊荷取扱装置の待機位置等対策③				
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	○	—	
2	燃料取替機	×	約49000kg	約12m	約6MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	○	—
3	原子炉建屋クレーン	×	約270t	約20m	約53MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	○	—
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約17m	約184kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
5	RCCV(取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
6	RPV(取扱具含む)	×	約3700kg	約17m	約617kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
7	内挿物(取扱具含む)	×	約870kg	約12m	約103kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
8	プール内ラック類	×	約1080kg	約5m	約53kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
9	プールゲート類	×	約2300kg	約13m	約294kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
10	キャスク(取扱具含む)	×	約119000kg	約16m	約19MJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	○ 可動範囲制限	○	—
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
12	フェンス・ラダー類	×	約230kg	約20m	約46kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
13	装置類	×	約2200kg	約18m	約389kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
14	作業機材類	×	<100kg	約12m	約12kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約180kg	約5m	約9kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—
16	試験・検査用機材類	×	約3300kg	約19m	約615kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	×	約10000kg	約19m	約1864kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
19	その他	×	約270kg	約24m	約64kJ	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	×	○

【凡例の説明】○：次ステップの評価は不要 ×：次ステップの評価が必要 —：対象外または評価不要

【評価フローⅡによる評価基準】 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料貯蔵プールへの落下が想定されない設備等は「○」、落下が想定される設備等は「×」

・評価②：模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15,504kJ(310kg×5.1m×9.80665m/s<sup>2</sup>)以上の場合は「×」、未満の場合は「○」

・選定結果：評価①もしくは②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」とする。選定結果が「×」の場合は評価フローⅢによる評価を実施する。

【評価フローⅢによる評価基準】

・評価③：a.b.c.d.の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」

・選定結果：a.b.c.d.の項目すべてが「○」であれば評価フローⅢの選定結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」。a.b.c.d.の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」、落下時の影響評価を「必要」。

※耐震評価による確認をもって、選定結果を「○」とし、落下時の影響評価を「不要」とする。

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<sup>※1</sup>。

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。

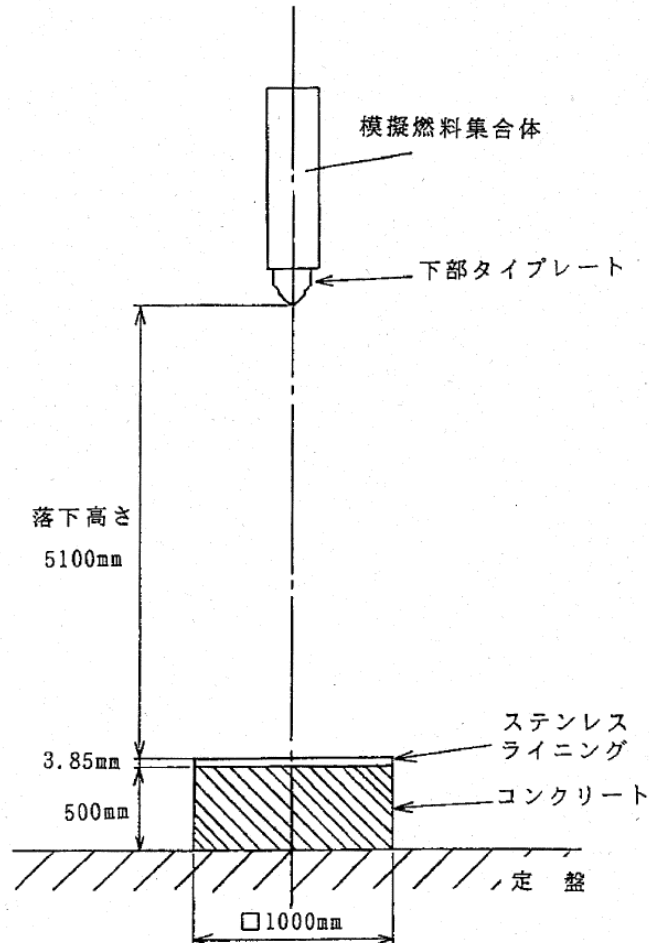


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

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<sup>※2</sup>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。

## 使用済燃料プールと運転床面上設備等との離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プール手摺り外側にて設置，保管及び取扱う設備等であり，使用済燃料プールと離隔距離を確保し，使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また，分電盤，制御盤等については，離隔距離を確保し配置されていることに加え，床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから，使用済燃料プールへ落下することはない。

表 1 に，評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し，図 1 にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

表 1. 評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて検討不要とした設備等の落下防止分類（6号炉の例）

抽出項目	No.	詳細	落下防止分類
RCCV（取扱具含む）	1	RCCV ヘッド（ボルト含む）	①
	2	RCCV M/I 吊り具	①
電源盤類	3	照明用トランス	①，②
	4	照明用分電盤	①，②
	5	燃料チャンネル着脱機制御盤	①，②
	6	燃料プール状態表示盤	①，②
	7	作業用電源箱	①，②
	8	使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	①，②
	9	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	①，②
	10	機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱	①，②
	11	無線通信設備補助増幅器	①，②
	12	RPV ヘッド自動着脱機電源箱	①，②
	13	原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	①，②
	14	燃料取替機制御室空調機現場盤	①，②
	15	RIP 検査水槽用制御盤	①，②
	16	インペラ・シャフト検査装置制御盤	①，②
空調機	17	燃料取替機制御室空調機	①，②

### 【落下防止分類】

- ① 使用済燃料プールから離隔距離を確保した手摺り外側に設置，保管及び取扱い
- ② 床または壁面への固定

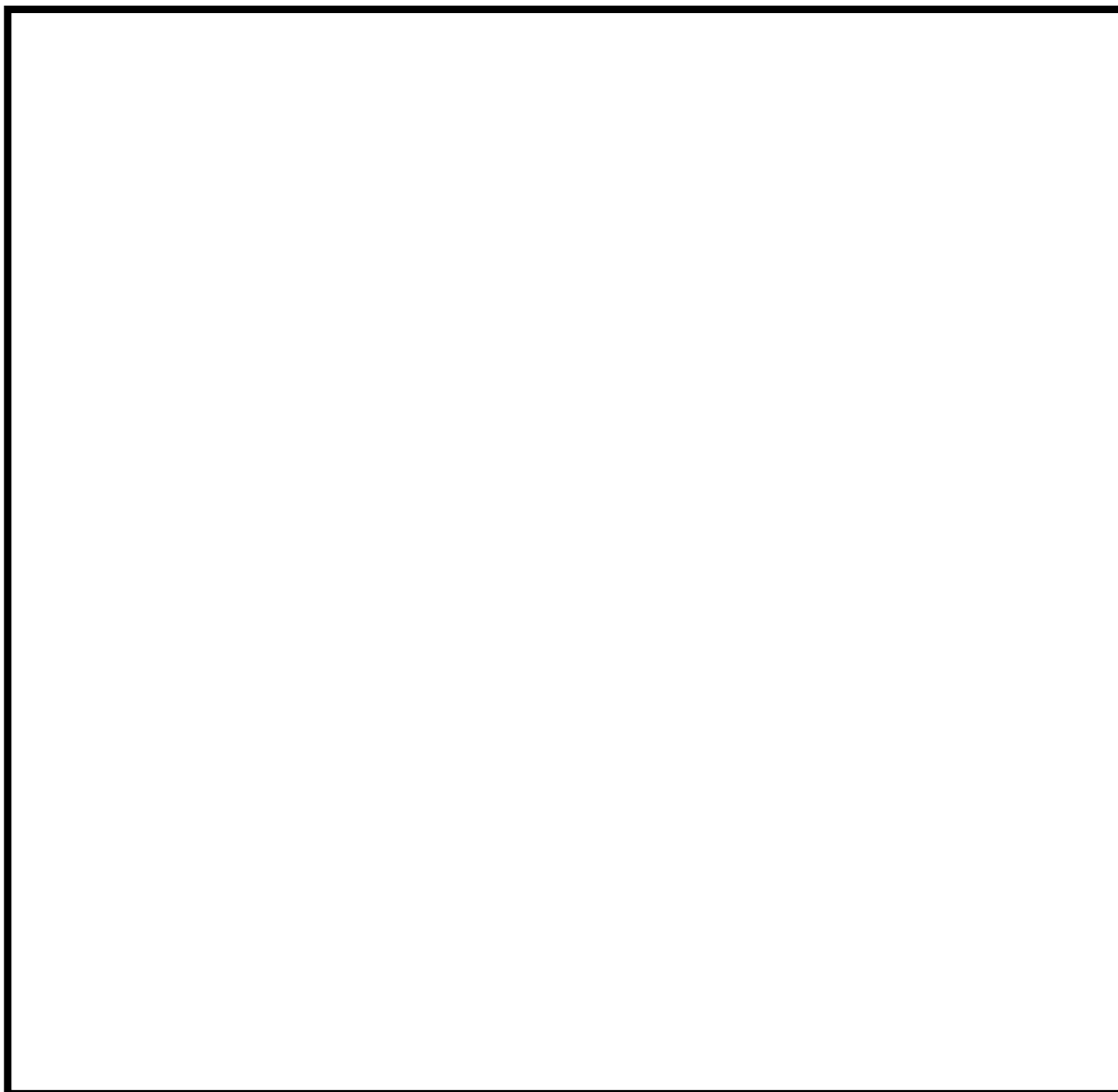
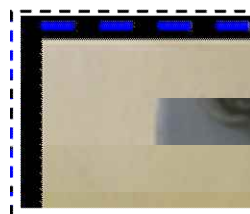


図1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図（6号炉の例）



ロープによる固縛



ボルトによる壁面固定

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上へ待機配置しない運用とすることで、使用済燃料プールへの落下は防止される。

以下に、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの通常時待機範囲を示す。

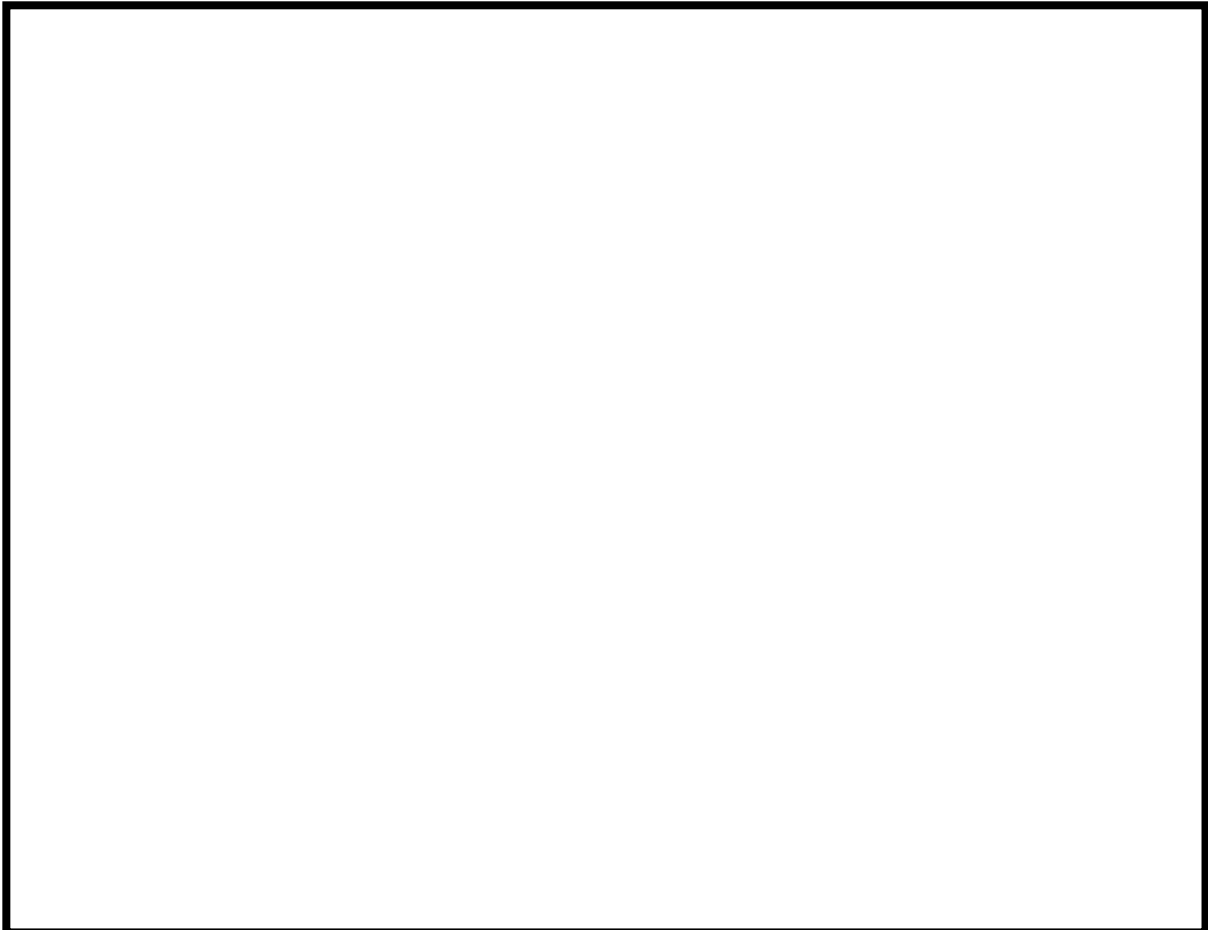


図 1 燃料取替機 待機範囲 (6 号炉)

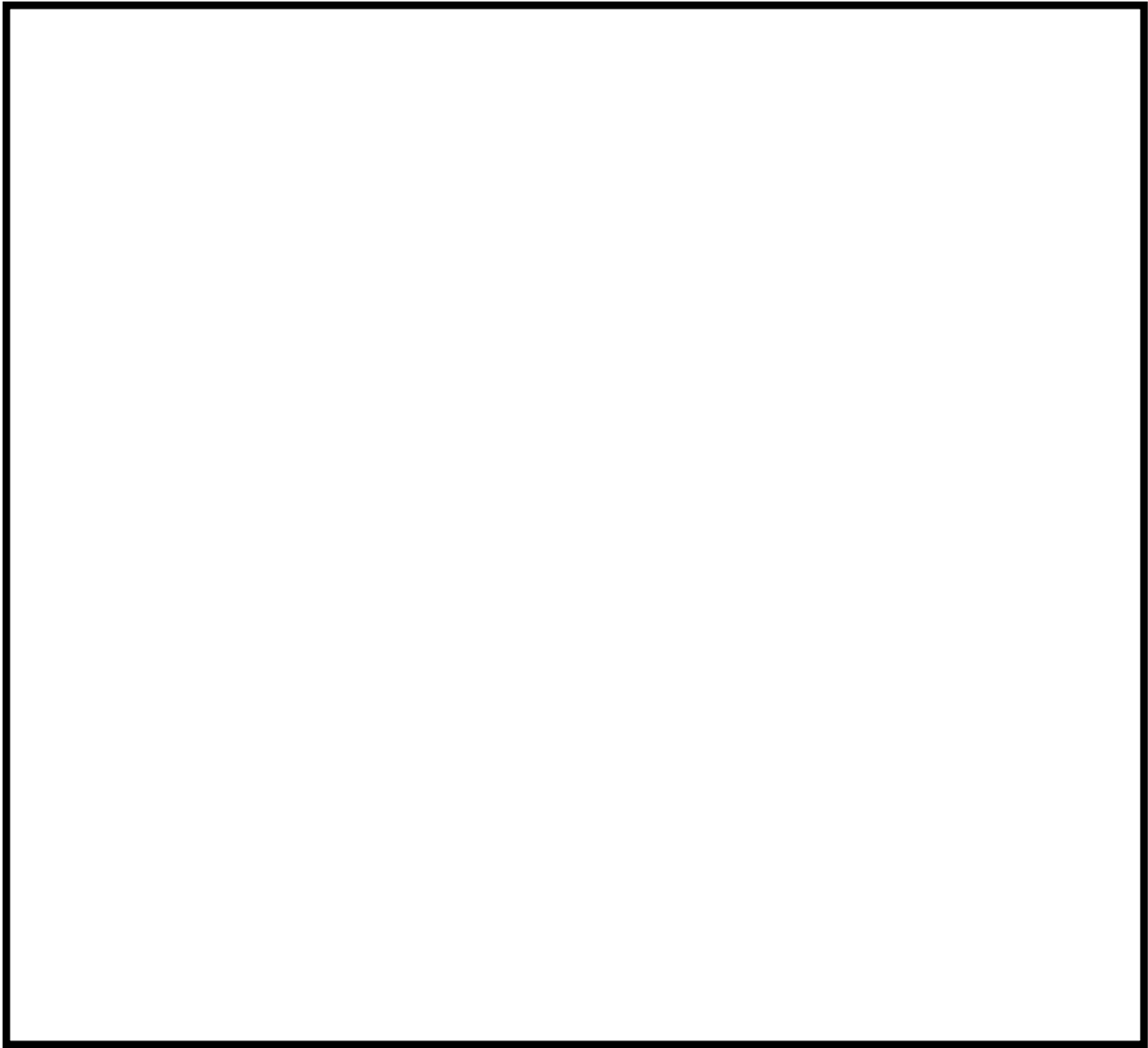


図2 燃料取替機 待機範囲 (7号炉)



図3 原子炉建屋クレーン待機範囲（6号炉）



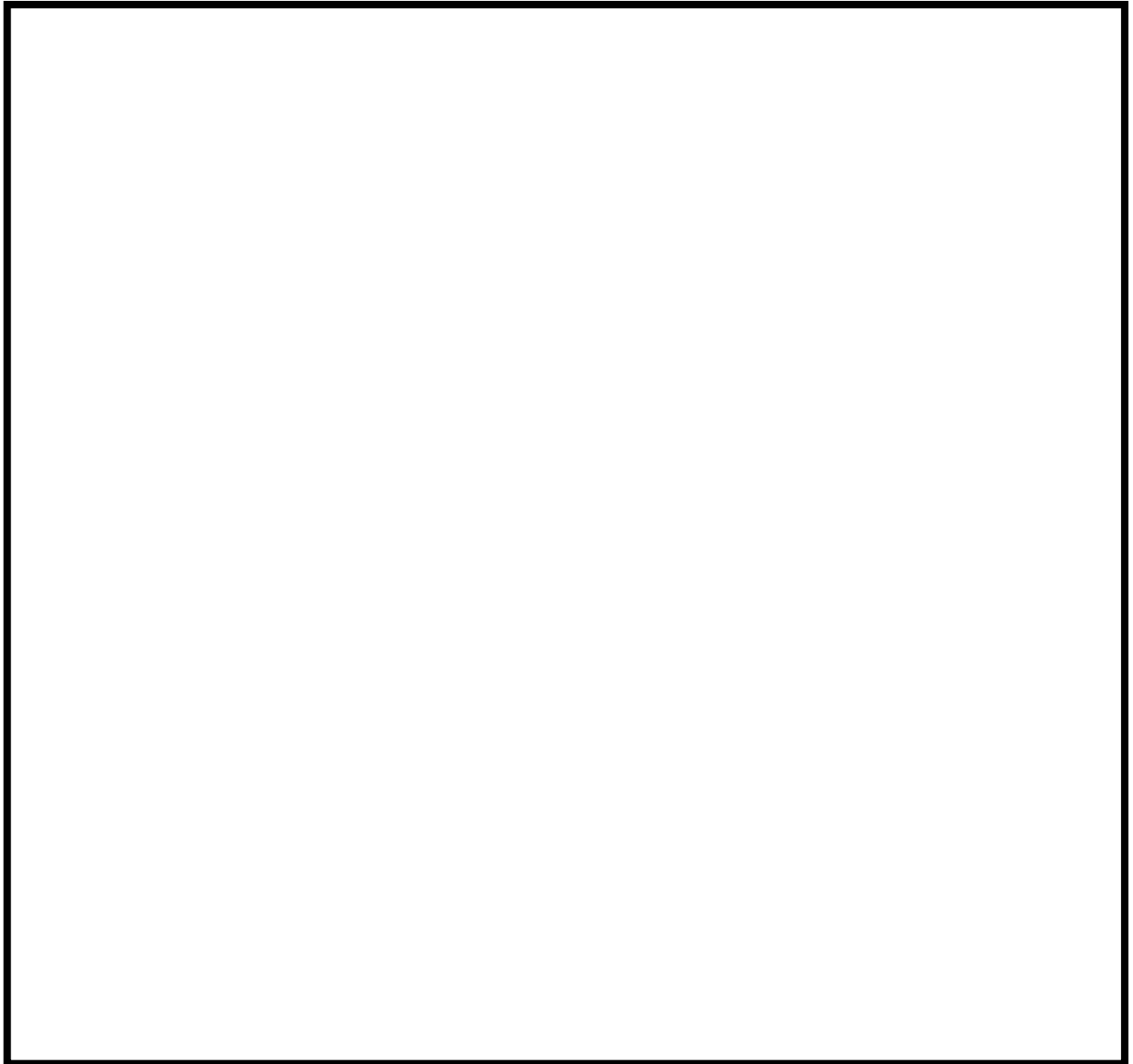


図4 原子炉建屋クレーン待機範囲（7号炉）

## 原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設し、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ、及び、インターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

原子炉建屋クレーンの走行、横行用リミットスイッチの構造図を図1及び図2に示す。また、原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図3～6に示す。リミットスイッチは、原子炉建屋クレーンがレバーを機械的に動作させることで、インターロックが動作する設計とする。



図1 原子炉建屋クレーンの走行、横行用リミットスイッチの構造図（6号炉）



図2 原子炉建屋クレーンの走行、横行用リミットスイッチの構造図（7号炉）

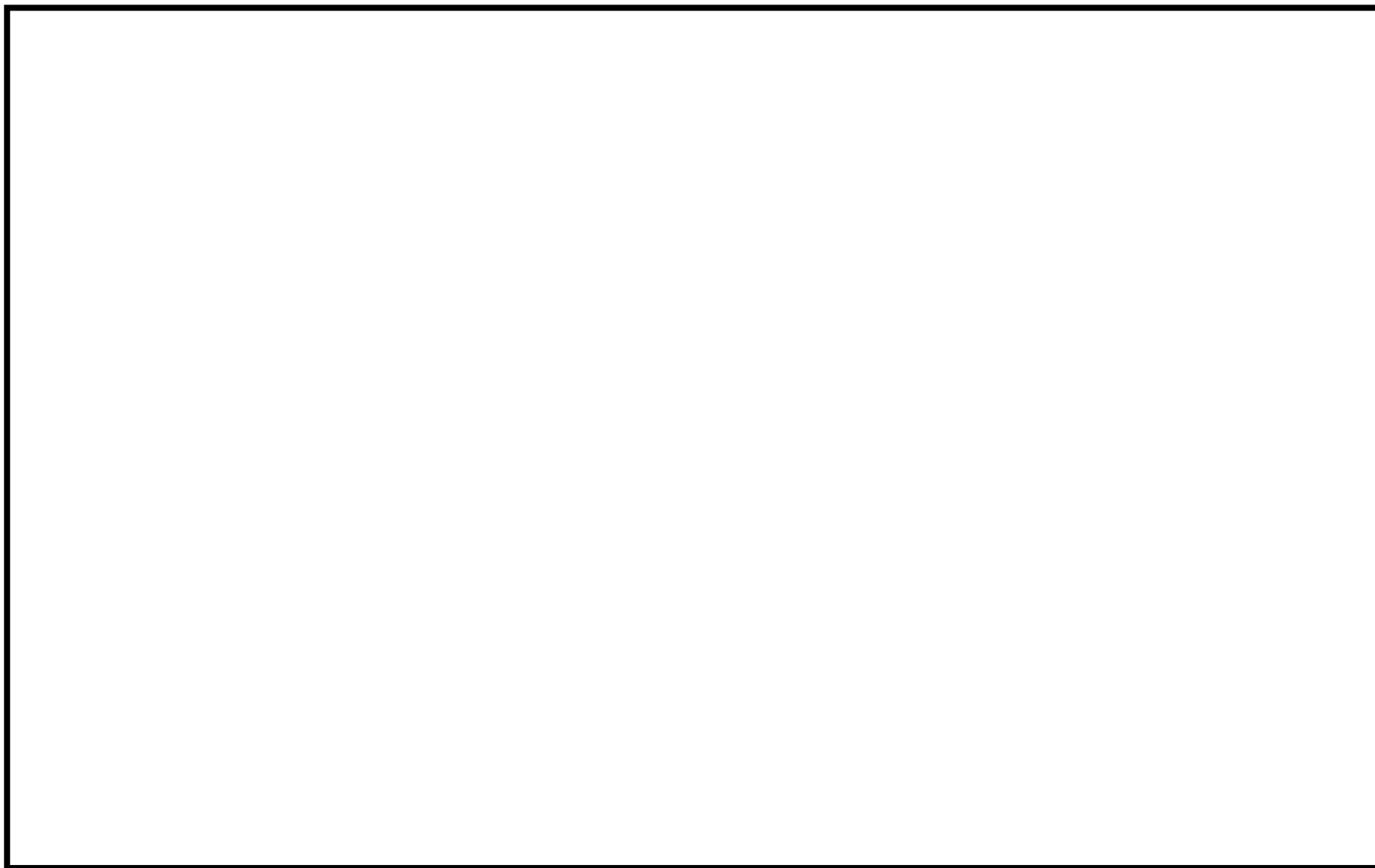


図3 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図（6号炉）

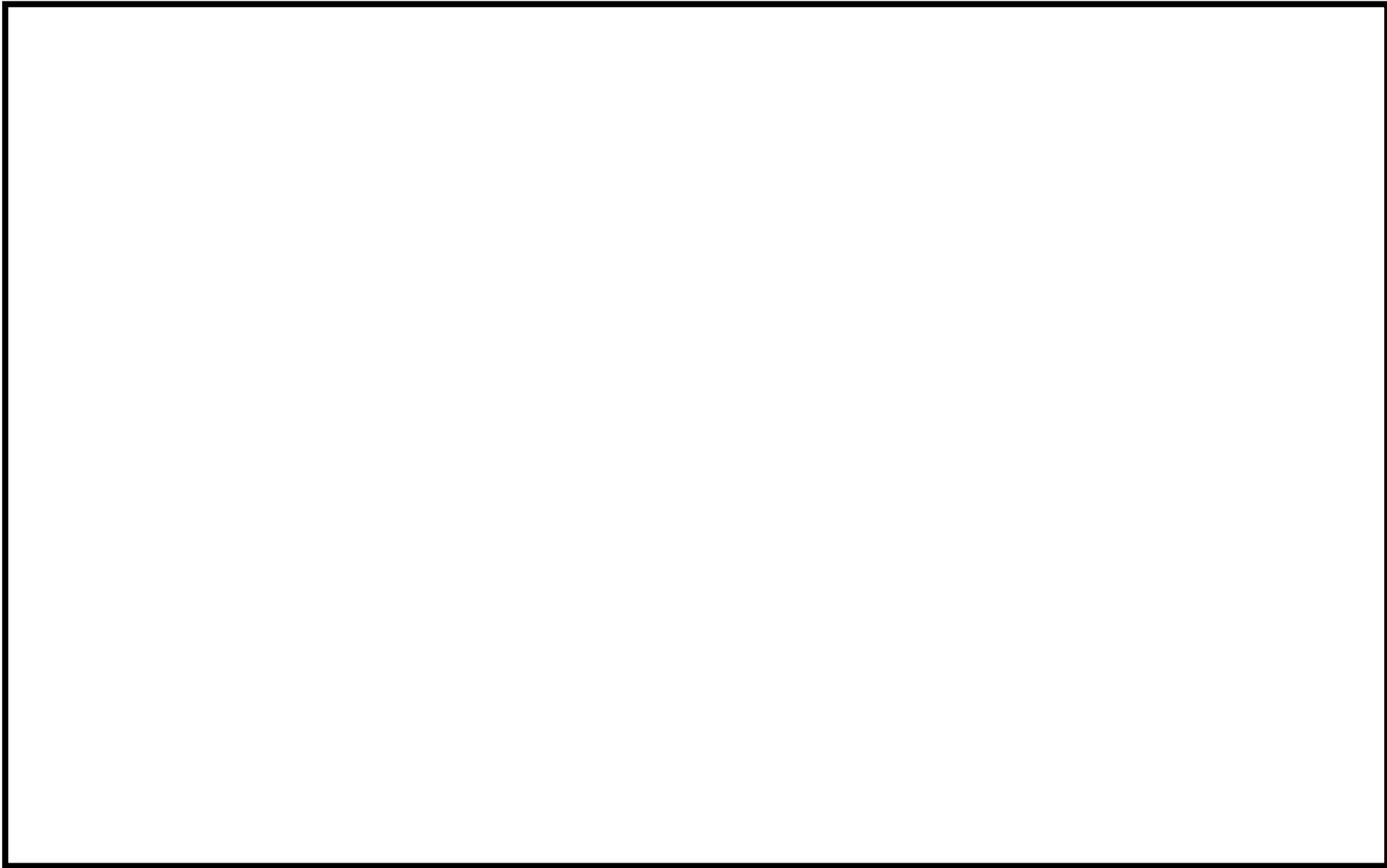


図4 原子炉建屋クレーンのインターロックによるキャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図（6号炉）

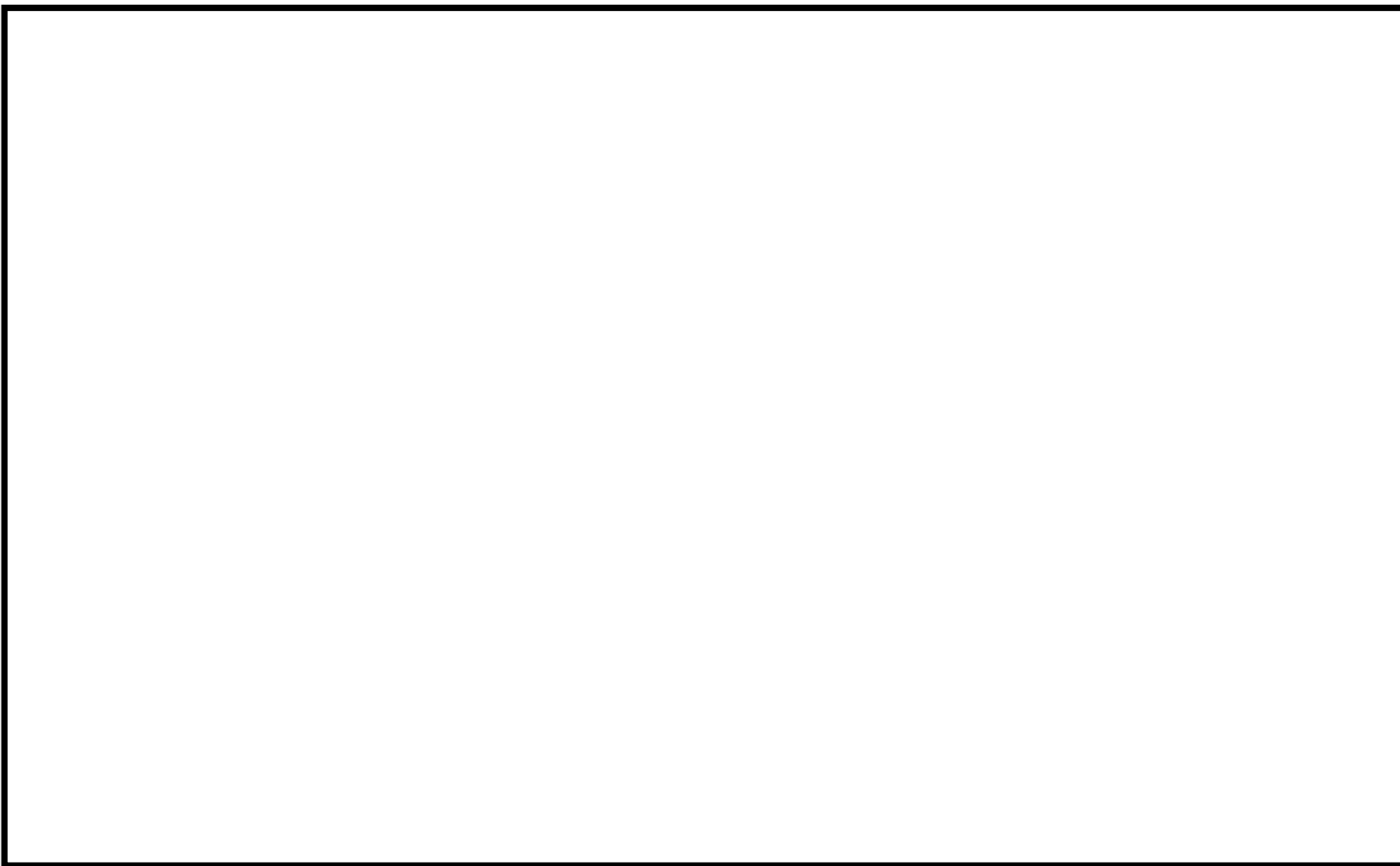


図5 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図（7号炉）

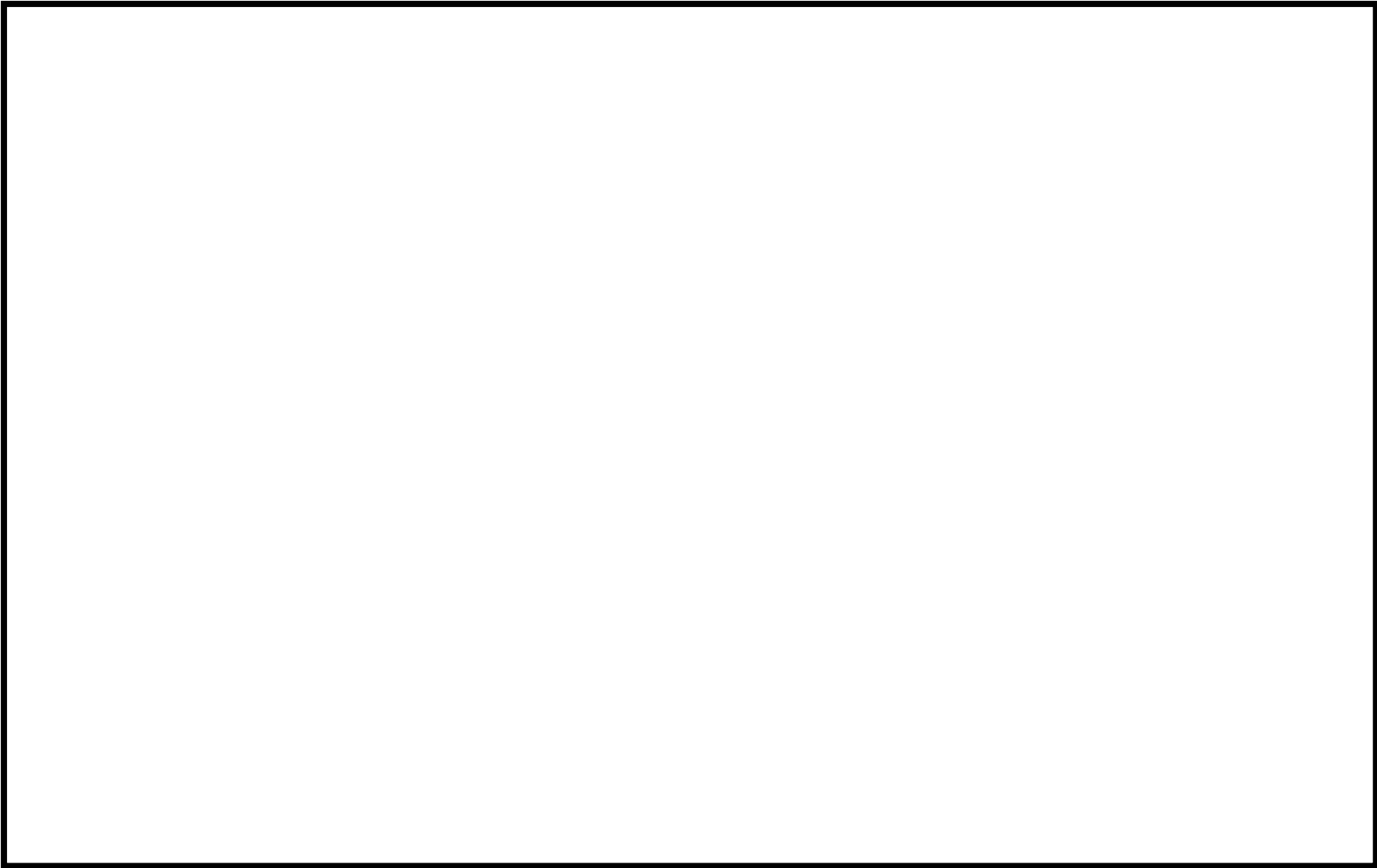


図6 原子炉建屋クレーンのインターロックによるキャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図（7号炉）

使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における使用済燃料プール周りは、図 1 に示す通り、定検中及び運転中において、使用済燃料プールと離隔距離を確保した手摺り（フェンス）により異物混入防止エリアを設定し、異物等の持ち込みを制限することで、使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

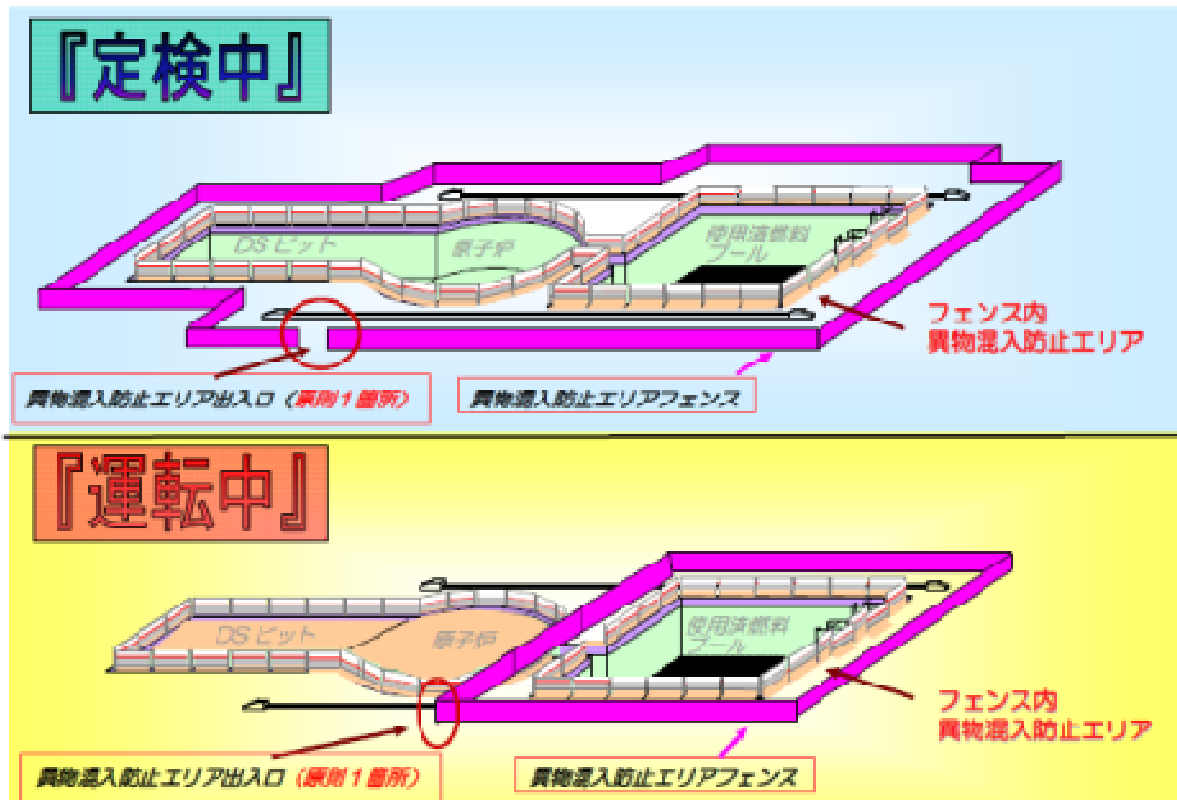


図 1 原子炉建屋運転床面 異物混入防止エリア設置概要（定検中・運転中）

## 7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価

### 1. 概要

7号炉の使用済燃料プール上部には、「その他」項目のダクト（原子炉建屋空調系（常用））が設置されている。

当該ダクトについては、「耐震評価」により当該ダクトに対する基準地震動  $S_s$  を用いた耐震評価を実施するとともに、「落下時影響評価」により仮に当該ダクトが落下した場合における使用済燃料プールライニングの健全性への影響についての評価を実施する。

図1に上記ダクトの使用済燃料プール上部への設置状況を示す。



図1 原子炉建屋運転床上のダクト 設置状況（7号炉）



## 2. 耐震評価

本評価の対象範囲は、下図に示す通り、使用済燃料プールから離隔距離を確保した手摺りの内側の、使用済燃料プール直上のダクト、及びこのダクトを支持するダクトサポートとし、当該機器に対して基準地震動  $S_s$  を用いた下記の耐震評価を実施する。

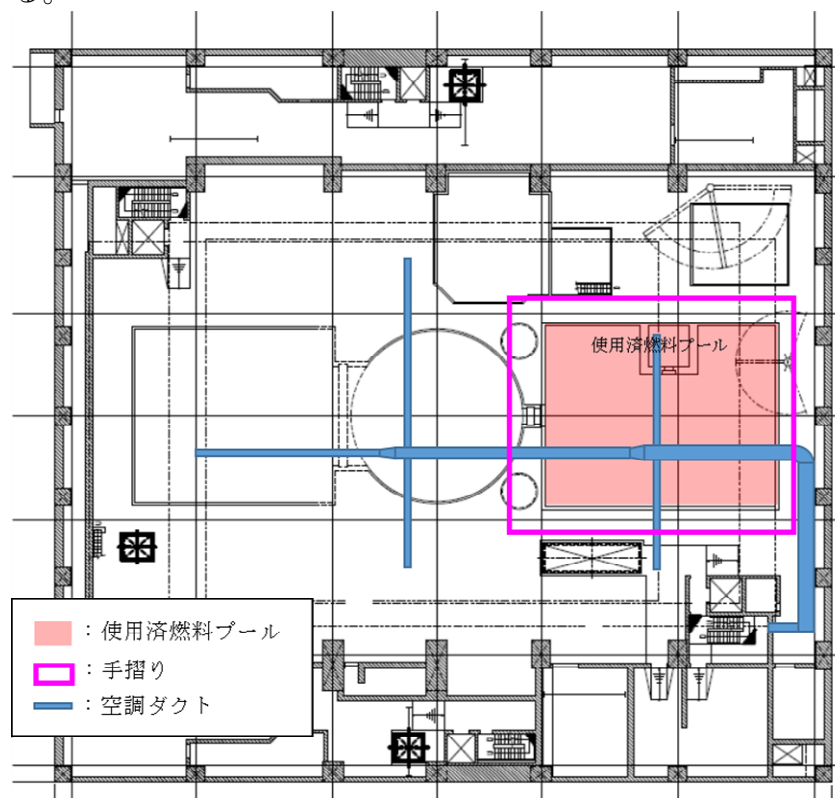


図2 7号炉原子炉建屋4階 ダクト配置図

### (1) 評価条件

#### ① 荷重条件

評価に用いる地震動は、原子炉建屋のフロアレベルの最高レベルとなる T.M.S.L. 49700 (当該ダクト設置レベルは T.M.S.L. 49100) とし、本地震動の水平方向と鉛直方向の発生荷重 (モーメント及び反力) の組合せとして下記の動的及び静的解析のいずれか大きくなる結果を採用する。

評価対象	動的解析	静的解析
ダクト	SRSS <sup>※1</sup>	1.2ZPA <sup>※2</sup> 解析による絶対値和
ダクトサポート	SRSS <sup>※1</sup>	1.2ZPA <sup>※2</sup> 解析による絶対値和

※1 :  $SRSS = \sqrt{\{(\text{水平震度})^2 + (\text{鉛直震度} + 1.0)^2\}}$

※2 : 1.2ZPa =  $S_a$  波の 1.2 倍

## ②ダクト評価

ダクトは、図2に示す範囲について多質点連続梁モデルにモデル化し、解析により曲げモーメントを求め、許容座屈曲げモーメントに対する評価を実施した。

ダクト及びダクトサポート解析モデル図を図3に示す。

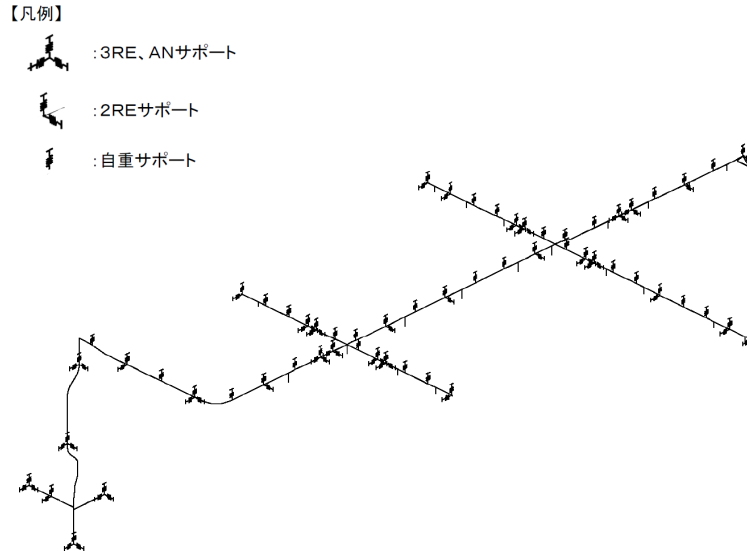


図3 ダクト及びダクトサポート解析モデル図

評価においては、ダクトが基準地震動  $S_s$  に対して機能維持できること（換気機能及び支持機能を維持すること）を評価した。

なお、許容座屈曲げモーメントは下記の算出式を用い、評価結果は(裕度) = (許容座屈曲げモーメント) / (ダクトに発生するモーメント (解析結果)) で表す。安全係数は設計裕度として  $S = \square$  を用いた。

$$M = S \cdot M_T \cdot \gamma$$

$$M_T = \lambda \cdot \frac{\pi \cdot t \cdot I}{\sqrt{1 - \nu^2} \cdot b^2} \cdot \sqrt{E \cdot \sigma_y}$$

- M : 許容座屈曲げモーメント
- S : 座屈曲げモーメントの安全係数
- $\gamma$  : 座屈限界曲げモーメントの安全係数
- $M_T$  : 座屈限界曲げモーメント
- $\lambda$  : 座屈限界曲げモーメントの補正係数
- $\pi$  : 円周率
- I : 断面二次モーメント
- $\nu$  : ポアソン比
- b : ダクト幅
- E : 縦弾性係数
- $\sigma_y$  : 降伏応力

③サポート評価

サポートの評価においても、限界評価として供用状態を  $D_s$  ( $F$  値 =  $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$ \*) とし、ダクト解析による支持点反力にて解析評価を実施した。評価結果は(裕度) = (許容応力  $F$  値) / (ダクトサポートに発生する応力(解析結果)) で表す。

※JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規定における、その他支持構造物に対する許容応力算出の際の  $F$  値の規定

(2) 評価結果

本ダクト及びダクトサポートの耐震評価の結果、ダクト及びダクトサポートに発生する最大のモーメント及び応力は最大でも下記の表1の基準地震動に対して裕度を確保しており落下することはないと判断する。

図4に、ダクト及びダクトサポートに発生する最大モーメント及び最大応力発生箇所について示す。

表1 ダクト及びダクトサポートに発生する最大のモーメント及び応力の裕度

対象設備	裕度	判定基準
ダクト		
ダクトサポート		



図4 ダクト及びダクトサポートの最大モーメント及び最大応力発生箇所

### 3. 落下時影響評価

ダクトは中空の形状であり、表面積が広いので、水中では水の抵抗を受け易い。そのため、空調ダクトが使用済燃料プールに落下した場合、水中での浮力及び水の抵抗により落下エネルギーは消費され、使用済燃料プールライニングへの影響は軽微なものになると考えられる。

本評価では、最大支持間隔のダクトが自由落下した場合における、落下時影響評価を実施する。

ダクト落下時影響評価のイメージを図5に、ダクト落下速度の時間変化のグラフを図6（垂直落下）、図7（水平落下）に示す。

ダクトが落下した場合のプールライニングに到達時のダクトの速度エネルギーは、水の浮力と抵抗のみを考慮すると、①鉛直落下した場合、②水平落下した場合のどちらの条件においても、気中落下試験時の燃料集合体の「落下エネルギー（約 15.5kJ）」未満となることから、空調ダクトが落下した場合においても使用済燃料プールライニングの健全性は確保されると判断する。

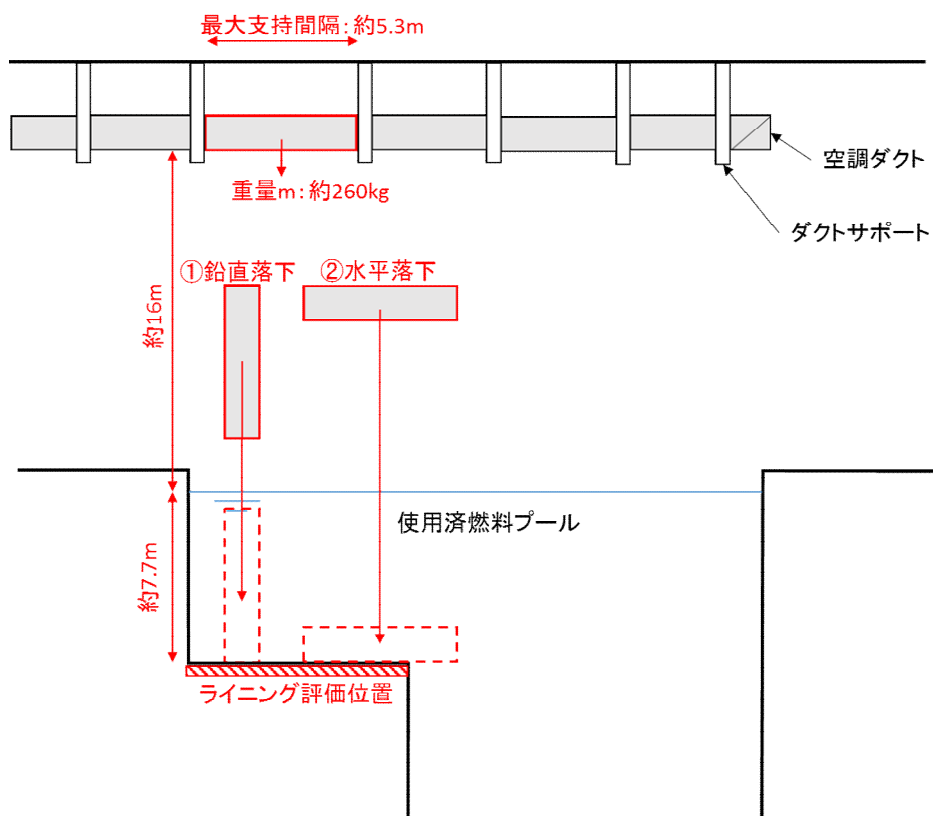


図5 ダクトの使用済燃料プールへの落下評価（イメージ）

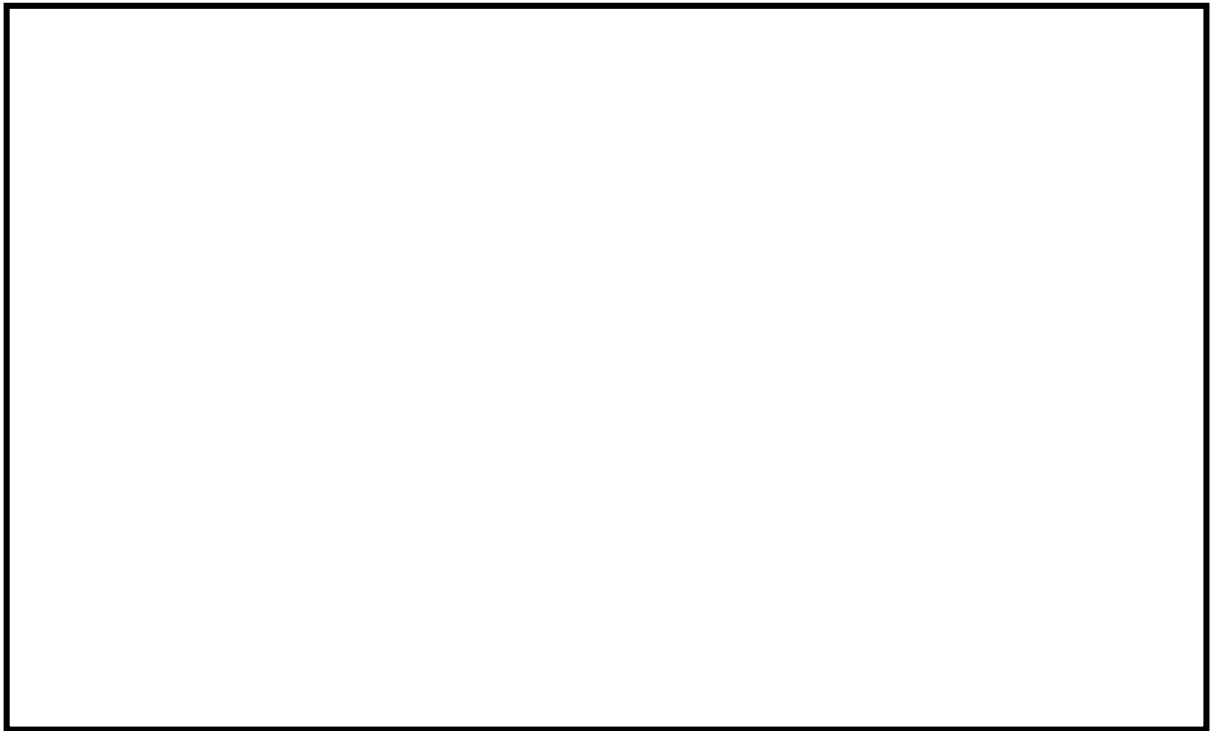


図6 鉛直落下した場合のダクト落下速度の時間変化

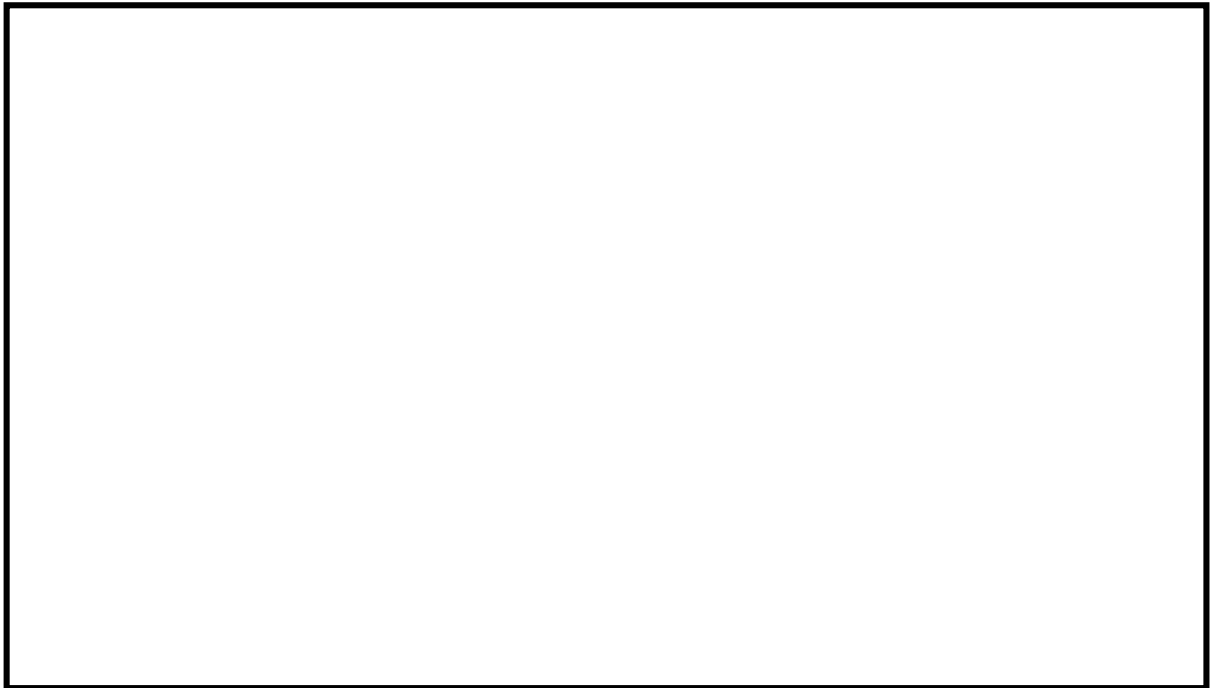


図7 水平落下した場合のダクト落下速度の時間変化

#### 4. まとめ

7号炉の使用済燃料プール上部ダクトに対して、耐震評価及び落下時影響評価を実施し、当該ダクトは基準地震動  $S_s$  に対して落下しないことを確認するとともに、仮に落下した場合においても、使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることを確認した。

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行う。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動  $S_s$

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3. 評価結果

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価結果の裕度整理表について表1，2に示す。

表1 取替機 主ホイスト各部 裕度整理表（6号炉）

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※1			
	グラップル ヘッド	フック※1		
		シャフト※1		
	ブレーキ※1			

表2 取替機 主ホイスト各部 裕度整理表（7号炉）

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※1			
	グラップル ヘッド	フック※1		
		シャフト※1		
	ブレーキ※1			

※1 燃料取替機のワイヤロープ、フック、シャフトの構造については図 5.2.23 参照，ブレーキの構造については図 5.2.21 及び図 5.2.22 参照。

※2 本評価結果は、静的荷重によるものであり、地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮していない。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の  
健全性評価について

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動  $S_s$

方向：水平、鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3. 評価結果

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価結果の裕度整理表について表 1，2 に示す。

表 1 原子炉建屋クレーン 主巻各部 裕度整理表（6号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※1		
	フック※1		
	ブレーキ※1		

表 2 原子炉建屋クレーン 主巻各部 裕度整理表（7号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※1		
	フック※1		
	ブレーキ※1		

※1 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ，フック，シャフトの構造については図 5.2.27 及び図 5.2.28 参照，ブレーキの構造については図 5.2.25 及び図 5.2.26 参照。

※2 ブレーキについて，制動力を上回る負荷トルクが発生し，スリップすることが考えられるが，地震による加速度は交番加速度であり，スリップは一時的なものと考えられ，大きく落下することはない。なお，基準地震動  $S_s$  時における定格荷重での滑り量としては，約    cm 程度であることを確認している。



燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

## ○燃料取替機

燃料取替機は、走行、横行レールからの浮上りによる脱線防止のため、脱線防止装置を設置しており、脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線防止のため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについてはトロリの幅より建屋壁面との離隔距離の幅の方が短いことから、燃料取替機がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。



図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離（6号炉）



図 2 燃料取替機走行レールと壁面距離（7号炉）

○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置しており、脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造とし、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向への脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、各レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。



図3 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離（6号炉）



図4 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離（7号炉）

## 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。

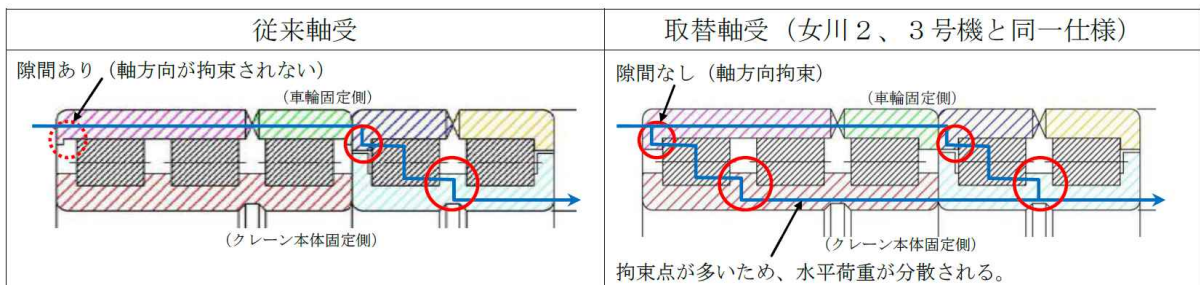
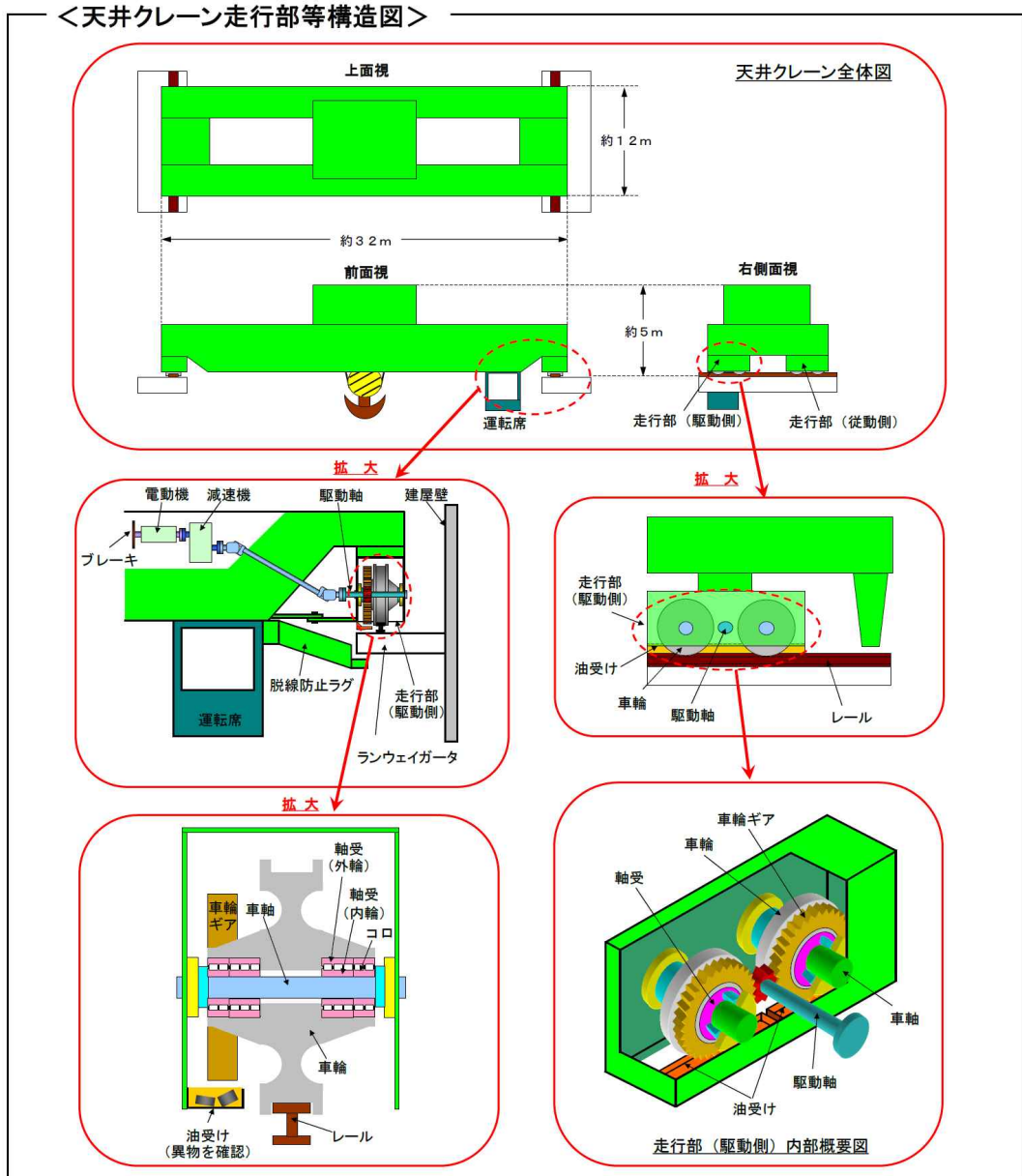


図 2 女川原子力発電所 1 号炉 従来軸受と取替軸受の比較  
(平成 25 年 11 月 21 日 東北電力プレス資料より抜粋)

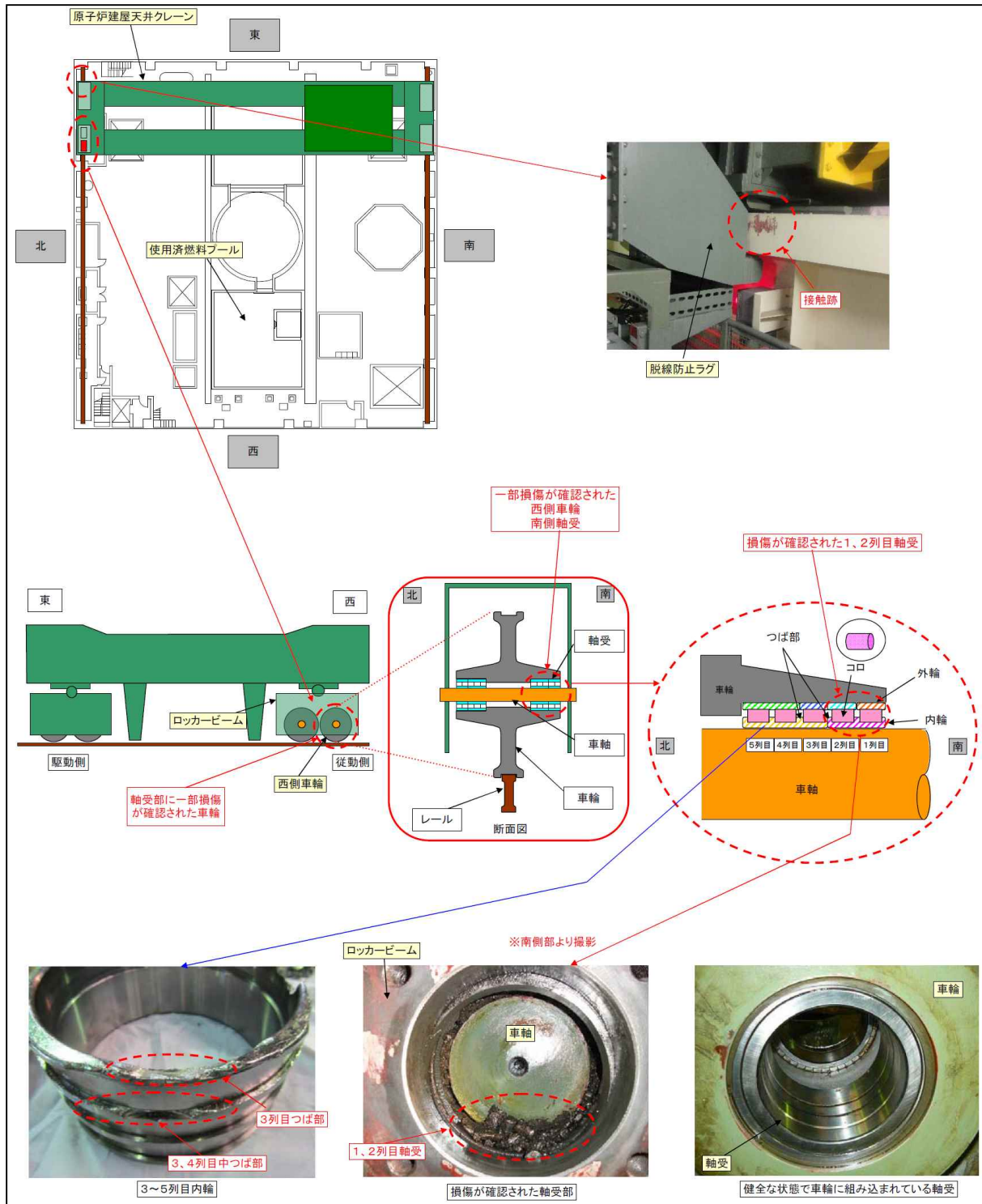


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について  
 (平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋)

## 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。

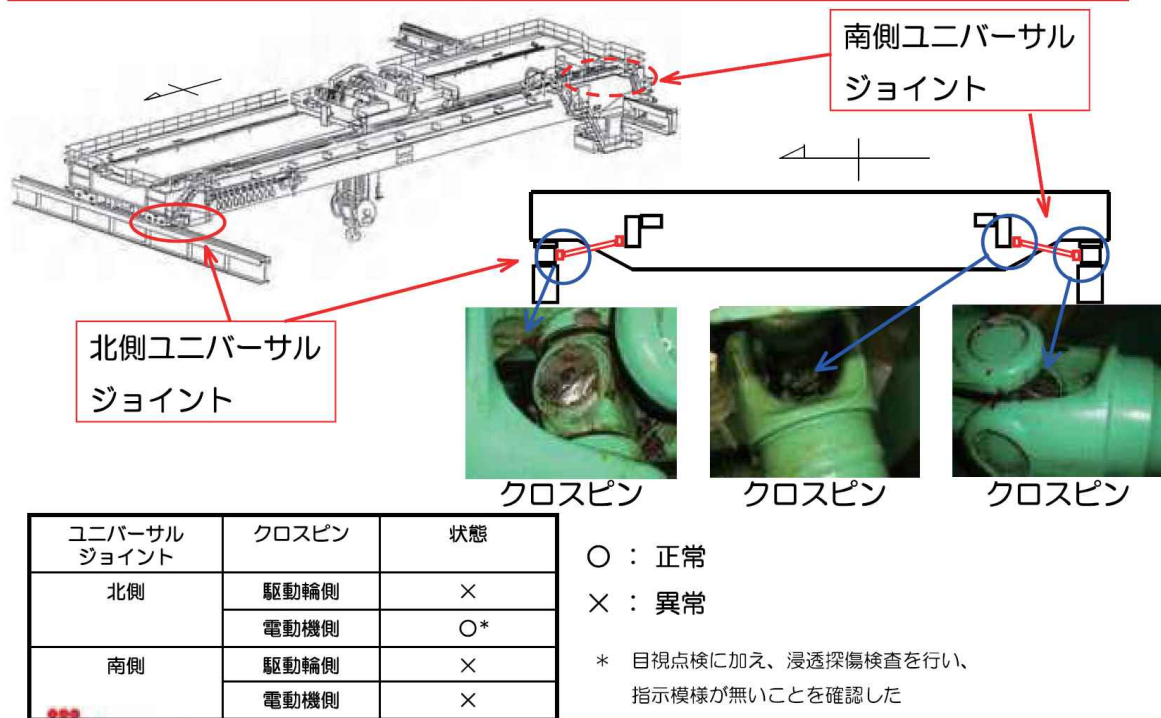
### 2. 2 柏崎刈羽原子力発電所6号炉の再発防止対策及び7号炉への水平展開の必要性について

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)

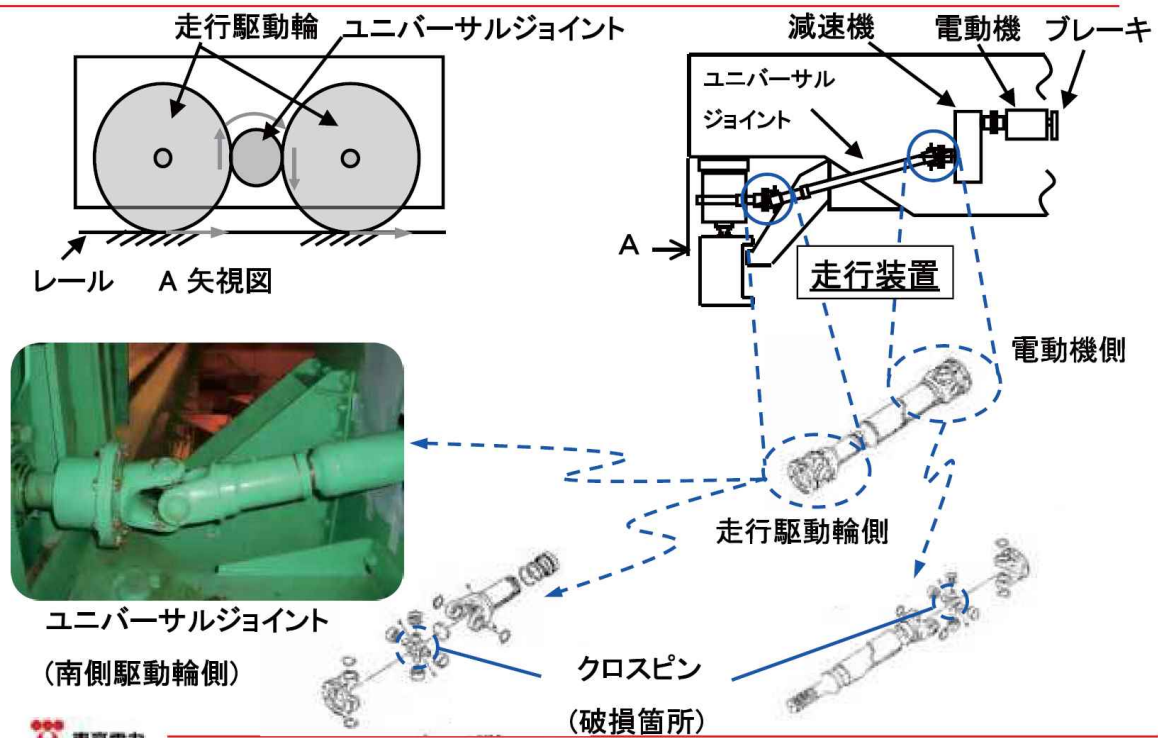


図4 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について  
(平成20年9月25日 東京電力プレス資料より抜粋)

### 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。



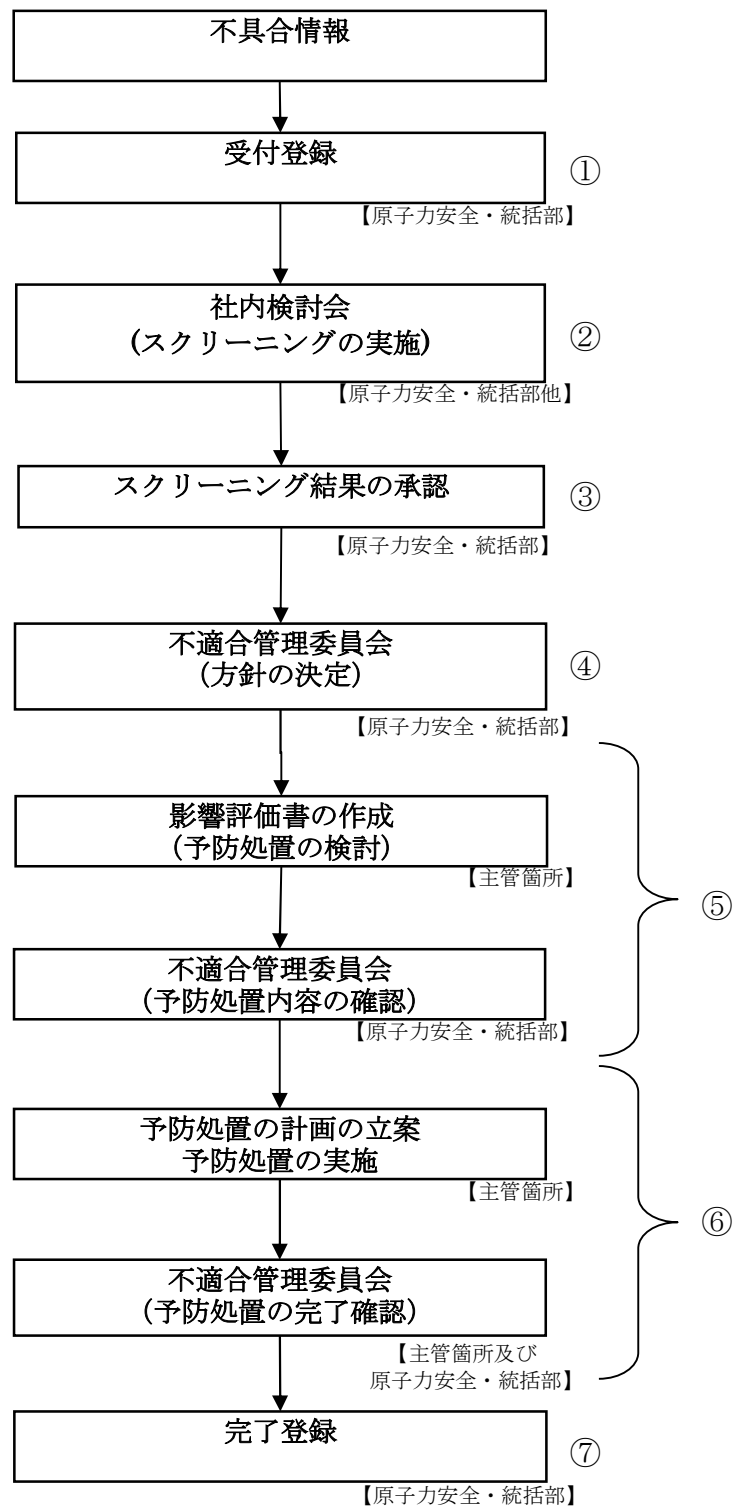


図5 不具合情報の処理フロー

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。

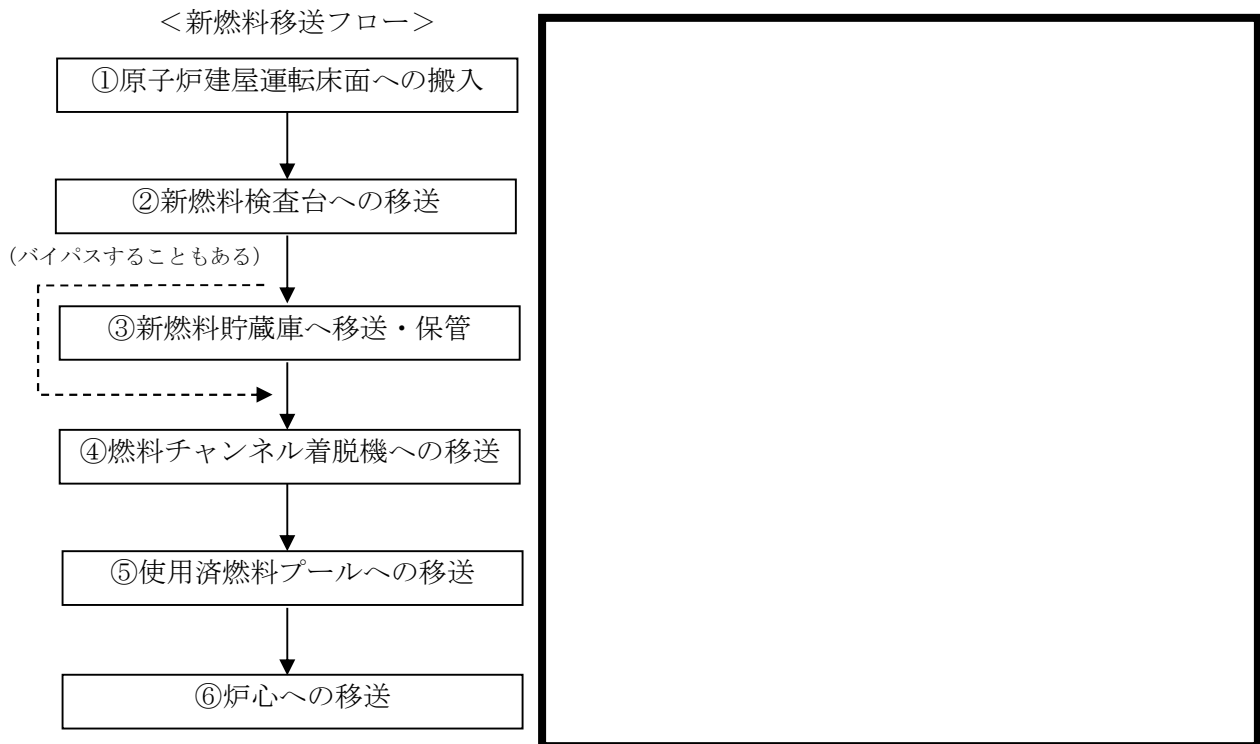


図1 新燃料の取扱いに係る経路（例）

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<sup>\*</sup>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。

<sup>\*</sup>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<sup>※1</sup>、鉛直方向に滑った<sup>※2</sup>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。

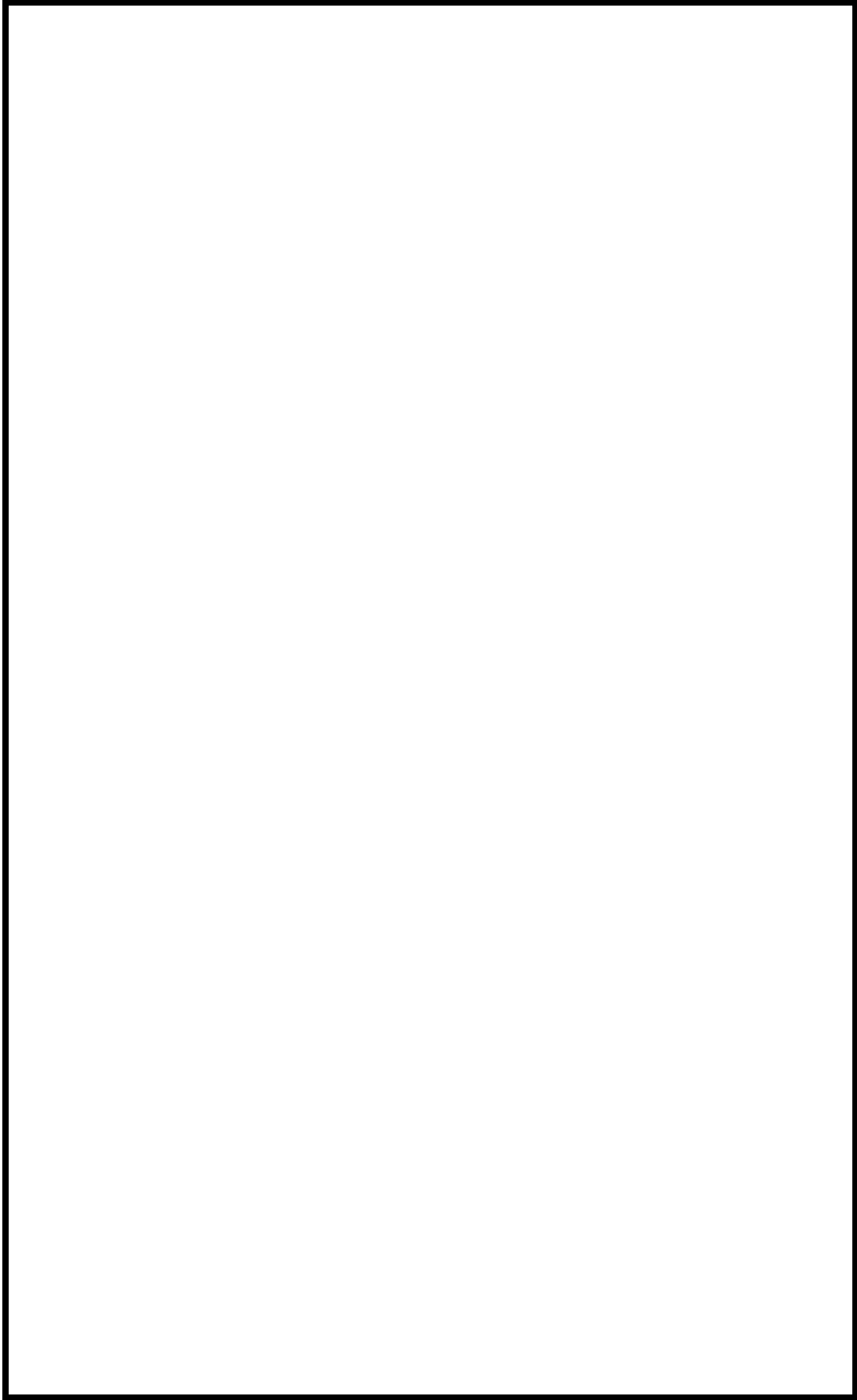


図1 キャスク取扱い作業フロー

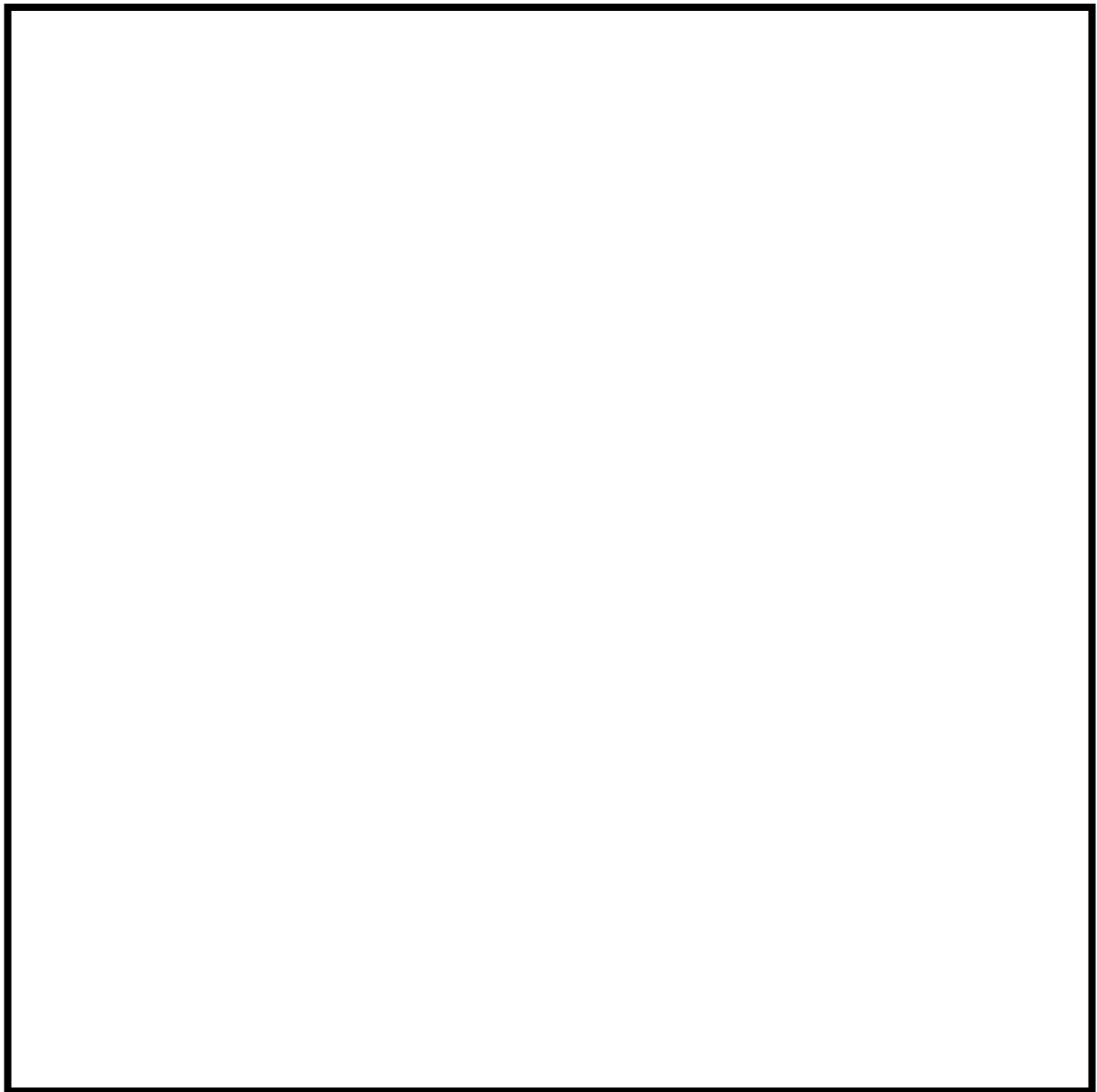


図2 キャスクとキャスクピットゲートの距離関係

## キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは、原子炉建屋クレーンにキャスク吊具を取付けて移送する。現場での使用状況を図 1 に示す。

キャスクを移送する場合、キャスクとキャスク吊具は4か所のキャスクトラニオンをキャスク吊具で支持されている。また、キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピンとクレーンフックで支持されているのに加えて、キャスク吊具の安全板とクレーンにおいても補助的に支持されており二重化されている。

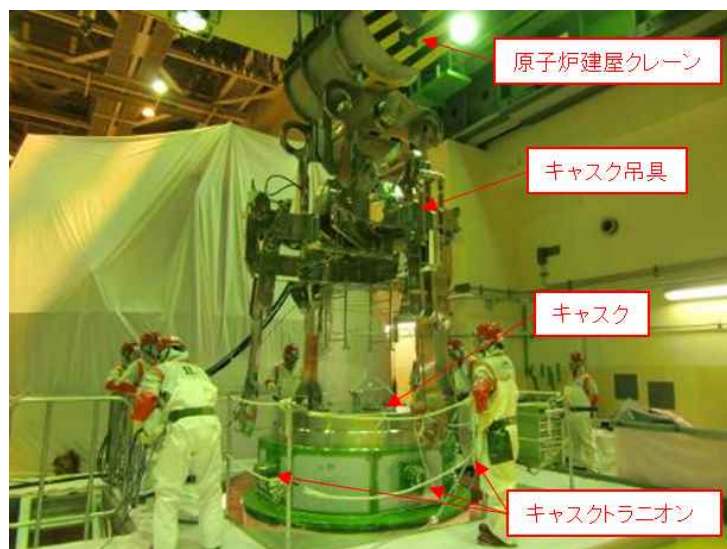


図 1 キャスク吊具の現場での使用状況  
(7号炉の原子炉建屋クレーンを使用する場合)

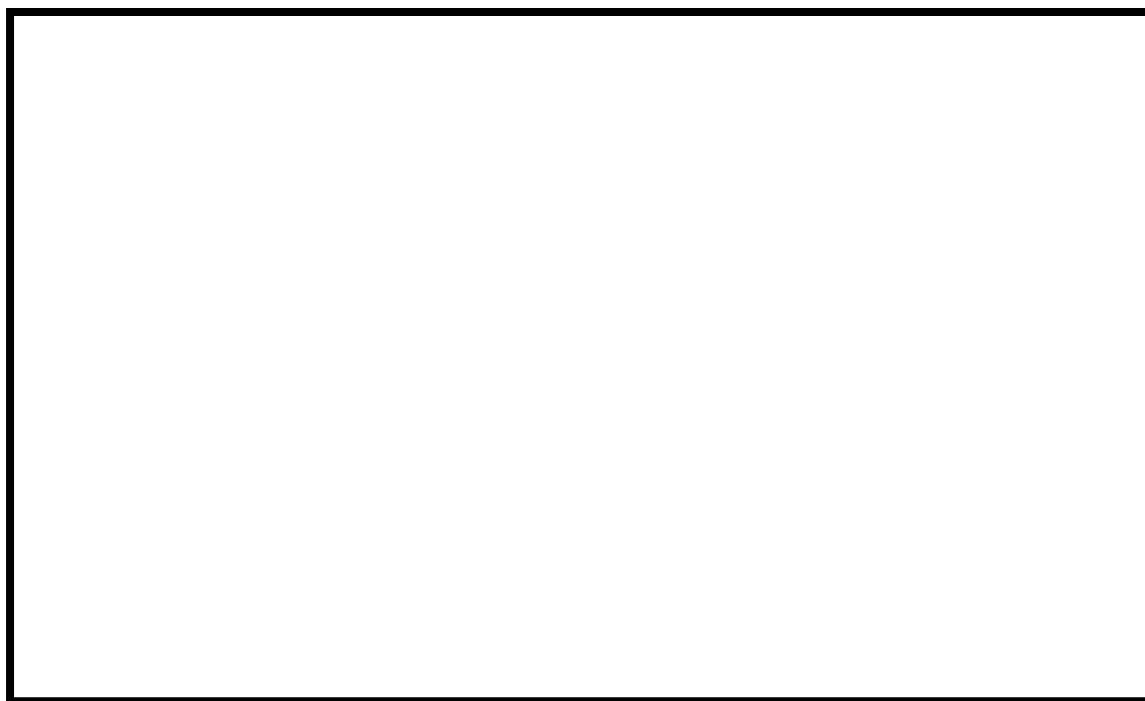


図 2 キャスク吊具の構造図 (6号炉の原子炉建屋クレーンを使用する場合)

## 6号炉と7号炉における評価内容の差異について

	評価項目	差異の内容		備考
		6号炉	7号炉	
I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出	現場確認による抽出	—	—	—
	機器配置等による抽出	—	—	—
	使用済燃料プール周辺作業実績からの抽出	—	—	—
II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を抽出	設置状況による選定	—	—	—
	落下エネルギーによる選定	—	—	—
	使用済燃料プールの機能を損なう恐れのある重量物として選定した設備等（「検討要」の項目）	—	—	—
III. 落下防止の対応状況の確認	耐震評価による落下防止対策（原子炉建屋）	燃料プール上部にダクトなし	燃料プール上部にダクトが設置	7号炉の燃料プール上部ダクトに対して、落下評価及び基準地震動 Ss を用いた耐震評価により、使用済燃料プールライニングの健全性が確保されることを確認
	耐震評価による落下防止対策（燃料取替機）	—	—	—
	耐震評価による落下防止対策（原子炉建屋クレーン）	—	—	—
	設備構造による落下防止対策	—	—	—
	運用による落下防止対策	—	—	—

凡例) 「—」は差異なしを示す。

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



## 目 次

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）
  - 1.1 概要
  - 1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について
  - 1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について
  - 1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について
  - 1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について
  
- (別紙 1) 各計測装置の記録及び保存について
- (別紙 2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について
- (別紙 3) 警報設定値について

## 1.1 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「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（以下、設置許可基準規則）」第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において、『使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備』の設置が要求されている。

このため、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について、以下のとおり基準適合性を確認した。

## 1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている『使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備』については、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタを設置している。また使用済燃料プールの水位低下、上昇及び温度上昇並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室に警報を発信する機能を有している。（表 1.2.1 及び表 1.2.2 参照）

さらに、外部電源が利用できない場合においても、『発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下、「パラメータ」という。）』として、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタについて、非常用所内電源からの電源供給により監視可能であるととも、測定結果については、表示し、記録し、これを保存することとしている。

表 1.2.1 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象設備）の一覧

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料貯蔵プール水位	フロート式	水位が通常水位（6号炉：T.M.S.L. 31395mm, 7号炉：T.M.S.L. 31390mm）近傍であること。	—	6号炉 水位低 通常水位-162mm(T.M.S.L. 31233mm) 水位高 通常水位+32mm(T.M.S.L. 31427mm)  7号炉 水位低 通常水位-250mm(T.M.S.L. 31140mm) 水位高 通常水位+109mm(T.M.S.L. 31499mm)	原子炉建屋 4階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	フロート式	使用済燃料プールライナ部からの漏えいを検知できること。	—	6号炉 ドレン止め弁(T.M.S.L. 12696mm) +523mm(T.M.S.L. 13219mm)  7号炉 ドレン止め弁(T.M.S.L. 12657mm) +650mm(T.M.S.L. 13307mm)	原子炉建屋 1階	6号炉:1 7号炉:1	C
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対式	燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度としている。	0～100℃	6号炉 温度高 57℃ 7号炉 温度高 55℃	原子炉建屋 2階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プール温度	熱電対式	燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度としている。	0～100℃	6号炉 温度高 57℃ 7号炉 温度高 55℃	原子炉建屋 4階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	熱電対式	使用済燃料プール上端近傍からプール下端まで計測できる。	水位： 6号炉 T.M.S.L. 20180 ～ 31170mm 7号炉 T.M.S.L. 20180 ～ 31123mm  温度：0～150℃	6号炉 水位低 通常水位-225mm(T.M.S.L. 31170mm) 温度高 57℃  7号炉 水位低 通常水位-267mm(T.M.S.L. 31123mm) 温度高 55℃	原子炉建屋 4階	6号炉:1 7号炉:1	C (Ss) ※

※基準地震動 Ss による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

表 1.2.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象設備）の一覧

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
燃料貯蔵プール エリア放射線モニタ	半導体式	使用済燃料プールの遮蔽設計区分はFとなり（遮蔽設計区分 F $\geq$ 1mSv/h）1mSv/h以上が計測できる設定とする。	1 $\sim$ 10 <sup>4</sup> mSv/h	5.0 $\times$ 10 <sup>0</sup> mSv/h	原子炉建屋4階	6号炉:2 7号炉:2	C
燃料取替エリア 排気放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の放射能レベルを連続的に監視し、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。	10 <sup>-3</sup> $\sim$ 10mSv/h	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍	原子炉建屋4階	6号炉:4 7号炉:4	S
原子炉区域換気 空調系排気放射線モニタ	半導体式	原子炉区域から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。	10 <sup>-4</sup> $\sim$ 1mSv/h	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍	6号炉: 原子炉建屋中4階 7号炉: 原子炉建屋3階	6号炉:4 7号炉:4	S

(1) 使用済燃料貯蔵プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位レベル（6号炉 T.M.S.L. 31395mm，7号炉 T.M.S.L. 31390mm）からの水位の異常な低下及び上昇の早期監視。

○構成概略：水位検出器（フロート式）で検出された使用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，水位低及び水位高の検出信号が，中央制御室の演算装置に発信され，中央制御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機からタイプライタに出力し記録する。

○警報設定：

水位高：使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へプール水が溢れるのを事前に検知する設定値を設ける。

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)

水位低：燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

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)

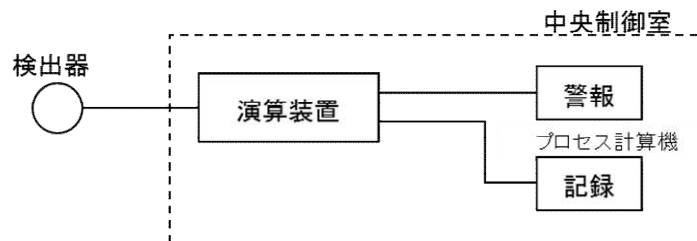


図 1.2.1 使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図

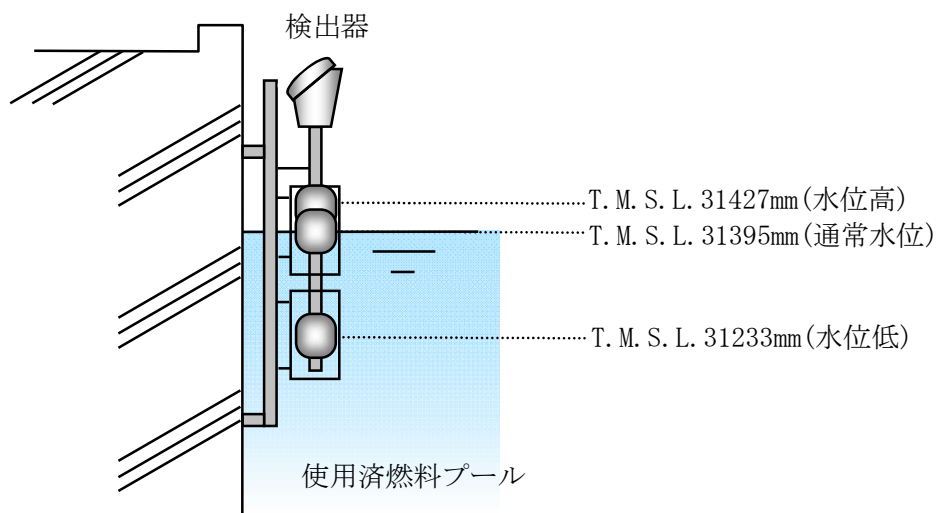


図 1.2.2 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値（6号炉）

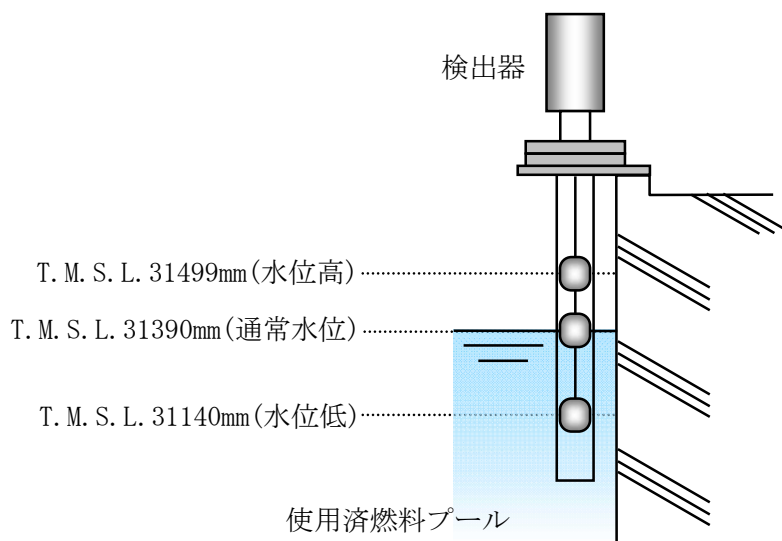


図 1.2.3 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値 (7号炉)

(設備仕様)

個 数 : 6号炉 1個  
7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋4階

警報設定値 : 6号炉

水位高:通常水位 +32mm (T. M. S. L. 31427mm)

水位低:通常水位 -162mm (T. M. S. L. 31233mm)

7号炉

水位高:通常水位+109mm (T. M. S. L. 31499mm)

水位低:通常水位 -250mm (T. M. S. L. 31140mm)

一括警報 : FPC (A)

個別警報 : 燃料プール水位低, 燃料プール水位高

(2) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

○計測目的：使用済燃料プールライナからの漏えいの早期監視。

使用済燃料プールライナから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまる。このドレン水位を検出することで使用済燃料プールライナからの漏えいを監視する。

○構成概略：使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発生し、水位検出器から中央制御室の演算装置に発信され、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機からタイプライタに出力し記録を行う。

○警報設定：使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、漏えい水検出器の下流側に設けたドレン止め弁からの水位により早期に漏えいを検出する。

6号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より+523mm(T. M. S. L. 13219mm),

7号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より+650mm(T. M. S. L. 13307mm)としている。

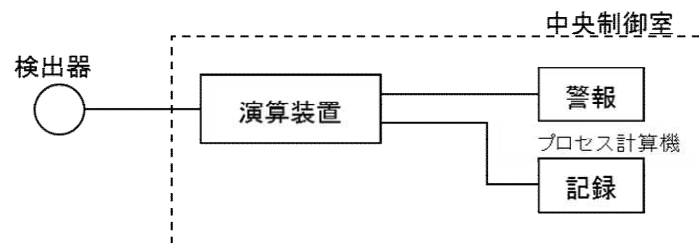


図 1.2.4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図

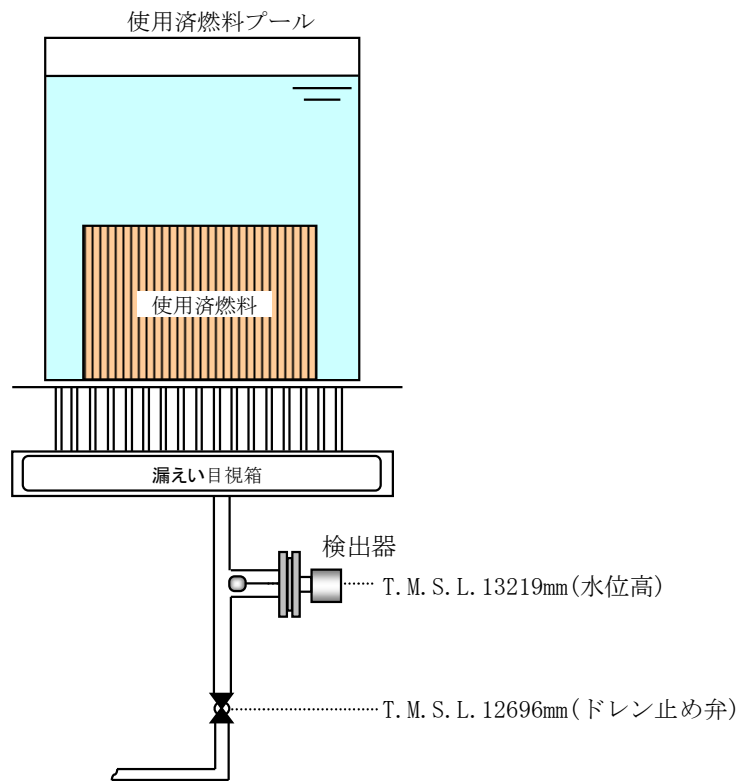


図 1.2.5 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値 (6号炉)

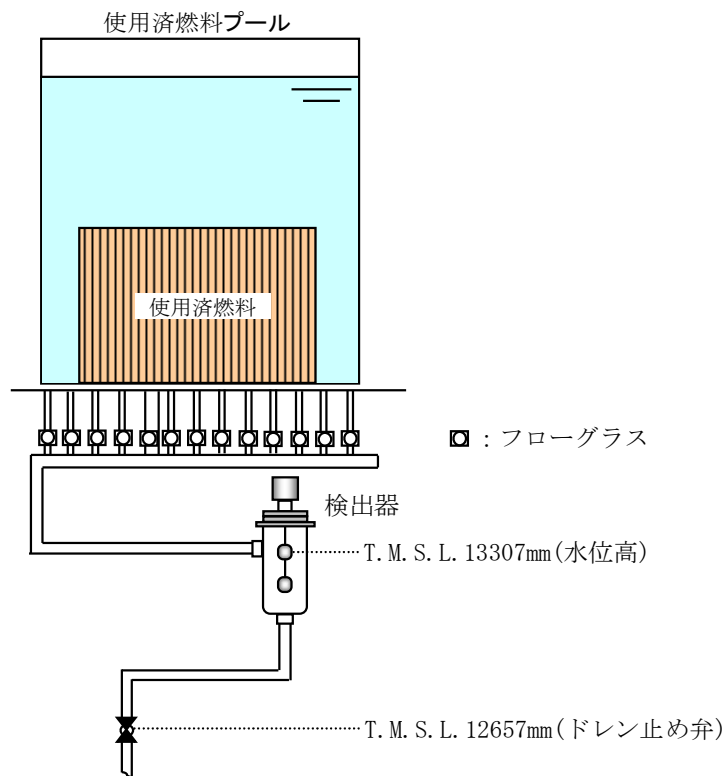


図 1.2.6 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値 (7号炉)



(設備仕様)

個 数 : 6号炉 1個  
7号炉 1個  
設置場所 : 原子炉建屋1階  
警報設定値 : 6号炉  
ドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より  
+523mm(T. M. S. L. 13219mm)  
7号炉  
ドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より  
+650mm(T. M. S. L. 13307mm)  
一括警報 : FPC (A)  
個別警報 : 燃料プールライナドレン漏えい大

(3) 使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略：熱電対により検出された使用済燃料プールの水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。

○計測範囲：冷却水の過熱状態を監視できるように，0～100℃の温度計測を可能としている。

○警報設定：使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設定値は，燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は52℃以下に維持されており，使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため，プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度（6号炉：57℃，7号炉：55℃）としている。

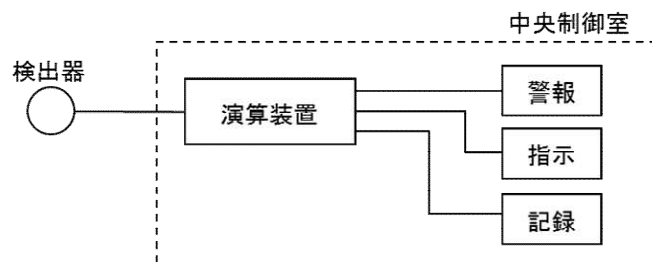


図 1.2.7 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図

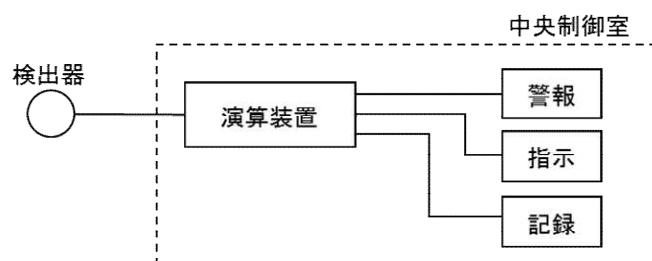


図 1.2.8 使用済燃料貯蔵プール温度の概略構成図

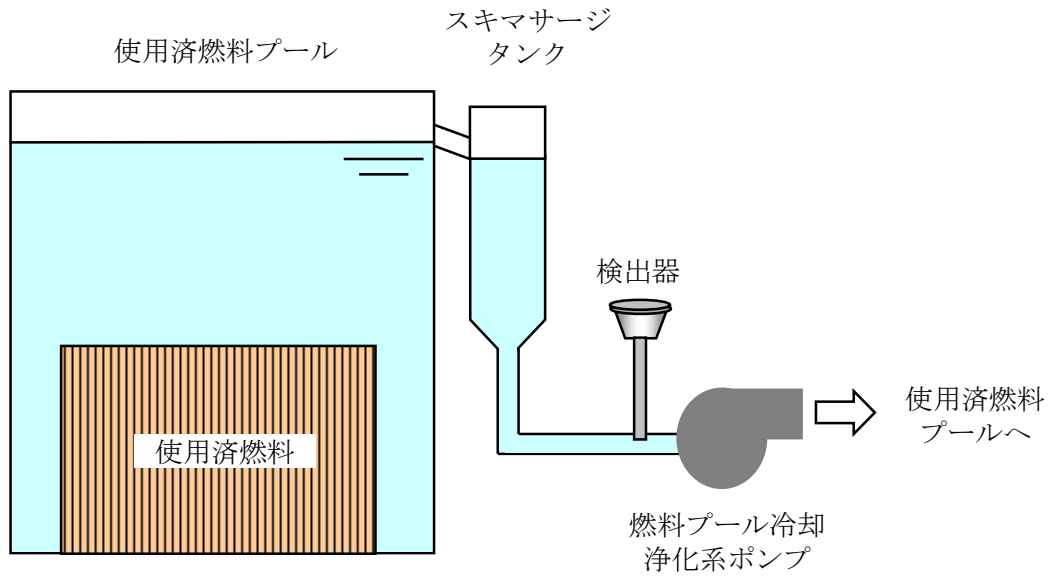


図 1.2.9 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

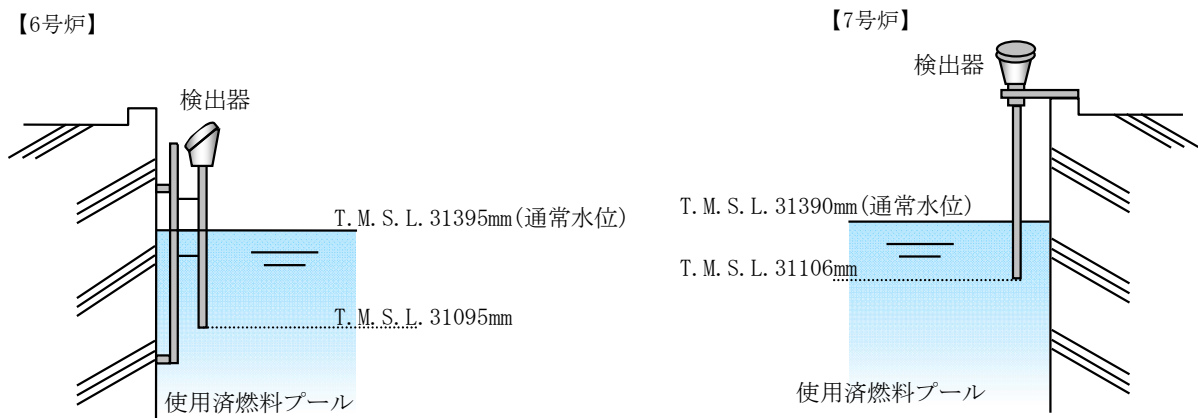


図 1.2.10 使用済燃料貯蔵プール温度の設置図

(設備仕様)

計測範囲 : 0~100℃

個数 : 6号炉 2個  
7号炉 2個

設置場所 : 原子炉建屋 2階 (燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度)

原子炉建屋 4階 (使用済燃料貯蔵プール温度)

警報設定値 : 6号炉 温度高 57℃  
7号炉 温度高 55℃

一括警報 : FPC (A)

個別警報 : FPC ポンプ入口温度高  
使用済燃料貯蔵プール水温度高

(4) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

○計測目的 (水位) : 使用済燃料プール水位の異常な低下の監視。

○計測目的 (温度) : 使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略 : 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、熱電対を用いて使用済燃料プールの温度を電気信号として検出する。  
また、使用済燃料プール上端近傍からプール底部まで、14 箇所に設置した熱電対及び気相に設置した熱電対を用いて電気信号として検出する。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。  
検出された電気信号は、記録計にて温度信号に変換することで、中央制御室に記録及び保存する。また、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。

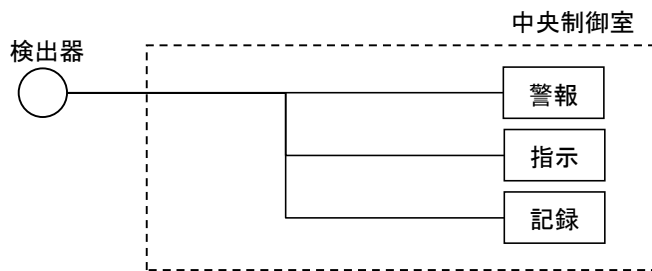


図 1.2.11 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

○計測範囲 (水位) : 使用済燃料プール上端近傍からプール下端まで計測が可能としている。

なお、基準地震動  $S_s$  によるスロッシングを考慮した溢水時 (通常水位から約 2.9m 低下) においても計測可能な範囲としている。

○計測範囲 (温度) : 冷却水の過熱状態を監視できるよう、0~150°Cの温度計測を可能としている。

○警報設定 (水位) : 水位低 : 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の設定値は、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し、想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

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)

- 警報設定（温度）：使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の設定値は，燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は 52℃以下に維持されており，使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため，プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度（6 号炉：57℃，7 号炉：55℃）としている。

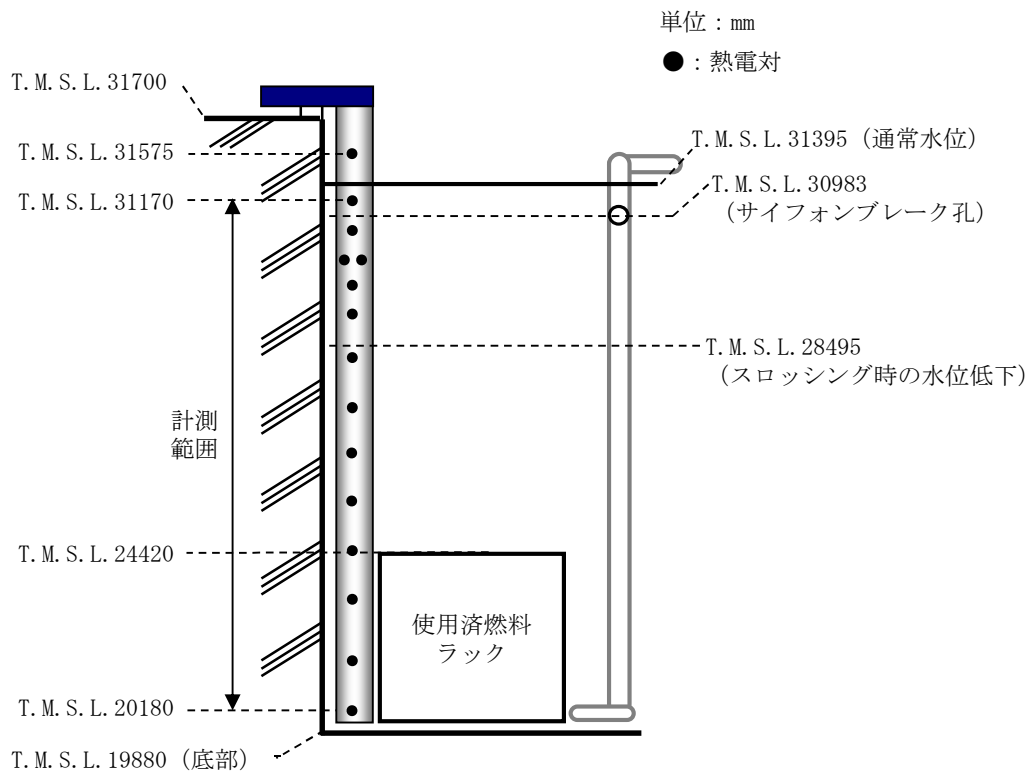


図 1. 2. 12 6号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

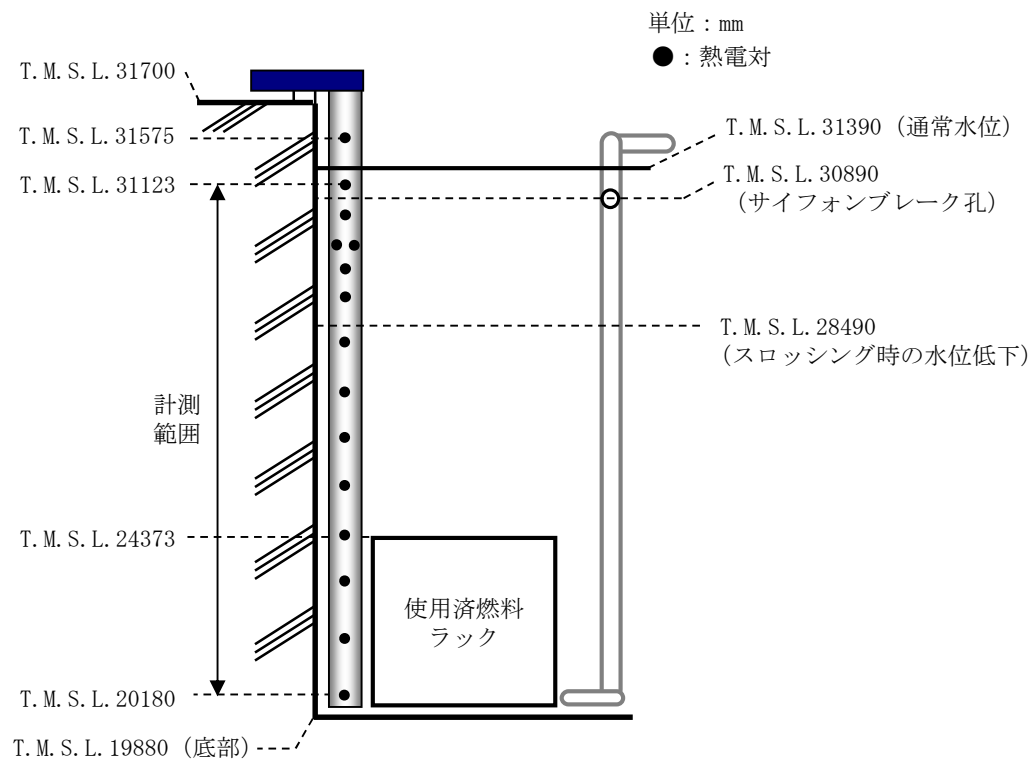


図 1. 2. 13 7号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

(設備仕様)

計測範囲 : 【水位】

6号炉 : T. M. S. L. 20180 ~ 31170mm

7号炉 : T. M. S. L. 20180 ~ 31123mm

【温度】

6/7号炉 : 0~150℃

個数 : 6号炉 1個 (検出点 14箇所)

7号炉 1個 (検出点 14箇所)

設置場所 : 原子炉建屋 4階

警報設定値 : 6号炉

水位低 : 通常水位 -225mm (T. M. S. L. 31170mm)

温度高 : 57℃ (T. M. S. L. 29920mm)

7号炉

水位低 : 通常水位 -267mm (T. M. S. L. 31123mm)

温度高 : 55℃ (T. M. S. L. 29873mm)

個別警報 : 燃料プール水位低, 燃料プール水温度高

(5) 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ

○計測目的：通常時及び燃料取扱事故（燃料集合体の落下）において燃料取扱場所の放射線量について変動する可能性のある範囲を測定し監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

○計測範囲：燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの計測範囲の計測下限値は、使用済燃料プールの遮蔽設計区分はFとなり（遮蔽設計区分 F  $\geq 1\text{mSv/h}$ ） $1\text{mSv/h}$  以上が計測できる設定とする。検出器は4デカードまでの測定が可能であり、当該エリアモニタの計測範囲は、 $1\sim 10^4\text{mSv/h}$  の線量率が計測可能とする。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため、警報設定値は、 $5\text{mSv/h}$  としている。

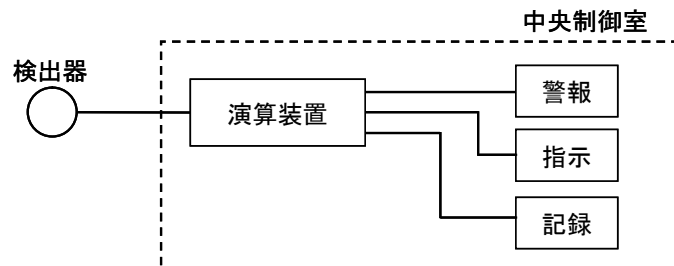


図 1.2.14 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲： $1\sim 10^4\text{mSv/h}$

個数：6号炉 2個  
7号炉 2個

設置場所：原子炉建屋4階

警報設定値： $5.0\times 10^0\text{mSv/h}$

一括警報：放射線モニタ高／高高

個別警報：原子炉建屋放射線レベル高



(6) 燃料取替エリア排気放射線モニタ

○計測目的：燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）により放出される核分裂生成物を検出し，原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系に切り替えるため，燃料取替エリア排気の放射線量を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高または高高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また高高信号で非常用ガス処理系を起動する。

○計測範囲：燃料取扱場所の放射能レベルを連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの5倍及び10倍としている。

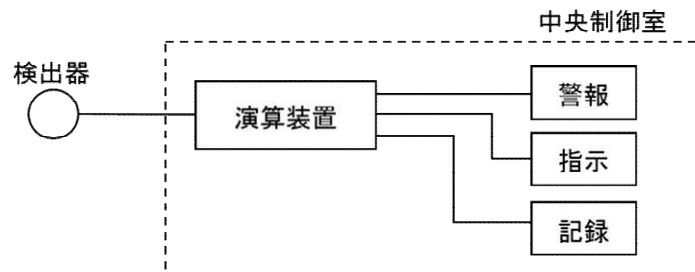


図 1. 2. 15 燃料取替エリア排気放射線モニタ

(設備仕様)

計測範囲	：	10 <sup>-3</sup> ~10mSv/h
個数	：	6号炉 4個 7号炉 4個
設置場所	：	原子炉建屋4階
警報設定値	：	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍
一括警報	：	高高 燃取床放射能高高 高 放射線モニタ高/高高
個別警報	：	高高 燃料取替エリア排気放射能高高 高 燃料取替エリア排気放射能高

(7) 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

○計測目的：燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）により放出される核分裂生成物を検出し，原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系に切り替えるため，原子炉区域換気空調系排気の放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉区域換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高または高高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，高高信号で非常用ガス処理系を起動する。

○計測範囲：原子炉区域から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの5倍及び10倍としている。

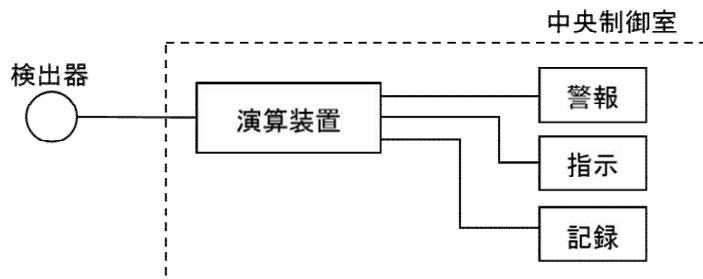


図 1. 2. 16 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ  
(設備仕様)

計測範囲： $10^{-4} \sim 1\text{mSv/h}$

個数：6号炉 4個  
7号炉 4個

設置場所：6号炉 原子炉建屋中4階  
7号炉 原子炉建屋3階

警報設定値：高高 バックグラウンドの10倍  
高 バックグラウンドの5倍

一括警報：高高 R/B 放射能高高  
高 放射線モニタ高/高高

個別警報：高高 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ高高  
高 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ高

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び燃料取扱場所の放射線量について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第11章記録及び報告 第120条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

表 1.3.1 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	記録紙	10年
	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ	記録紙	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵プール水位	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵プール温度	日常点検表	5年

#### 1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成 について

外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位，温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は，非常用所内電源より受電し，外部電源が喪失した場合においても計測できるようにしている。（第十六条 第3項）

(略語)  
 D/G : 非常用ディーゼル発電機  
 M/C : メタルクランプ閉閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モーター・コントローラ・センタ

【凡例】  
 : 遮断器  
 : 電動機  
 : 接触器  
 : 蓄電池  
 : 変圧器  
 : Y結線

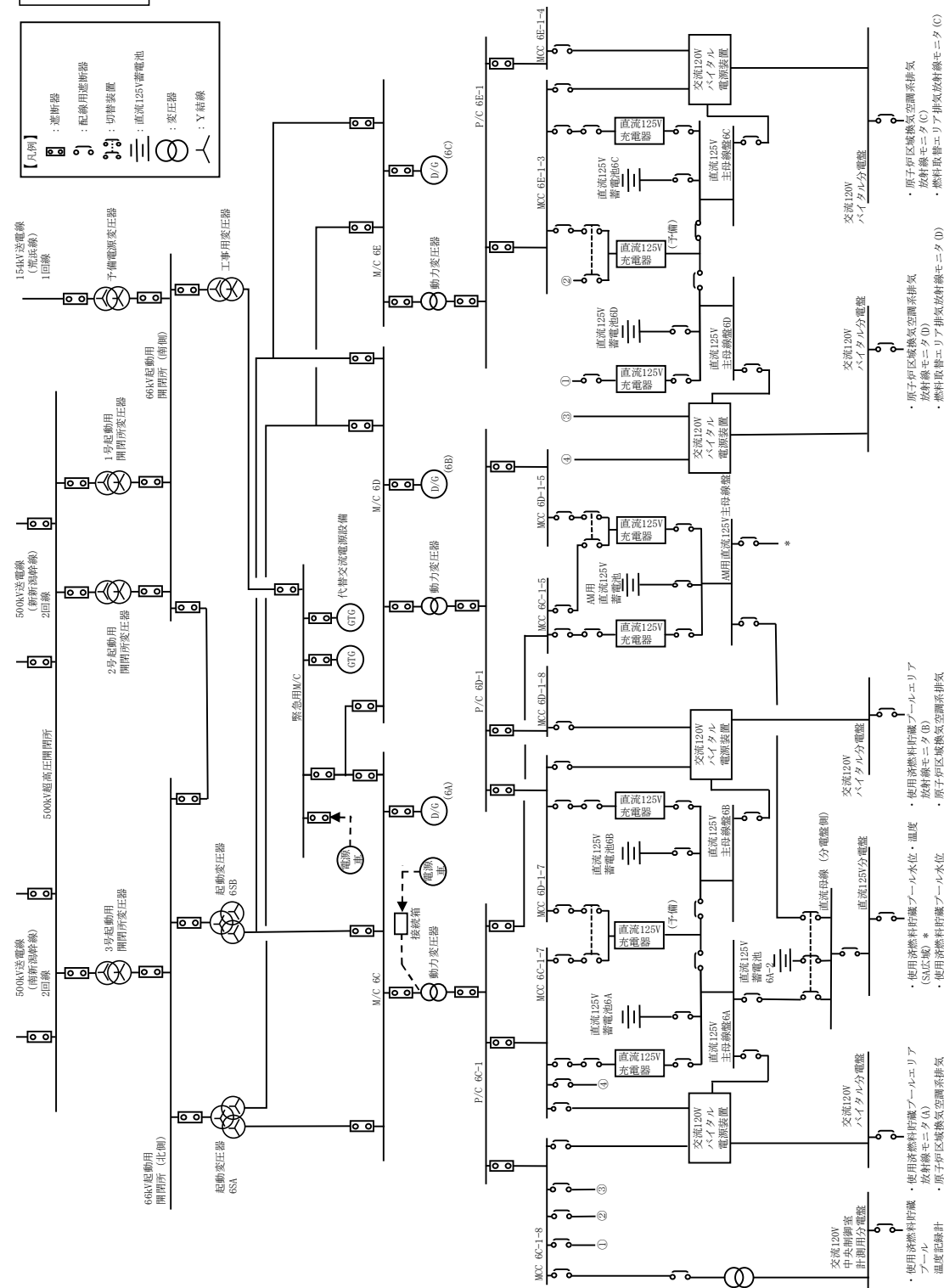


図 1.4.1 計測装置の電源構成概略図 (6号炉)

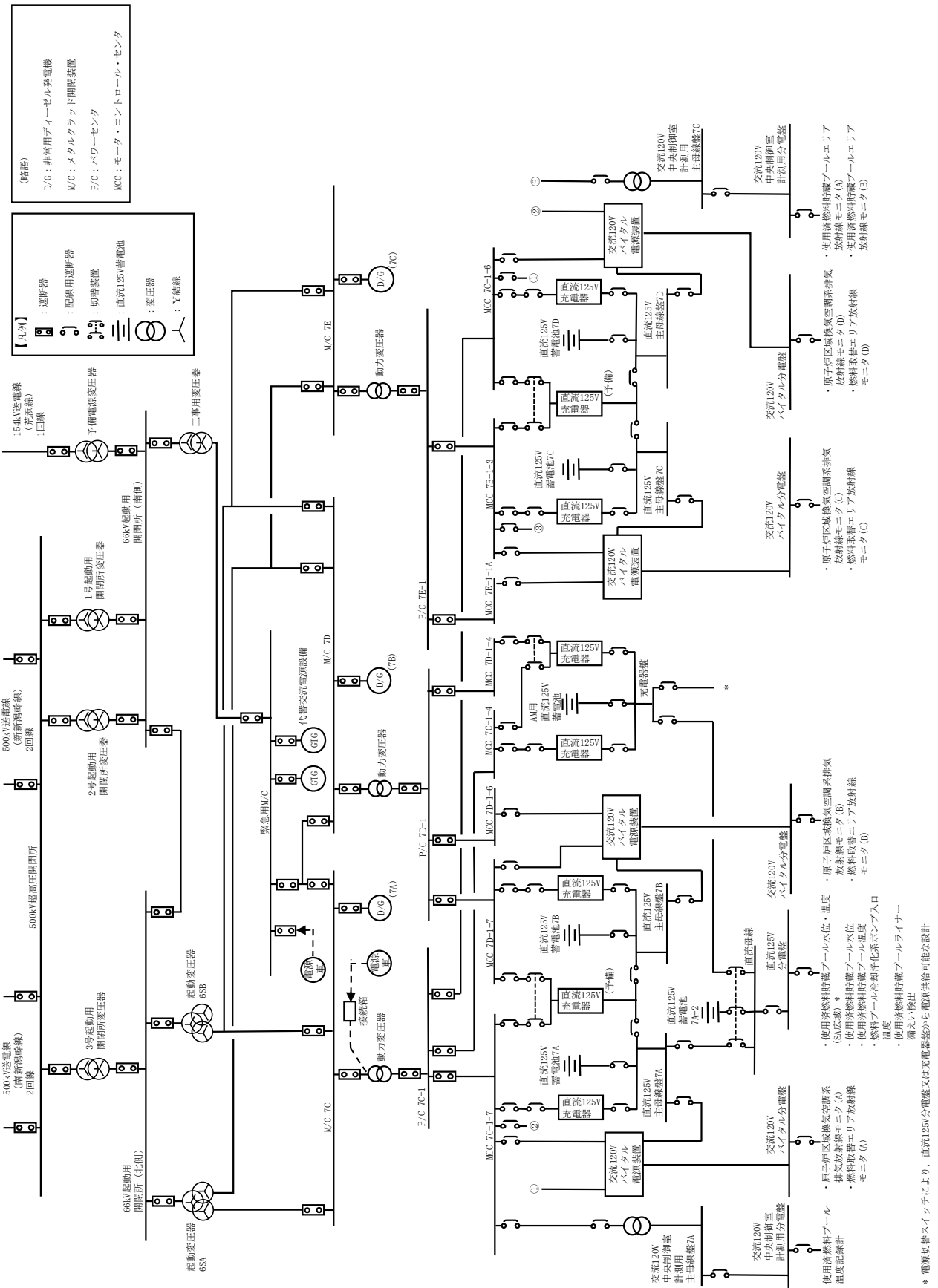


図 1.4.2 計測装置の電源構成概略図 (7号炉)

1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

(1) 6号炉の使用済燃料プール監視設備

図 1.5.1 に 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。

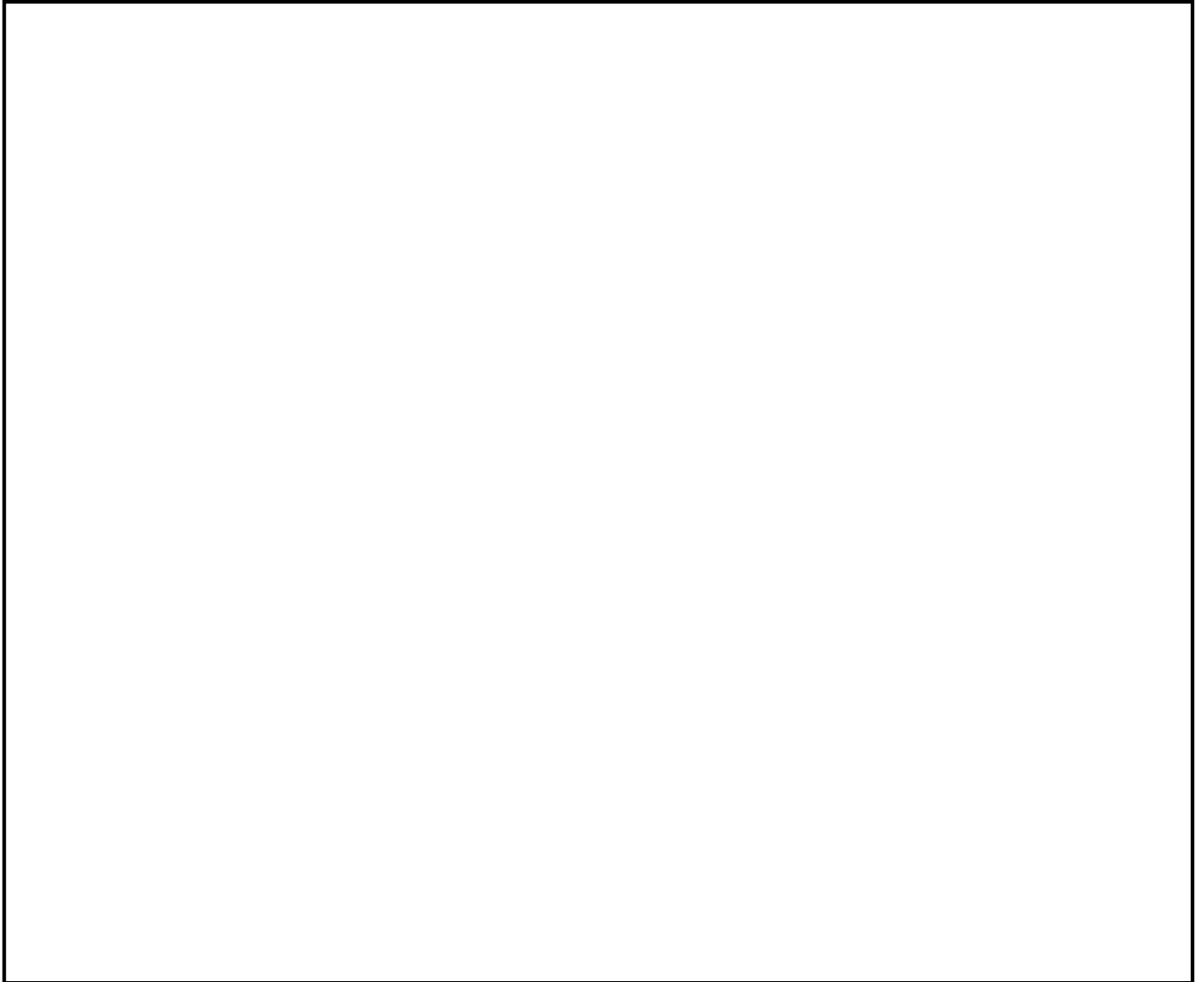


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)

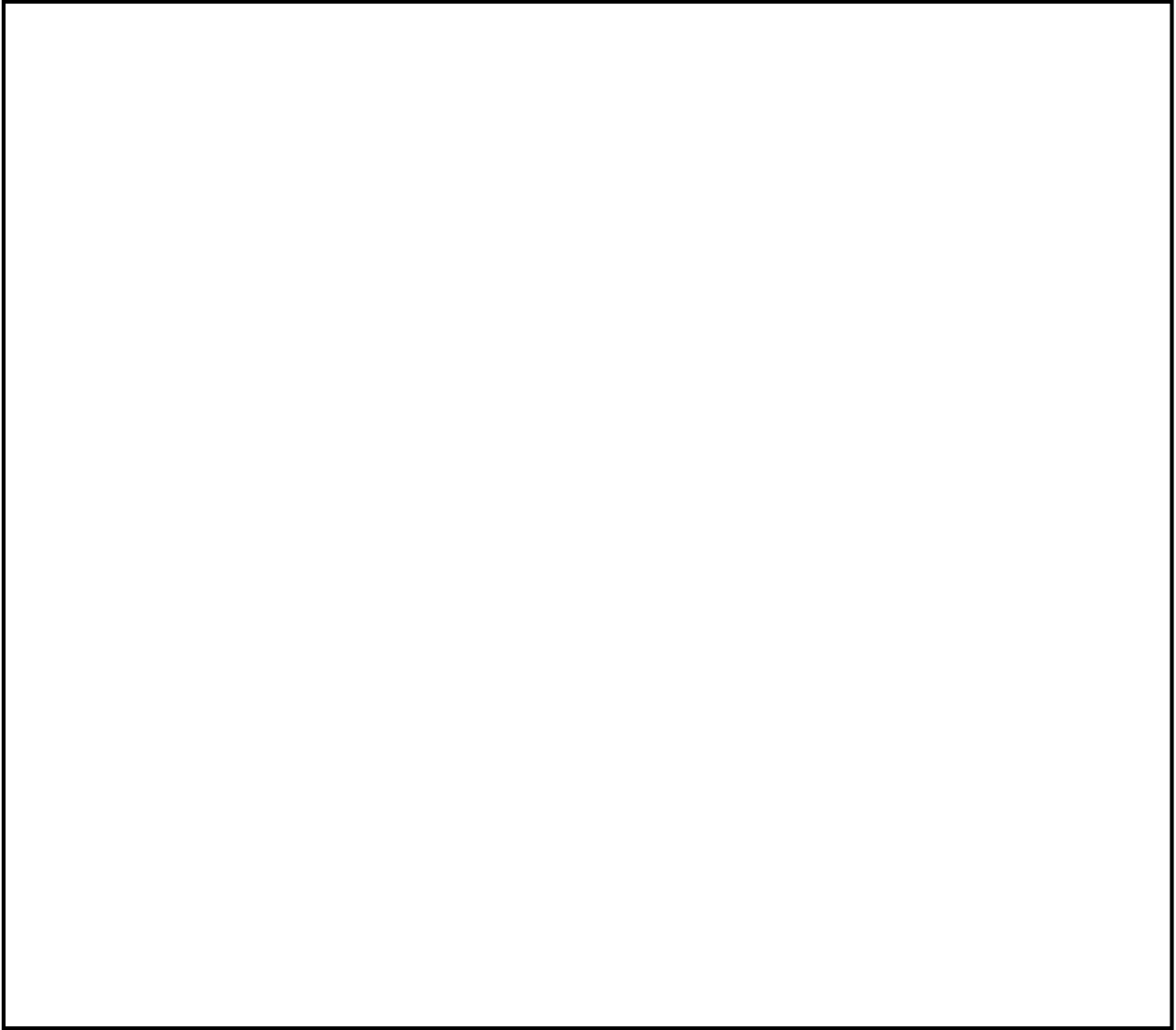


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(2/4)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

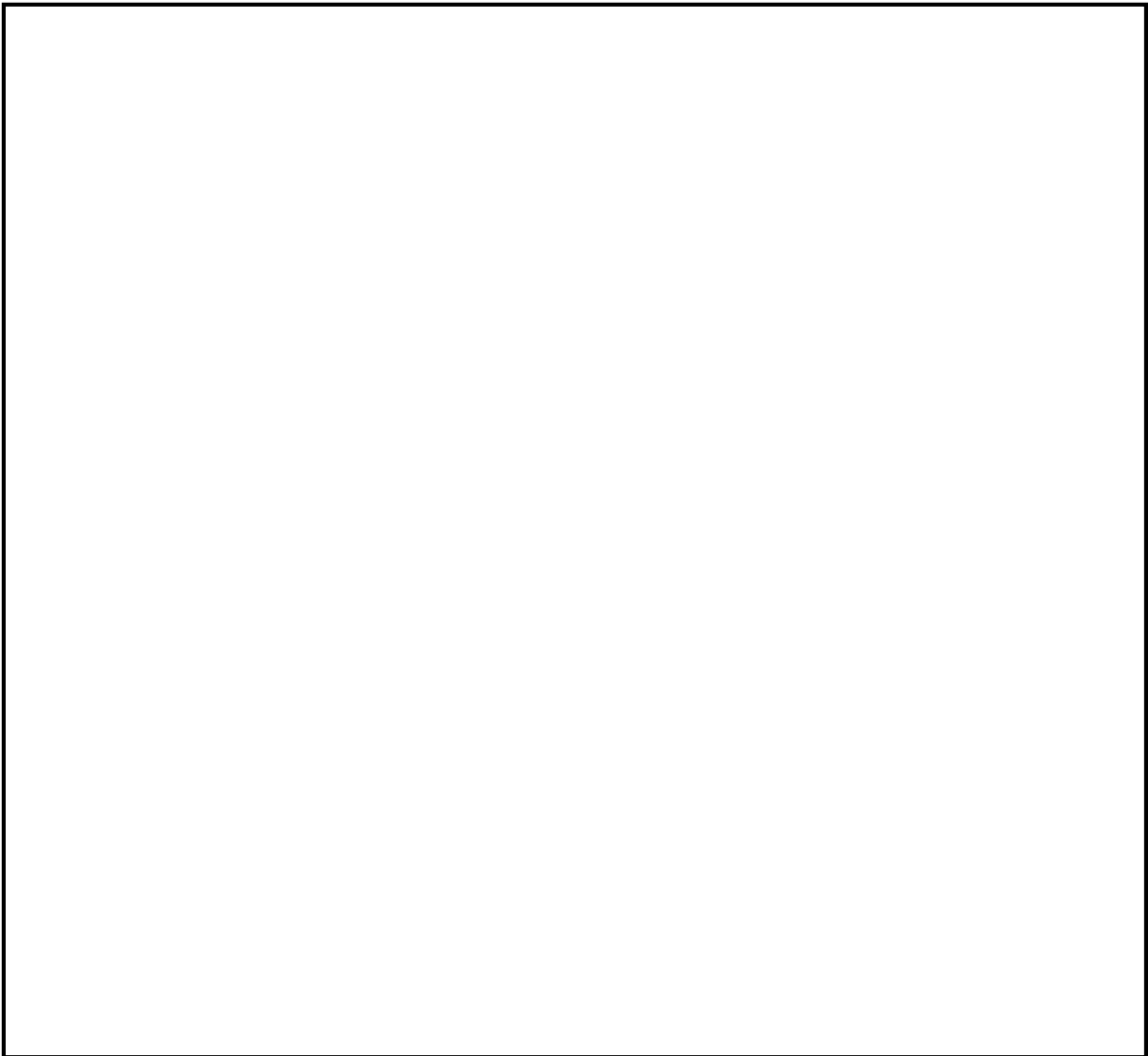


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(3/4)

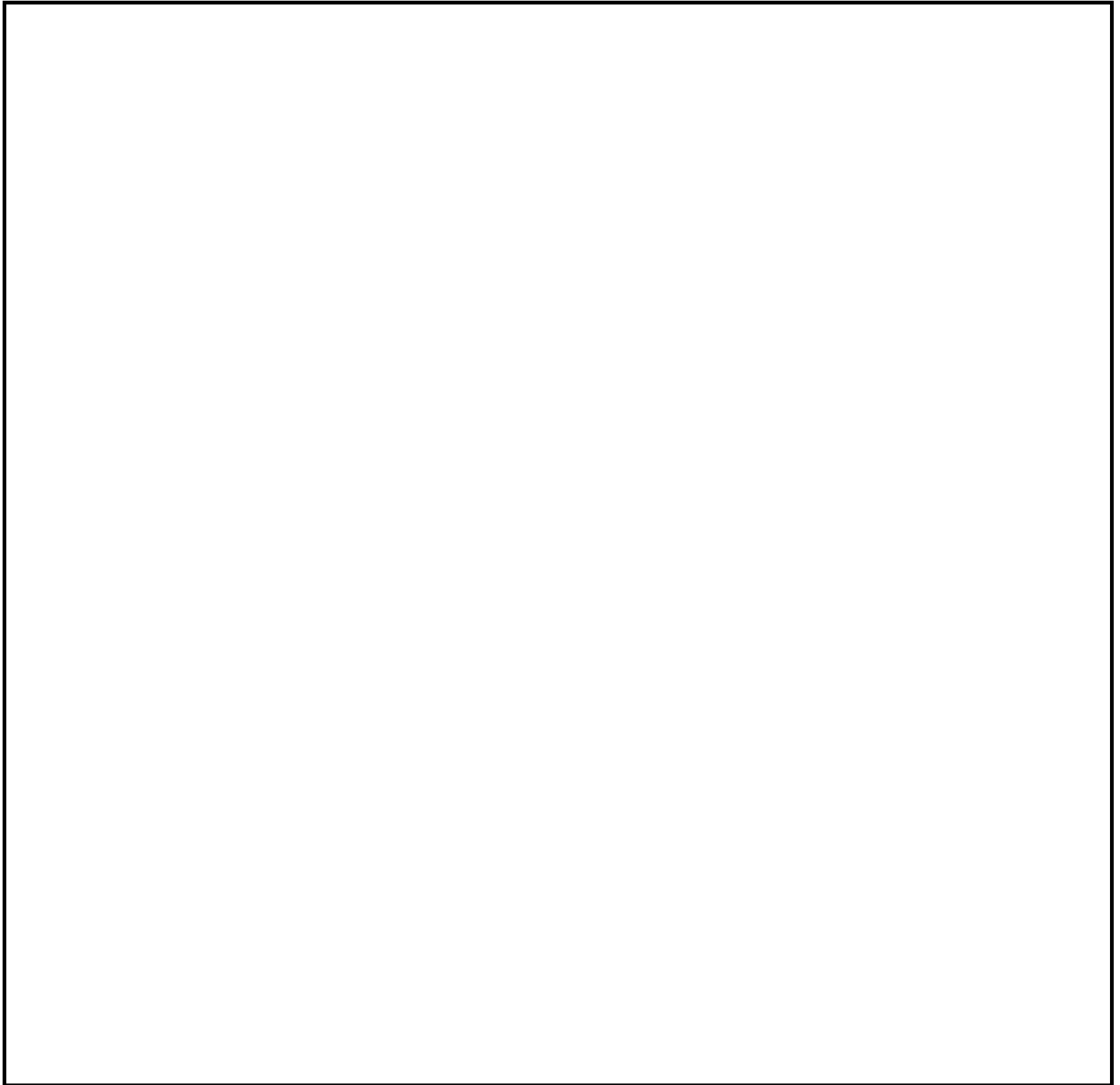


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

(2) 7号炉の使用済燃料プール監視設備

図 1.5.2 に 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。

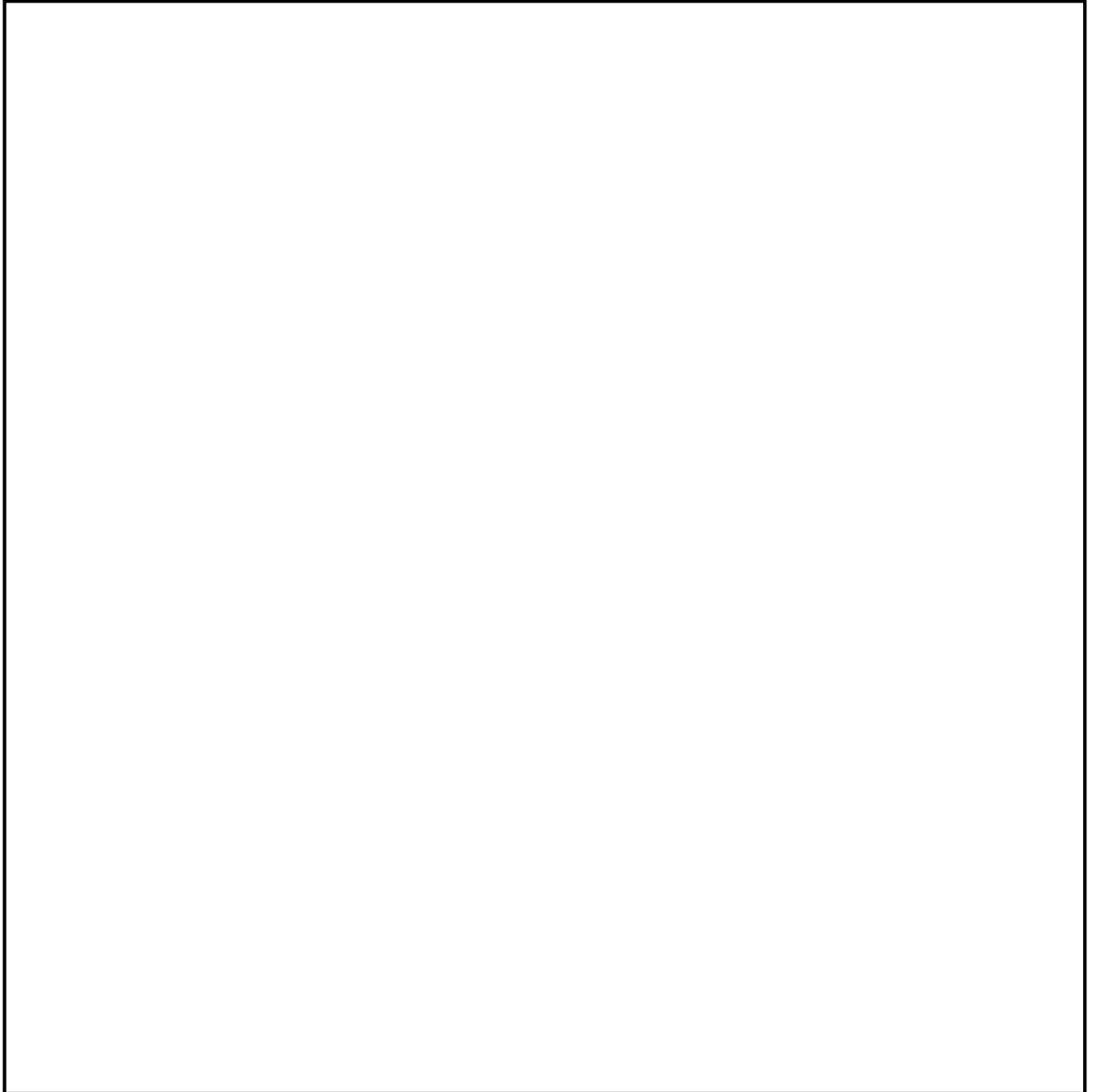


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)

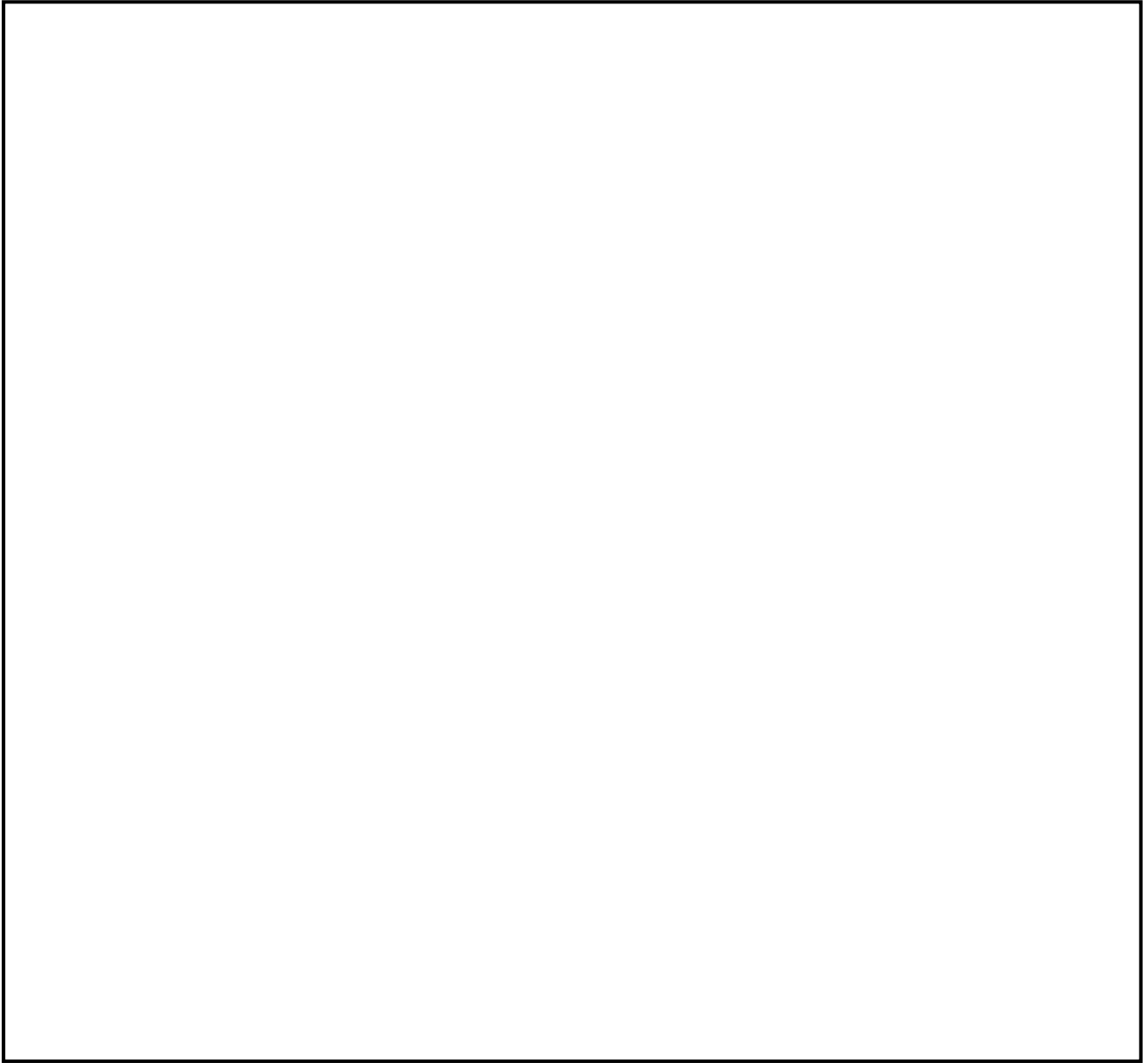


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(2/4)

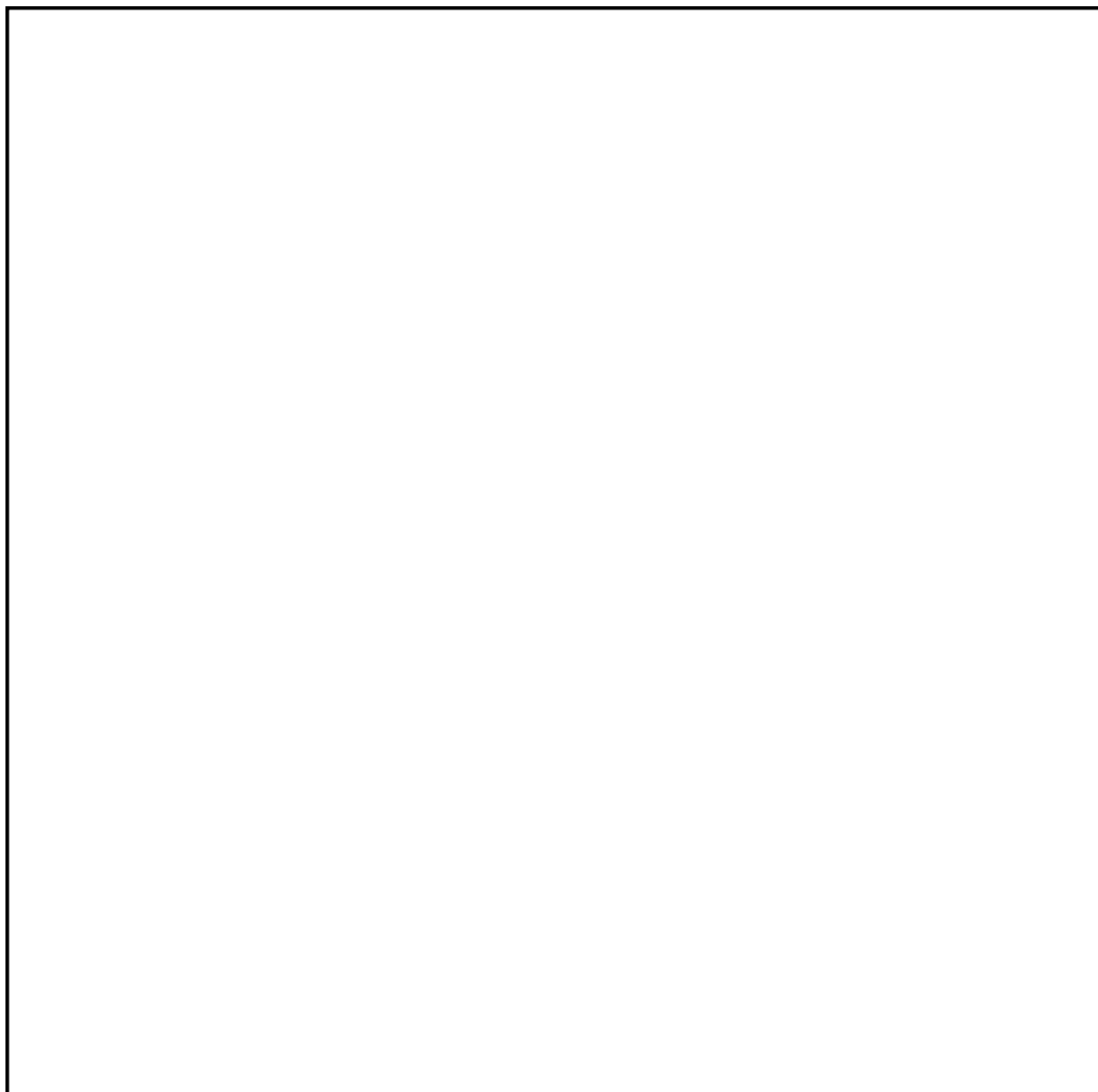


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(3/4)

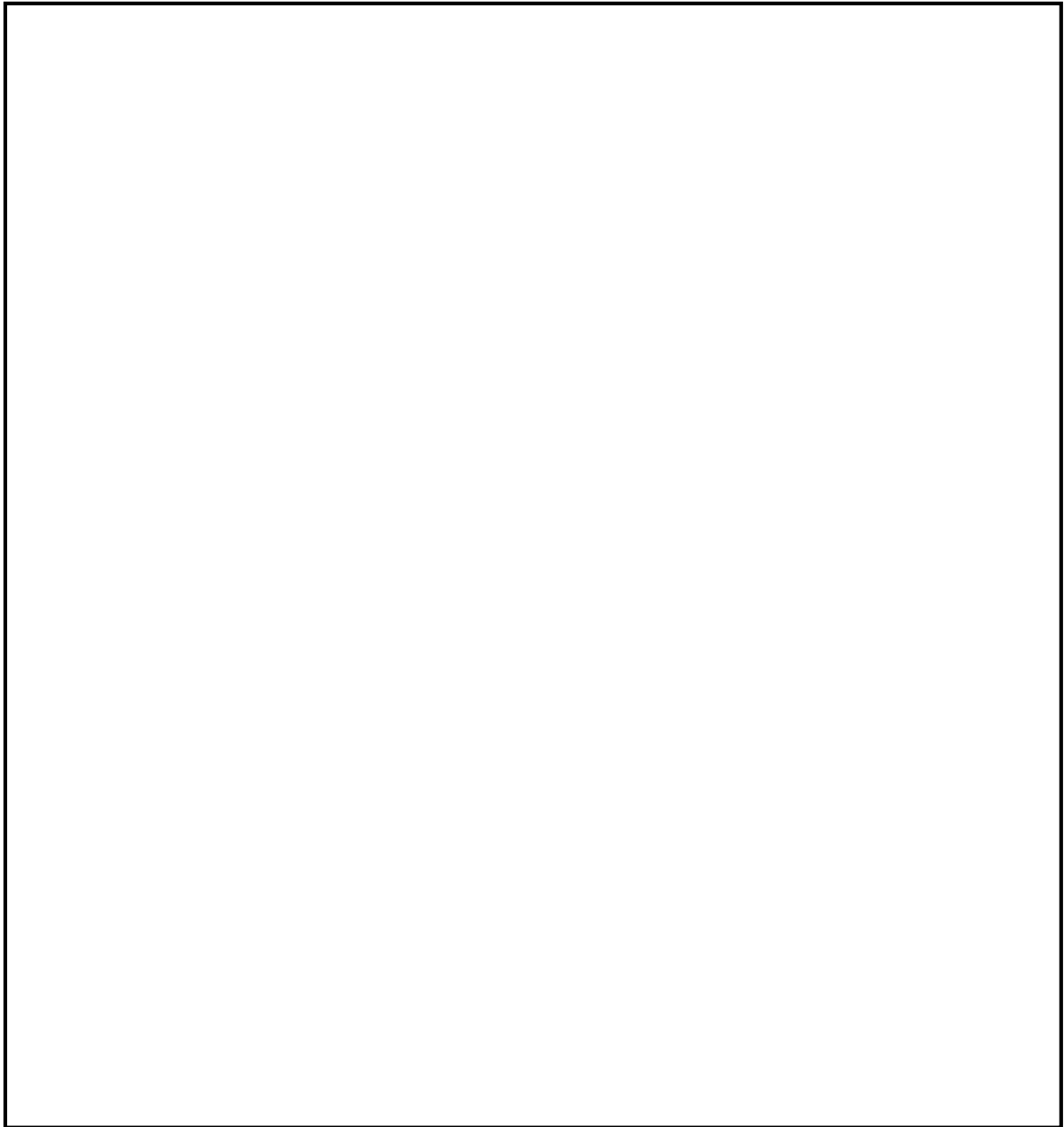


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

## 各計測装置の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び線量当量率について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第 11 章記録及び報告 第 120 条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一 炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合には、その濃度	制御棒位置	運転日誌	1 年
四 一次冷却剤に関する次の事項			
イ 放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	1 年
ロ 原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転日誌	10 年
	主蒸気流量	運転日誌	10 年
	主蒸気温度	運転日誌	10 年
	給水圧力	運転日誌	10 年
	給水流量	運転日誌	10 年
	給水温度	運転日誌	10 年
五 原子炉压力容器（加熱器がある場合は、加熱器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（燃料域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（広帯域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（狭帯域）	運転日誌	※ 1
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器内圧力	日常点検表	5 年
	格納容器内温度	運転日誌	※ 1
	格納容器内酸素ガス濃度	運転日誌	※ 1
	格納容器内線量等量率	日常点検表	5 年
	格納容器内放射性物質濃度	運転日誌	※ 1
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	空気抽出器排ガス放射線モニタ	記録紙	※1
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWR に対する要求		
九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	気体廃棄物管理月報	10年
	SGTS 系放射線モニタ	気体廃棄物管理月報	10年
十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体プロセス放射線モニタ	放射性液体廃棄物管理月報	10年
十一 放射性物質により汚染する可能性がある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係わる線量の線量が実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場合を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	対象なし		
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	R/B 4F 北西側エリア	記録紙	10年
	燃料貯蔵プールエリア(A)	記録紙	10年
	燃料貯蔵プールエリア(B)	記録紙	10年
	原子炉区域(A)	記録紙	10年
	原子炉区域(B)	記録紙	10年
	R/B 4F 南東側	記録紙	10年
	MSIV/SRV ラッピング室	記録紙	10年
	R/B 3F 南東側エリア	記録紙	10年
R/B 2F 北西側エリア	記録紙	10年	



要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
	R/B 2F 南東側エリア	記録紙	10年
	R/B 1F 北西側エリア	記録紙	10年
	R/B 機器搬出入口	記録紙	10年
	R/B 1F 南東側エリア	記録紙	10年
	原子炉冷却材浄化系操作エリア	記録紙	10年
	炉水サンプリング室	記録紙	10年
	計装ラック室(A)	記録紙	10年
	計装ラック室(D)	記録紙	10年
	R/B B1F 南東側エリア	記録紙	10年
	TIP 駆動装置室	記録紙	10年
	T I P 装置室	記録紙	10年
	CRD/RIP 補修室	記録紙	10年
	R/B B2F 南東側エリア	記録紙	10年
	CRD 水圧制御ユニットエリア(A)	記録紙	10年
	CRD 水圧制御ユニットエリア(B)	記録紙	10年
	R/B B3F 南東側エリア	記録紙	10年
十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト	モニタリングポスト月報	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵プール温度	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵プール水位	日常点検表	5年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速計	気象記録チャート	10年

※1：永久（原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間）

## 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によって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。

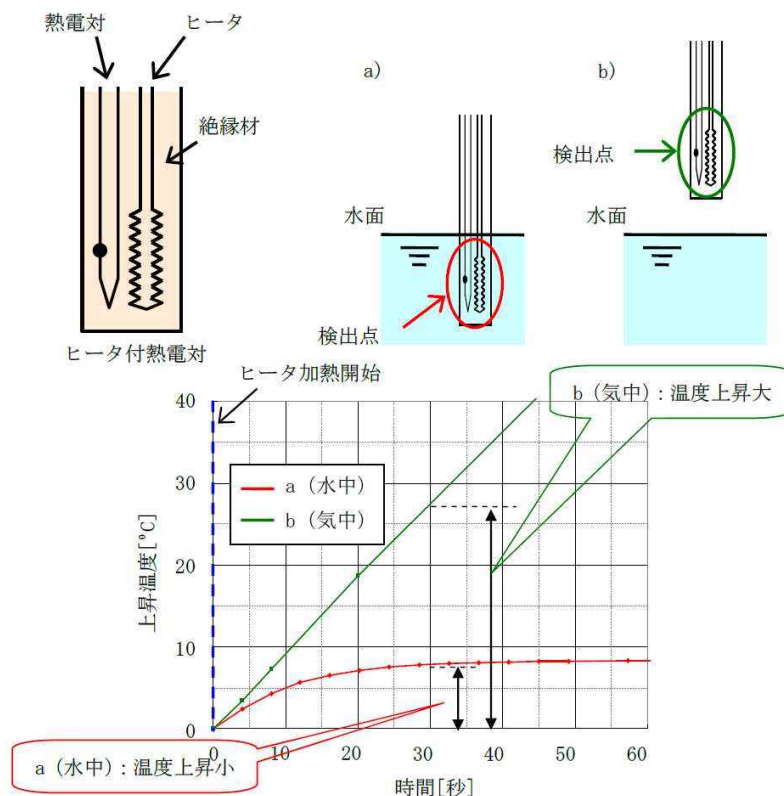


図 1 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(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。)

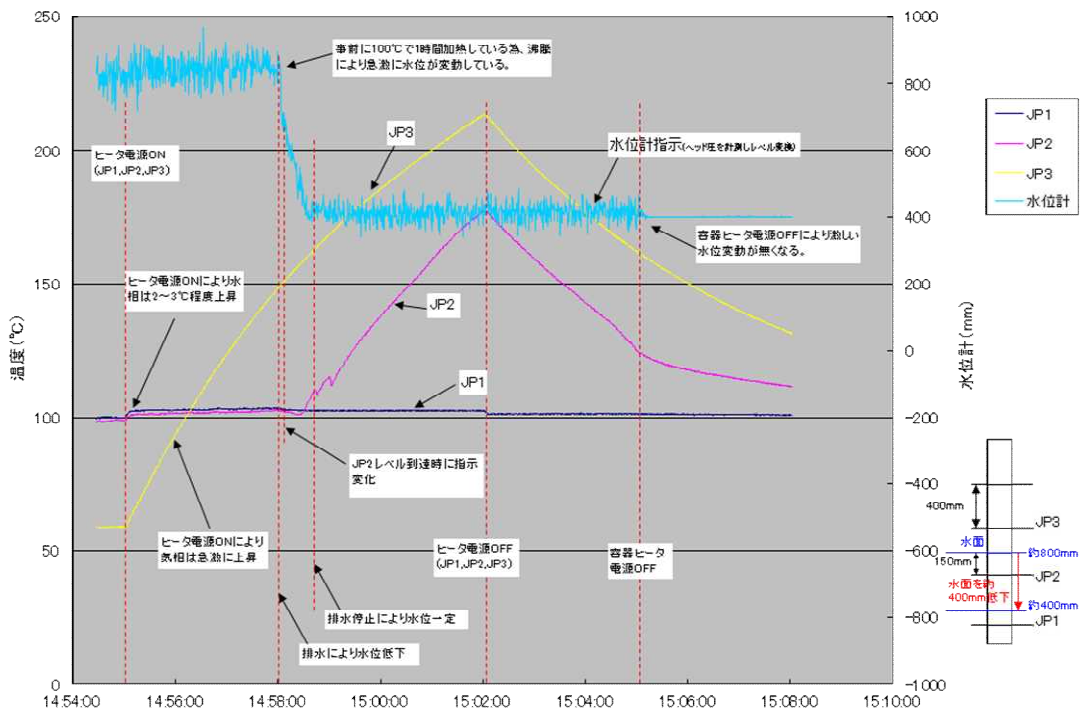


図2 高温状態の試験結果

(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。

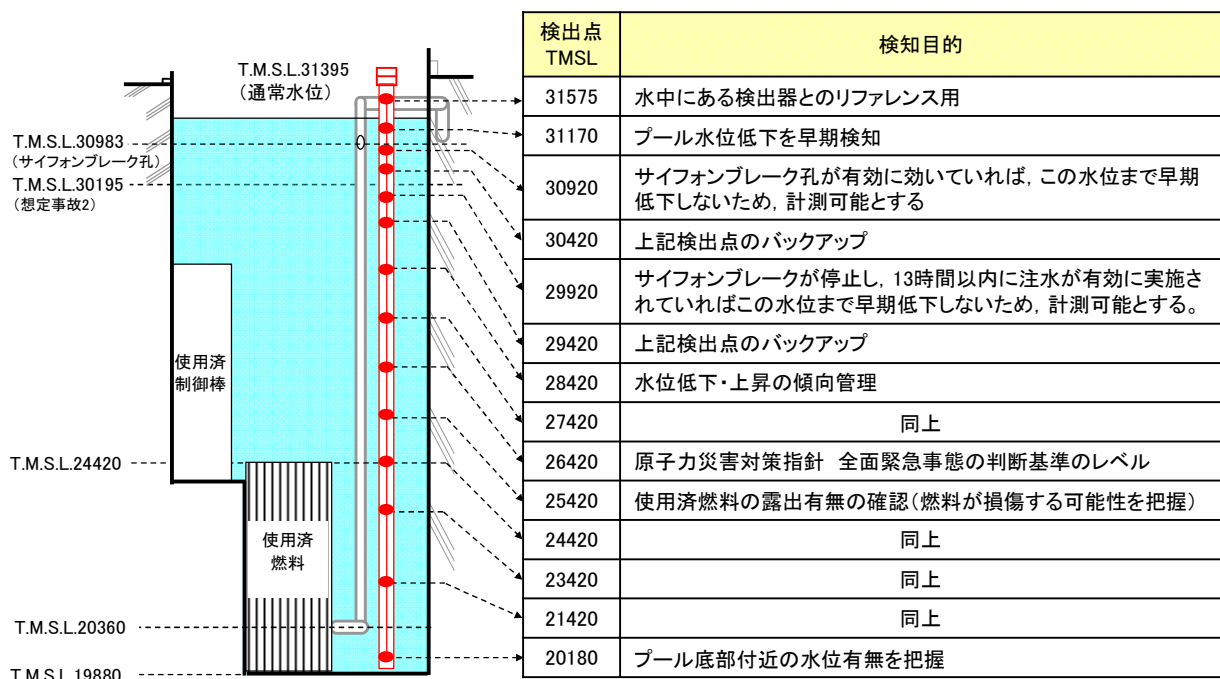


図 1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）

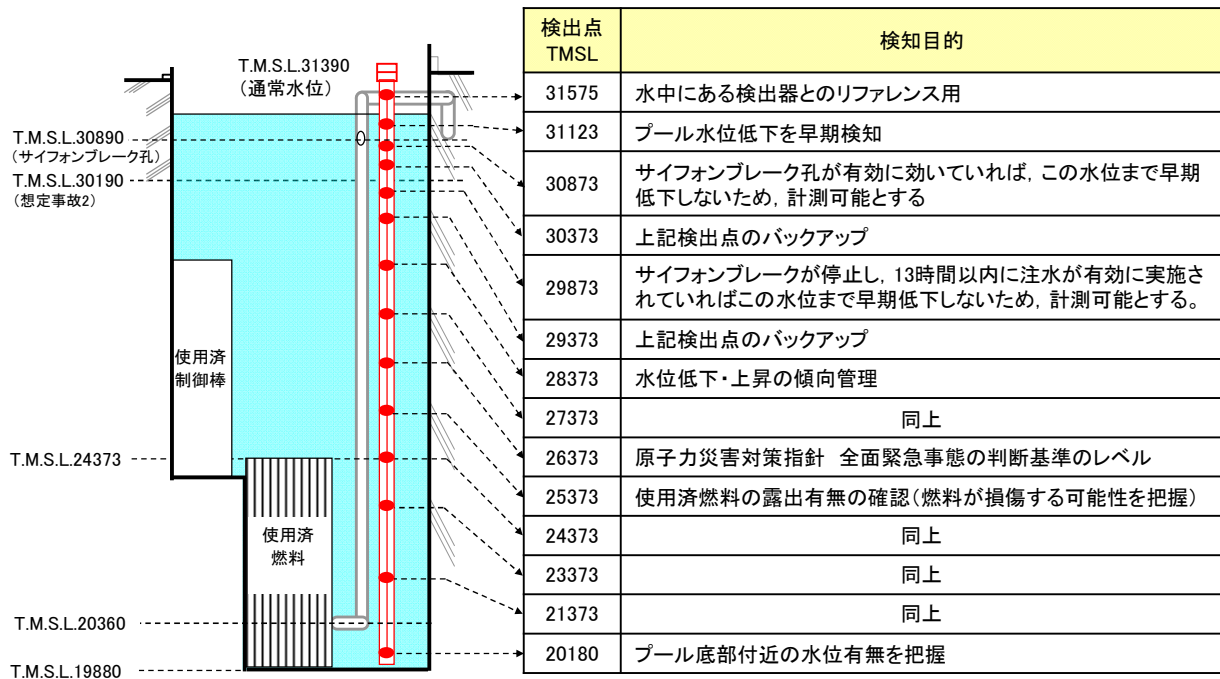


図2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)

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)

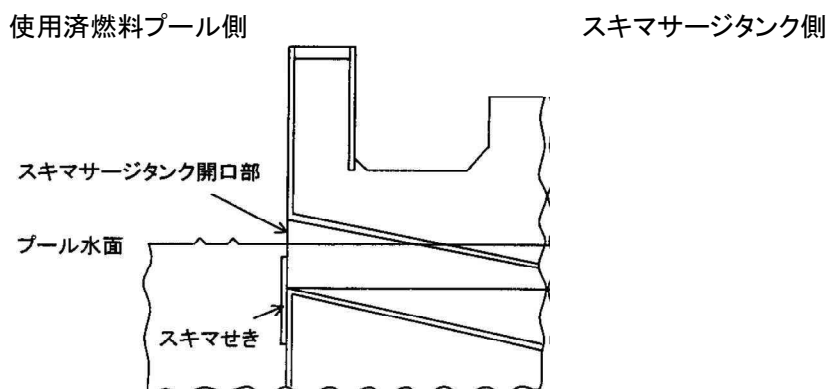


図 1 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図

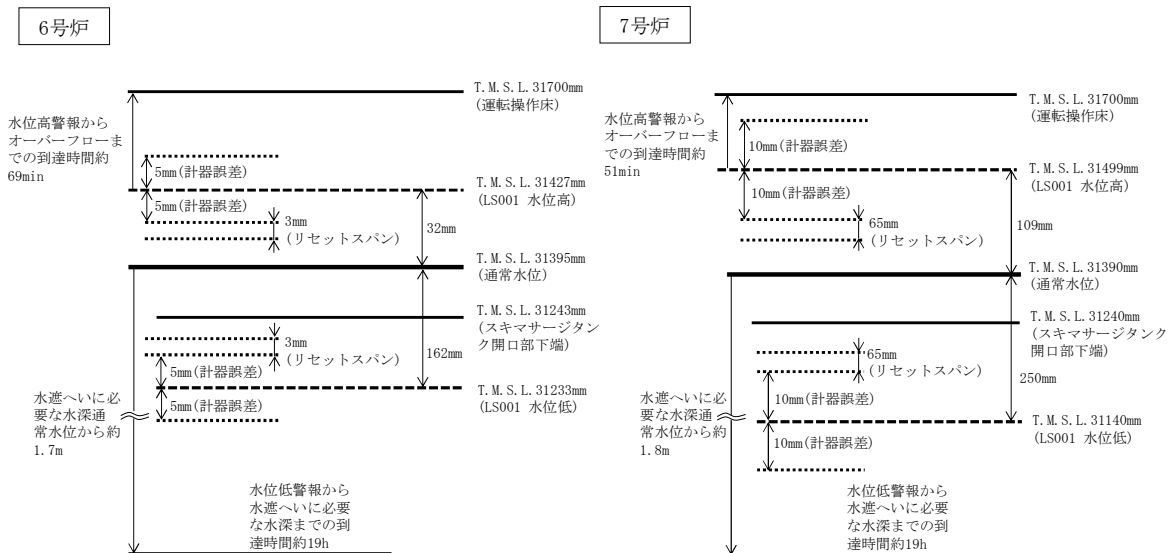


図2 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図

(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 2085m<sup>3</sup>，7号炉 約 2093m<sup>3</sup>
- ・プール断面積：6号炉 約 232m<sup>2</sup>，7号炉 約 233m<sup>2</sup>
- ・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 55m<sup>3</sup>/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)

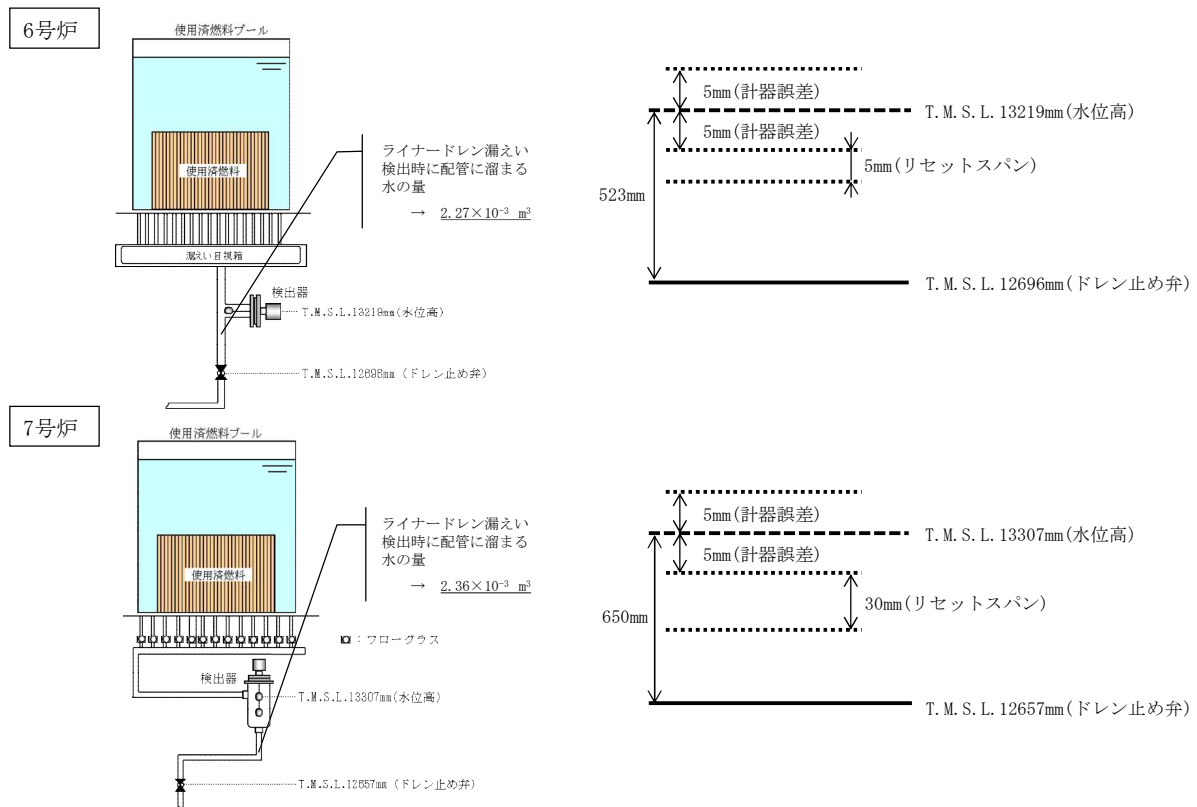


図3 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図

(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 $2085 \text{m}^3$ ，7号炉約 $2093 \text{m}^3$ )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 $52^\circ\text{C}$ より高く，プール水の最高許容温度( $65^\circ\text{C}$ )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： $57^\circ\text{C}$
	7号炉： $55^\circ\text{C}$

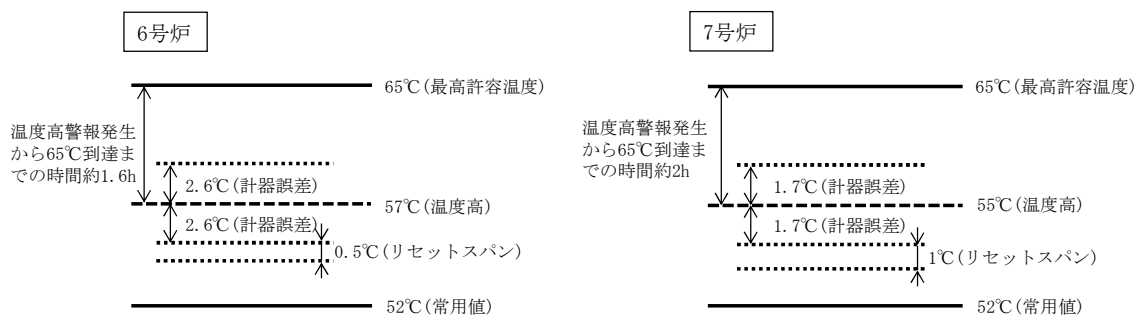


図4 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図

(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 $57^\circ\text{C}$ から最高許容温度 $65^\circ\text{C}$ 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 $55^\circ\text{C}$ から最高許容温度 $65^\circ\text{C}$ 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 $40^\circ\text{C}$ から警報設定値 $57^\circ\text{C}$ 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 $65^\circ\text{C}$ 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

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

# 16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

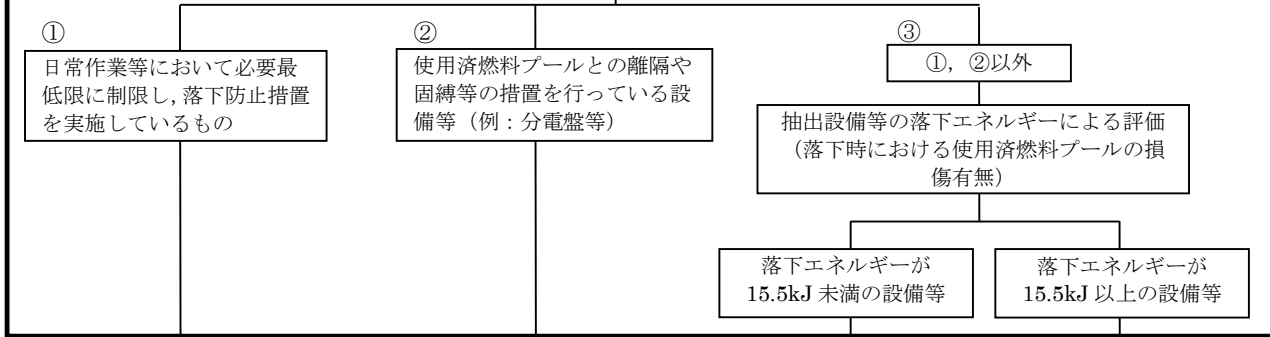
設置許可基準 第16条 第2項第二号二  
燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

使用済燃料の貯蔵施設

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ものとする

添付六、八への反映事項  
(設計・手順に関する事項)

現場及び機器配置図等の確認、作業実績より  
使用済燃料プール周辺の設備等を抽出



工・保

16条一別添3-1

※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリア設置区域であり、持込品については必要最低限に制限し、落下防止措置を講じていることから評価OKとする。

※2 使用済燃料プールまでの離隔やボルト固定等による転倒防止が図られていることから評価OKとする。

※3 燃料集合体の空中落下試験時の落下エネルギーと比較し。設備等の落下エネルギーが小さいものについては、使用済燃料プールライニングに損傷を与えないことが確認されている。

※4 原子炉建屋、燃料取替機、原子炉建屋クレーンの耐震評価による確認結果は、後段の工事計画認可申請にて示す。

【後段規制との対応】  
工：工事計画認可申請（基本設計方針、添付書類）  
保：保安規程（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

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策①  
【耐震評価により必要な強度を有していることの確認】  
基準地震動Ssに対する耐震評価を実施し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する\*4。 工 評価OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策②  
【設備構造上の落下防止措置の確認】  
燃料取替機、原子炉建屋クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置を確認する。 工 評価OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策③  
【運用状況による落下防止措置の確認】  
クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、有資格者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について確認する。 保 評価OK

○上記にて評価NGのもの  
落下時の影響評価を実施する。 評価OK

第1表 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16条 燃料体等の取扱 施設及び貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤロープ二重化や動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。</li> <li>・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。</li> <li>・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。</li> </ul>
		教育・訓練	—
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤロープ二重化や動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。</li> <li>・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。</li> <li>・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。</li> <li>・クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。</li> </ul>
		教育・訓練	—

# 16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第16条 第3項第一号  
 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

設置許可基準 第16条 第3項第二号  
 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設  
 (使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ)

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

外部電源が利用できない場合において、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の監視が可能であること。

使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の計測結果を表示し、記録し、及び保存することができること。

異常の検知

警報発信

使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの設置。

中央制御室の警報発信回路。

使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの非常用所内電源からの給電。

使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの記録及び保存。

工

工

工

工・保

16条一別添3-3

【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】  
 [実線枠]：添付六，八に反映  
 [点線枠]：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

第2表 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16条  燃料体等の取扱施設及 び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位</li> </ul>	運用・手順	—
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出</li> </ul>	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度</li> </ul>	保守・点検	—
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵プール温度</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)</li> </ul>	教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ</li> <li>・燃料取替エリア排気放射線モニタ</li> <li>・原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ</li> <li>・中央制御室の警報発信回路</li> </ul>	運用・手順	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域),	体制	—
	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの非常	保守・点検	—
	用所内電源からの給電	教育・訓練	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域),	運用・手順	—
	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの記録	体制	—
	及び保存	保守・点検	—
		教育・訓練	—

16条一別添3-4

以上

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	評価フローI 詳細	評価フローII		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		
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	○	-	○	
		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	○	-	○	
		RPVヘッド(ホススタッテンション(RPVヘッド自動着脱機))	○	-	○	
		RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	○	-	○	
6	RPV(取扱具含む)	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ド 上蓋支持台	○	-	○	
		スタッドボルトラック	×	×	×	○ (約2920kg, 約20m)
		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)	キャスクビットゲートG3	×	×	×	
		キャスク	×	×	×	○ (約11900kg, 約15m)
		キャスク吊り具	×	×	×	
11	電源盤類	転倒防止架台	×	×	×	
		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	○	-	○	
		燃料取扱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 <sup>※2</sup>
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 <sup>※1</sup>	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	×	×	×	
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ (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 支点用カバー収納箱	○	-	○	
		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 <sup>※2</sup>
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 <sup>※1</sup>	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		選定結果	代表重量物 <sup>※2</sup>
			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)
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)	○	—	○	○
6	RPV(取扱具含む)	RCCV M/I吊り具	○	—	○	
		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	○	—	○	
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 <sup>※2</sup>
			評価①	配置 <sup>※1</sup>	評価②	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	○	-	○		
		R/P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	×	×	×		
		原子炉ウエル用梯子	×	×	×		
		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 <sup>※2</sup>
			評価① 配置 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>
		詳細	評価① 配置 <sup>※1</sup>	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

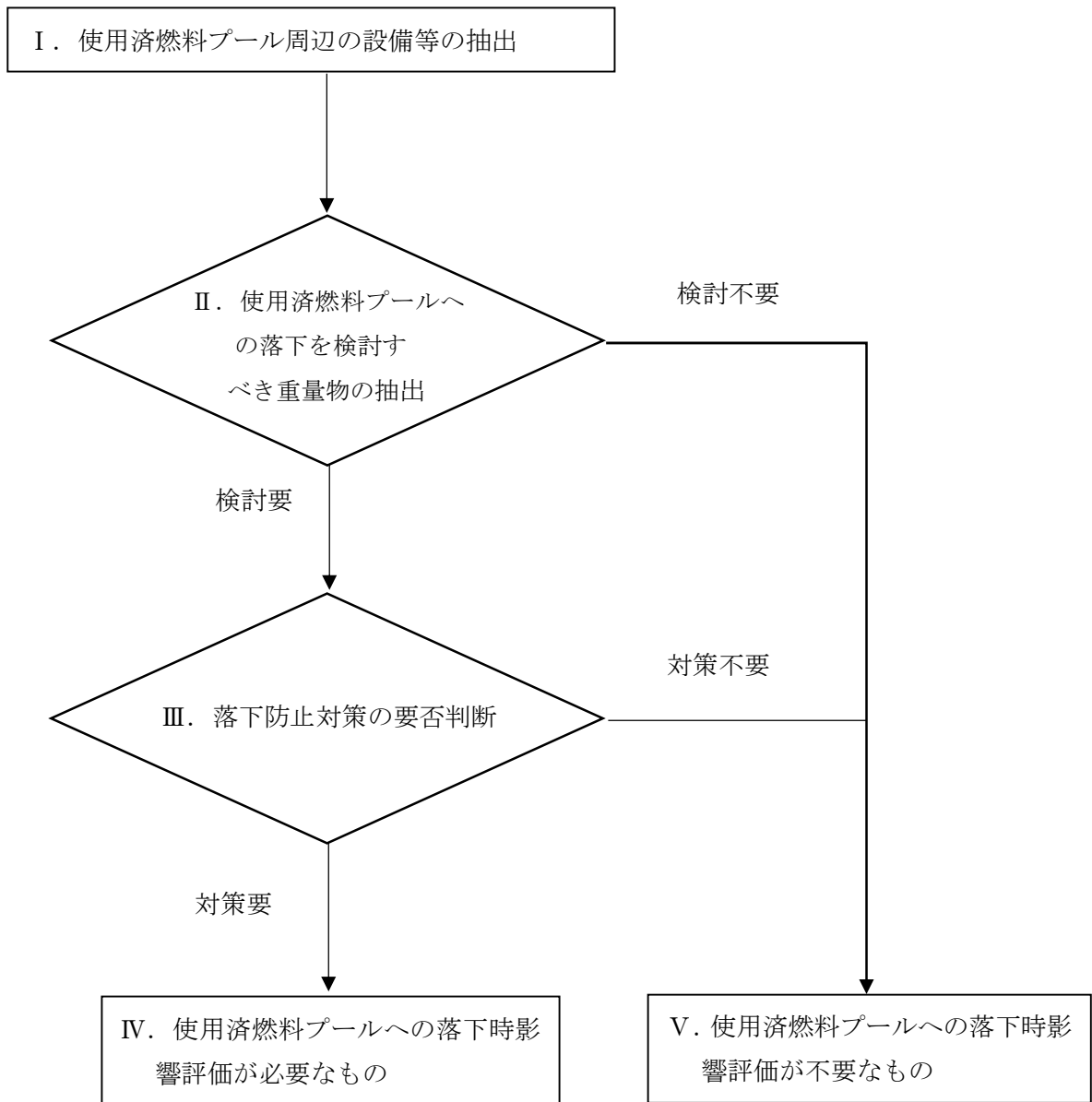
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

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※<sup>1</sup>。

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。

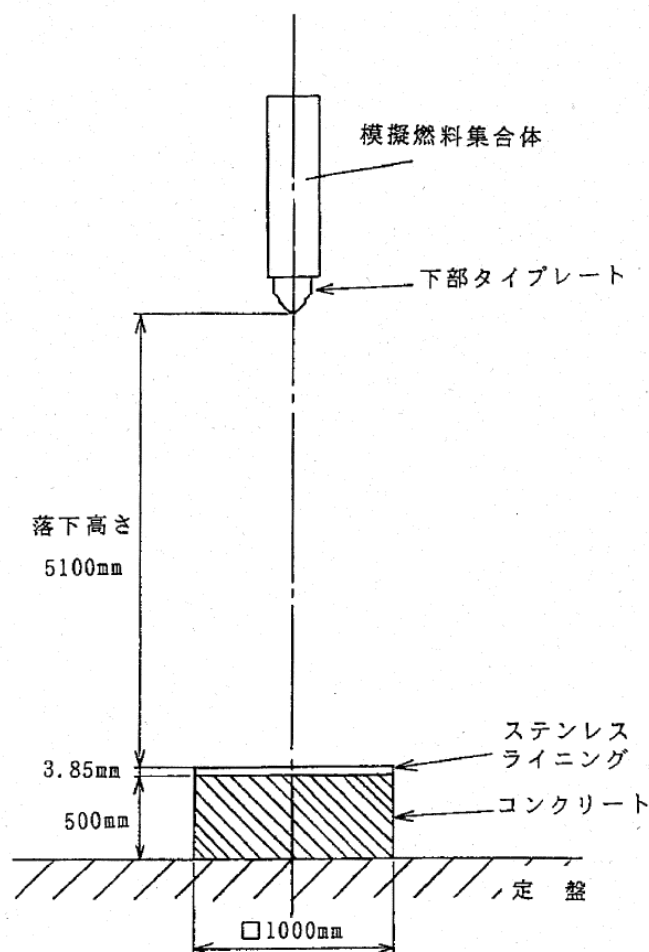


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

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<sup>※2</sup>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。

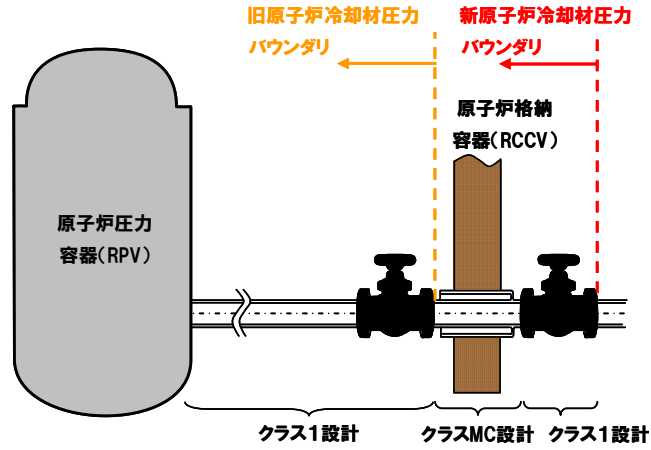
b. 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン

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。

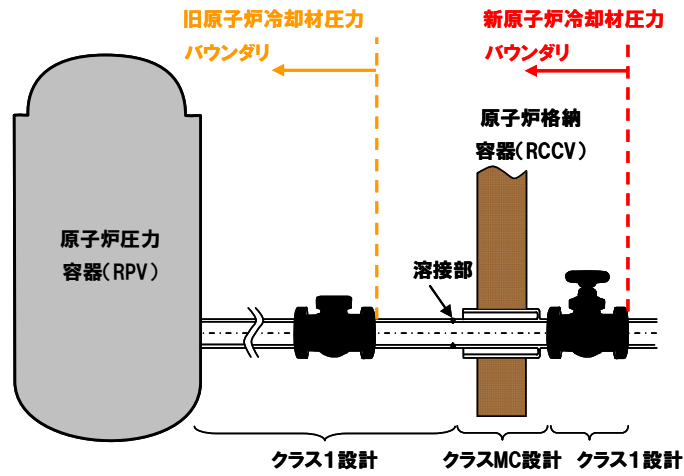
c. ほう酸水注入ライン

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。

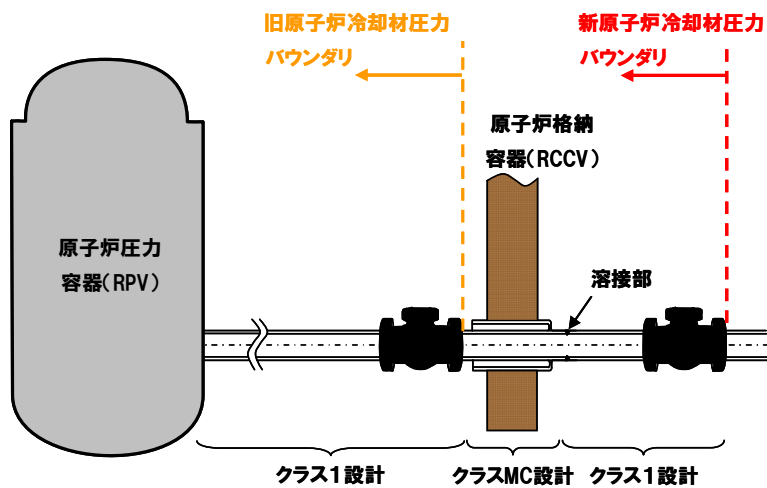
よって，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン及びほう酸水注入ラインについては，第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(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 <sup>※1</sup> （第1隔離弁まで） 【水色○実線 <sup>※2</sup> 】	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup> (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) <sup>※2</sup>			V T <sup>※3</sup> (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。

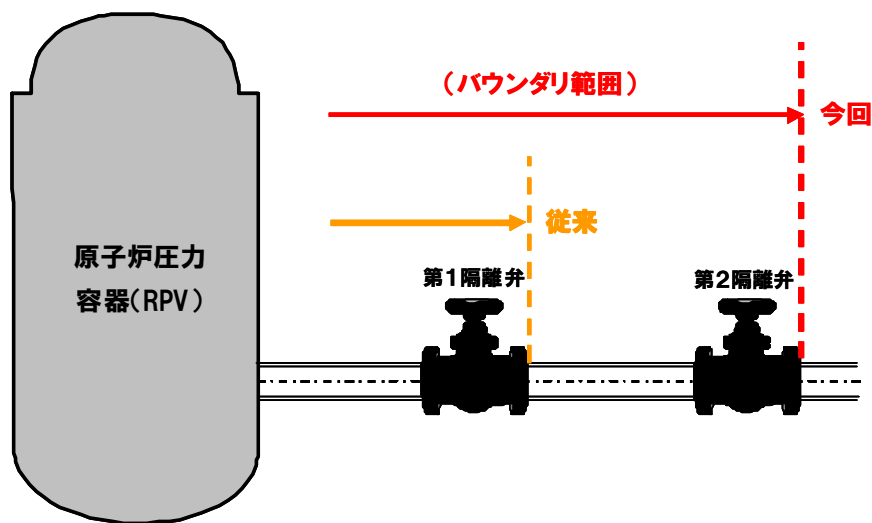
※ 2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※ 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。



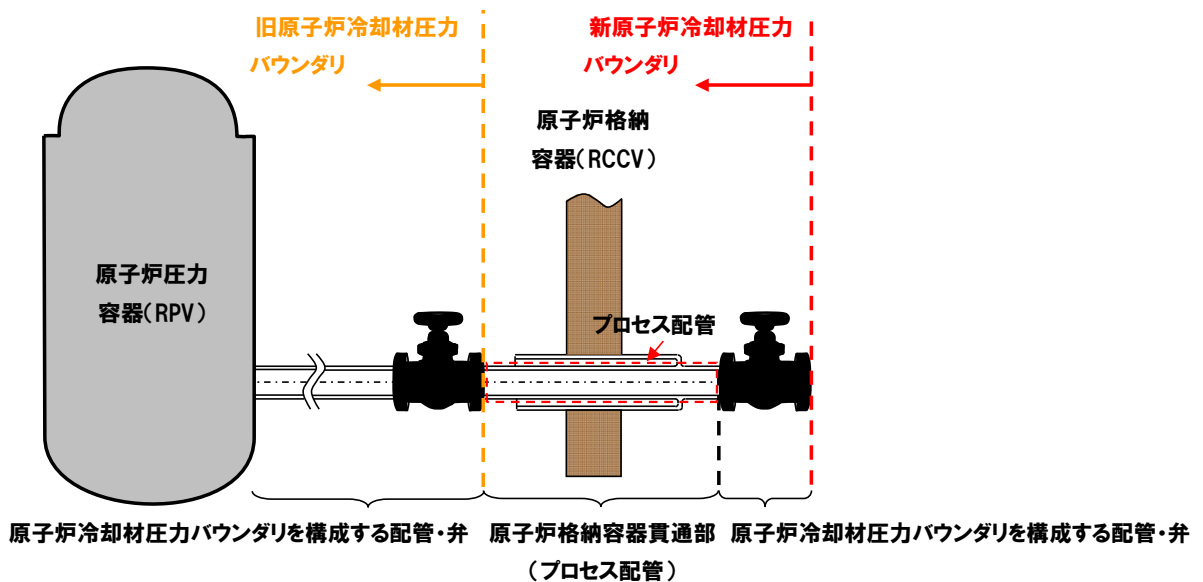
## 2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

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）

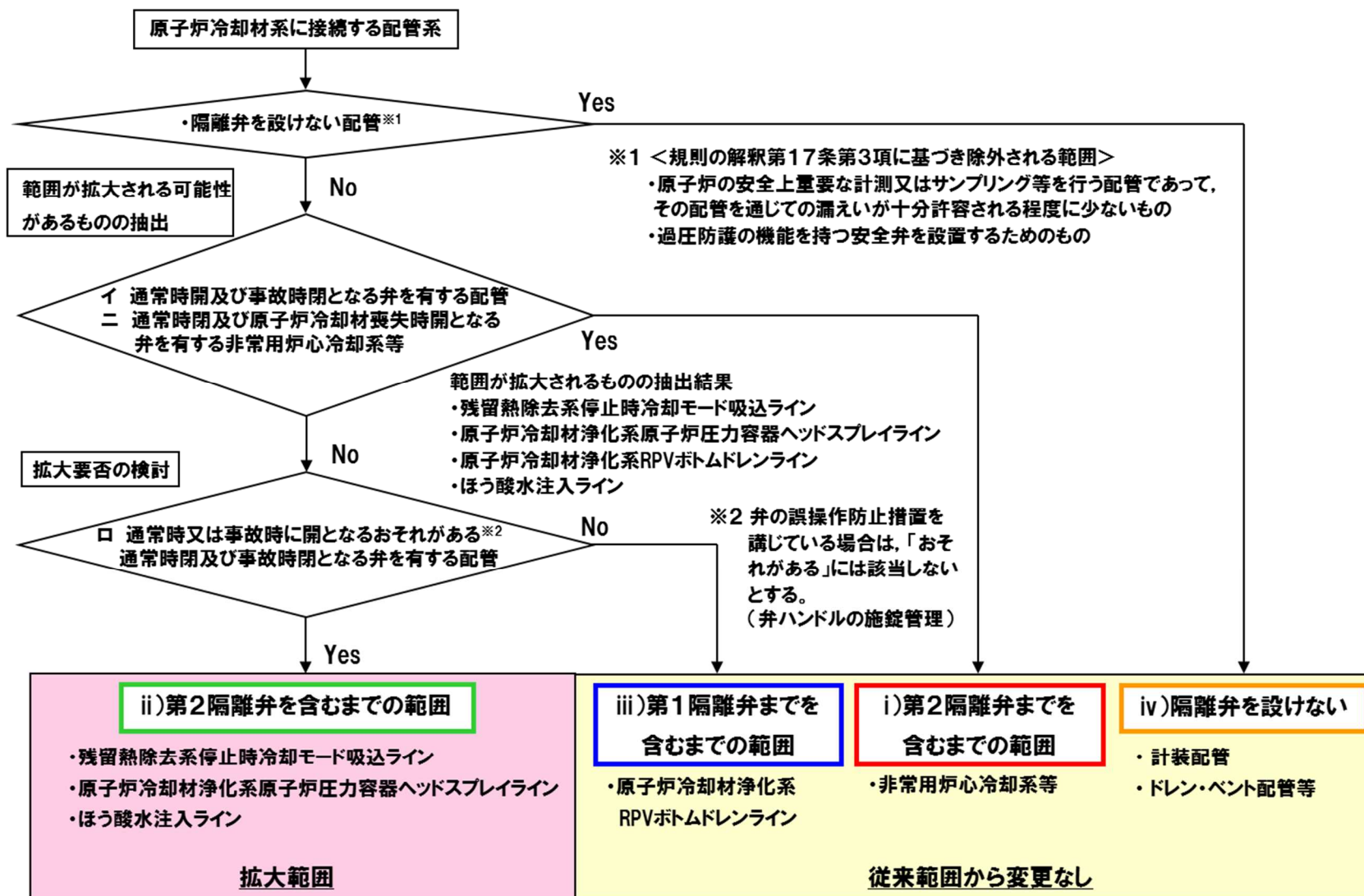
名称	クラスMC容器要求検査	クラス1機器要求検査
原子炉格納容器貫通部 (プロセス配管)	—	UT
	—	PTまたはMT

- ・ 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。

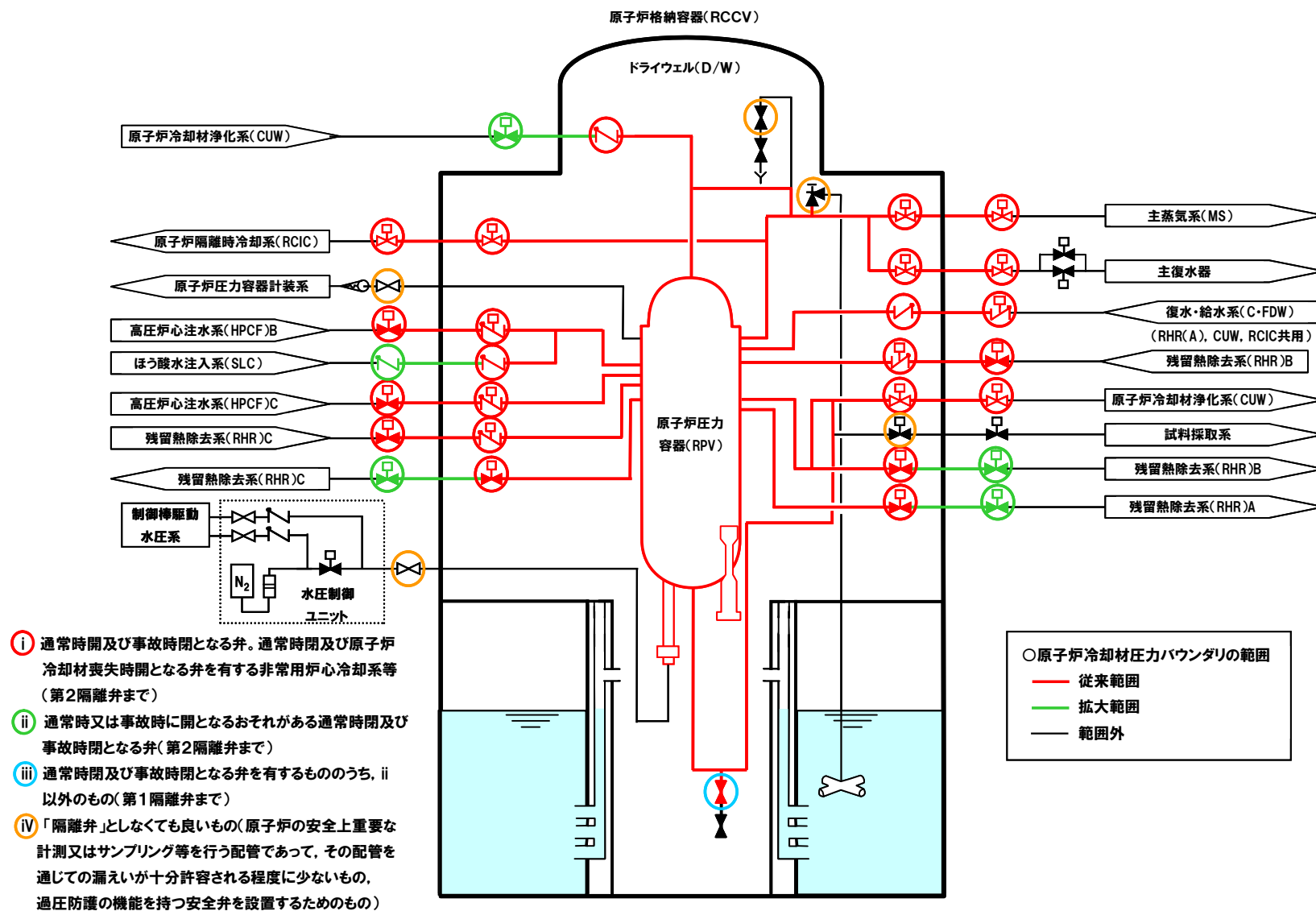
ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなるプロセス配管については，クラス 1 機器の漏えい試験におけるバウンダリ範囲に含まれていることから，2.6 章の通り，クラス 1 機器の供用期間中検査として漏えい試験を実施する。

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。



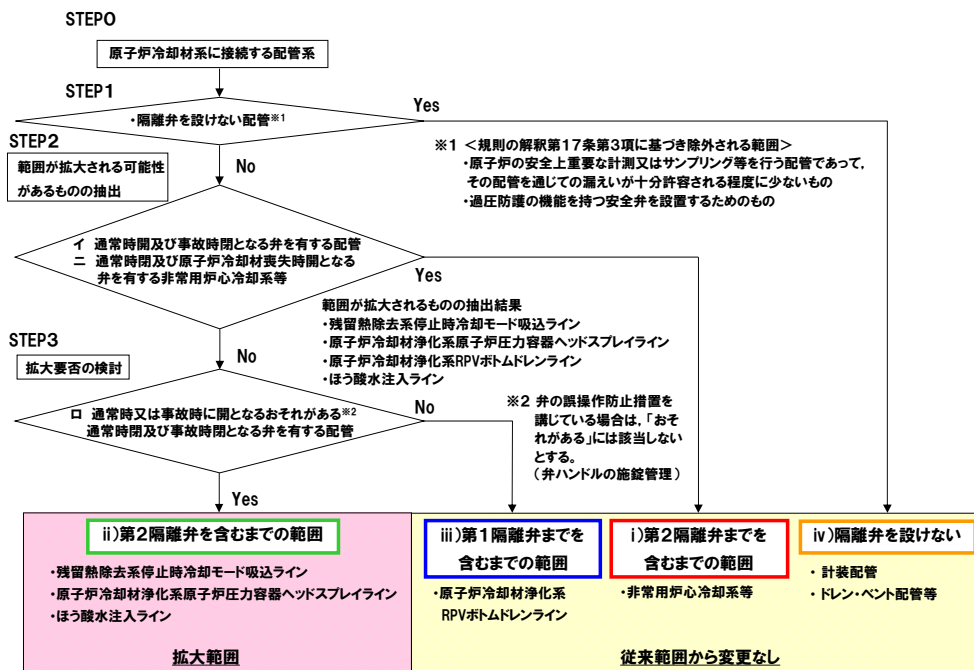
本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

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、 $8.6 \times 10^3$  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 $188 \times 10^3$  kg/hrからRCIC補器への流量 (約 $6.0 \times 10^3$  kg/hr) を差し引いた流量 $182 \times 10^3$  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  $40.7 \times 10^3$  kg/m<sup>2</sup> sec

気相  $11.8 \times 10^3$  kg/m<sup>2</sup> 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間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、瞬間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 26 条 原子炉制御室等

### 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 26 条第 1 項第 3 号に対する基本方針

### 2. 追加要求事項に対する適合方針

#### 2.1 外の状況を把握する設備

#### 2.2 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

### 3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条要求事項

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（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。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</p>	<p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>第 2 項と同じ</p>	<p>変更なし</p>



設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

## 1.2 適合のための設計方針

### 1.2.1 設置許可基準規則第26条第1項第3号に対する基本方針

中央制御室においては、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視可能な設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。

また、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のFAX等にて受信可能な設計とする。

中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管することで、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握することが可能な設計とする。

## 2. 追加要求事項に対する適合方針

### 2.1 外の状況を把握する設備

#### (1) 想定される自然現象等の抽出

原子炉施設の外の状況として、設置許可基準規則第6条において抽出された自然現象及び外部人為事象（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、及び、船舶の衝突）の他に、地震、及び、津波を想定する。

なお、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添1に示す。

#### (2) 外の状況を把握するための設備の設置

##### a. 監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

監視カメラは、津波監視カメラ（6号及び7号炉共用）、及び、構内監視カメラで構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置及び方向に設置するとともに、6号及び7号炉放水口及び取水口における津波の来襲状況を適切に監視できる位置及び方向に設置する。

構内監視カメラは、自然現象等の監視のため、原子炉施設周辺の高台、及び、海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。

##### b. 気象観測設備等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風

向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波監視設備として取水槽水位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，FAX 等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気を取り込みを停止した場合に，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

- 別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等
- 別添 4 位置，構造及び設備に関する説明

原子炉制御室について  
(被ばく評価除く)

## 目 次

1. 概要
  - 1.1 新規制基準への適合方針
  - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
  - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
    - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
    - 2.1.2 監視カメラについて
    - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
    - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
    - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
  - 2.2 酸素濃度計等について
    - 2.2.1 酸素濃度 二酸化炭素濃度計の設備概要
    - 2.2.2 酸素濃度, 二酸化炭素濃度の管理
  - 2.3 汚染の持ち込み防止について
  - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
    - 2.4.1 概要
    - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
    - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
    - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
  - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
  - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
  - 3.2 配備する資機材の数量について
  - 3.3 チェンジングエリアについて
  - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
  - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
  - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
  - 3.7 6号炉, 7号炉重大事故等時の格納容器ベント時の申請前号機における要員の待避先やプラントの対応 監視について

# 1. 概要

## 1.1 新規制基準への適合方針

### (1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第二十六条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第三十八条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下表 1.1-1, 1.1-2 のとおりである。

表 1.1-1 「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」 第二十六条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（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。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第1項第1号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p><u>2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下の通り)</p> <p>・中央制御室には、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能である。そのほかにも、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能である。</p>

<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするのための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>	
--	--	--

表 1.1-2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」  
第三十八条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る装置を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための装置を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>第38条（原子炉制御室等）</p>	



<p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>8 <u>第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>12 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「<u>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</u>」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>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</u></p>	<p>・設置許可基準規則第二十六条第1項第2号に同じ。</p> <p>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し、運転員の被ばく評価を「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）」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下であることを確認している。また、チャコールフィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。</p>
---	---	--

<p><u>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p><u>規)」（平成21・07・27原院第1号(平成21年8月12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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>13 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p>14 第6項に規定する「酸素濃度計」は、<u>設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する。</p>
---	---	-------------------------------------

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第五十九条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第七十四条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下表 1.1-3 のとおりである。

表 1.1-3 「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」 第五十九条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室)</p> <p><u>第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p><u>第59条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</u></p> <p><u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p> <p><u>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のため</u></p>	<p><u>（なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）を設置している。 重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能としている。</p> <p>・炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定する。</p> <p>・（マスクの着用は考慮しない）</p> <p>・運転員は5直2交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線</p>

	<p><u>の体制を整備すること。</u></p> <p><u>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p><u>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p>	<p><u>量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></p> <p><u>・中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設けることとしている。</u></p>
--	--	--

※なお「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

なお、原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を表 1.1-4 に示す。

表 1.1-4 重大事故対処設備に関する概要（59 条 原子炉制御室）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 ブロワユニット			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室換気空調系 給排気隔離弁	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンペ陽圧化装置（空気ポンペ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンペ陽圧化装置（配管・弁）	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	無線連絡設備（常設） （待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備（常設） （待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ表示装置（待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	常設代替交流電源設備	57 条に記載				

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

## 1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

### (1) 単独プラント設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下、「技術基準」)の解釈第38条12に記載の通り、「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21・07・27原院第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定))に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

### (2) 重大事故時の想定シナリオ

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、「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」(以下、「設置許可基準規則」)の解釈第59条1b)及び技術基準の解釈第74条1b)、並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」)に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大LOCA+ECCS全喪失+SB0シナリオ」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、審査ガイド4.2(3)h.被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号及び7号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。

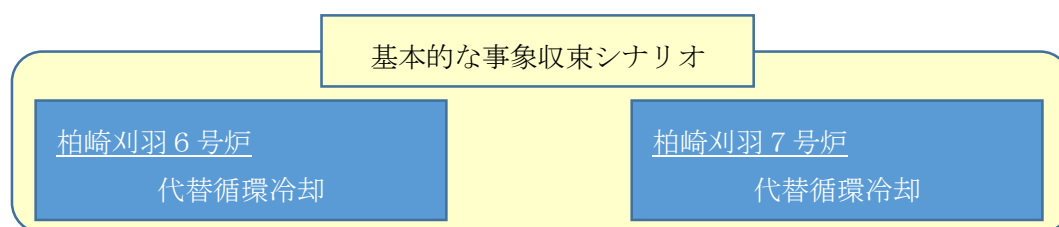


図 1.1-1 基本シナリオ

しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗

することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

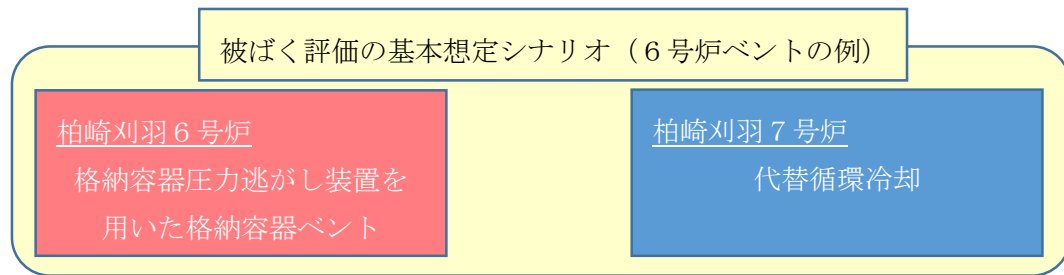


図 1.1-2 被ばく評価基本シナリオ例

なお、更なる安全性向上の観点から、さらに2つのシナリオを想定して、自主的な対策を講じることとする。1つ目のシナリオとして、遮蔽設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。

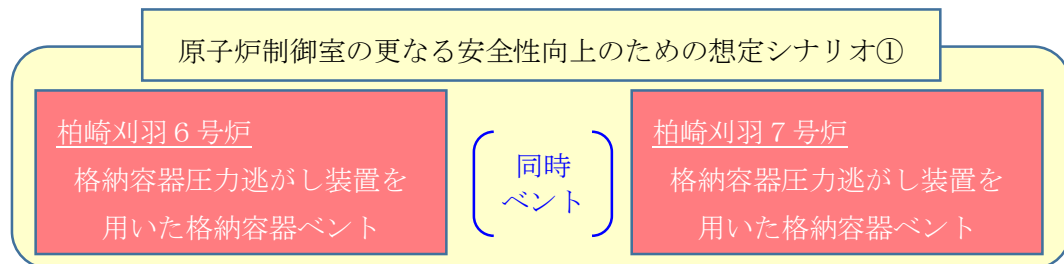


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

2つ目のシナリオとして、空調設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時にではなく格納容器圧力逃がし装置を用いて格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。

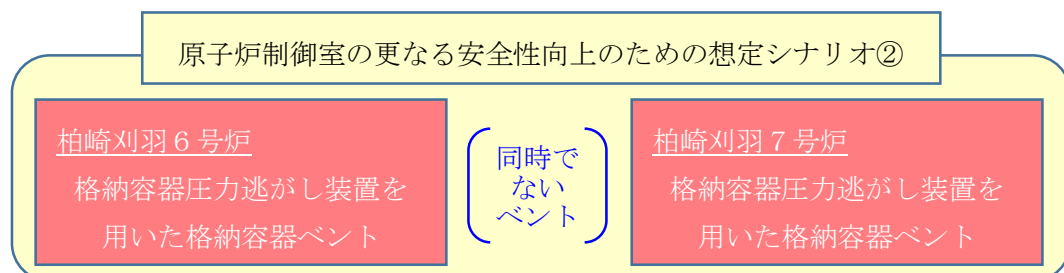


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

## 2. 設計方針

### 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

#### 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計としている。概略を図2.1-1に、配置を図2.1-2に示す。

##### (1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等(洪水, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響, 生物学的事象, 森林・近隣工場等の火災, 飛来物(航空機落下等), 船舶の衝突, 及び地震, 津波)及び発電所構内の状況を, 7号炉原子炉建屋屋上主排気筒に設置する津波監視カメラ, 6号炉, 7号炉スクリーン海側等に設置する構内監視カメラの映像により, 昼夜にわたり監視できる設計とする。

##### (2) 取水槽水位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計としている。

##### (3) 気象観測設備

発電所構内に設置している気象観測設備により, 風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計としている。

また周辺モニタリング設備により, 発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計としている。

##### (4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震, 津波, 竜巻, 雷, 降雨予報, 天気図, 台風情報等を入手するために, 中央制御室に電話, FAX等を設置している。また, 社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで, 台風情報, 竜巻注意情報のほか雷・降雨予報, 天気図等の公的機関からの情報(うち雷については社内システムによる落雷位置情報を含む)を入手することが可能な設計としている。



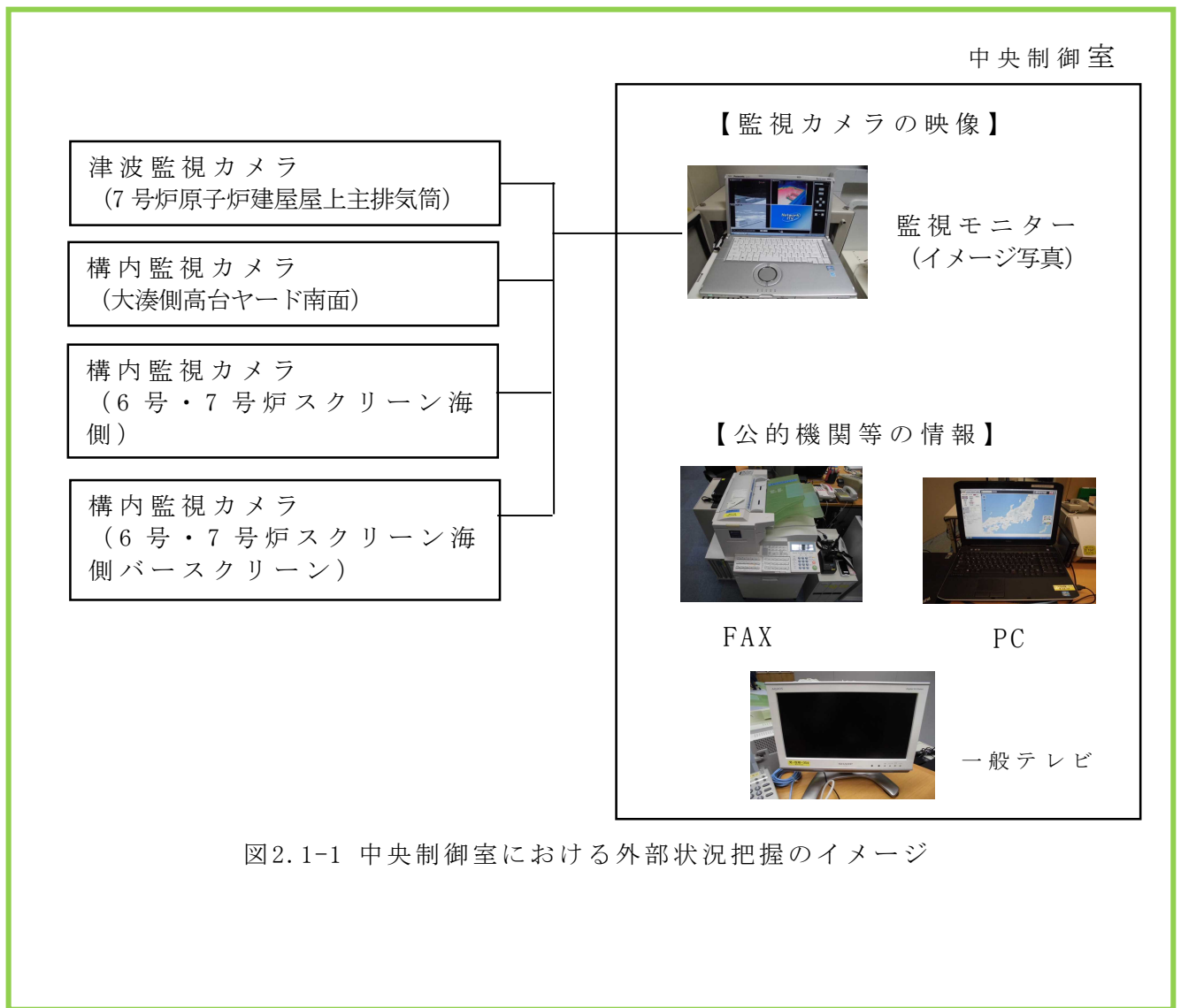


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(\*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

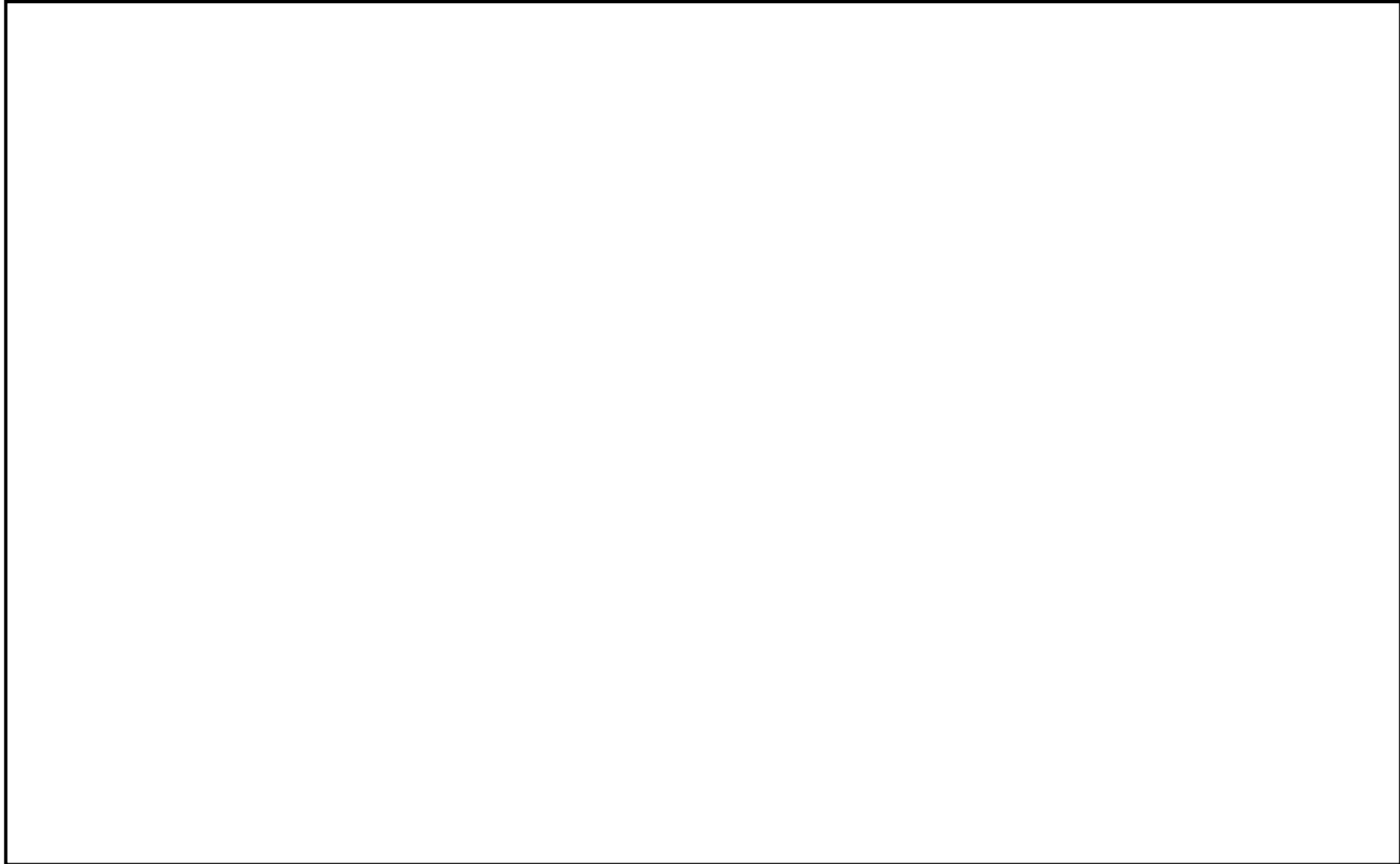


図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

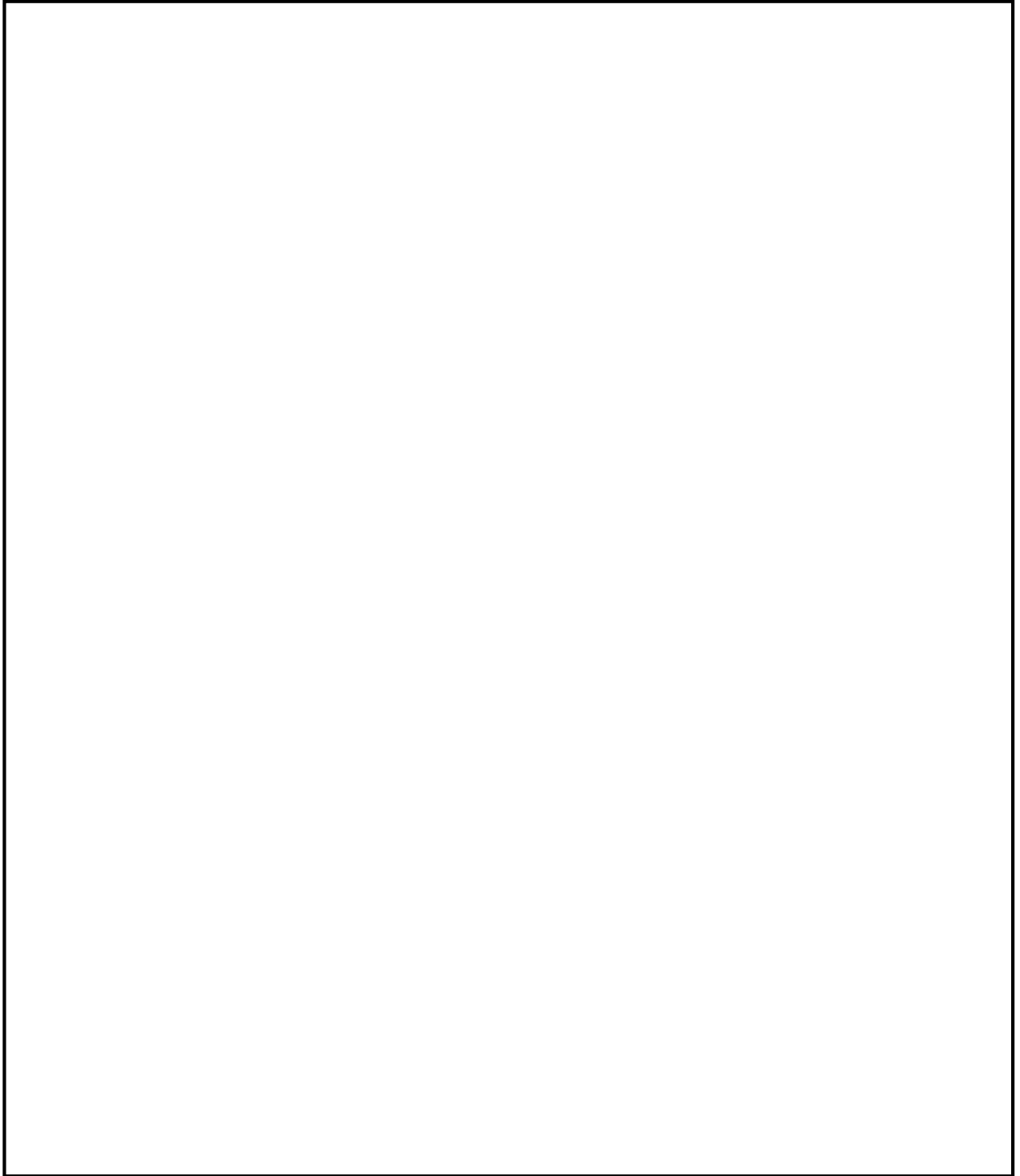


図2.1-3 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図  
(6号炉, 7号炉周辺拡大図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに、放水口及び取水口における津波の来襲状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また津波監視カメラは基準津波（T.M.S.L. 8, 500）の影響を受けない高所（7号炉原子炉建屋屋上主排気筒）に1台設置している。監視に必要な要件を満足する仕様としており、隣接する6号炉及び7号炉発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通事項として把握するものであるため、共用することによって安全性を損なうことはないことから、6号炉及び7号炉共用としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため原子炉施設周辺高台、及び海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。構内監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に構内監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることが出来るよう配慮し配置している。各々のカメラにて監視可能な6号炉、7号炉原子炉施設及び周辺の構内範囲について、図2.1-4～6に示す。また、構内監視カメラは庇を有した積雪等影響を受けにくい構造を有したものを設置することで、また津波監視カメラ取付けは7号炉主排気筒の支持鋼材への懸垂構造とすることで積雪の影響を受けにくい設計としている。取付け詳細を図2.1-7, 8に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握することとする。なお、監視カメラのうち、海側に設置された構内監視カメラにおいてはカメラに照明設備が付属装備されており、環境によっては外部状況把握の一助とする事もできると考えている。

表2.1-1 津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	あり(赤外線カメラ)
耐震性	基準地震動に対し機能維持
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速100m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪100cmによる荷重を考慮
台数	7号炉原子炉建屋屋上主排気筒(6号炉7号炉共用) 2台

表2.1-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光カメラ
ズーム	光学ズーム18倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	なし
耐震性	Cクラス
電源供給	常・非常用電源から給電可能
台数	大湊側高台ヤード南面(6号炉7号炉共用) 1台 6号炉スクリーン海側(6号炉設備) 3台 7号炉スクリーン海側(7号炉設備) 3台

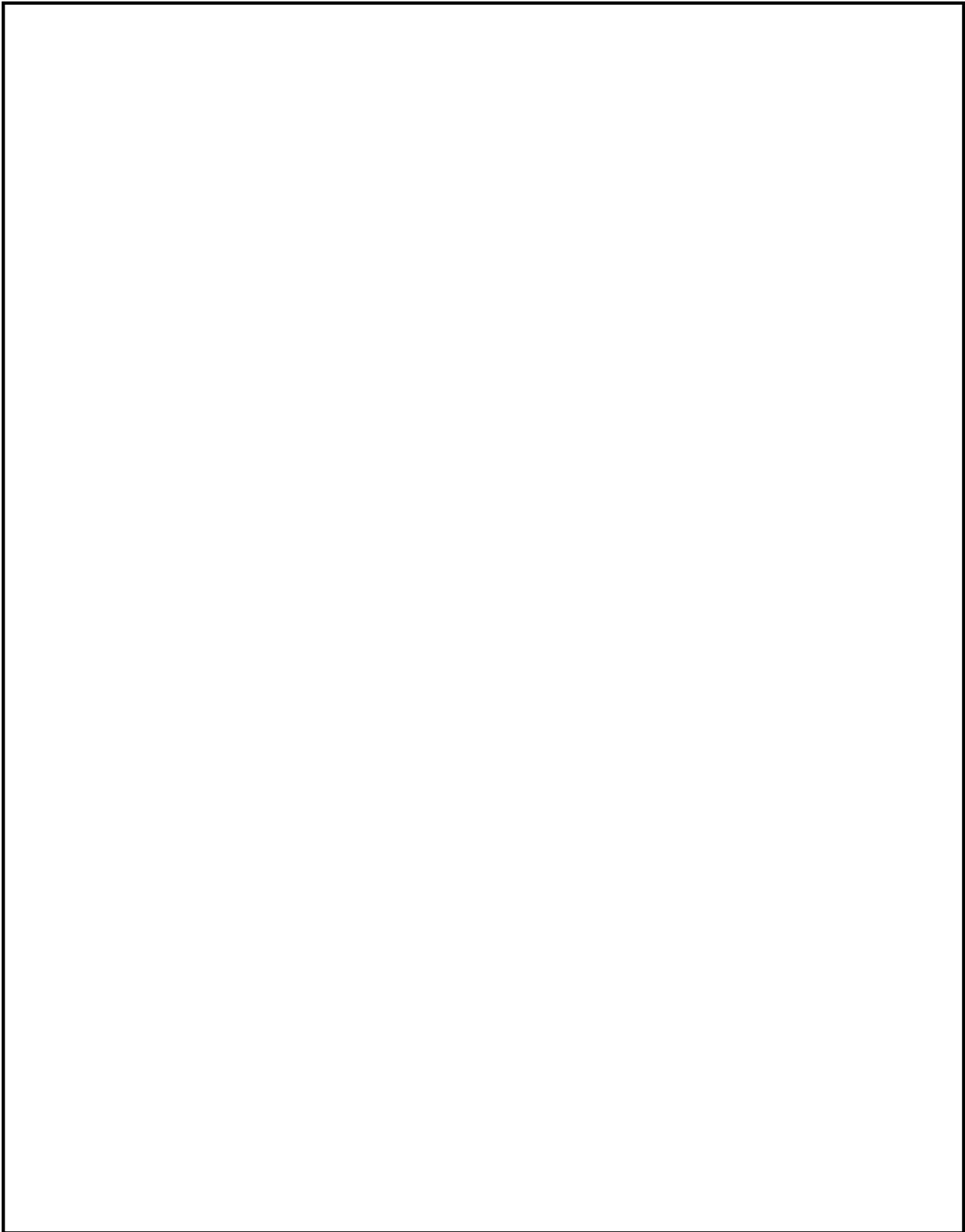


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ  
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

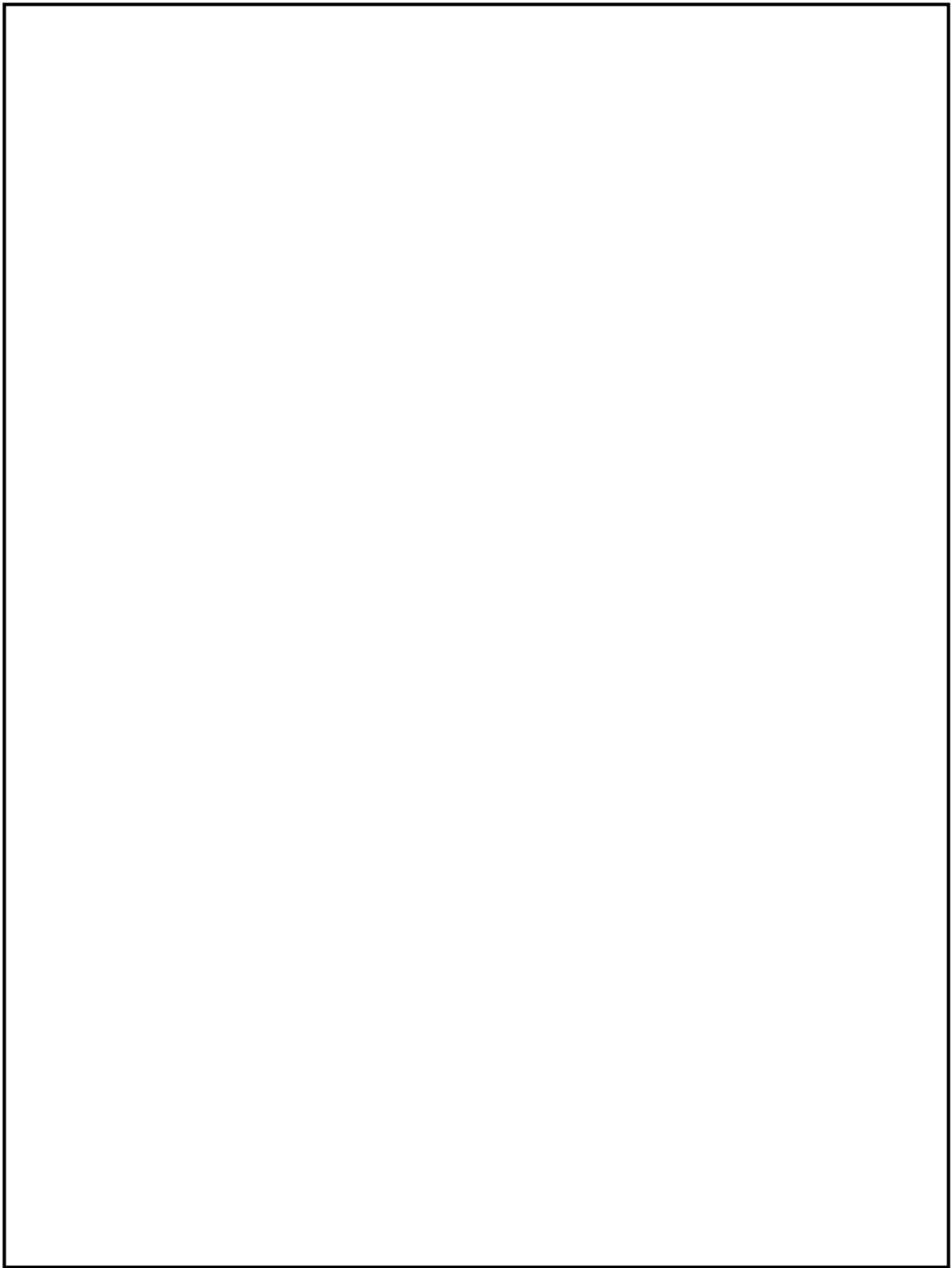


図 2.1-5 6号炉，7号炉原子炉施設と構内監視カメラ  
(大湊側高台ヤード南面)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

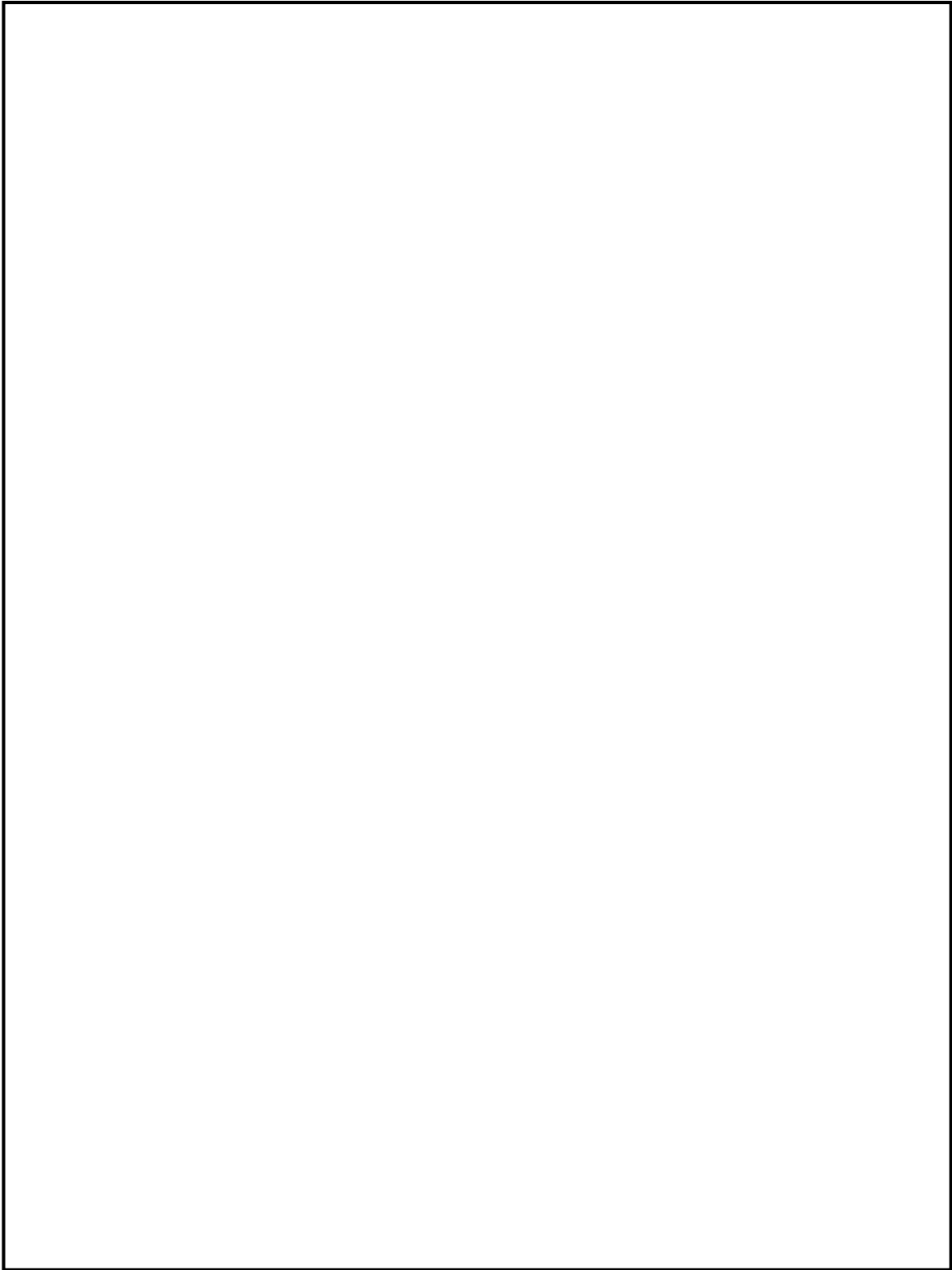


図 2.1-6 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ  
(6号炉, 7号炉スクリーン海側)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。





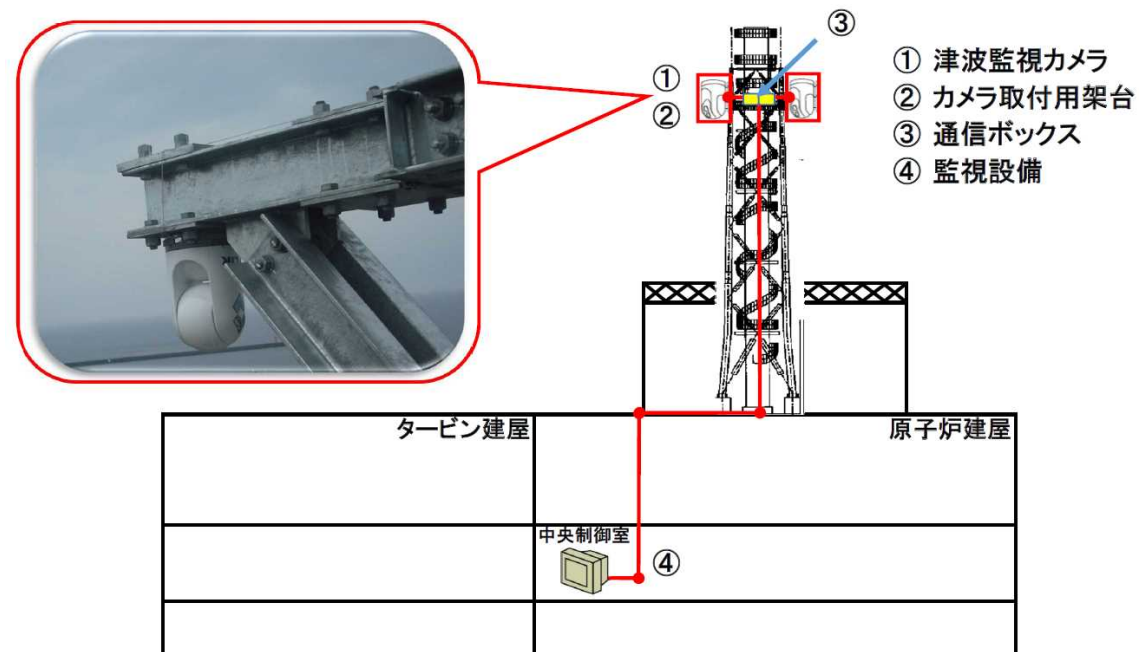


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図

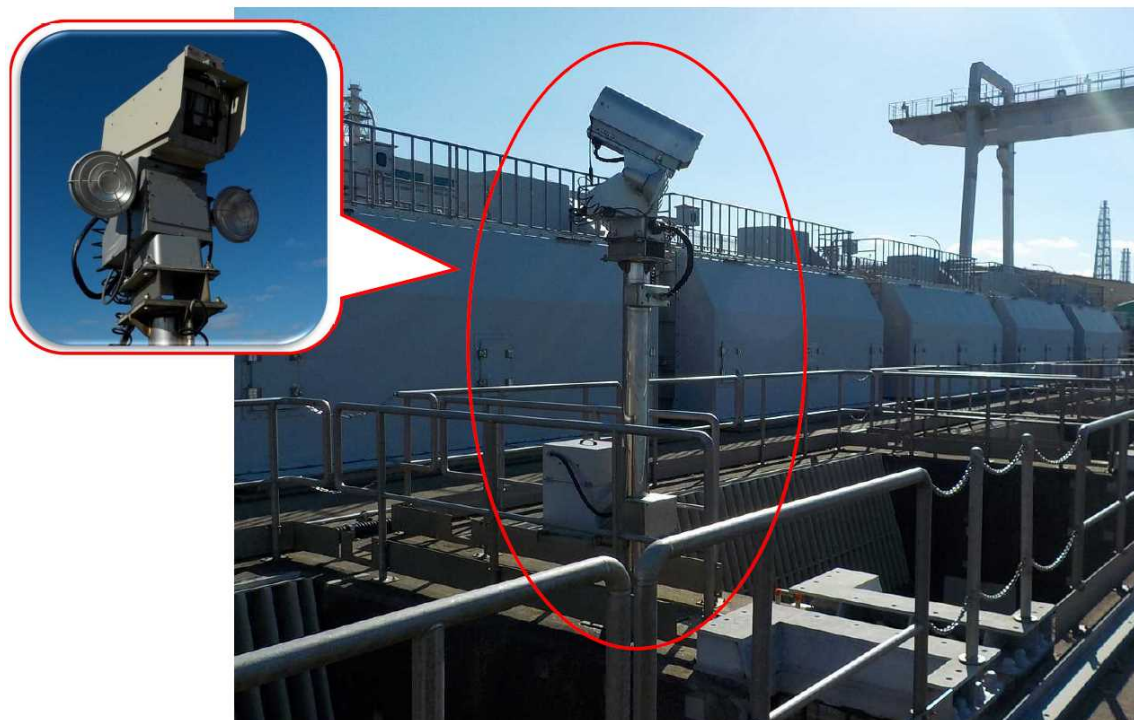


図 2.1-8 構内監視カメラ取り付け概要図

### 2.1.3 監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図2.1-9及び図2.1-11に示す。

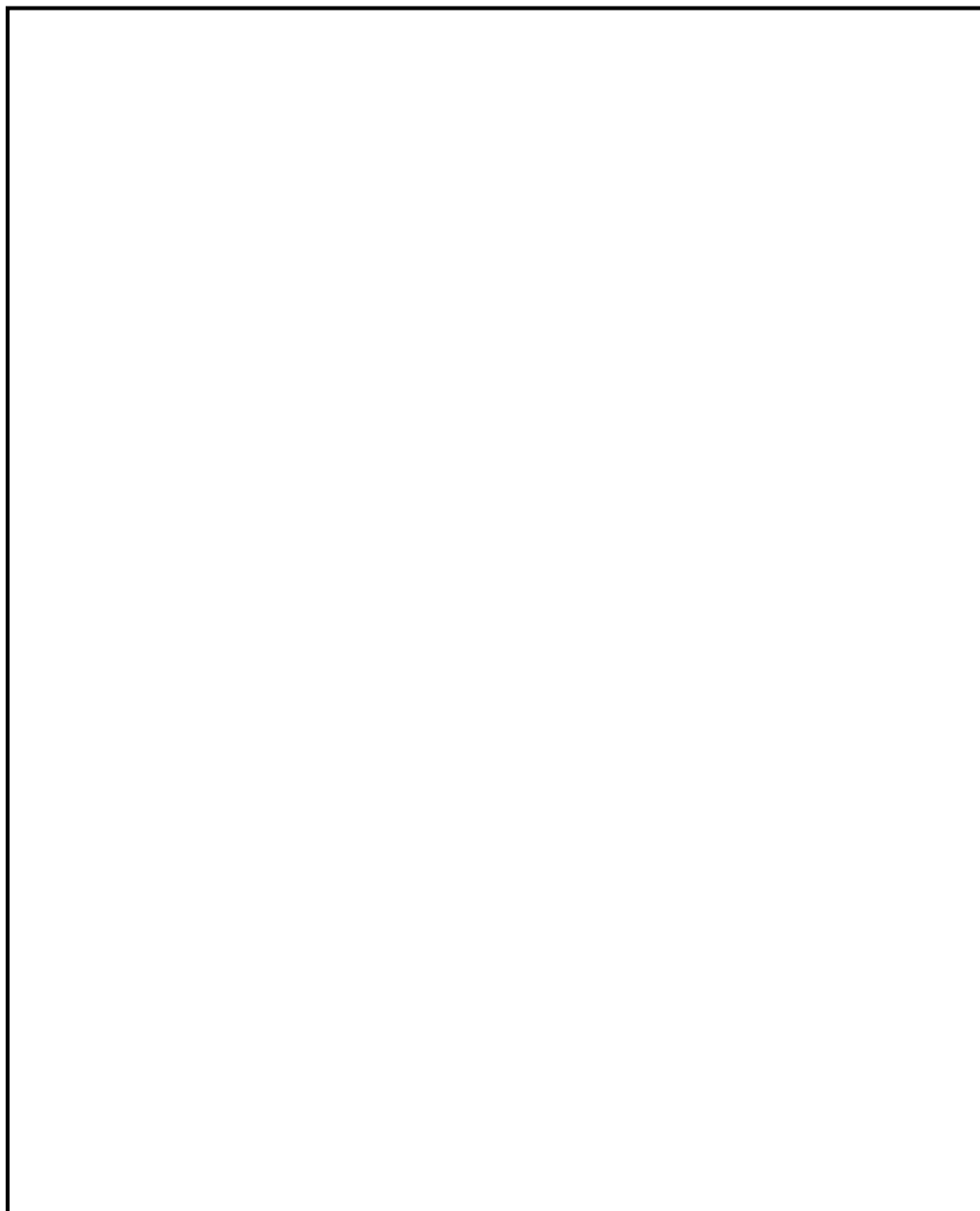

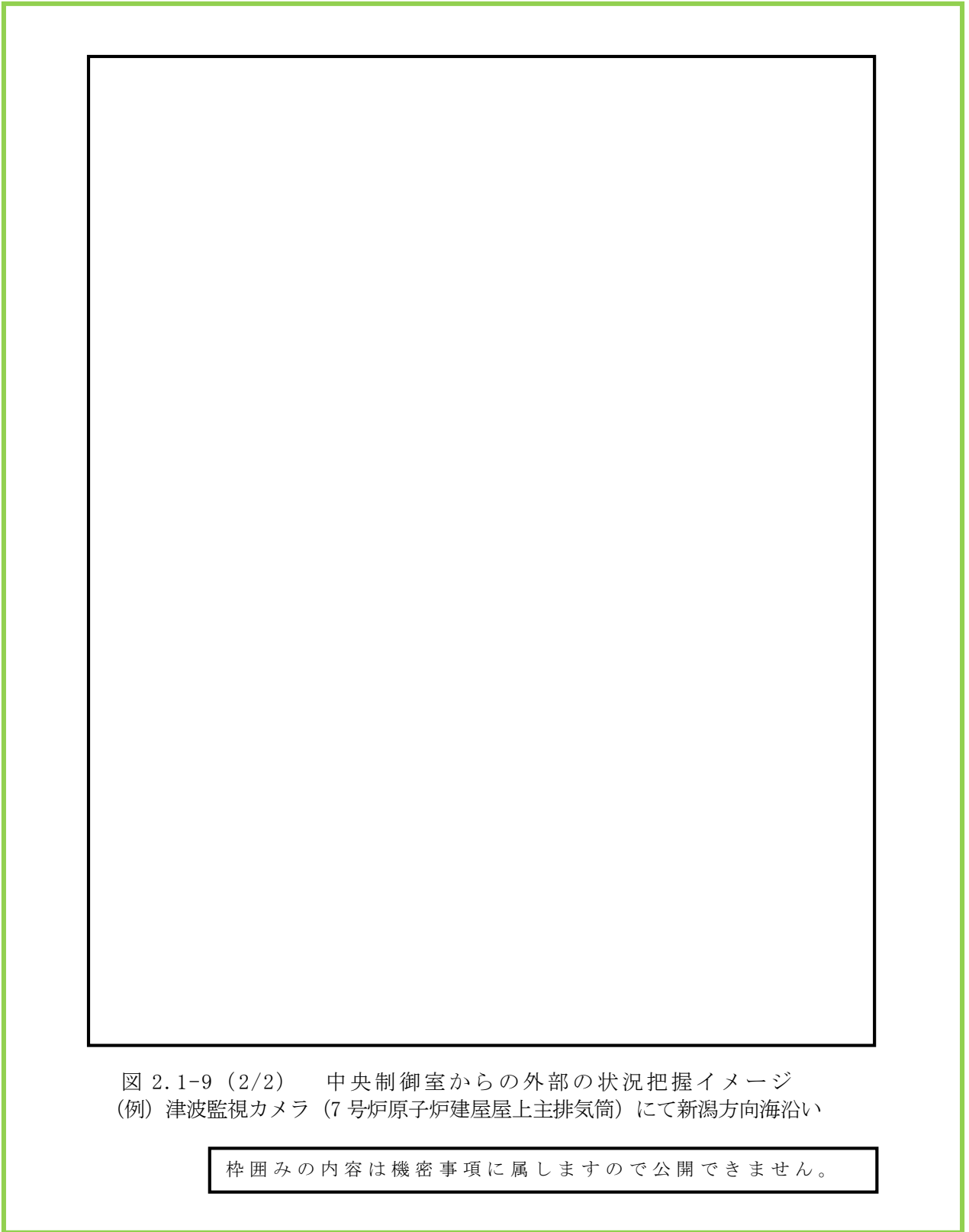


図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向海沿い

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。

 : D B 範囲



 : D B 範囲

(補足)「図 2.1-9 (1/2) 及び (2/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ (例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向」の撮影方角は, 下記構内配置図 (図 2.1-10) のとおり。

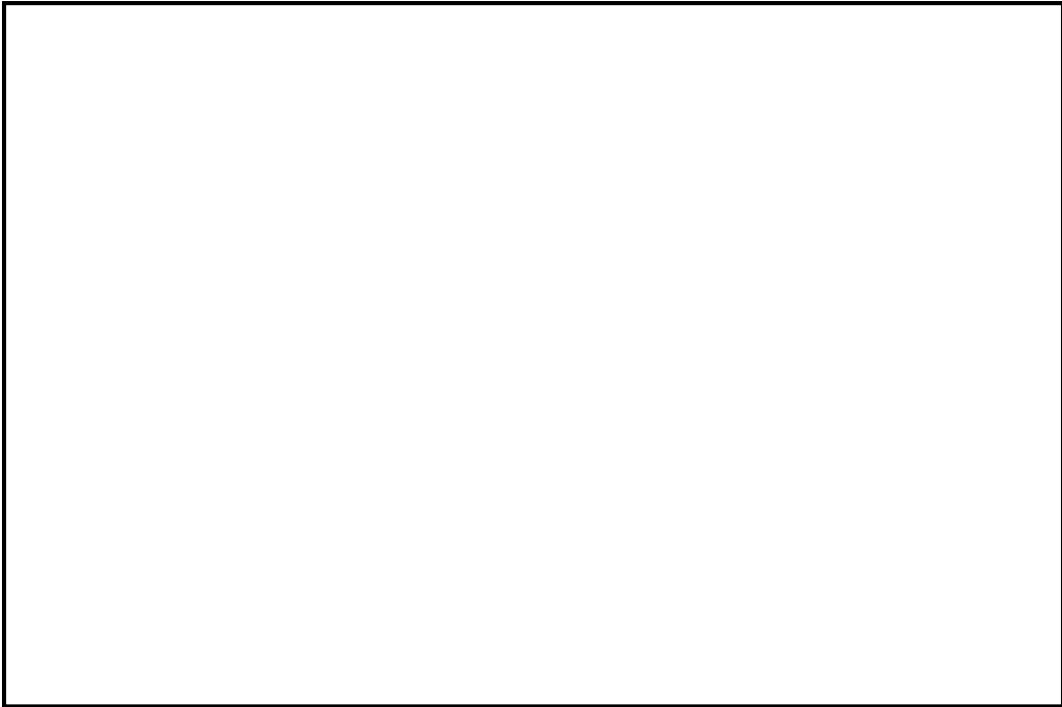


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

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。

 : D B 範囲

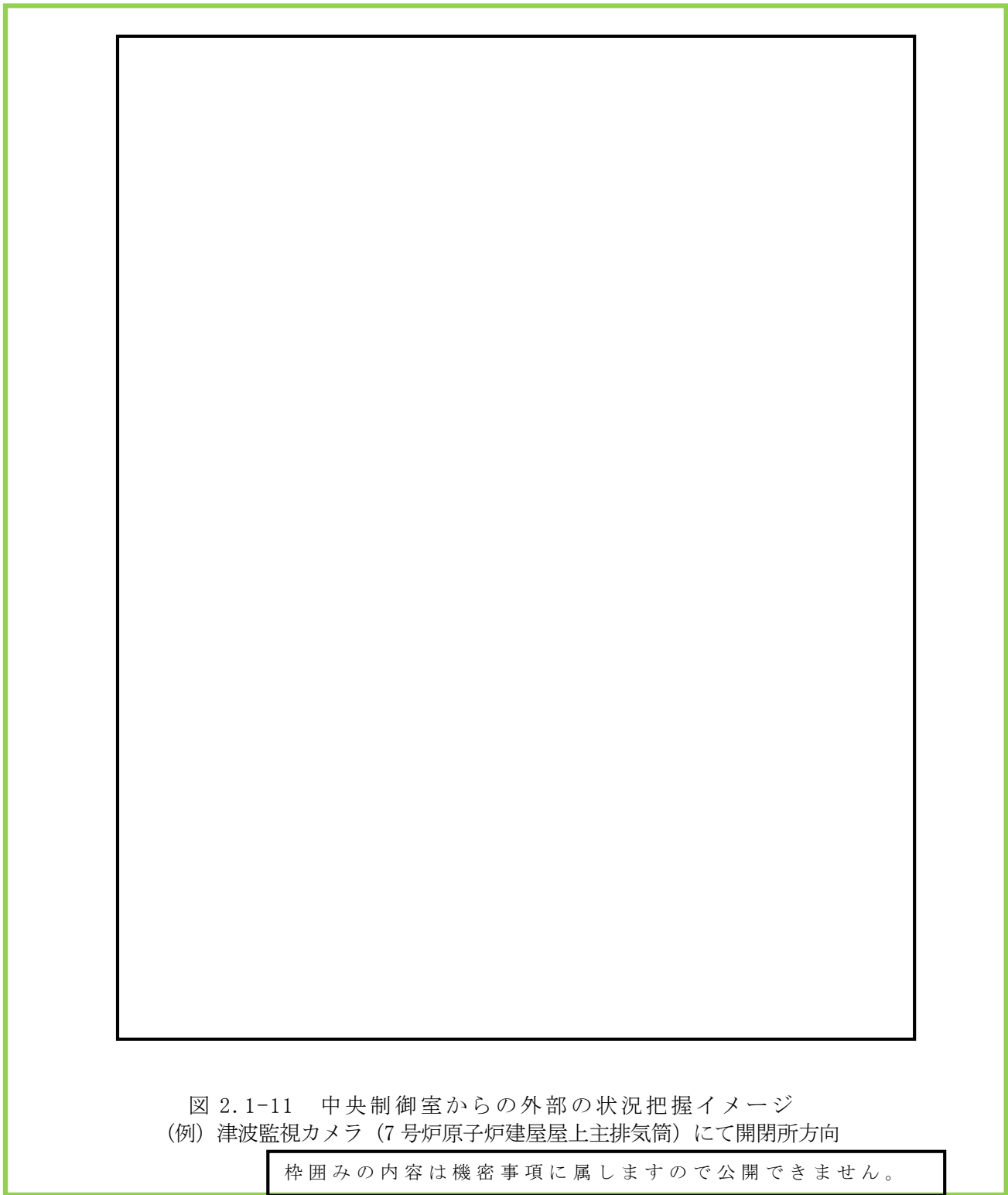


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

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。

 : D B 範囲

(補足)「図2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ(例)津波監視カメラ(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)にて開閉所方向」の撮影方角は、下記構内配置図(図2.1-12)のとおり。



図2.1-12 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震, 津波, 及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」, 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表2.1-3 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条選定事象 <sup>*1</sup>		地震	津波	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為			
地震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波				○	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
洪水					発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無。 <sup>*2</sup>
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	○				
凍結（低温）	○				設備周辺における凍結影響の有無
降水					発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
地滑り					豪雨や地下水の浸透, 地震に伴う地滑りや土砂崩れの有無や原子炉施設への影響の有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
生物学的事象					海生生物（クラゲ等）の来襲による原子炉施設への影響（取水口閉塞等）の有無
飛来物（航空機落下等）					飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無
森林, 近隣工場等の火災		○			火災状況, ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突					発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

(備考) \*1 6条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

\*2 柏崎刈羽原子力発電所周辺には氾濫・決壊により影響を及ぼすような河川・湖等はない。また発電所構内の淡水貯水池は基準地震動による地震力で崩壊するおそれはない。送水配管の一部破損を想定した際にも原子炉施設やアクセスへの影響はない。  
 (9条まとめ資料「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」, 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についてのうち添付資料1.0.2可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて)



## 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

自然現象等監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表2.1-4に示す。

表2.1-4 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧	85～110kPa (絶対圧)	台風等による原子炉施設への風影響を把握できる設計としている。
気温	-20.0～40.0℃	設計基準温度(低外気温)である-17.0℃が把握できる設計としている。
高温水 (海水温高)	0.0～50.0℃	設計基準温度(海水温高)の30.0℃が把握できる設計としている。
湿度	0～99.9%	—
雨量	0～110.0mm (1時間値)	敷地排水に係る設計降水量である101.3mm (1時間値)を把握できる設計とする。
風向 (標高 20m, 85m, 160m)	全方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 (標高 20m, 85m, 160m)	0～60.0m/s (20m) (10分間平均値)  0～30.0m/s (85m, 160m) (10分間平均値)	設計基準風速である標高20m(地上高10m)で40.1m/s(10分間平均値)を把握できるものとする。
取水槽水位	(6号炉) T.M.S.L. -6,500 ～1,500  (7号炉) T.M.S.L. -5,000 ～2,400	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び、非常用海水系ポンプの取水可能水位(6号炉 T.M.S.L. -5,240, 7号炉 T.M.S.L. -4,920)を把握可能な設計としている。 なお設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(表2.1-3)
空間線量率 (モニタリング・ポスト No.1～9)	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10 <sup>8</sup> nGy/h)を満足する設計とする。

: DB範囲




## 2.2 酸素濃度計等について

### 2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、6号炉及び7号炉中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を各号炉毎に1台配備している。

表2.2-1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計  	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約40時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	6号及び7号炉に各1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

 : D B 範囲  
 : S A 範囲

## 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき，酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

### 酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

### 【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容CO2濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO2濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

 : D B 範囲

 : S A 範囲

### 2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，乾電池内蔵型照明を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図 2.3-1 に示す。

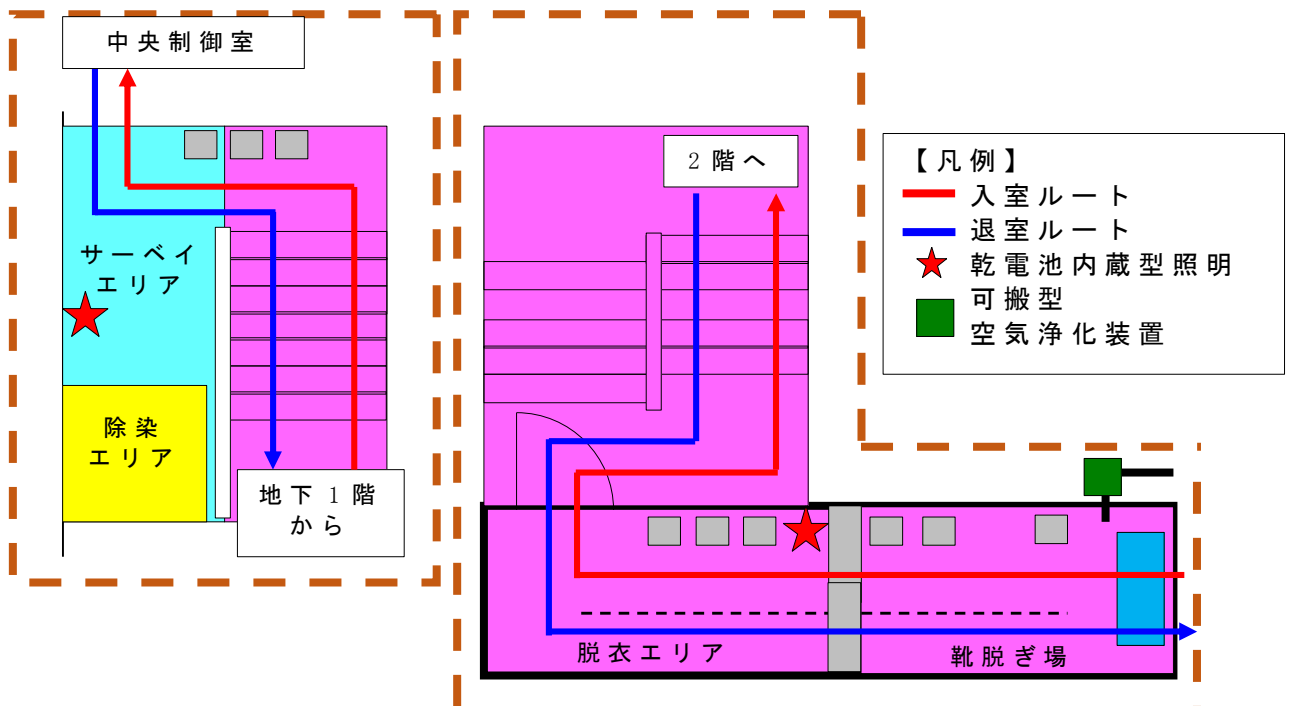
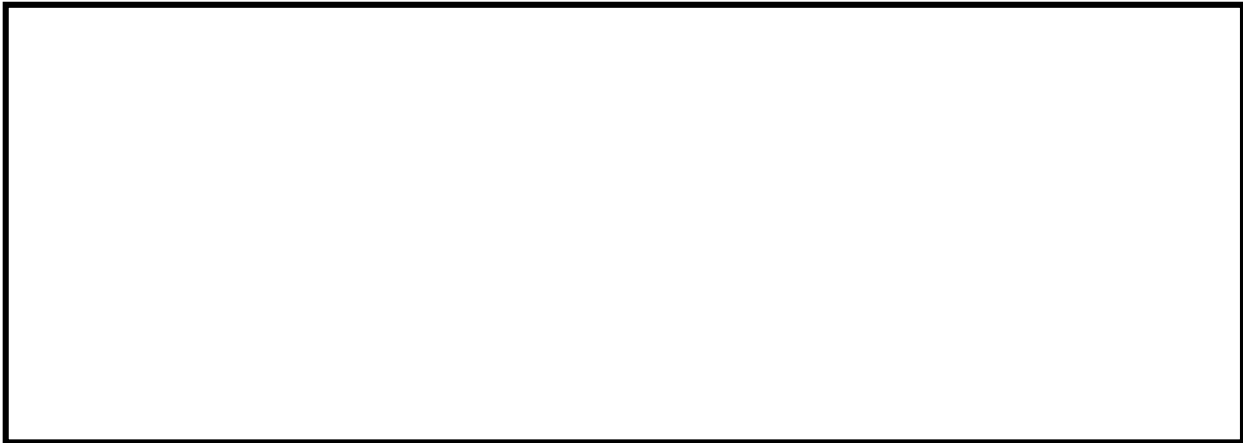


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

## 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

### 2.4.1 概要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、遮蔽設備及び陽圧化設備を備えた中央制御室及び中央制御室待避室を設置する。

中央制御室は、6号及び7号炉中央制御室換気空調系の隔離ダンパを閉操作し、中央制御室可搬型陽圧化空調機により、中央制御室換気空調系バウンダリに放射性物質を浄化した外気を供給することで、中央制御室換気空調系バウンダリ全体を陽圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室は、空気ポンベ陽圧化設備により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。

中央制御室待避室は重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際の中央制御室内執務の運転員及び現場操作対応の運転員を収容することに加え、重大事故等の事故シーケンスを組み合わせ場合においても関係する6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備している設計としている。(事故シーケンスの組み合わせについては、「3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性」に示す。)

また、中央制御室待避室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備することで、居住性確保ができていることを常時確認できる設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、データ表示装置、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備の系統概要を図 2.4-1 に、陽圧化バウンダリを図 2.4-2 に示す。なお6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア(コントロール建屋 2F TMSL 17,300)と下部中央制御室エリア(コントロール建屋 1F TMSL 12,300)

とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としており、上部中央制御室・下部中央制御室一体となった中央制御室陽圧化パウ  
ンダリを構成する。

 : S A 範囲

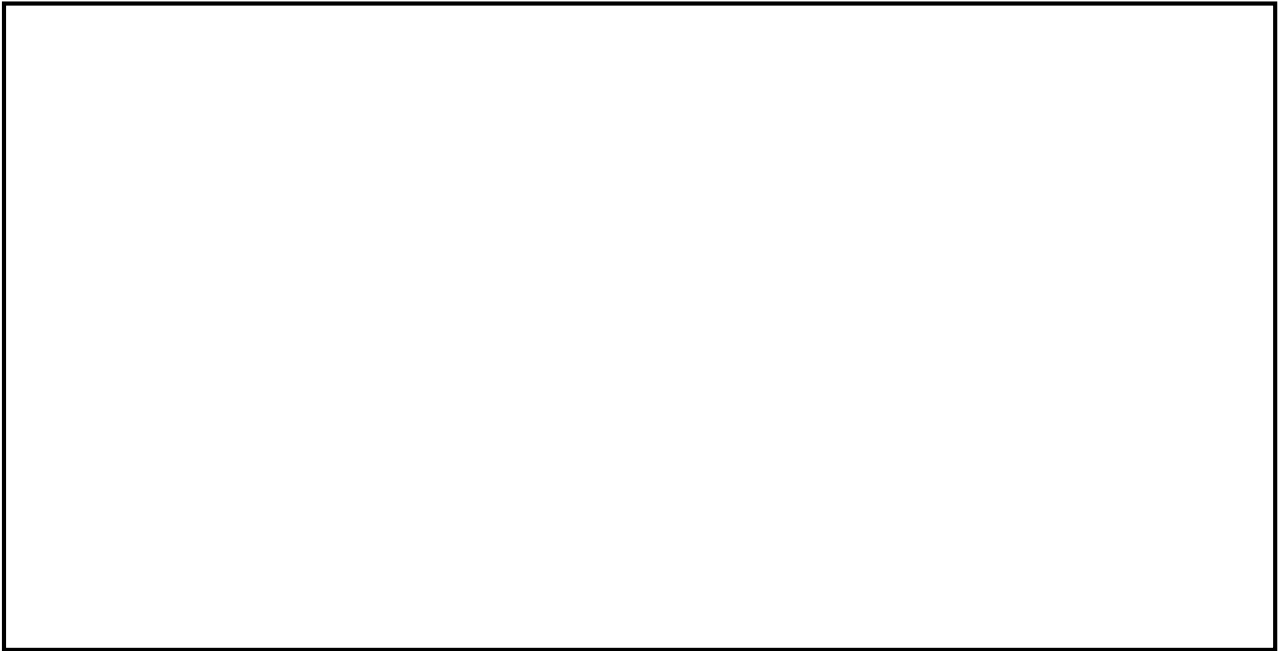


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

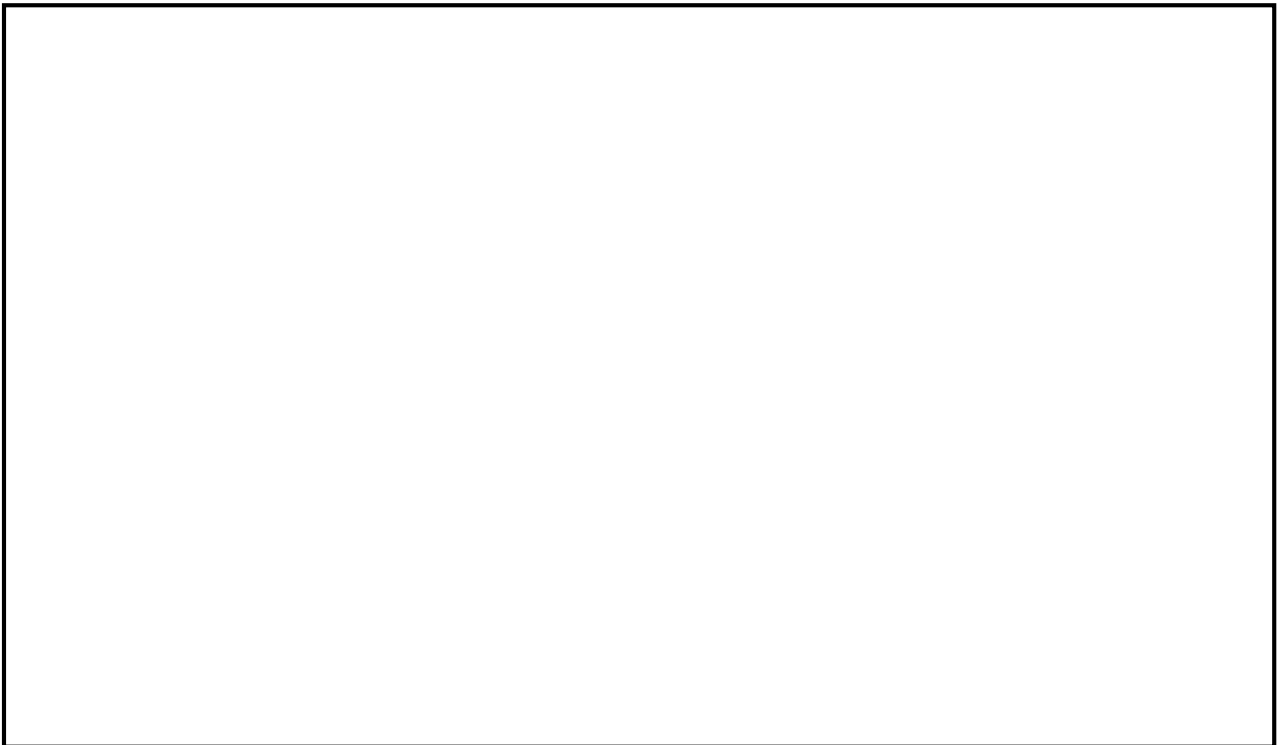


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

#### 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-17℃と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大 6m であるため、以下のとおり約 15Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-17^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^2 \\ &\approx 15\text{Pa}\end{aligned}$$

このため、陽圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画 +20Pa とする。

また、中央制御室は隣接区画からのインリークを防止し、中央制御室待避室は中央制御室及び隣接区画からのインリークを防止する設計とし、中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧は図 2.4-3 のように、中央制御室を 20Pa 以上 40Pa 未満、中央制御室待避室を 60Pa 以上とする。

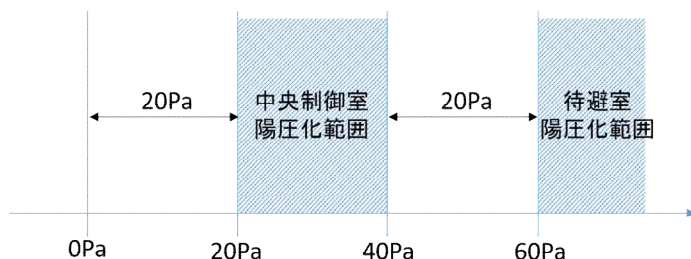


図 2.4-3 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

 : S A 範囲

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。

### 2.4.3 中央制御室の居住性確保

#### (1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。重大事故等発生時には外気取り入れのための隔離ダンパを全閉とし、中央制御室可搬型陽圧化空調機により希ガス以外の放射性物質をろ過した空気にて中央制御室バウンダリ全体を陽圧化することで、重大事故等発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。中央制御室陽圧化バウンダリの出入口には二重扉構造の均圧室を設け、出入りに伴う中央制御室内への放射性物質の侵入を防止する。

重大事故等発生時の中央制御室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要を図 2.4-4 に示す。

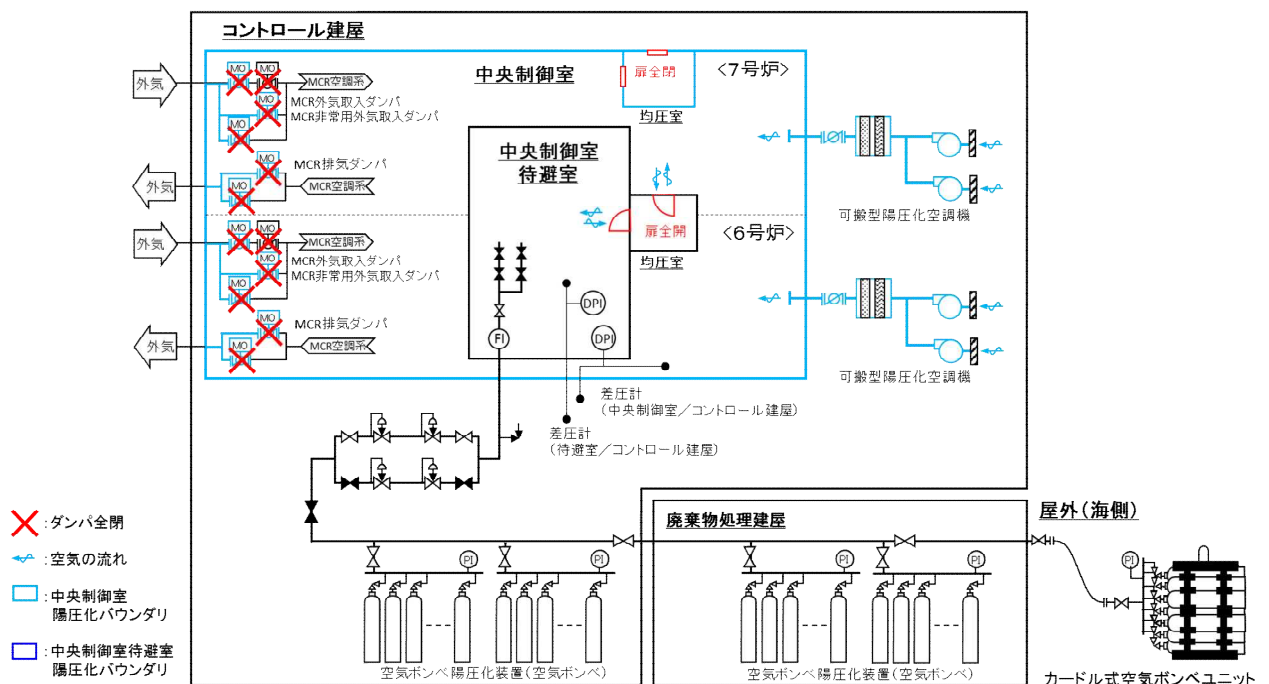


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（空気ポンベ陽圧化設備）  
系統概要図  
（重大事故等発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）



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。

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ  の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。図2.4-5に中央制御室遮蔽位置を、また図2.4-6に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



図 2.4-5 中央制御室遮蔽の概要 (NS 断面)



図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 可搬型陽圧化空調機

a. 設計風量

可搬型陽圧化空調機の設計風量は、中央制御室を陽圧化する必要風量とし、JIS A 2201に基づく気密性能試験から測定し決定した。

試験結果を図 2.4-7 に示す。3回の測定結果から求まる回帰曲線（通気特性式）より、中央制御室内を隣接区画 +20Pa 以上 +40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量は [ ] 未満となる。

よって、設計風量は上記風量に設計裕度をもった 4,500~6,000m<sup>3</sup>/h（6号炉側から 2,250~3,000m<sup>3</sup>/h, 7号炉側から 2,250~3,000m<sup>3</sup>/h）とする。



図 2.4-7 中央制御室の気密性能試験結果

上記設計風量を満足する、可搬型陽圧化空調機の定格風量及び設置台数、場所について表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 可搬型陽圧化空調機の仕様、及び台数

項目	仕様等
定格風量及び 設置台数	1,500 m <sup>3</sup> /Hr/台×4台（予備2台） （6号及び7号炉共用）
設置場所	コントロール建屋地上1階 6号炉側及び7号炉側

b. 可搬型陽圧化空調機のフィルタ性能

可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの捕集効率を表 2.4-2 に示す。活性炭フィルタは乾燥剤を封入した密閉容器に保管することで、通常時の捕集性能劣化を防止する。

表 2.4-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

種類	総合除去効率 (%)
高性能フィルタ	99.9 (0.3 $\mu$ mPAO 粒子)
活性炭フィルタ	99.9 (相対湿度 85% 以下)

c. 機器構成

可搬型陽圧化空調機の機器概要図を図 2.4-8 に、可搬型陽圧化空調機の設置及び保管エリアを図 2.4-9 に示す。可搬型陽圧化空調機はプロワ及び中性能フィルタ、高性能フィルタ、活性炭フィルタから構成し、6号炉及び7号炉中央制御室にフィルタにより浄化された空気を供給することで中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化する。

 : S A 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機 機器概要図



図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

: S A 範囲

6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア（コントロール建屋 2F TMSL 17,300）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F TMSL 12,300）とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としている。そのため6号炉及び7号炉中央制御室それぞれにフィルタにより浄化された空気を供給することで、上部中央制御室エリア、下部中央制御室エリアの中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化することができる設計とする。

 : S A 範囲

(4) 中央制御室換気空調系隔離ダンパ

重大事故等発生時において、中央制御室を陽圧化するために閉操作する中央制御室換気空調系隔離ダンパの系統概要図を図 2.4-10 に示す。操作対象の隔離ダンパは、6号炉及び7号炉各々に給気側4弁、排気側2弁の合計12弁あり、全交流動力電源喪失時においても、手動でダンパ閉操作可能な構造となっている。

中央制御室換気空調系隔離ダンパの配置図を図 2.4-11 (7号炉)、図 2.4-12 (6号炉) に示す。隔離ダンパ閉操作は、中央制御室の隣の中操空調換気空調系送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はなく、隔離ダンパ閉操作もハンドルを閉側に回す作業のみであり、各号炉運転員2名により30分程度で実施可能な見込みである。

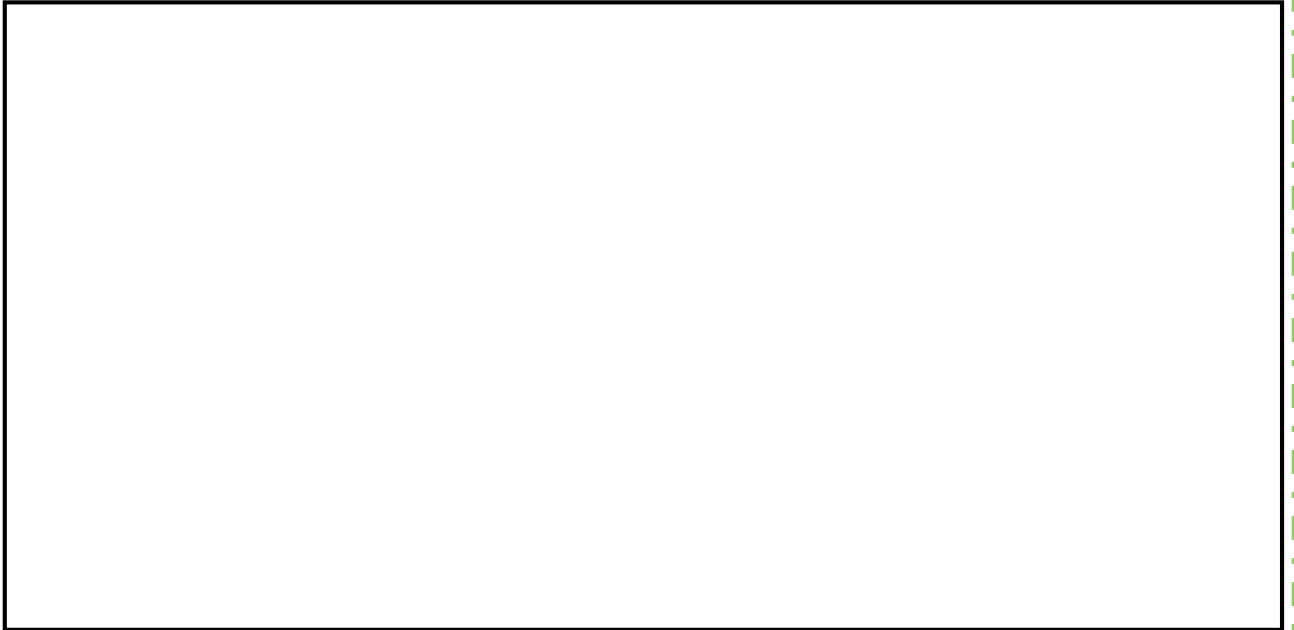


図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

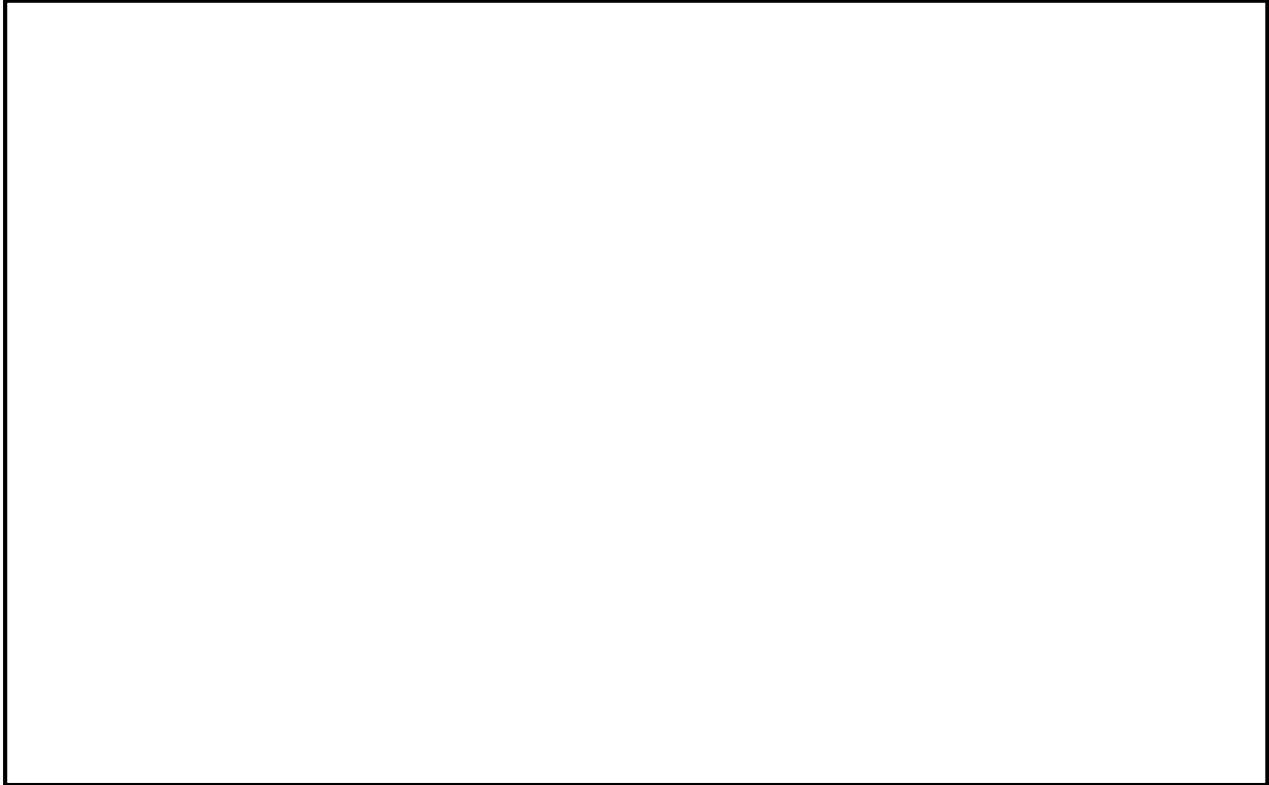


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（7号炉）

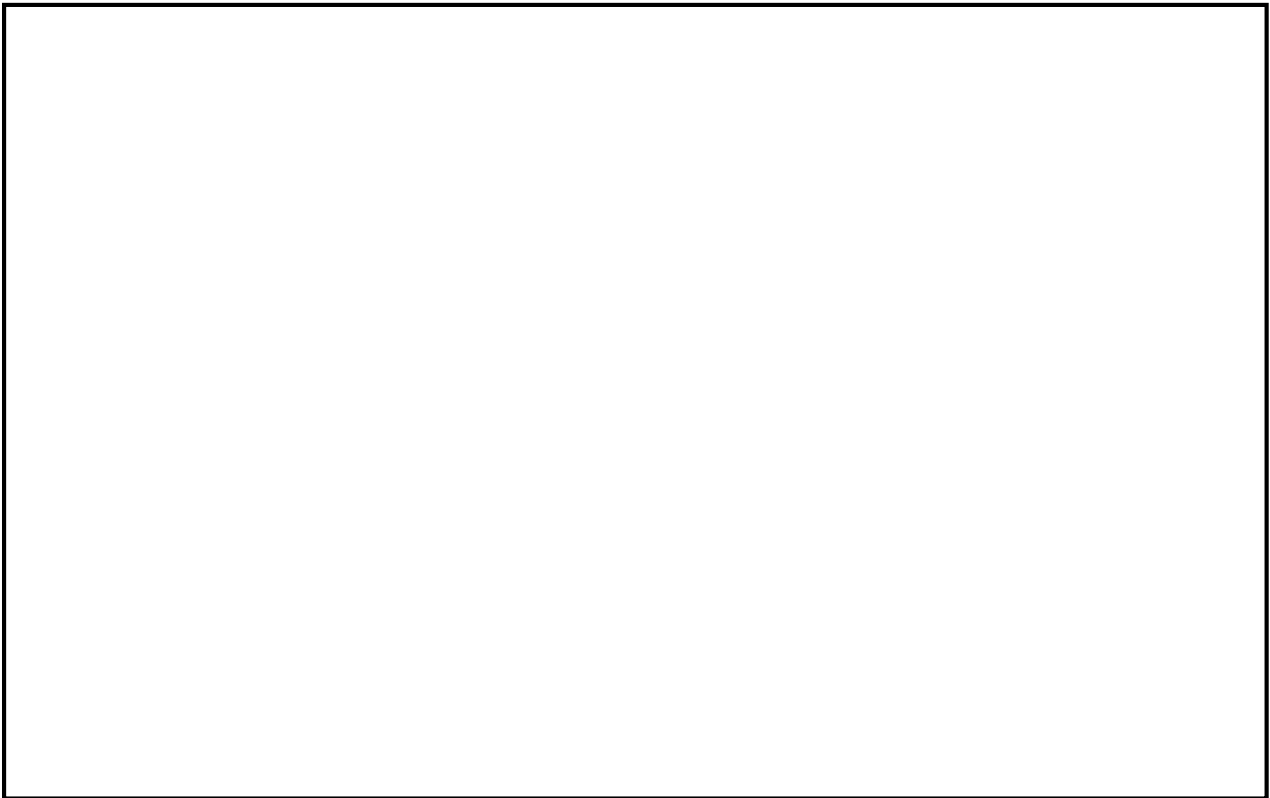


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（6号炉）

#### 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

##### (1) 設計方針

中央制御室待避室はコンクリート壁又は鉛等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、空気ポンベ陽圧化設備により中央制御室待避室を陽圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。空気ポンベ陽圧化設備には、設計拡張設備（自主的安全対策設備）として、屋外から可搬型のカードル式空気ポンベユニットを接続することで、空気ポンベ容量を追加可能な設計とする。

重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンベ陽圧化設備により陽圧化するとともに、中央制御室を可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、中央制御室の遮蔽内への希ガスを除く放射性物質を低減し、待避室での滞在中に中央制御室内に取り込んだ放射性物質のからの直接線影響の低減、及び待避室から中央制御室へ出る場合において、マスクを着用しなくても放射性物質の体内への取込みを低減可能な設計とする。

ここで、陽圧化の差圧は、中央制御室とコントロール建屋、中央制御室待避室とコントロール建屋の差圧を差圧計により、2.4.2項に示す陽圧化設計圧力値を監視することとし、コントロール建屋／中央制御室／中央制御室待避室の差圧は均圧室の扉閉により確保する。

なお、中央制御室待避室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要を図2.4-13に、カードル式空気ポンベユニットの配置図を図2.4-14に示す。



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。

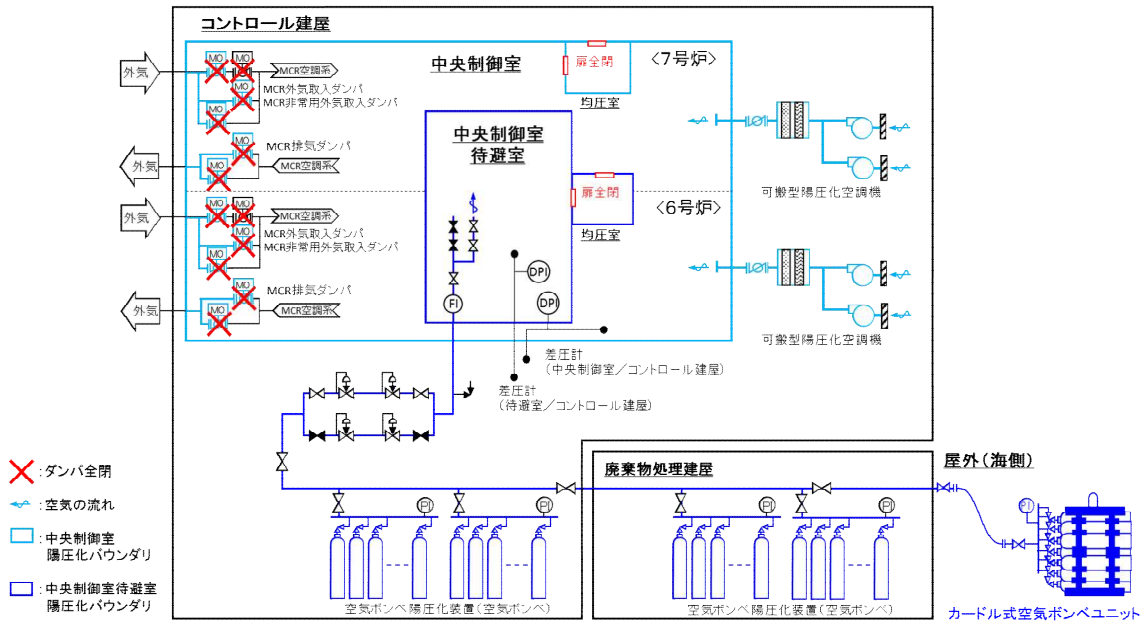


図 2.4-13 中央制御室換気設備の系統概要図  
(重大事故発生時，プルーム通過中)

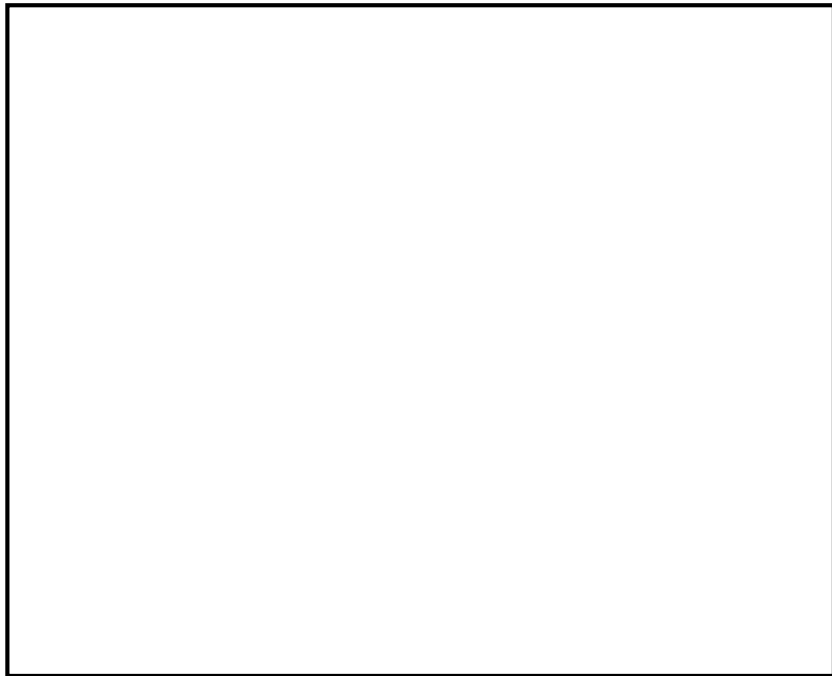


図 2.4-14 カードル式空気ポンベユニット配置場所

: S A 範囲

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。

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避室の収容人数は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名が収容可能な設計とする。中央制御室待避室のレイアウトを図2.4-15に示す。

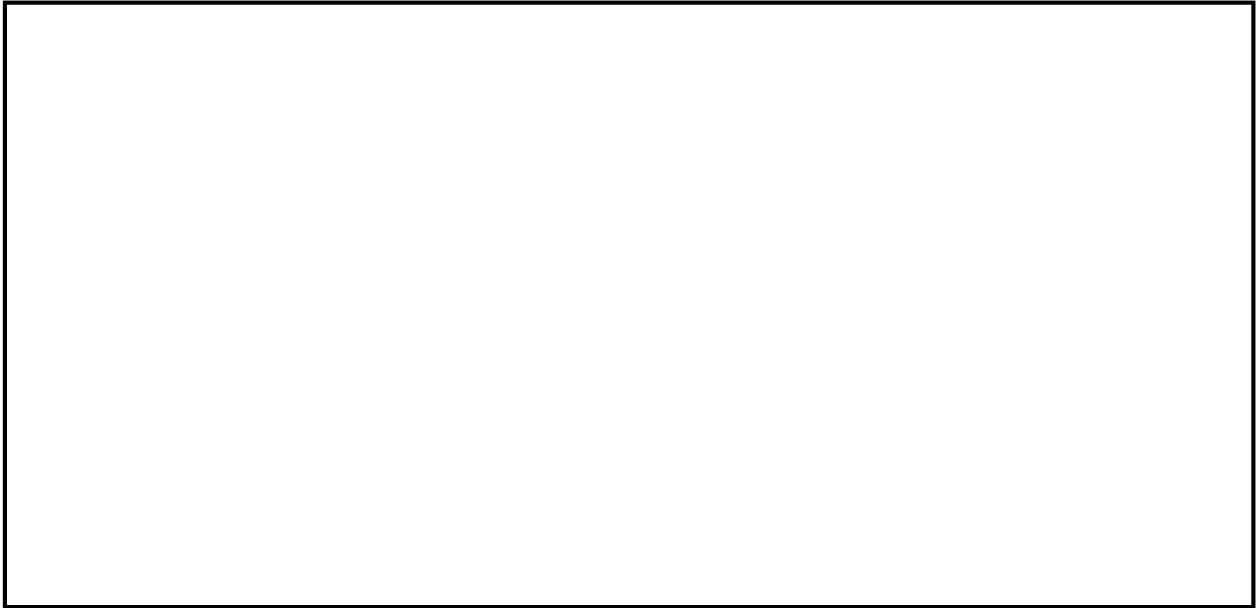


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、コンクリート300mm、若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できる鉛壁（一部、可搬遮蔽装置）、若しくはコンクリート・鉛の複合壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。概要は図2.4-14に示すとおり。

 : S A 範囲

(4) 空気ポンベ陽圧化設備

a. 系統構成

中央制御室待避室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要図を図2.4-16に示す。

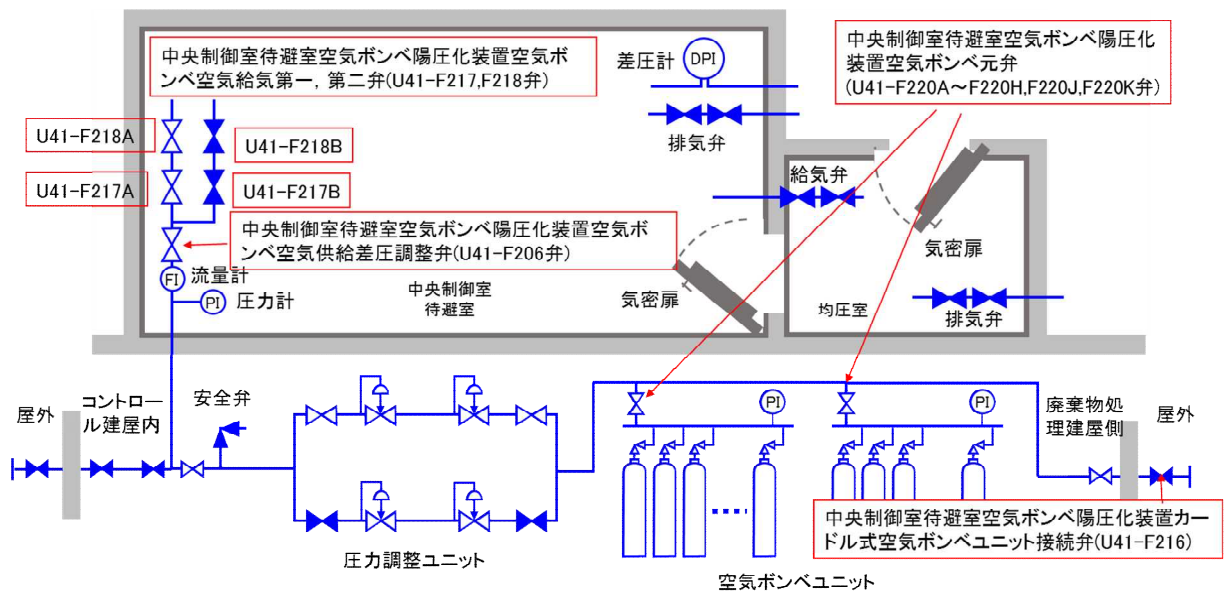


図2.4-16 空気ポンベ陽圧化設備 系統概要図

b. 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=20名
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（労働安全衛生規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度：C<sub>0</sub>=0.039%（標準大気中の二酸化炭素濃度）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m<sup>3</sup>/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量：Q<sub>1</sub>=100×M×n / (C-C<sub>0</sub>) m<sup>3</sup>/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039)$$

$$= 95.45$$

$$\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h}$$

： S A 範囲

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n=20$  名
- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b=18\%$ （労働安全衛生規則）
- ・ 成人の呼吸量： $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算呼気酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量： $Q_1=c \times (a-d) \times n / (a-b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 14.81 \\ &\approx 14.9\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の  $95.5\text{m}^3/\text{h}$  とする。

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の  $95.5\text{m}^3/\text{h}$  及びポンベ供給可能空気量  $5.50\text{m}^3/\text{本}$  から下記の通り 174 本となる。なお、中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し必要ポンベ本数が 10 時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ ポンベ初期充填圧力： $14.7\text{MPa}$ （at $35^\circ\text{C}$ ）
- ・ ポンベ内容積： $46.7\text{L}$
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力： $0.89\text{MPa}$
- ・ ポンベ供給可能空気量： $5.50\text{m}^3/\text{本}$ （at  $-4^\circ\text{C}$ ）

以上より、必要ポンベ本数は下記の通り 174 本以上となる。

$$\begin{aligned} &95.5\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ &= 173.7 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

: S A 範囲

d. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図2.4-17に示す。空気ポンベは、コントロール建屋1階及び廃棄物処理建屋1階に配置し、コントロール建屋2階の中央制御室待避室に空気を供給する。

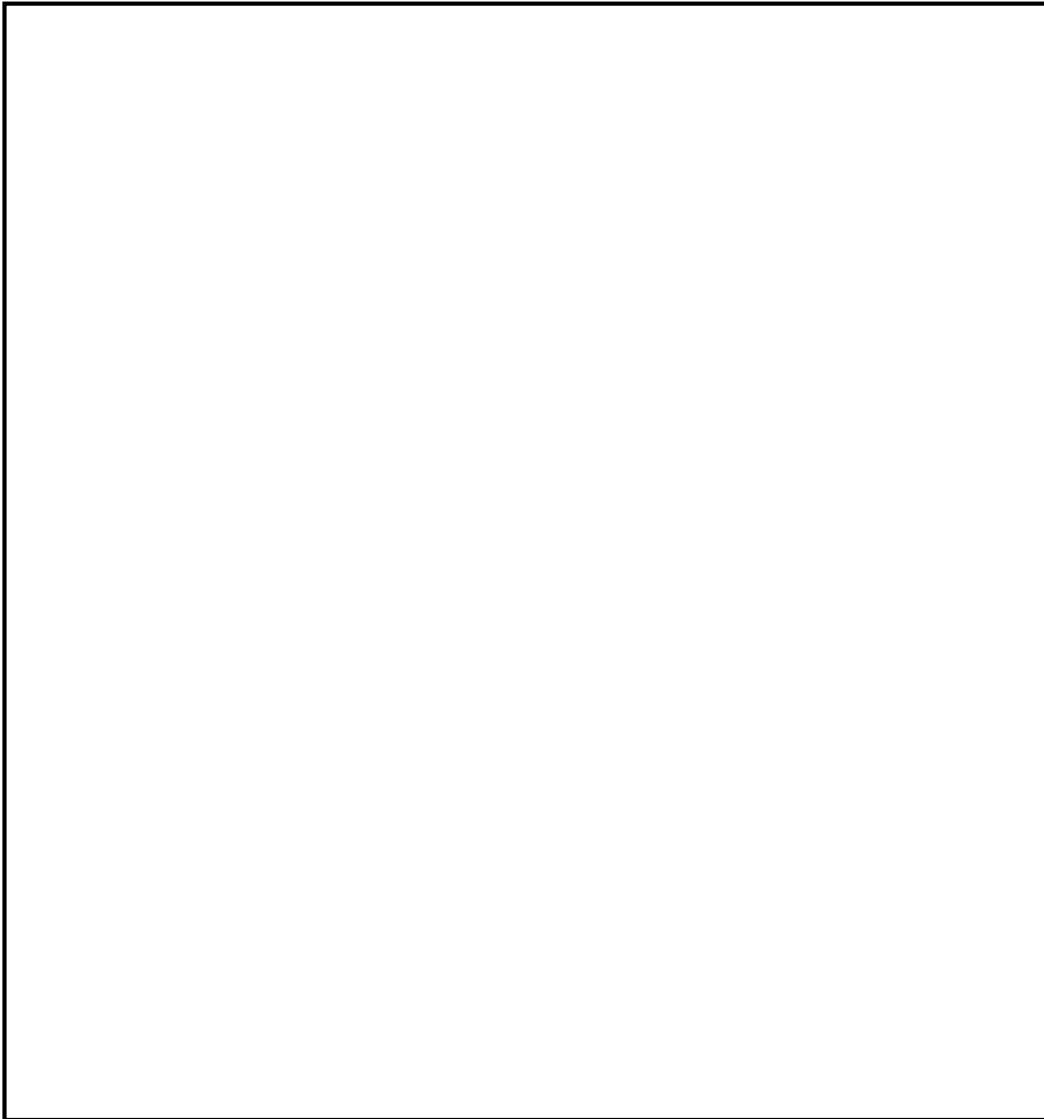


図2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

e. カードル式空気ポンベユニット（空気ポンベカードル車）

運転員の更なる被ばく線量低減として、空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とするため、空気ポンベカードル車を配備することで、外部から空気ポンベを接続可能な設計とする。

カードル式空気ポンベユニットの概念図を図 2.4-18 に示す。カードル式空気ポンベユニットは、重大事故等発生時において屋外の接続口に高圧ホースを介して接続することで、コントロール建屋内から常設の空気ポンベ陽圧化設備側との切り替え操作が可能な設計とする。

なお、カードル式空気ポンベユニットの空気ポンベは、常設の空気ポンベ陽圧化設備の空気ポンベと同等の 174 本以上の容量を確保可能な設計とする。ポンベユニット必要空気量，必要供給量については，前出 2.4.4(4) b. ならびに c. の通り。

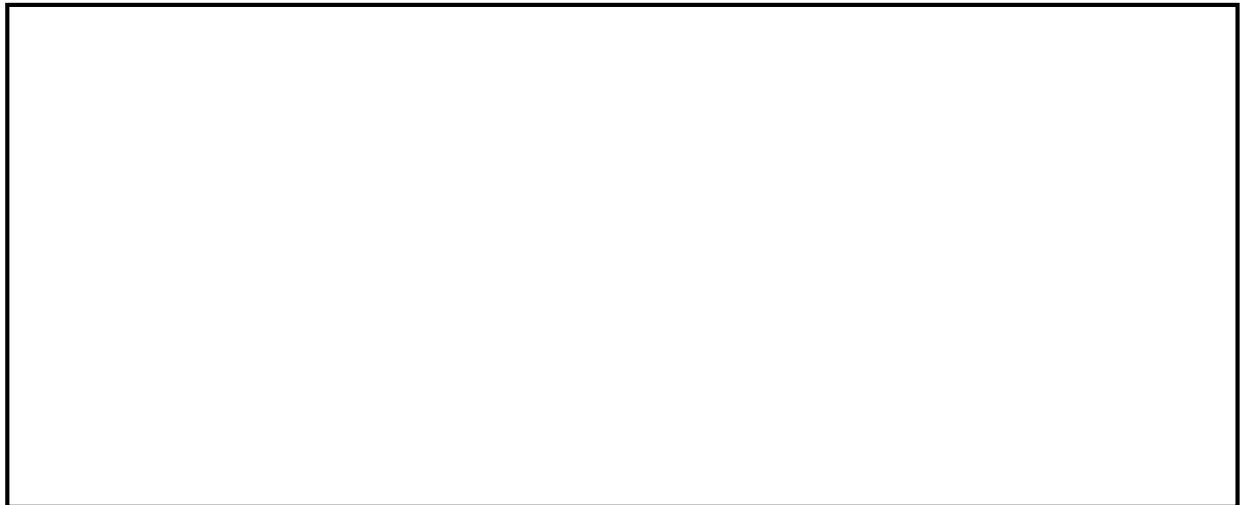


図 2.4-18 カードル式空気ポンベユニット 概念図

(5) 中央制御室換気空調系の運転状態比較

中央制御室の換気空調系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時を比較、図示すると以下の通りとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2) に示す。

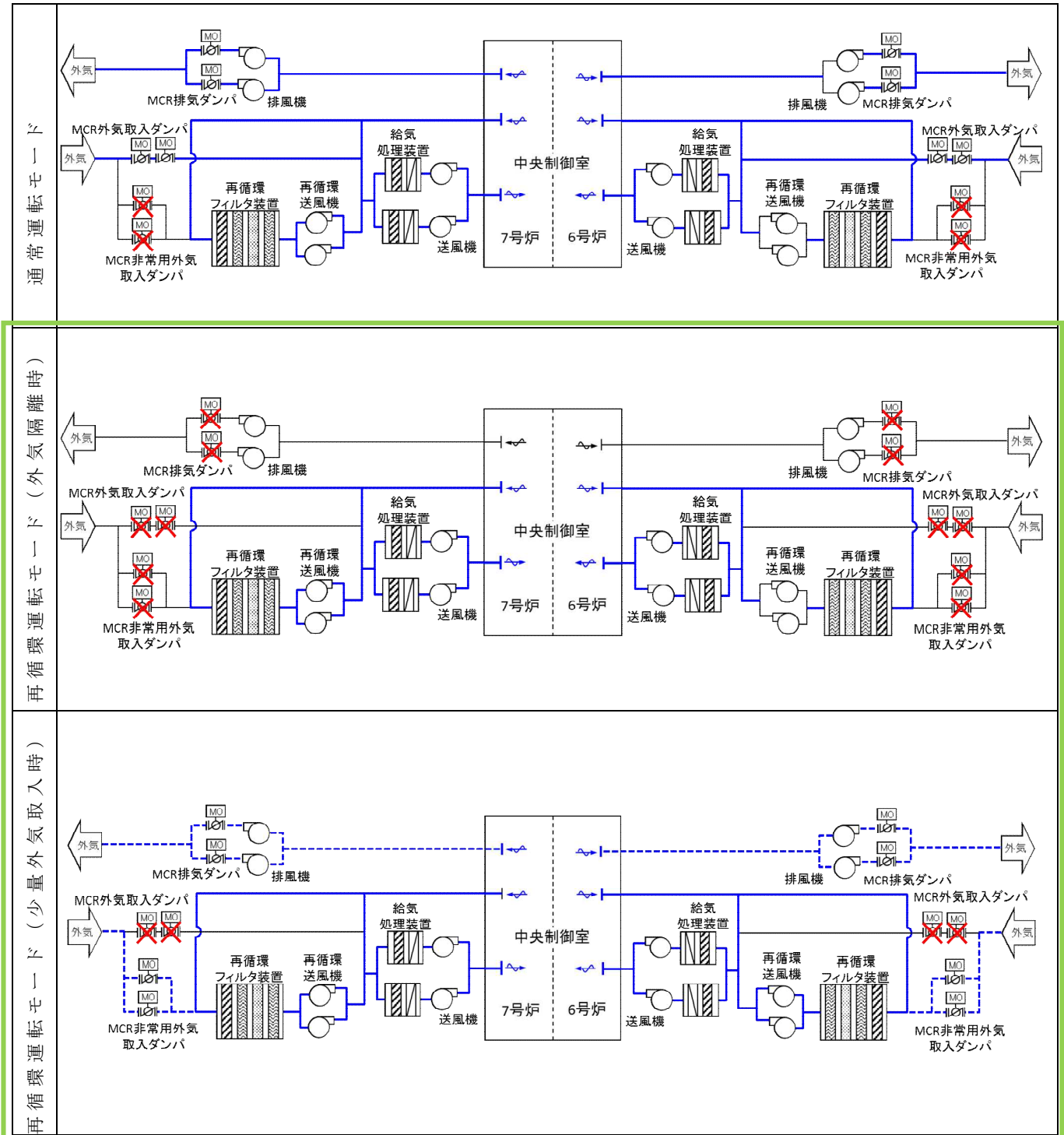


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2)

: D B 範囲

重大事故時のプルーム通過前・後，及びプルーム通過中の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）に示す。

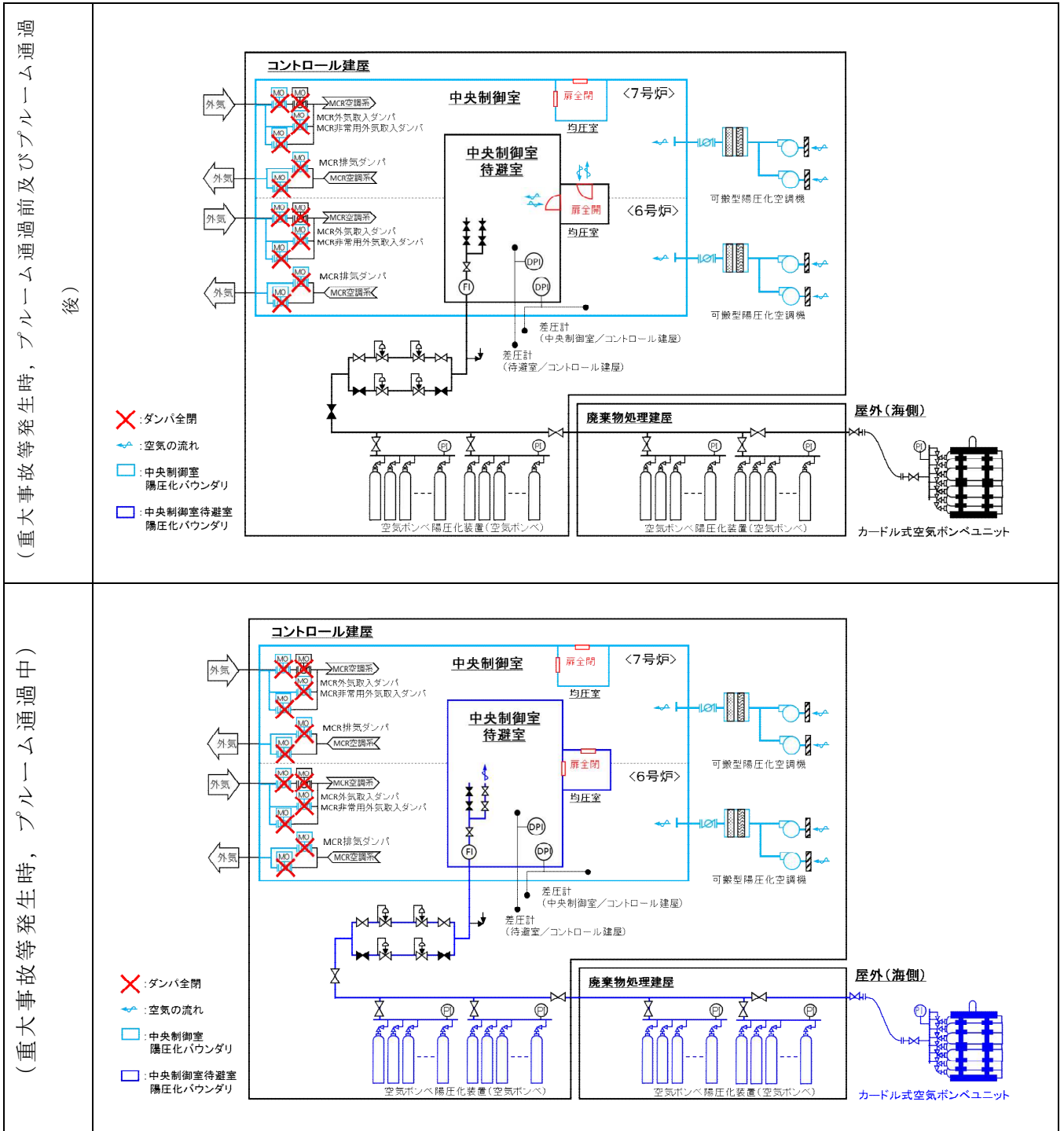


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）

： S A 範囲



(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には，運転員が格納容器圧力逃がし装置作動に際して，水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態，水素爆発による原子炉格納容器の破損防止，水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようにデータ表示装置を設置する設計とする。データ表示装置は6号及び7号炉用に1台ずつ設置する。

なお，データ表示装置は今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置で確認できる主なパラメータを表 2.4-3，データ表示装置に関するデータ伝送の概要を図 2.4-20 に示す。

また，中央制御室待避室において，運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるように，中央制御室待避室には，無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）を設置する設計とする。無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）は，6号及び7号炉用に各々1台ずつ設置する。

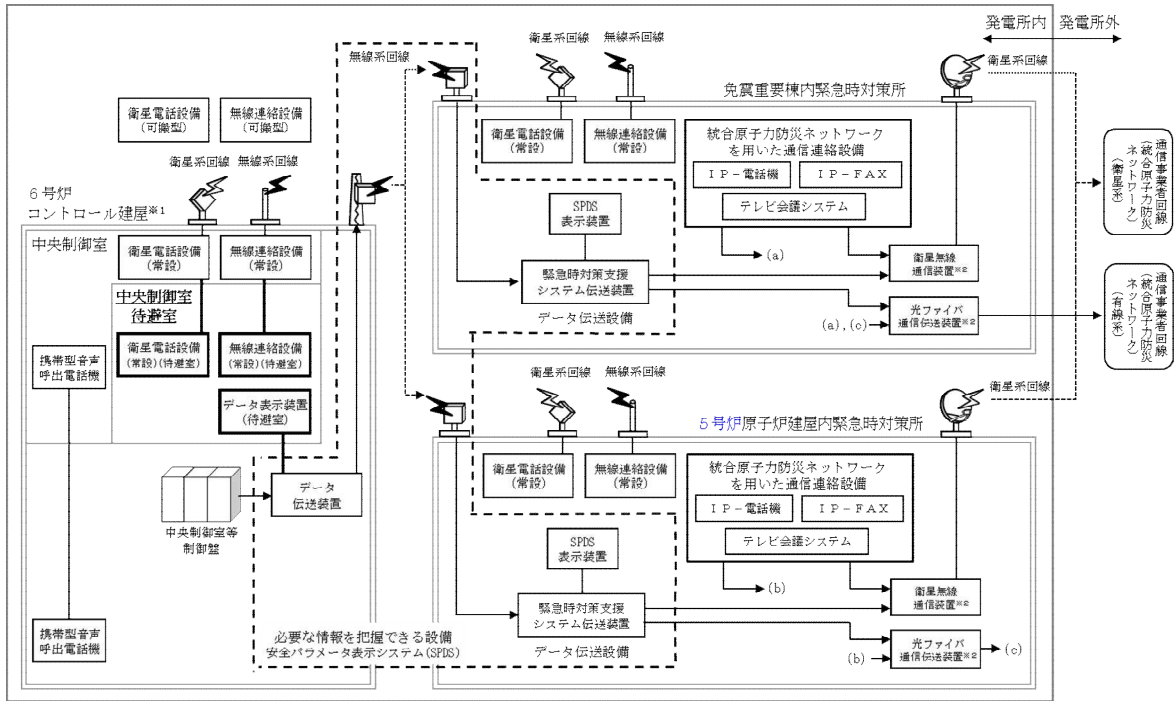
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

表2.4-3 データ表示装置で確認できる主なパラメータ  
(6号及び7号炉共通)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高压炉心注水系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高压代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)
	復水貯蔵槽水位
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高压母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度, 酸素濃度
	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
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : SA 範囲



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

図2.4-20 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要

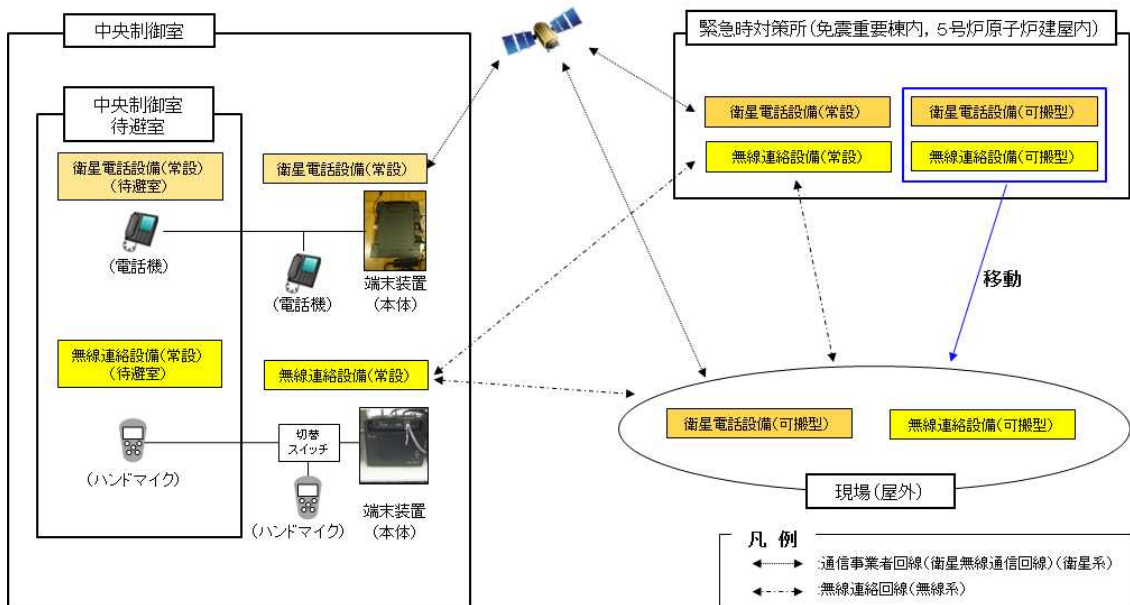


図2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要  
 （6号及び7号炉各々）



：S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

中央制御室待避室には、格納容器圧力逃し装置作動時において運転員がとどまれるようにするため、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備する。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うに必要な照度を有するものを、可搬型蓄電池内蔵型照明を1台、乾電池内蔵型照明を2台配備する。表2.4-4に中央制御室待避室に配備している可搬型照明を示す。


表 2.4-4 中央制御室待避室に配備する可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定格電圧：交流100V</li> <li>・点灯可能時間：12時間以上</li> </ul>
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	中央制御室待避室2台 (故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としては中央制御室の予備3台と共用する。)	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。)

 : S A 範囲


酸素濃度・二酸化炭素濃度計は中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-5に中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計を示す。

表2.4-5 中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約40時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

可搬型エリアモニタは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-6に中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表2.4-6 中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕様等	
可搬型エリアモニタ 	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	0.001～99.99mSv/h
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約120時間 （バッテリー切れの場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （予備1台）

：S A 範囲

## 2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（図 2.5-1 に示す空調及び図 2.5-2 に示す照明）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、図 2.5-3 に示すとおり代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機、以下単にガスタービン発電機）からの給電を可能としている。

ガスタービン発電機の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、冷却材喪失時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失（以下、大 LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失）に対して、表 2.5-1 に示すとおり十分な電源供給容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、図 2.5-4 に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無電源で点灯する蓄電池内蔵型照明を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後 70 分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電する可搬型蓄電池内蔵型照明により、必要な照度を確保する。

また、運転員のシミュレーション訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、直流非常灯下で対応操作ができることを確認しているとともに、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタンタイプ LED ライト、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

空調については、ガスタービン発電機が起動するまでの間は、起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機の設置時間を考慮し、全交流動力電源喪失発生後、12 時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住性が確保されていることを確認している。（可搬空調機の起動時間については 12 時間から 3 時間へ短縮予定。）

□ : S A 範囲

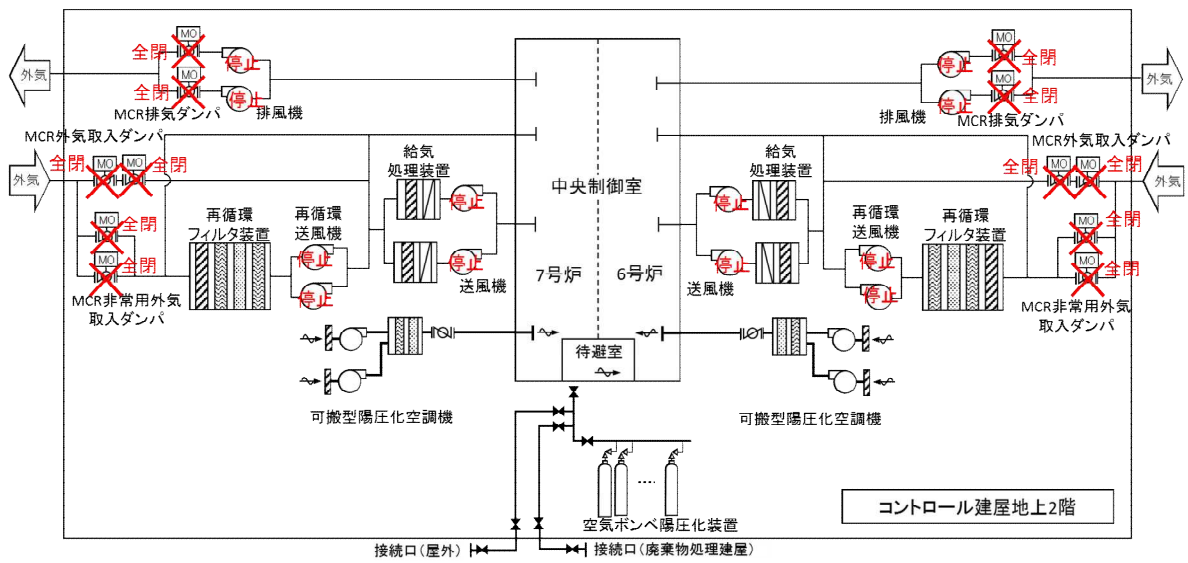


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要（重大事故等時）

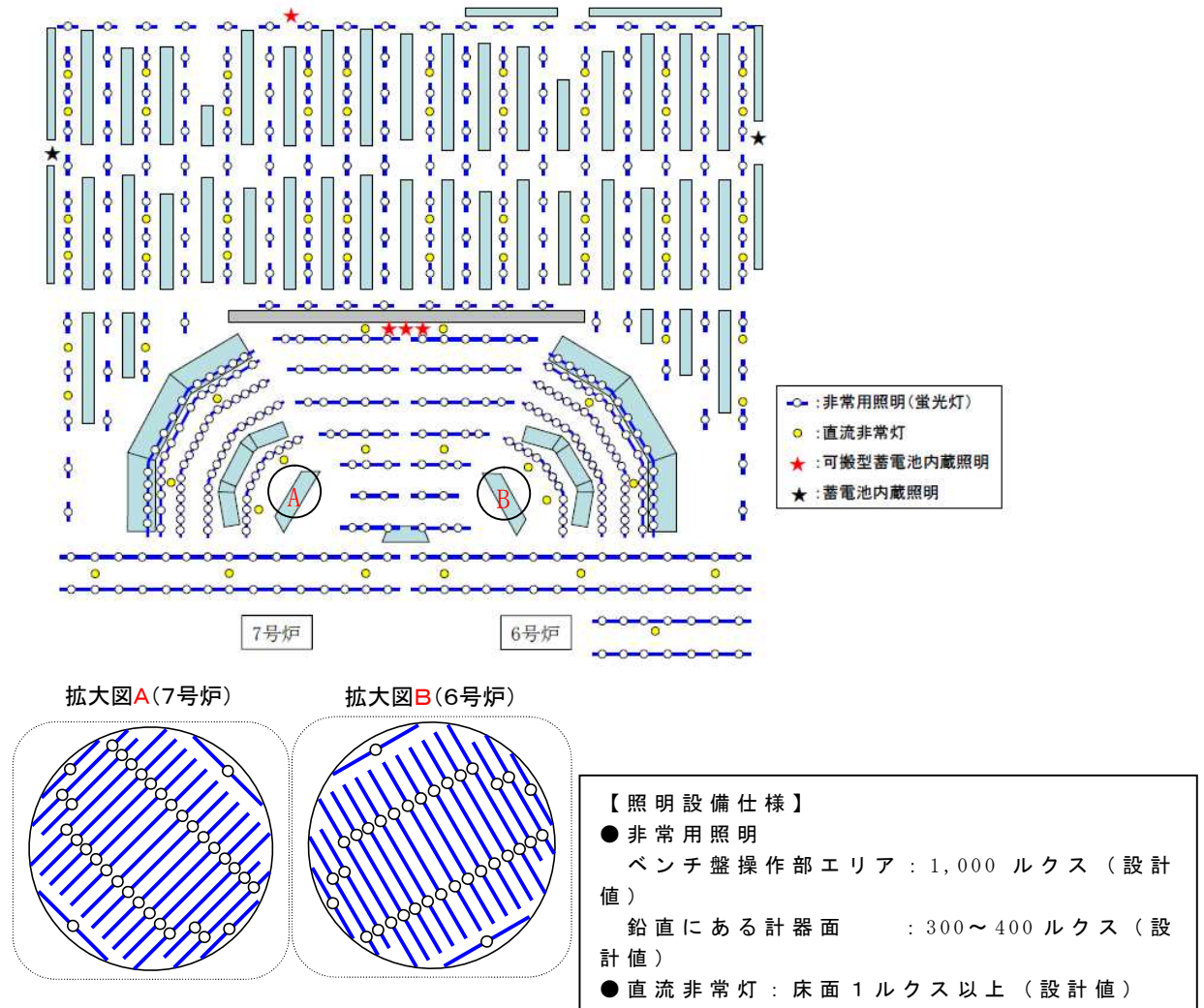


図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

：S A 範囲

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

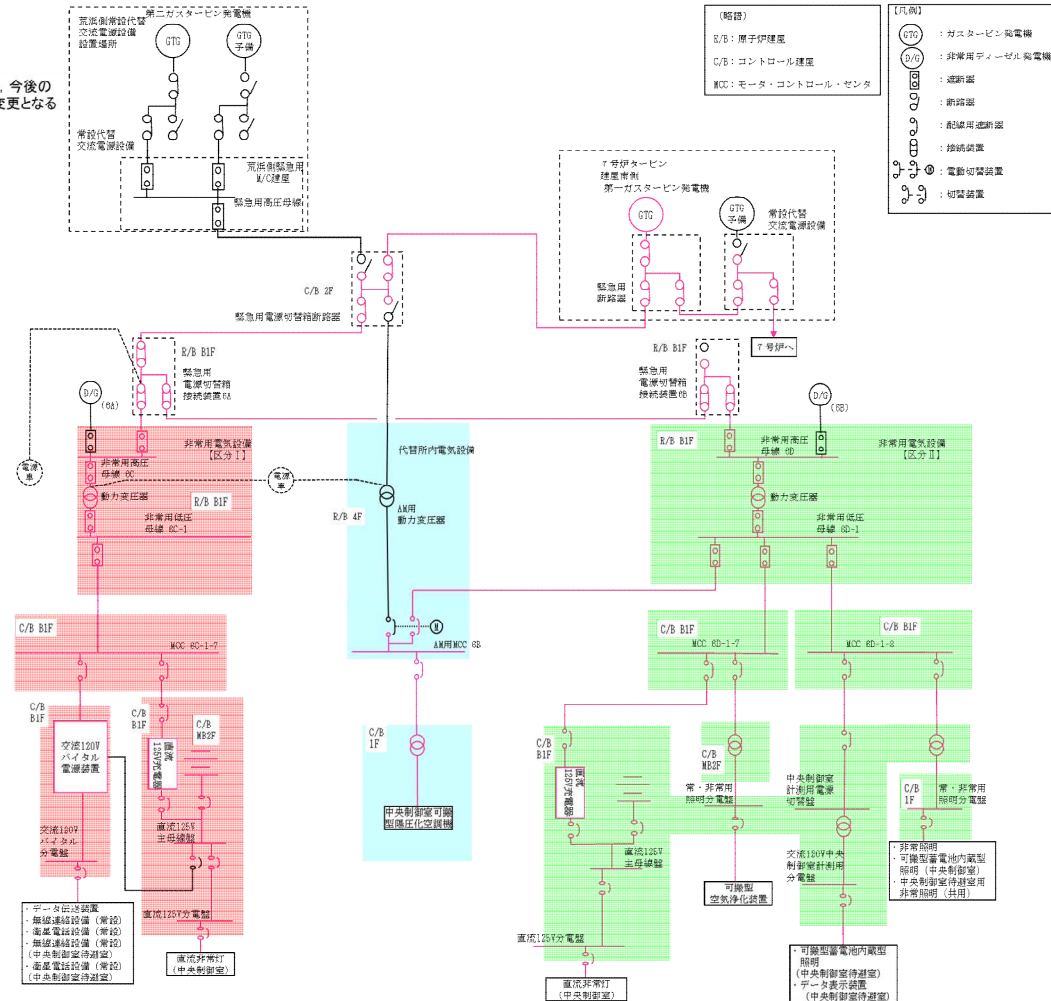


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

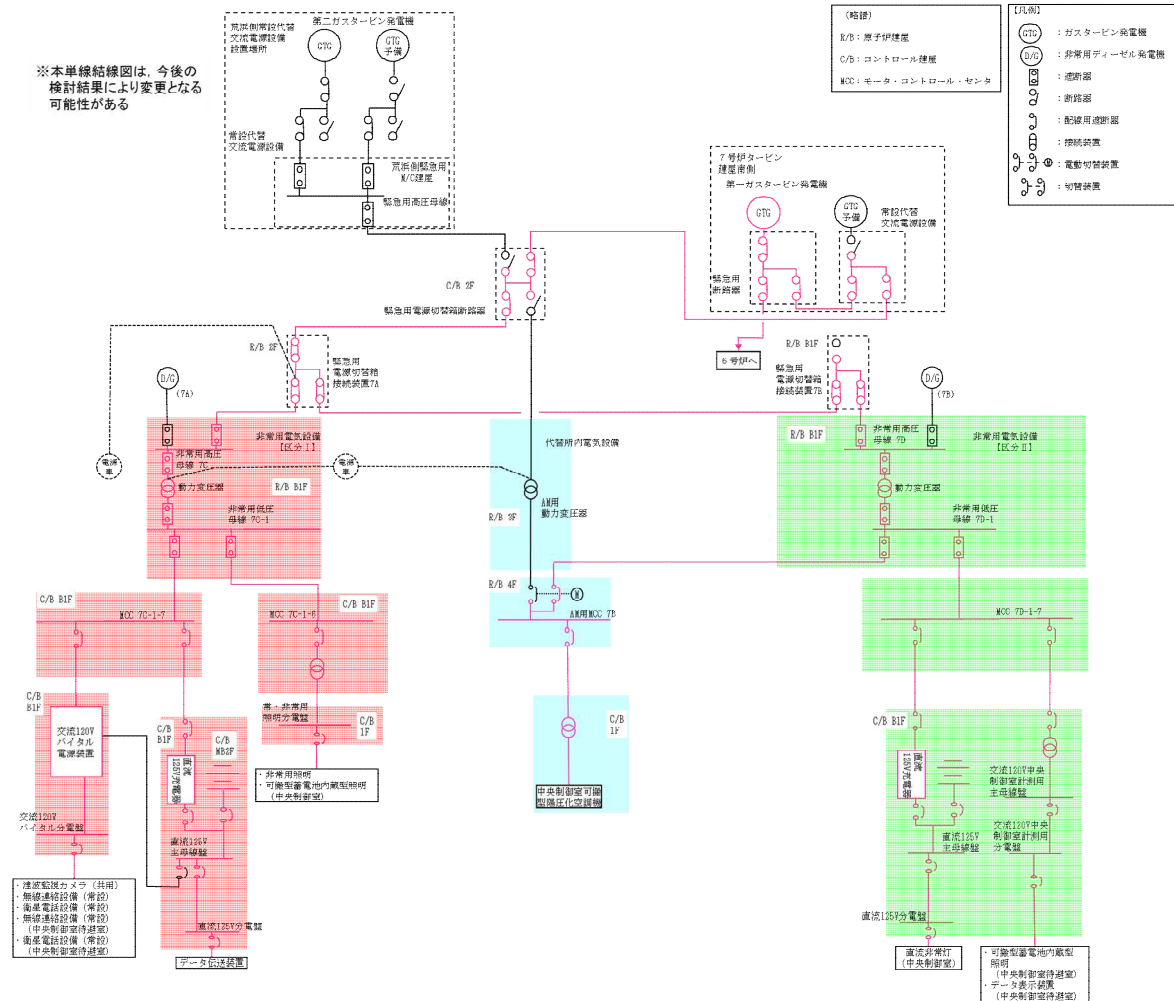


表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 2,950kW)の最大所要負荷

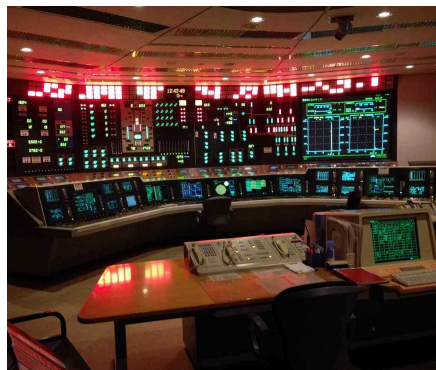
(※第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機とも)

負荷		6号炉	7号炉
(1)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
(2)	非常用照明	約 24kW	約 27kW
(3)	直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
(4)	直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
(5)	AM用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
(6)	直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
(7)	交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 29kW	約 23kW
(8)	復水移送ポンプ (2台)	110kW	110kW
(9)	残留熱除去系ポンプ※	540kW	540kW
(10)	その他機器	約 164kW	約 191kW
小計		約 1,159kW	約 1,183kW
計		約 2,342kW	

※「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において不要であるが、保守的に容量としては見込む。なお、電源車からの給電時は不要である。



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

図 2.5-5 非常灯照明下で中央制御室の状況

 : SA 範囲

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は、6号炉及び7号炉にて3台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表 2.5-2 に中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

表 2.5-2 中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備 1 台)	・ 定格電圧：交流100V ・ 点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (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台+中央制御室裏盤エリア10台+中央制御室待避室2台+予備3台)	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。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (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 ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号炉及び7号炉の運転員全員に配備)	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。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、図 2.5-5 に示すとおり大型表示盤から約 5m の主盤位置と約 8m の机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約 20 ルクス程度の照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)

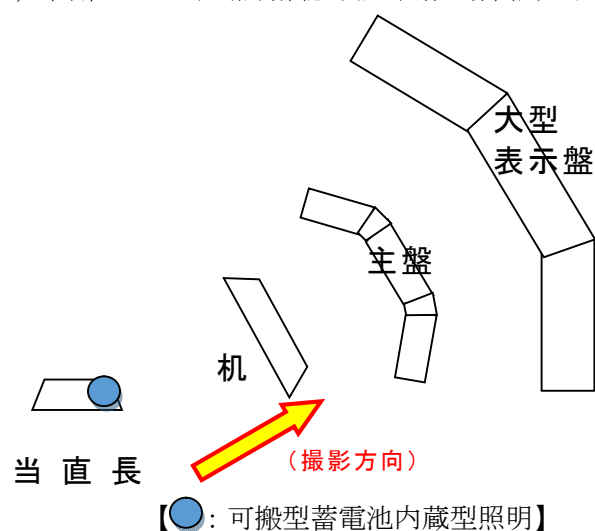


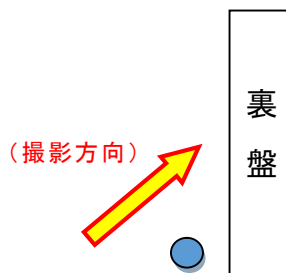
図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図 2.5-6 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で、制御盤表面で約 10 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)



【●：可搬型蓄電池内蔵型照明】



(上記撮影を逆方向から撮影，右端が照明設備)

図 2.5-7 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

### 3. 添付資料

#### 3.1 中央制御室待避室の運用について

原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたっての、中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。図 3.1-1 に原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要を示す。

##### (1) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

運転員等は重大事故等時において、原子炉格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、以下設備、資機材の運用準備を行う。

表3.1-1 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	(・可搬型陽圧化空調機を用いることにより、中央制御室バウンダリ全体が陽圧化されていること) ・中央制御室待避室の遮蔽設備の設置 ・中央制御室待避室の空調隔離ダンパの閉止 ・中央制御室待避室の酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタの配置、電源入 ・空気ポンベ陽圧化設備による中央制御室待避室の加圧
監視設備	・6号炉、7号炉のデータ表示装置(待避室)電源入
通信連絡設備	・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための、6号炉、7号炉各々の無線連絡設備(常設)(待避室)、衛星電話設備(常設)(待避室)の準備(通話確認)

##### (2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室内外差圧計器を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、中央制御室待避室内が陽圧化されていることを確認する。また酸素濃度・二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度(酸素濃度が18%以上であること、二酸化炭素濃度が0.5%以下であるこ

と)を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

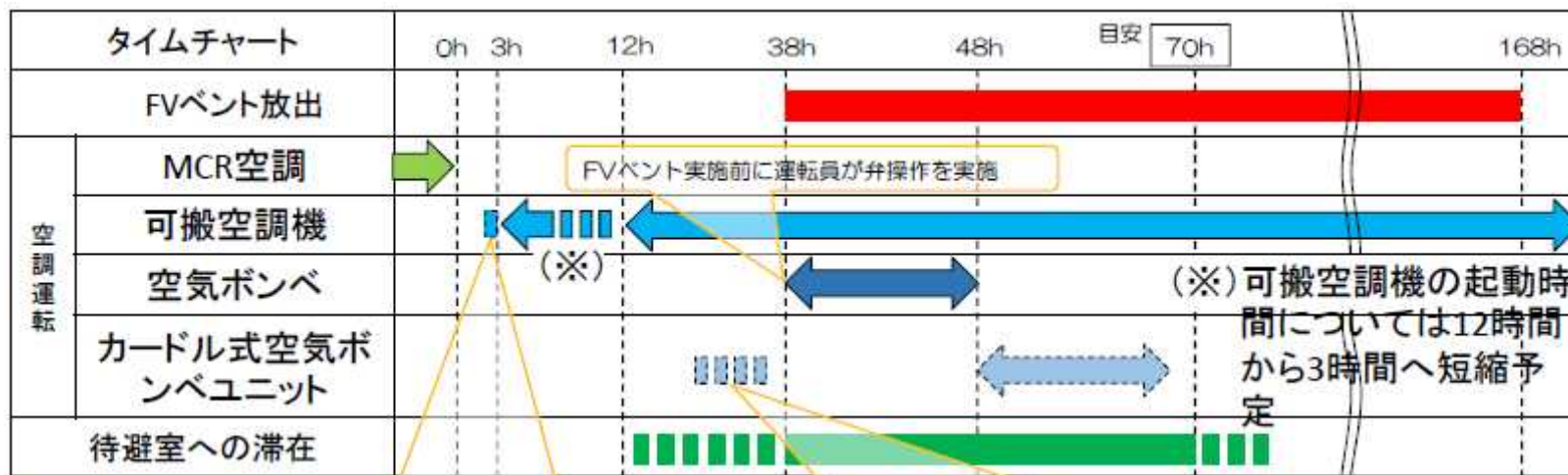
中央制御室待避室にとどまっている間にも、6号炉及び7号炉のデータ表示装置(待避室)を用いることで、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また中央制御室待避室に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、中央制御室待避室にとどまっている間に中央制御室制御盤エリアに出る際には、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、必要な放射線防護装備、個人線量管理措置を施した上で、中央制御室制御盤エリアに出ることになる。そのために必要な資機材等を中央制御室待避室に備える設計とする。

### (3) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後は、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

 : S A 範囲



初動対応完了後1h程度の間運転員が隔離ダンパ閉止・仮ダクト接続・フィルタ取付・操作SWによる起動操作を実施

参集要員2名以上で高台（予定）から空気ポンベカードル車をコントロール建屋周辺に移動させ接続作業を実施（以後は建屋内での弁操作のみで使用可能）

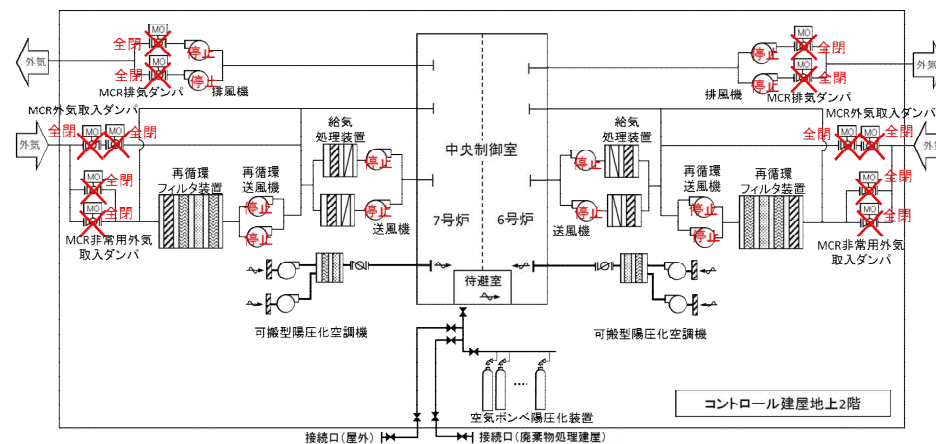


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要



### 3.2 配備する資機材の数量について

#### (1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 3.2-1 及び表 3.2-2 に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-1 防護具

品名	配備数（6/7号炉共用）※7			
	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	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク	810 個※3	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	40 足※5	10 足※12	約 300 足
タンゴステンベスト	14 着※6	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	—	5 台	約 20 台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（プルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用4台＋予備1台

： S A 範囲

・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動態勢時（1 日目），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 164 名＋自衛消防隊 10 名であり，機能班要員 84 名，現場要員 80 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 12 時間に 1 回交代するため，2 回の交代分を考慮する。また，現場要員 80 名は，1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2 日目以降），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 71 名であり，機能班要員 54 名，現場要員 17 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 7 日目以降に 1 回交代するため，1 回の交代分を考慮する。また，現場要員は 1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 71 \text{ 名} + 10 \text{ 名} + 17 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,521 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18 名は，運転員（中操）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。このうち，運転員（中操）は，中央制御室内を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がない。ただし，運転員は 2 交代を考慮し，交代時の 1 回着用を想定する。また，運転員（現場）は，1 回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

上記想定により，重大事故等発生時に，交代等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても，初動対応として十分な数量を確保している。

なお，いずれの場合も防護具類が不足する場合は，構内より適宜運搬することにより補充する。

表 3.2-2 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 <sup>※5</sup>
		中央制御室（6/7号炉共用）
個人線量計	電子式線量計	70 台 <sup>※1</sup>
	ガラスバッジ	70 台 <sup>※1</sup>
GM 汚染サーベイメータ		3 台 <sup>※2</sup>
電離箱サーベイメータ		2 台 <sup>※3</sup>
可搬型エリアモニタ		3 台 <sup>※4</sup>

※1：20 名（6/7号炉運転員 18 名＋余裕）＋

46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※2：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3：中央制御室のモニタリングに使用

※4：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）

※5：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

： S A 範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を表 3.2-3 に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-3 飲食料等

品名	配備数 <sup>※4</sup>
	中央制御室(6/7号炉共用)
飲食料等	
・食料	420食 <sup>※1</sup>
・飲料水(1.5リットル)	280本 <sup>※2</sup>
簡易トイレ	1式
よう素剤	320錠 <sup>※3</sup>

※1：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×7日×3食

※2：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×7日×2本

※3：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×

(初日2錠+二日目以降1錠/1日=8)×2交代

※4：予備を含む(今後、訓練等で見直しを行う。)

### 3.3 チェンジングエリアについて

#### (1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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の解釈」第59条第1項（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（原子炉制御室）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお、チェンジングエリアは6号及び7号炉共用とする。

#### (2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は表3.3-1のとおり。

表 3.3-1 チェンジングエリアの概要

項目	理由
設営場所 コントロール建屋 地下1階～2階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式 { エアーテント コントロール 建屋内 }	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手順 着手 の 判断 基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。
実施者 保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている保安班員が設営を行う。



(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

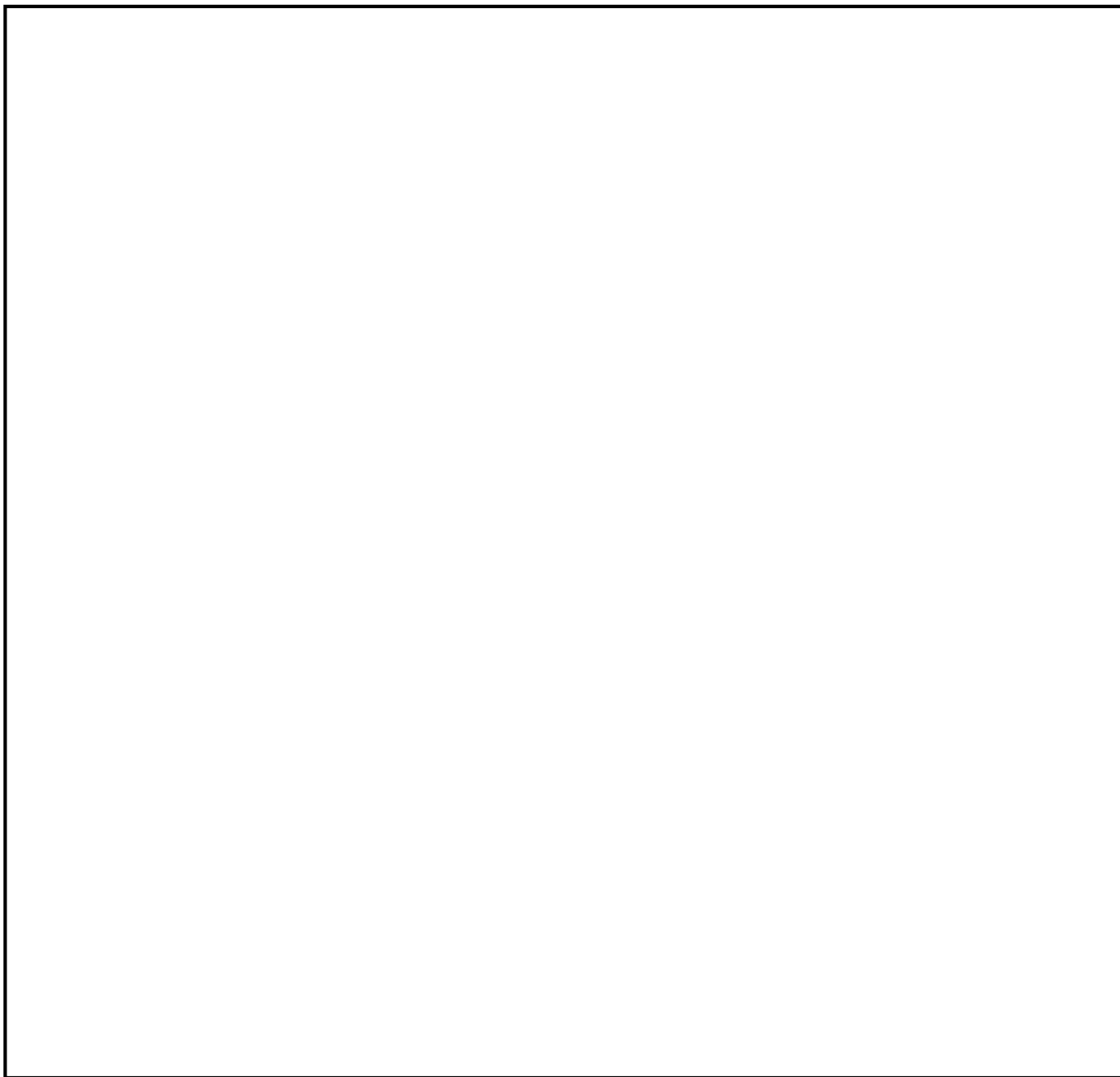



図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所  
及びアクセスルート

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。

 : S A 範囲

(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 3.3-2 の設営フローに従い，図 3.3-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，保安班員 2 名で，約 60 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員（夜間・休祭日）の保安班 2 名，または参集要員（10 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，保安班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

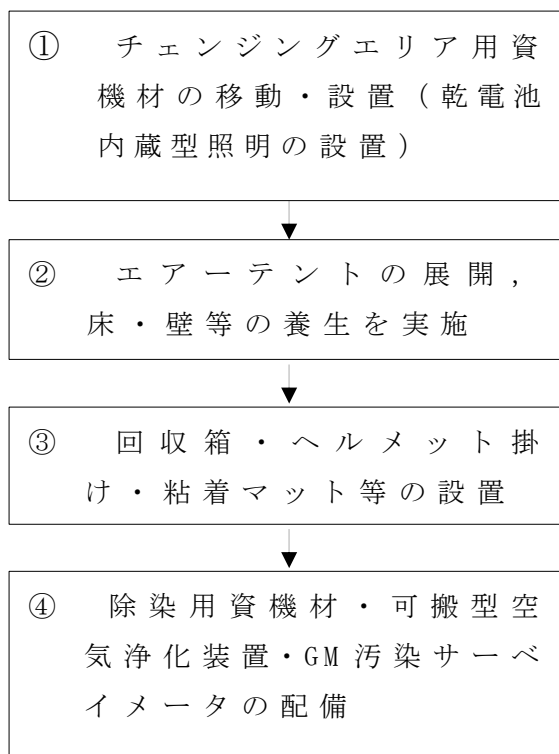


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

： S A 範囲

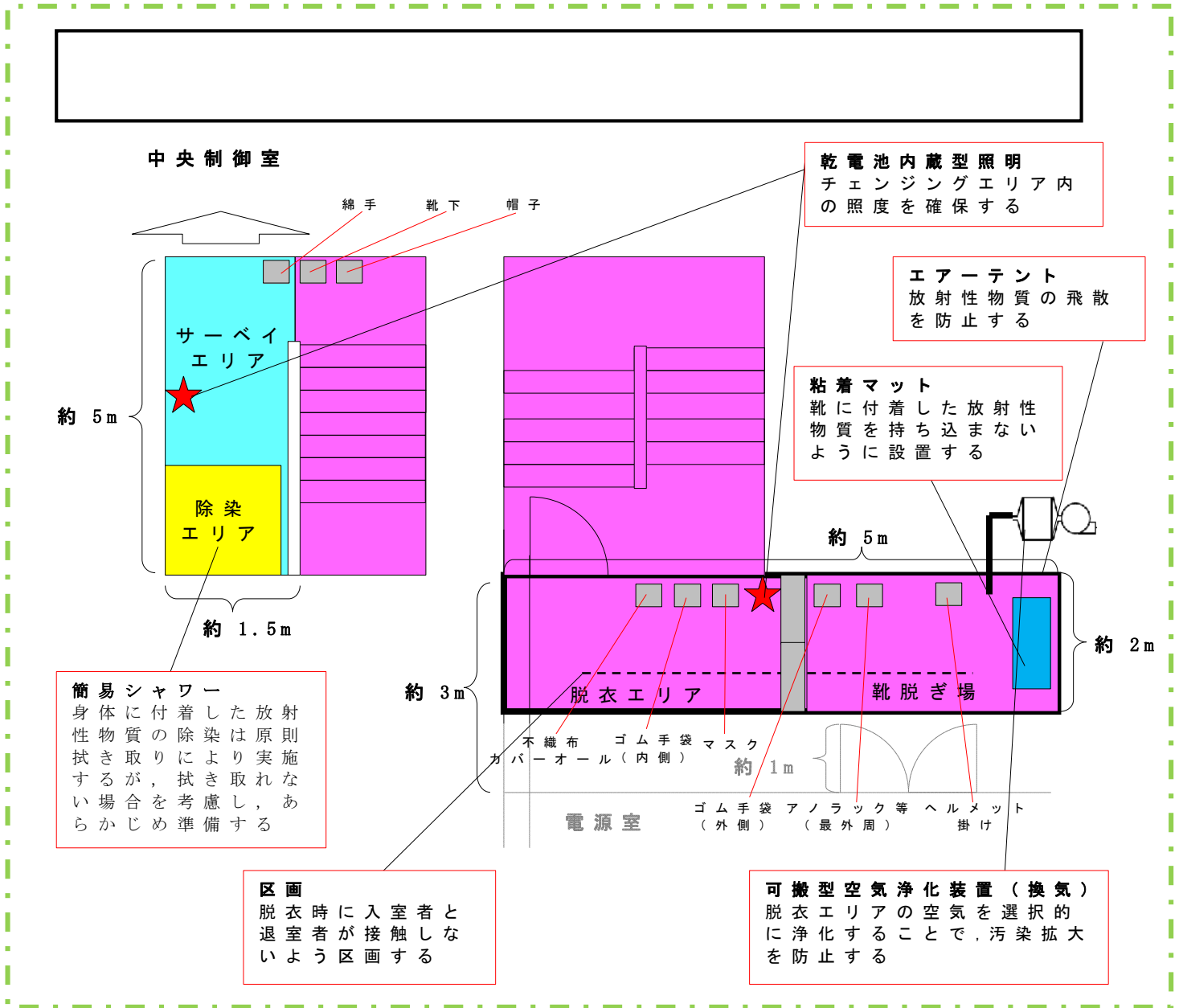


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

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。

： S A 範囲

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 3.3-2 のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
エアータント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻	
フェンス	4枚	
バリア	2個	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	20枚	
テープ	2巻	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	2巻	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1式	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	1台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	2台(予備1台)	

 : S A 範囲



## (5) チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

### a. 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 3.3-3 のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

#### ① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

#### ② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

#### ③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

 : S A 範囲

#### b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下，綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

#### c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後，サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

#### d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。）

 : S A 範囲

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェン징エリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。
- ・保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 3.3-4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

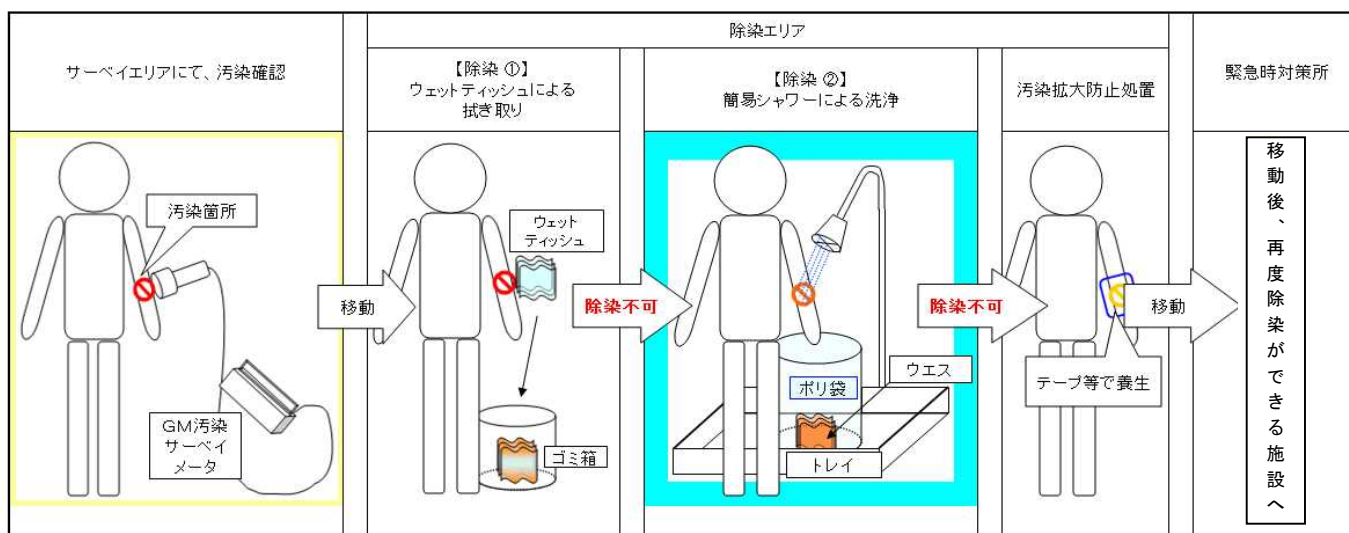


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： S A 範囲

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

 : S A 範囲

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしばむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図3.3-5に示す。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

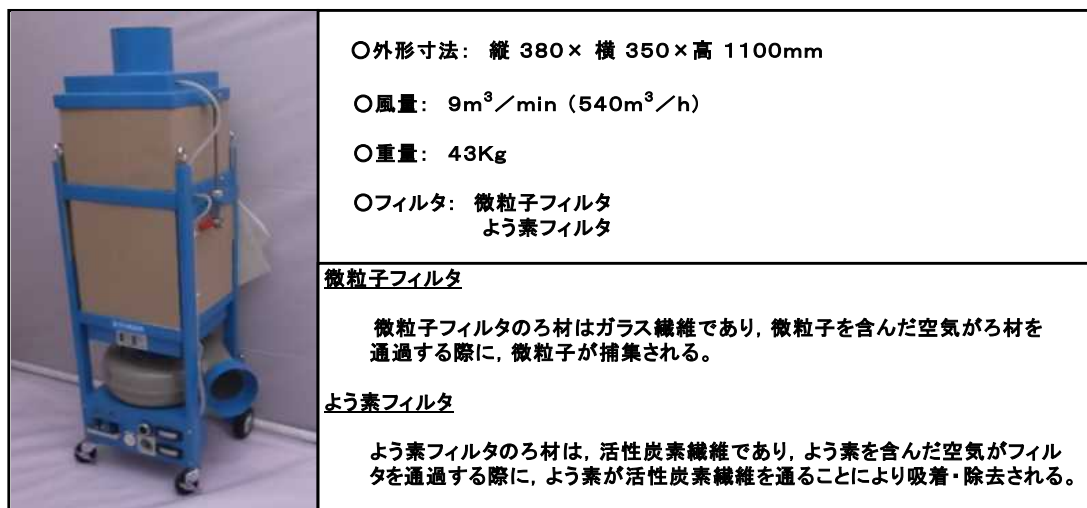


図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等



b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 3.3-6 のとおりであり、仕様は表 3.3-3 のとおり。チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

また、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

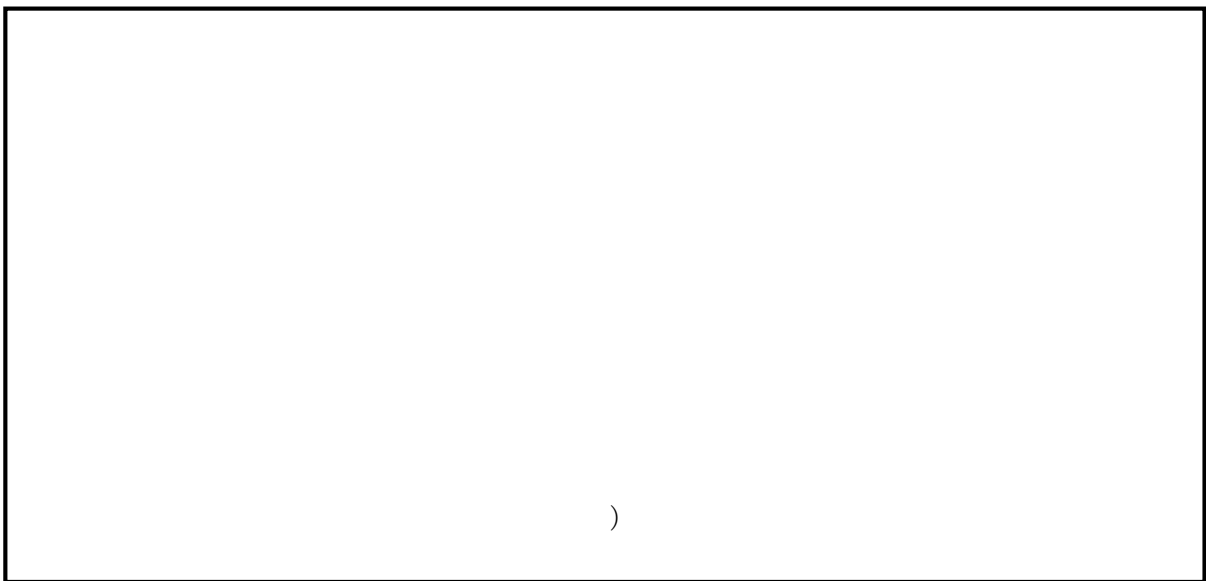


図 3.3-6 エアーテントの外観

表 3.3-3 エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 50kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×50cm 程度
送風時間（高圧ポンプ※）	約 3 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

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。

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し、図 3.3-7 のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 3.3-7 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。

 : S A 範囲



### 中央制御室

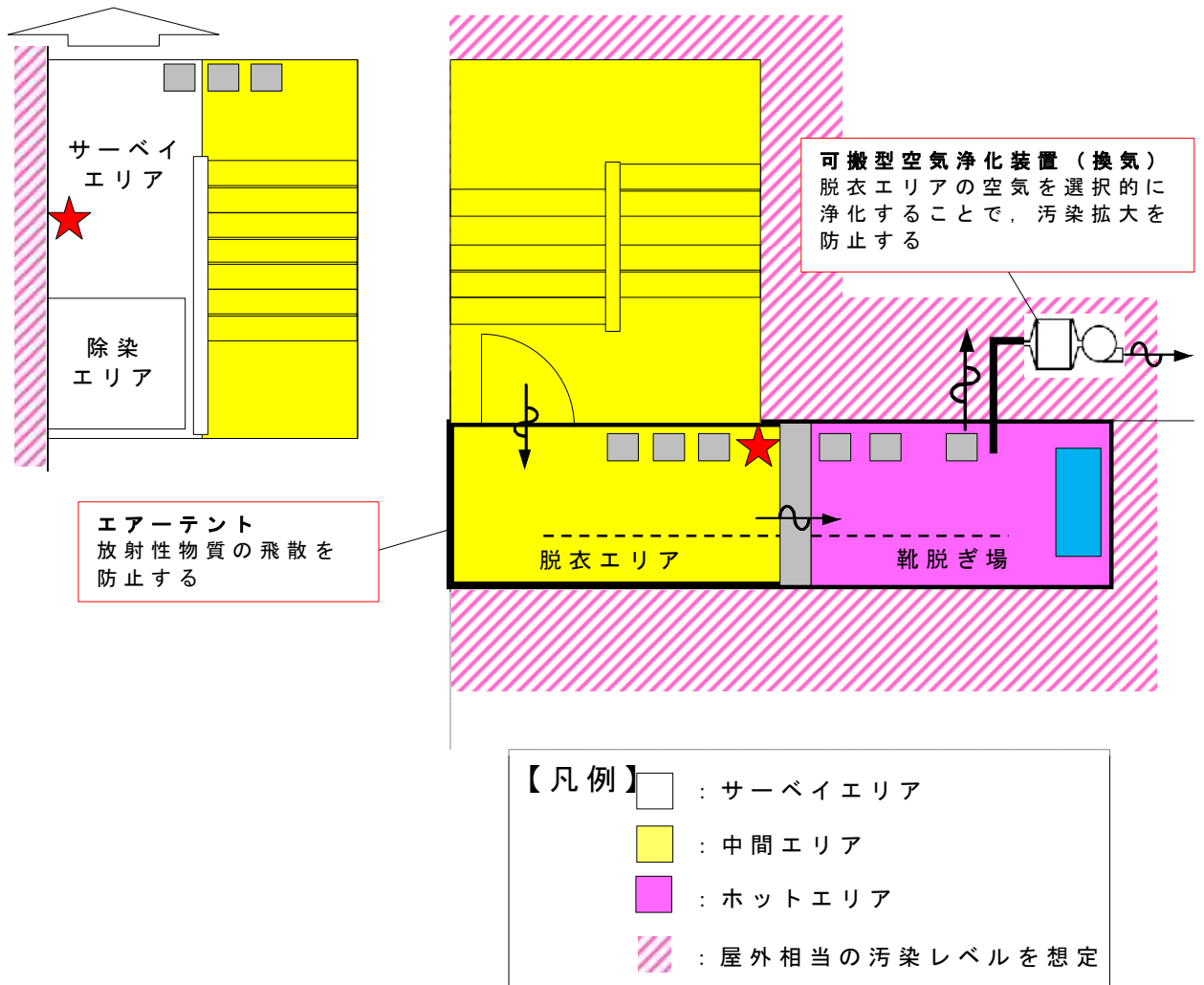


図 3.3-7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

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。

▭ : S A 範囲



d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を養生シート等で区画することで、脱衣時の接触を防止する。さらに、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-4 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.3-4 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.3-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm <sup>2</sup> )	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm <sup>2</sup> の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm <sup>2</sup> )	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> )	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠


(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

(9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台(予備1台含む)を使用する。乾電池内蔵型照明の仕様を表3.3-5に示す。

表 3.3-5 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	2台(予備1台)	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。)

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で4組を想定し、同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に8名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約21分であり、全ての要員が汚染している場合でも約36分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

 : S A 範囲

(11) 保安班の緊急時対応のケーススタディー

保安班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転(35分)、可搬型モニタリングポストの設置(最大390分)、可搬型気象観測装置の設置(90分)を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートを示す。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合(ケース①)には、すべての対応を並行して実施することになる。また、夜間・休祭日に事故が発生した場合で、10条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合(ケース②)は、原子力防災組織の要員の保安班2名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①(平日昼間の場合)

対応項目	要員	参集前	参集後	時間																
				0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12				
状況把握(モニタリングポストなど)	保安班(現場)	2	15	事故発生 10条 ▼																
可搬型陽圧化空調機運転	保安班(現場)	2																		
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																		
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																		
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																		
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																		

・ケース②(夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合)

対応項目	要員	参集前	参集後	時間																
				0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12				
状況把握(モニタリングポストなど)	保安班(現場)	2	15	事故発生 10条 ▼																
可搬型陽圧化空調機運転	保安班(現場)	2																		
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																		
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																		
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																		
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																		

※可搬型モニタリングポストの設置の前に、保安班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先する。

 : S A 範囲

### 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震、津波、自然災害（竜巻等）、及び火災、溢水について、中央制御室に影響を与える事象を抽出し、対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として、表 3.4-1 に示す起因事象（内部火災、内部溢水、地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが、いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

#### ○ 地震

6号炉及び7号炉中央制御室の大型表示盤付近で被災した場合、運転員は制御盤への誤接触、自身の転倒を防止するため、制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう、中央制御室は耐震Sクラスのコントロール建屋2階に設置するとともに、制御盤は必要な耐震性を有する設計としている。

#### ○ 津波

6号炉及び7号炉中央制御室を設置する敷地における基準津波の最高水位は T.M.S.L. 8,500 程度である。6号炉及び7号炉中央制御室を設置しているコントロール建屋は敷地高さ T.M.S.L. 12,000 に施設されており、また6号炉及び7号炉中央制御室はコントロール建屋2階フロア（T.M.S.L. 17,300）に設置している。このことより、6号炉及び7号炉中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計としている。

#### ○ 火災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設計とし、初期消火を行うことができるよう消火器を設置している。

また、中央制御室外で発生した火災に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

 : D B 範囲

○ 溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

万が一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また、中央制御室外で発生した溢水に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

 : D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、中央制御室の機能は維持される。 (詳細については、設置許可基準規則第8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)
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がないことを確認している。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、内部溢水による影響がないことを確認している。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がないことを確認している。 (詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	地震時の誤接触等による誤操作	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体确保安全に努める」ことを規定類に定めることとしている。
竜巻・台風	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され <sup>*</sup> 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており、機能が喪失することはない。また、蓄電池を内蔵した可搬型照明を備えており、機能が喪失することはない。 (詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照)
積雪(暴風雪)		※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保される。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。
落雷		風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性が確保されることを確認。
外部火災 (森林火災)		森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず、熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。 火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。
火山		低温：原子炉建屋換気空調設備により温度制御されているため、本体設備への影響はない。屋外タンクに貯蔵されている軽油については、凍結等が発生しないことを確認。

: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内に有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合、及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合等は、中央制御室の空調系を手動で再循環運転へ切り替えることで外気を遮断できることから、中央制御室への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気空調系の系統概略図を示す。
火山	降下火砕物による中央制御室内換気設備への影響	なお、外部火災時の有毒ガスについては、6/7号炉中央制御室外気取入口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限度値））以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する適合状況説明資料を参照）
低温	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	中央制御室の換気空調設備により温度制御されているため、中央制御室への影響はない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（低温）」に関する適合状況説明資料を参照）

 : D B 範囲

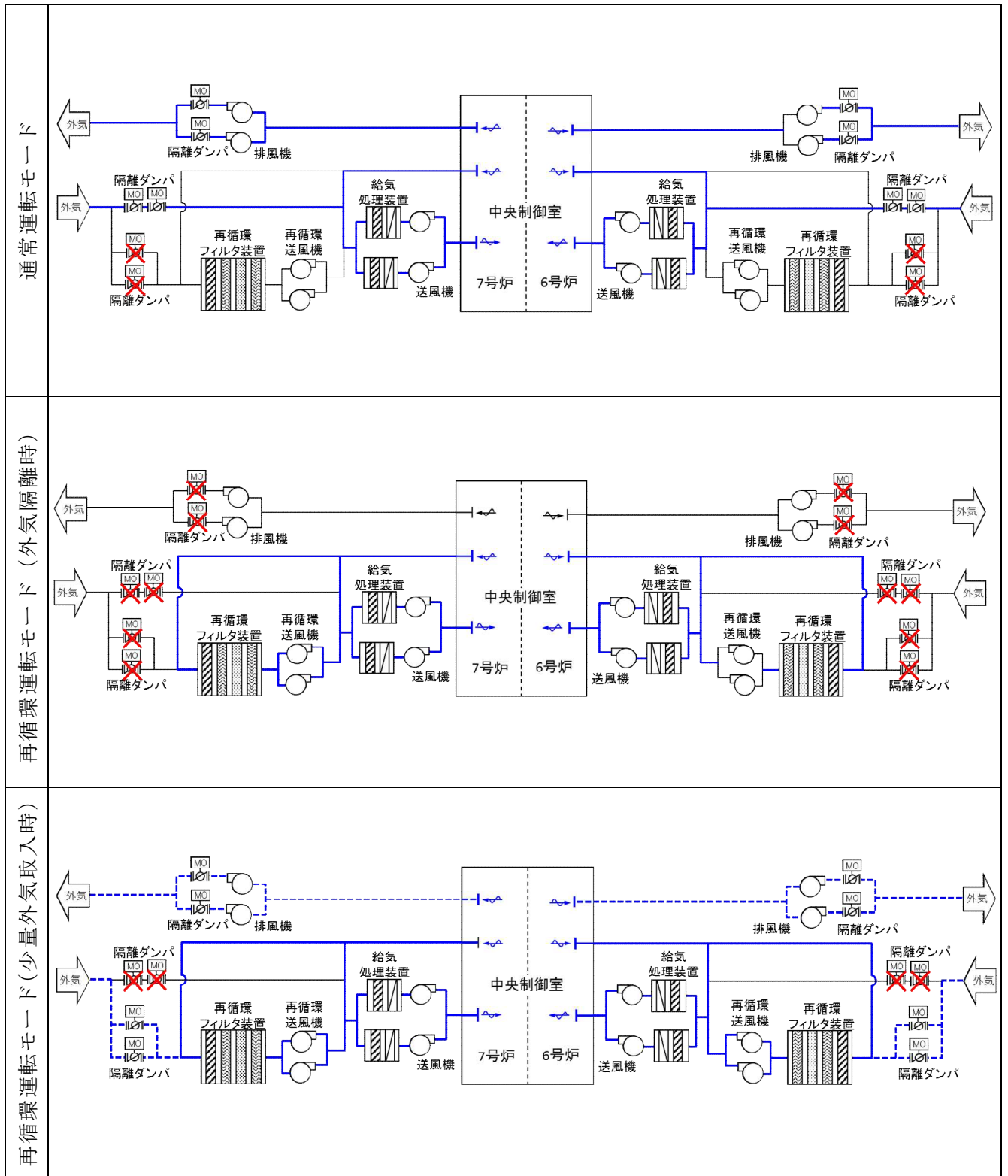


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図



## 【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

(設計基準事故時)

### 1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 中央制御室換気空調設備は, 隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し再循環運転とすることができる。

設計基準事故が発生時において, 隔離ダンパを閉操作し, 外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

### 2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

#### (1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき, 酸素濃度について評価した。

##### a. 評価条件

- ・滞在人員 18 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m<sup>3</sup>
- ・空気流入率: 0.1 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  
A 系: 0.30±0.006 回/h, B 系: 0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)
- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し,  
24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 l/min とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

##### b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 の通りであり, 720 時間外気隔離した場合においても, 中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.91%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 18 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 20,800m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率：0.1 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 A 系：0.30±0.006 回/h, B 系：0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)

- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m<sup>3</sup>/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表 2 の通りであり、720 時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.076%	0.078%	0.079%	0.079%	0.079%

## 【補足 2】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

(重大事故時)

### 1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 重大事故発生時において中央制御室換気空調設備は全停止及び隔離ダンパを閉操作し, 中央制御室陽圧化空調機により外気を浄化した空気により中央制御室バウンダリを陽圧化する設計としている。

重大事故が発生時において, 空調全停し中央制御室バウンダリを陽圧化した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

### 2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

#### (1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき, 酸素濃度について評価した。

##### a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m<sup>3</sup>
- ・換気量: 4,500m<sup>3</sup>/h  
(中央制御室可搬型陽圧化空調機の設計風量 4,500~6,000m<sup>3</sup>/h より保守的に 4,500m<sup>3</sup>/h と設定)
- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 l/min とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

##### b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 の通りであり, 168 時間外気隔離した場合

においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表1 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
酸素濃度	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m<sup>3</sup>
- ・換気量：4,500m<sup>3</sup>/h  
(中央制御室可搬型陽圧化空調機的设计風量 4,500~6,000m<sup>3</sup>/h より保守的に 4,500m<sup>3</sup>/h と設定)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m<sup>3</sup>/h とする。
- ・許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表2の通りであり、168時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.058%	0.060%	0.060%	0.060%	0.060%

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ  
 表 3.5-1 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ 6号炉（1／7）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M 平均値
	A P R M ( A )
	A P R M ( B )
	A P R M ( C )
	A P R M ( D )
	S R N M ( A ) 対数計数率出力
	S R N M ( B ) 対数計数率出力
	S R N M ( C ) 対数計数率出力
	S R N M ( D ) 対数計数率出力
	S R N M ( E ) 対数計数率出力
	S R N M ( F ) 対数計数率出力
	S R N M ( G ) 対数計数率出力
	S R N M ( H ) 対数計数率出力
	S R N M ( J ) 対数計数率出力
	S R N M ( L ) 対数計数率出力
	S R N M ( A ) 計数率高高
	S R N M ( B ) 計数率高高
	S R N M ( C ) 計数率高高
	S R N M ( D ) 計数率高高
	S R N M ( E ) 計数率高高
	S R N M ( F ) 計数率高高
	S R N M ( G ) 計数率高高
	S R N M ( H ) 計数率高高
	S R N M ( J ) 計数率高高
S R N M ( L ) 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 (広帯域) ( B V )
	原子炉圧力 ( A )
	原子炉圧力 ( B )
	原子炉圧力 ( C )
	原子炉圧力 ( S A )
	原子炉水位 (広帯域) P B V
	原子炉水位 (広帯域) ( A )
	原子炉水位 (広帯域) ( C )
	原子炉水位 (広帯域) ( F )
	原子炉水位 (燃料域) P B V
	原子炉水位 (燃料域) ( A )
	原子炉水位 (燃料域) ( B )
	原子炉水位 ( S A ) (ワイド)
	原子炉水位 ( S A ) (ナロー)
	炉水温度 P B V
	逃し安全弁 開

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F ( B ) 系統流量
	H P C F ( C ) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R ( A ) 系統流量
	R H R ( B ) 系統流量
	R H R ( C ) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 ( A ) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( B ) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( C ) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( A ) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( B ) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( C ) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( A ) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 ( B ) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 ( C ) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 ( A ) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 ( B ) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 ( C ) 系統流量
	6 . 9 k V 6 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 C 母線電圧
	6 . 9 k V 6 D 母線電圧
	6 . 9 k V 6 E 母線電圧
	D / G 6 A 遮断器 投入
	D / G 6 B 遮断器 投入
	D / G 6 C 遮断器 投入
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) (R P V 注水流量)	
復水貯蔵槽水位 ( S A )	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	C A M S ( A ) D / W 放射能
	C A M S ( B ) D / W 放射能
	C A M S ( A ) S / C 放射能
	C A M S ( B ) S / C 放射能
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)
	格納容器内圧力 (D / W)
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)
	格納容器内圧力 (S / C)
	R P V ベロシール部周辺温度 (最大)
	サブプレシヨンプール水位 B V
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水位
	サブプレシヨンのチェンバ気体温度
	S / P 水温度 (最大)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (下部)
	C A M S ( A ) 水素濃度
	C A M S ( B ) 水素濃度
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	C A M S ( A ) 酸素濃度
	C A M S ( B ) 酸素濃度
	C A M S ( A ) サンプル切替 (D / W)
	C A M S ( B ) サンプル切替 (D / W)
	R H R ( A ) 系統流量
	R H R ( B ) 系統流量
	R H R ( C ) 系統流量
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 B 全閉以外
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 C 全閉以外
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
	ドライウエル雰囲気温度 (上部ドライウエルフランジ部雰囲気温度)
	ドライウエル雰囲気温度 (下部ドライウエルリターンライン上部雰囲気温度)
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)
放射能隔離の状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	MSIV (内側) 閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外
	MSIV (外側) 閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外
主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動 (1系)
	SGTS (B) 作動 (1系)
	SGTS 排ガス放射能 (IC) (最大)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (A)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (B)

 : SA範囲



目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 作動
	H P C F ポンプ ( B ) 起動
	H P C F ポンプ ( C ) 起動
	R H R ポンプ ( A ) 起動
	R H R ポンプ ( B ) 起動
	R H R ポンプ ( C ) 起動
	R H R 注入弁 ( A ) 全閉以外
	R H R 注入弁 ( B ) 全閉以外
	R H R 注入弁 ( C ) 全閉以外
	全制御棒全挿入
	総給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ( S A ) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M (平均値)
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 計数率
	S R N M (B) 計数率
	S R N M (C) 計数率
	S R N M (D) 計数率
	S R N M (E) 計数率
	S R N M (F) 計数率
	S R N M (G) 計数率
	S R N M (H) 計数率
	S R N M (J) 計数率
	S R N M (L) 計数率
	S R N M A 計数率高高
	S R N M B 計数率高高
	S R N M C 計数率高高
	S R N M D 計数率高高
	S R N M E 計数率高高
	S R N M F 計数率高高
	S R N M G 計数率高高
	S R N M H 計数率高高
S R N M J 計数率高高	
S R N M L 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 A
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (W) A
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (F)
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	C U W再生熱交換器入口温度
	S R V開 (C R T)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F ( B ) 系統流量
	H P C F ( C ) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R ( A ) 系統流量
	R H R ( B ) 系統流量
	R H R ( C ) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 ( A ) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( B ) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( C ) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( A ) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( B ) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( C ) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 ( A ) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 ( B ) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 ( C ) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 ( A ) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 ( B ) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 ( C ) 系統流量
	6 . 9 k V 7 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 C 母線電圧
	6 . 9 k V 7 D 母線電圧
	6 . 9 k V 7 E 母線電圧
	M / C 7 C D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 D D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 E D / G 受電遮断器閉
原子炉压力容器温度 ( R P V 下鏡上部温度 )	
復水補給水系流量 ( 原子炉压力容器 ) ( R H R ( A ) 注入配管流量 )	
復水貯蔵槽水位 ( S A )	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S / C
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S / C
	ドライウエル圧力 (W)
	格納容器内圧力 (D / W)
	S / C 圧力 (最大値)
	格納容器内圧力 (S / C)
	D / W 温度 (最大値)
	S / P 水温度最大値
	S / P 水位 (W) (最大値)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	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 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	格納容器内水素濃度 (A)
	格納容器内水素濃度 (B)
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	格納容器内酸素濃度 (A)
	格納容器内酸素濃度 (B)
	C A M S (A) D / W 測定中
	C A M S (B) D / W 測定中
	C A M S (A) S / C 測定中
	C A M S (B) S / C 測定中
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	P C V スプレイ弁 (B) 全閉
	P C V スプレイ弁 (C) 全閉
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
ドライウエル雰囲気温度 (上部 D / W 内雰囲気温度)	
ドライウエル雰囲気温度 (下部 D / W 内雰囲気温度)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (RHR (B) 注入配管流量)
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))
放射能隔離の状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (下部D/W注水流量)
	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値
	排気筒放射線モニタ (SCIN) A
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉
主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉	
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動
	SGTS (B) 作動
	SGTS放射線モニタ (IC) 最大値
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) A
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) B

 : SA範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (E C C S) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 起動状態 (C R T)
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉
	R H R 注入弁 (B) 全閉
	R H R 注入弁 (C) 全閉
	全制御棒全挿入
	全給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)



目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度（格納容器圧力逃がし装置水素濃度）
	フィルタ装置水素濃度（フィルタベント装置出口水素濃度）
	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）
	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位（A）
	フィルタ装置水位（B）
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ（A）
	耐圧強化ベント系放射線モニタ（B）
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度（R / B オペフロ水素濃度 A）
	原子炉建屋水素濃度（R / B オペフロ水素濃度 B）
	原子炉建屋水素濃度（上部ドライウエル所員用エアロック）
	原子炉建屋水素濃度（上部ドライウエル機器搬入用ハッチ）
	原子炉建屋水素濃度（サブプレッション・チェンバ出入口）
	原子炉建屋水素濃度（下部ドライウエル所員用エアロック）
	原子炉建屋水素濃度（下部ドライウエル機器搬入用ハッチ）
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（北側 P A R 吸気温度）
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（北側 P A R 排気温度）
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（南側 P A R 吸気温度）
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（南側 P A R 排気温度）

### 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員が留まる居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等に対応する要員が留まることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「20名」としている。その内訳を表-1に示す。

表-1 中央制御室待避室 収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	2名
運転員	12名
火災対応要員	3名
予備	2名
合計	20名

また、複数号炉の同一中央制御室であるため、重大事故等の事故シーケンスが組み合わさった場合においても十分対応可能である必要がある。そのため、事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、6号炉において「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合) (以下、「大LOCA」とする)の発生を想定し、7号炉側を事故シーケンス組合せとして、有効性評価における他の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは3シナリオあるが、対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」で代表し、「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては現象評価であるため対象外とし、「停止中の反応度誤投入」シナリオについても、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

表-2に事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を整理し、図-1～14まで組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表-2 事故シーケンス組合せによる運転員の対応要員数

6号炉事故シーケンス	7号炉事故シーケンス	対応要員数
大LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	13名
	高圧注水・減圧機能喪失	13名
	全交流動力電源喪失	15名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	15名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	13名
	原子炉停止機能喪失	11名
	LOCA時注水機能喪失	13名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	11名
	大LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	15名
	想定事故1	11名
	想定事故2	11名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	12名
	停止中全交流動力電源喪失	12名
	停止中原子炉冷却材の流出	12名

事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、必要な対応要員数は最大で「15名」であり、火災対応要員3名を含めても「18名」である。中央制御室待避室は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計としており、待避室に収容する人数により十分対応可能である。

なお、いずれの事故シーケンスの組み合わせにおいても、格納容器ベント操作後のプルーム通過中への対応のため中央制御室待避室に待避している間は、当直長、副長、運転員はプラントの運転操作を行わずに、監視を継続することができるよう、図-1～14に示す通り、待避所に待避する前に必要に応じて原子炉注水や格納容器スプレイの調整を行う。また「1.2 設計における想定シナリオ」にて記した重大事故時の想定シナリオのうち、拡張ケースとして想定した「両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う」場合も同様に、当直長、副長、運転員は待避室に待避し、プラントの運転操作を行わずに、監視を継続する。(図-1～14の上半部参照)

それでもなお、中央制御室にて操作を行わなければならない場合は、図-15、16に示す通り、5分間の作業で格納容器ベント直後に最大約36mSv、格納容器ベント後10時間で約3mSvの被ばくが想定されることから、可能な限り短時間で操作し、かつ同一要員が複数回操作

することのないように対応する。

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)											備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現備)		緊急時対策要員 (現備)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約38分 炉心圧水確認	約38分 格納容器圧力 限界圧力到達											
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施												
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	継続実施											格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	継続実施											格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は放射線量が低いよう に補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。												
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	25分											格納容器ベント操作準備後待避所へ待避する	
	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施											中操からの連絡を受けて復水操作を実施する	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	継続実施											格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は燃料が低いよう に補給する	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人													

7号炉 TQUV							経過時間 (時間)											備考			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容														
	運転員 (中操)		運転員 (現備)		緊急時対策要員 (現備)																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	-	(1人) a	-	-	-	-	約20分 低圧代替注水系 原子炉注水開始 約10分 格納容器圧力 180kPa(gage)到達 約17分 格納容器圧力 310kPa(gage)到達	「レベル3」到達後格納容器スプレイ切替「レベル3」到達後原子炉注水切替 「レベル3」維持 「レベル3」維持											6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。 7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。		
代替格納容器スプレイ操作	-	(1人) a	-	-	-	-	格納容器圧力180kPa(gage)到達後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施														
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	適宜実施											6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。 しかし、約2.7時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。 その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。 また、消防車への給油も不要となる。			
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施														
格納容器ベント準備操作	-	(1人) a	-	-	-	-	10分														
格納容器ベント操作	-	-	-	-	(2人)	-	60分														
	(1人) a	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視														
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施														
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	-	2人 c,d	-															
6号および7号炉 緊急時対応運転員総数							当班長 (1名) + 当班副班長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = <b>13名</b>														

図-1 大LOCA+高圧・低圧注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)														備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		-		-		炉心水位は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A		-		-		適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-		-		(1人)		継続実施															格納容器ベント前に格納容器及び特設を 実施する 待機時は作業エリアの放射線量測定値 となる	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-		-		2人		継続実施															格納容器ベント前に格納容器及び特設を 実施する 一時待機時に防火水槽が枯渇しないよう に補給量を調整する 待機時は作業エリアの放射線量測定値 となる	
格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		ベント状態監視															適宜ベント状態監視	待機時へ待機し、ベント状態を監視す る。
	-		(2人) E,F		-		格納容器ベント操作															25分	格納容器ベント操作後待機所へ待機する
	-		-		(2人)		フィルタ装置水位調整															適宜実施	中操からの連絡を受けて調整操作を実施 する
燃料給油作業	-		-		2人		継続実施															適宜実施 (一時待機中)	格納容器ベント前に格納容器及び特設を 実施する 一時待機時に燃料が枯渇しないように補 給する
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人																		

7号炉 TQUX							経過時間 (時間)														備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧注水系 注水操作		(1人) a		-			原子炉水位をレベル3~レベル8で維持															RHR (A)	
残留熱除去系 サプレッションプール水冷却モード操作		(1人) a		-			サブプレッションプール水冷却モード運転を継続 *2系列停止時冷却モード運転後は適宜原子炉注水実施															RHR (B)	
残留熱除去系 停止時冷却モード準備	(1人) a			-			停止時冷却モード ラインアップ ・パラメータ監視															9分	RHR (C)
				2人 o,d			環境移動 ・停止時冷却モード 環境ラインアップ																
残留熱除去系 停止時冷却モード運転		(1人) a		-			残留熱除去系 停止時冷却モード起動 ・原子炉冷却材温度監視															停止時冷却モード運転を継続	RHR (C)
低圧注水系から停止時冷却モード切替	(1人) a			-			停止時冷却モード ラインアップ ・パラメータ監視															9分	RHR (A)
				(2人) o,d			環境移動 ・停止時冷却モード 環境ラインアップ																
残留熱除去系 停止時冷却モード運転		(1人) a		-			残留熱除去系 停止時冷却モード起動 ・原子炉冷却材温度監視															停止時冷却モード運転を継続	RHR (A)
必要人員数 合計		2人 a,b		2人 o,d		0人																	
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直員 (1名) + 当直副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = <b>13名</b>																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に移行しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-2 大LOCA + 高圧注水・減圧機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数					操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)												
	6号	7号	6号	7号	6号		7号										
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心閉水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施										
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施 格納容器スプレイに合わせた格納容器薬品注入を実施										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										一時停止
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時停止
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	-	・バント状態監視											
	-	-	(2) E, F	-	-	・格納容器バント操作											25分
	-	-	-	-	(2) A	・フィルタ装置水位調整											
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	・消防車への給油	継続実施										一時停止
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	-	14人											

7号炉 SBO						経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数					操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)												
	6号	7号	6号	7号	6号		7号										
原子炉注水操作	(1) A	-	-	-	-	・原子炉注水操作 ・原子炉注水確認	原子炉水位「レベル2-レベル8」で原子炉注水 原子炉隔離冷却系での注水は、復水移送ポンプによる注水準備完了を確認するまで実施										
格納容器バント準備操作	-	-	-	-	(6) A	・ガスタービン発電機起動 ・緊急時電源投入	20分										
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・ガスタービン発電機 運転状態監視	20分										
格納容器バント準備操作による発電	-	-	-	(4) A	-	・M/C 発電機	10分										
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	-	(2) A	-	・設備稼働 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分										
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3) A	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	330分+待機時間30分										
格納容器バント準備操作	-	-	-	-	(2) A	・バント準備	60分										
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・バント状態監視	60分										
格納容器バント準備操作	-	-	-	-	(2) A	・フィルタ装置水位調整	20分										
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・格納容器バント操作	60分										
残留熱除去系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	・残留熱除去系ポンプ起動	5分										
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・低圧代替注水系 設備稼働 ・低圧代替注水系 スプレイラインアップ	30分										
原子炉急減圧操作	(1) A	-	-	-	-	・原子炉急減圧操作	5分										
低圧注水モードによる原子炉注水	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水モードによる原子炉注水	原子炉水位「レベル3-レベル4」維持										
格納容器バント停止操作	-	-	-	(2) A	-	・格納容器バント停止操作	30分										
格納容器スプレイ冷却系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	・格納容器スプレイ冷却系 設備稼働	格納容器圧力は「13.7-18.0MPa(gage)」維持										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	・消防車による復水貯蔵槽への補給	適量実施										
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	(2) A	・淡水貯水池から防火水槽への補給	適量実施										
燃料給油作業	-	-	-	-	(2) A	・消防車への給油 ・電源車への給油	適量実施										
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	-	2人 (20分(作業員13人))											

6号炉格納容器バント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却を実施している。6号炉の格納容器バント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。

ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブレーションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブレーションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器バント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。復水貯蔵槽は、約18時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器バント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

ただし、代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器バント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器バント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

また、6号炉の格納容器バント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度格納容器バントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-3 大LOCA+全交流動力電源喪失



6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失(代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間(時間)															備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																		
	運転員(中操)		運転員(現操)		緊急時対策要員(現操)																				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
低圧代替注水系(常設)注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約24分 炉心保護開始	炉心水位は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作(格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	約70分 原子炉注水開始	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 初期の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	約2時間 炉心水位確認	継続実施															一時待避 格納容器ベント前(一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避開始は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給		継続実施															一時待避 格納容器ベント前(一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を確認する 待避開始は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視		適宜ベント状態監視															一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する
	-	(2人) E,F	-	-	-	-	・格納容器ベント操作		25分															一時待避	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整		適宜実施															一時待避	各層からの連絡を受けて設備維持を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油		継続実施															一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																			

7号炉 前壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)						経過時間(時間)															備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																		
	運転員(中操)		運転員(現操)		緊急時対策要員(現操)																				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
原子炉注水操作	(1人) a	-	-	-	-	-	・原子炉隔離熱除去系 原子炉注水確認 ・原子炉隔離熱除去系 手動停止	約2分 炉心保護開始	約5時間 原子炉水位(レベルB)	約180分 低圧代替注水系 注水準備完了、原子炉急速減圧開始 約229分 低圧代替注水系(常設) 原子炉注水開始 約20時間 サプレッションプール冷却開始 約25時間 格納容器スプレイ停止															
低圧代替注水系(常設)注水操作	(1人) a	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作		レベルBまで注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 原子炉水位は「レベル3～レベル8」維持																
代替格納容器スプレイ操作	(1人) a	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作		原子炉水位確保可能な条件下に格納容器スプレイ開始 適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	・ガスタービン発電機 運転状態監視		適時実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給		適時実施																
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給		適時実施																
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) o,d	-	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ		300分																
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(13人) (作業)	-	・現場移動 ・異機材配置及びホース布設、起動及び系排水等の		10時間																
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	-	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視		適時実施																
残熱除去系 起動操作	(1人) a	-	-	-	-	-	・サプレッションプール冷却モード 起動		5分																
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・消防車への給油 ・電源車への給油		適時実施																
必要人員数 合計	2人 a,b	-	4人 o,d,a,f	-	-	2人 (その他作業員13人)																			

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系によるサプレッションチェンバール冷却を実施している。

6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。なお、サプレッションチェンバール冷却時は流量調整等は不要である。

ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却(残留熱除去ポンプを使用し、サプレッションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサプレッションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する)を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。

復水貯蔵槽は、約37時間後に通常水位まで回復するため、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

ただし、代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。

約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。

線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止し、再度格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-4 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心取水後、適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視	25分															
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作																
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施															
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																	

7号炉 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)							経過時間 (時間)															備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	原子炉隔離後直ちに原子炉注水開始 原子炉注水確認																
高圧注水機能 起動確認	(1人) A	-	-	-	-	-	高圧炉心注水系 自動起動確認	原子炉水位「レベル3～レベル8」維持															
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	代替格納容器スプレイ操作	復水移送ポンプトリップ水位付近でスプレイ停止															
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	適宜実施															
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施															
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント準備	10分															
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整事項 (注水ライン水漏り)	60分															
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作 ベント状態監視	格納容器ベント操作 適宜ベント状態監視															
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	適宜実施															
必要人員数 合計	2人 A,B	-	2人 C,D	-	2人	-																	
6号および7号炉 事故時必要運転員総数	当班員 (1名) + 当班副班 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = <b>13名</b>																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。

6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、高圧注水系操作頻度を少なくすることができる。さらに、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系に移行していれば、更に操作頻度を少なくすることができる。

7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約37時間後には通常水位まで回復しており、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m<sup>3</sup>低下するが、通常水位付近(約1700m<sup>3</sup>)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。

また、消防車への給油も不要となる。

図-5 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心取水機は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施											
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給											格納容器ベント部に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給											格納容器ベント部に待避準備及び待避を実施する 一時待避時に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視											待避所へ待避し、ベント状態を監視する
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作											格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整											適宜実施 中操からの連絡を受けて現場操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油											格納容器ベント部に待避準備及び待避を実施する 一時待避時に燃料が乾涸しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人												

7号炉 原子炉停止機能喪失							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
格納容器ベント操作	(1人) b	-	-	-	-	-	3系統ともサブプレッションプール冷却モードへ切り替え											
原子炉水位調整操作	(1人) a	-	-	-	-	-	有効燃料棒頂部以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持											
原子炉水位調整操作	(1人) a	-	-	-	-	-	有効燃料棒頂部以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持											
必要人員数 合計	2人 a,b	-	0人	-	-	0人												
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対称 (6名) + 7号炉対称 (2名) = <b>11名</b>																	

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉はほう酸水注入系により未臨界状態を維持しており、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。  
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、約3時間後にはほう酸水注入が完了し原子炉が未臨界状態になるため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としていないため影響はない。

図-6 大LOCA+原子炉停止機能喪失

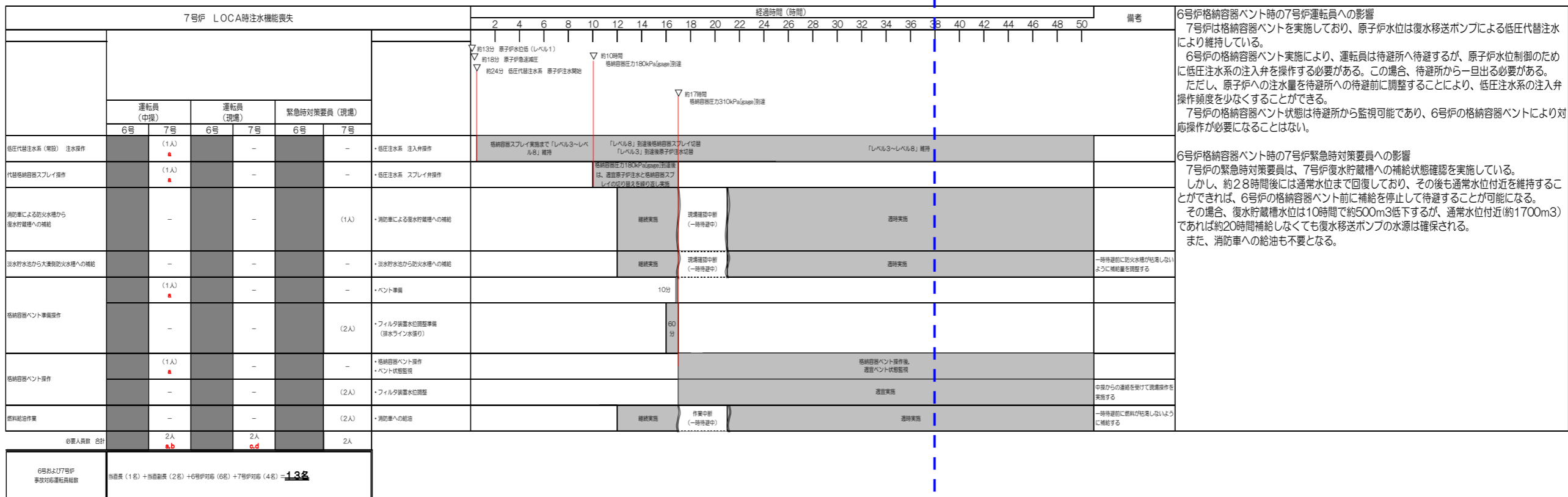
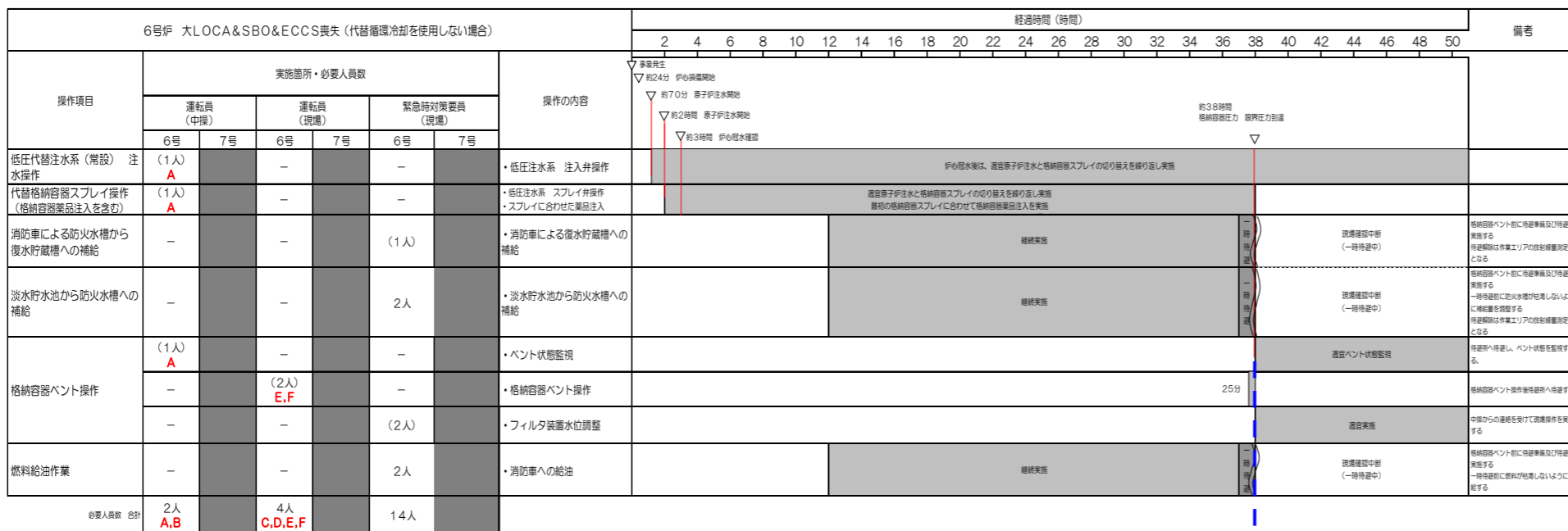


図-7 大LOCA + LOCA 時注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）						経過時間（時間）										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心格納水は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施										
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										現場確認中断（一時待避中） 格納容器ベント前に待避事項及び待避を実施する 一時待避前に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避時は作業エリアの放射線量測定値となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										現場確認中断（一時待避中） 格納容器ベント前に待避事項及び待避を実施する 一時待避前に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避時は作業エリアの放射線量測定値となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視	適宜ベント状態監視										待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作	25分										格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整	適宜実施										中操からの連絡を受けて調整操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油	継続実施										現場確認中断（一時待避中） 格納容器ベント前に待避事項及び待避を実施する 一時待避前に燃料が乾涸しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人												

7号炉 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）						経過時間（時間）										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心冷却系 電動弁操作	5分										
原子炉水位調整操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系	「レベル3～レベル8」維持										
	-	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心注水系（健全側）	「レベル3～レベル8」維持										
残留熱除去系 運転モード切替操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水モード →サブプレッションプール冷却モード	サブプレッションプール冷却モード										
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	0人	-	0人												
6号炉より7号炉事故対応運転員補給	当班員（1名）+当班副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（2名）= <b>11名</b>																	

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は漏えい箇所の隔離が完了し、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。  
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。  
ただし、事故後早期に漏えい箇所の隔離が完了しているため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-8 大LOCA+格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）							経過時間（時間）											備考												
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																						
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人) A						・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A						・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(1人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施											一時停止											
淡水貯水池から防火水槽への補給					2人		・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施											一時停止											
格納容器ベント操作	(1人) A						・ベント状態監視												25分											
			(2人) E,F				・格納容器ベント操作																							
					(2人)		・フィルタ装置水位調整																							
燃料給油作業					2人		・消防車への給油	継続実施											一時停止											
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人																									

7号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用する場合）							経過時間（時間）											備考												
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																						
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46
格納容器ベント時						(2人)	・ガススターベン特電機 運転状態監視	適時実施																						
低圧代替注水系（常設）注水操作		(1人) A					・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
代替格納容器スプレイ操作		(1人) A					・低圧注水系 スプレイ弁操作	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(2人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	適時実施																						
淡水貯水池から大集約防火水槽への補給					(2人)		・淡水貯水池から大集約防火水槽への補給	適時実施																						
代替原子炉補機冷却系 準備操作			(2人) o,d				・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																						
代替原子炉補機冷却系 運転					(3人)		・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適時実施																						
代替格納容器ベント時	(2人) a,b						・海水移送ポンプ停止 ・代替格納容器ベント運転 中央制御室ラインアップ	30分																						
代替格納容器ベント時			(2人) o,f				・現場移動 ・代替格納容器ベント運転 設備ラインアップ	60分																						
代替格納容器ベント時	(2人) a,b						・海水移送ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作	5分																						
代替格納容器ベント時	(1人) A						・代替格納容器ベント運転による原子炉・格納容器の状態監視	適時実施																						
燃料給油作業					(2人)		・消防車への給油 ・電源車への給油	適時実施																						
必要人員数 合計		2人 a,b		4人 o,d,a,f		2人 <sup>*</sup> [その他要員13人]		※対応時間中でない作業を他の人と要員は「4人（その他要員18人）」とする																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施している。6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、代替循環冷却運転開始後は流量調整等は不要であり、原子炉及び格納容器の除熱状態の確認は待避所から可能である。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
7号炉の緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

図-9 大LOCA+大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水系 注入弁操作	炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施															
代替格納容器スレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水系 スレイ弁操作 スレイに含ませた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スレイに合わせて格納容器薬品注入を実施															
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作	25分															格納容器ベント操作準備待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																適宜実施 中操からの連絡を受けて待避条件を変更する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																	

7号炉 想定事故1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)							経過時間 (時間)															備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
状況判断	-	(1人) A	-	-	-	-	使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施															
消防車による防火水槽からSFPへの補給	-	-	-	-	2人	-	消防車を用いたSFP補給	適宜実施															
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	消防車への給油	適宜実施															
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 A	-	0人	-	2人																	
6号炉および7号炉 事故時の運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = <b>11名</b>																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は使用済燃料プールへの消防車による蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。  
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。  
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している消防車へ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしない想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。  
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-10 大LOCA+想定事故1

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)														備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		-		-		・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水機は、適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施															
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A		-		-		・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施															
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-		-		(1人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施														一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-		-		2人		・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施														一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が空でないよう に補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		・ベント状態監視																待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-		(2人) E,F		-		・格納容器ベント操作															25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-		-		(2人)		・フィルタ装置水位調整																中核からの連絡を待って設備操作を実施する
燃料給油作業	-		-		2人		・消防車への給油	継続実施														一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が空でないよう補給する
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人																		

7号炉 想定事故2 (サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失)							経過時間 (時間)														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容															
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																
状況判別		(1人) a		-		-	・使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施														
		-		-		2人	・消防車を用いたSFP補給	適宜実施														
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給		-		-		(2人)	・淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施														
燃料給油作業		-		-		(2人)	・消防車への給油	適宜実施														
必要人員数 (7号炉) 合計		1人 a		2人 c,d		2人																
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = <b>11名</b>																					

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は使用済燃料プールへの消防車による蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。  
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。  
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している消防車へ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。  
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-11 大LOCA+想定事故2



6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考														
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事象発生 ▽約24分 炉心損傷開始 ▽約70分 原子炉注水開始 ▽約2時間 原子炉注水開始 ▽約3時間 炉心圧水確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達																							
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A						・低圧注水系 注水弁操作	炉心圧水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																							
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A						・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																							
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(1人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										一時待機	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機解除は作業エリアの放射線量測定値となる												
淡水貯水池から防火水槽への補給					2人		・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時待機	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に防火水槽が乾燥しないように補給量を調整する 待機解除は作業エリアの放射線量測定値となる												
格納容器ベント操作	(1人) A						・ベント状態監視												待機準備待機し、ベント状態を監視する。												
			(2人) E,F				・格納容器ベント操作											25分	格納容器ベント操作後待機所へ待機する												
					(2人)		・フィルタ装置水位調整												中操からの連絡を受けて現場操作を実施する												
燃料給油作業					2人		・消防車への給油	継続実施										一時待機	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に燃料が乾燥しないように補給する												
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F			14人																									

7号炉 停止中の崩壊熱除去機能喪失							経過時間 (時間)										備考														
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事象発生 ▽プラント状況確認 (RHR故障開始) ▽約60分 原子炉水温100℃到達 ▽約120分 注水開始																							
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																												
状況判断		(1人) a					・原子炉水位、温度監視	適宜監視																							
必要人員数 (7号炉) 合計		1人 a		2人 c,d		0人																									
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = <b>12名</b>																														

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響  
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響  
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としていないため影響はない。

図-12 大LOCA+停止中の崩壊熱除去機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)											備考															
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)											備考														
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	事故発生 約24分 炉心保護開始 約70分 原子炉注水開始 約38時間 炉心取水確保	炉心取水機は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																									
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施											一時停止 (一時待建中)	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機期間中は作業エリアの放射線量測定値となる													
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施											一時停止 (一時待建中)	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待建中に防火水槽が空にならないように補給量を調整する 待機期間中は作業エリアの放射線量測定値となる													
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視												適宜ベント状態監視	待機所へ待機し、ベント状態を監視する													
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作												25分	格納容器ベント操作準備所へ待機する													
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整												適宜実施	中継からの連絡を受けて調整操作を実施する													
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施											一時停止 (一時待建中)	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待建中に燃料が空にならないように補給する													
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																											

7号炉 停止中の全交流動力電源喪失							経過時間 (時間)											備考															
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)											備考														
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
緊急代替交流電源設備 運転	-	-	-	-	(2人)	-	事故想定 7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生	約60分 原子炉水温100℃到達 約70分 注水開始 約20時間 循環冷却機能回復											適時実施	6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。 原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	-	(1人) A	-	-	-	-	低圧注水系 注入弁操作	原子炉水位回復後、器具量に合わせた注水																									
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) o,d	-	-	-	現場移動 代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																									
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	-	現場移動 高圧配管及びホース布設、起動及び系統水運の	10時間																									
残留熱除去系 準備起動	(1人) A	-	-	-	-	-	停止時冷却モード 起動準備												5分														
残留熱除去系 起動操作	(1人) A	-	-	-	-	-	停止時冷却モード 起動												5分														
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	電源車への給油	適宜実施																									
必要人員数 (7号炉) 合計	1人 A	-	2人 o,d	-	6人 (その他参集13人)	-																											
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = <b>12名</b>																																

図-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		-		-		炉心保水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施	約24分 炉心保水開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 原子炉注水開始 約3時間 炉心保水確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達											
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A		-		-		適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施												
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-		-		(1人)		消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-		-		2人		淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が空しいようになれば補給を再開する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		ベント状態監視												待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-		(2人) E,F		-		格納容器ベント操作											25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-		-		(2人)		フィルタ装置水位調整												中保からの連絡を受けて待避操作を実施する
燃料給油作業	-		-		2人		消防車への給油	継続実施										一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が空しいようになれば待避解除する
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人														

7号炉 停止中の原子炉冷却材流出							経過時間 (時間)										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
状況判断		(1人) a	-		-		原子炉水位、温度監視	適宜監視											6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。 原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。 そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。
必要人員数 (7号炉) 合計		1人 a		2人 c,d		0人													6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策委員への影響 本シナリオにおいては緊急時対策委員を必要としないため影響はない。
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = <b>12名</b>																		

図-14 大LOCA+停止中の原子炉冷却材の流出

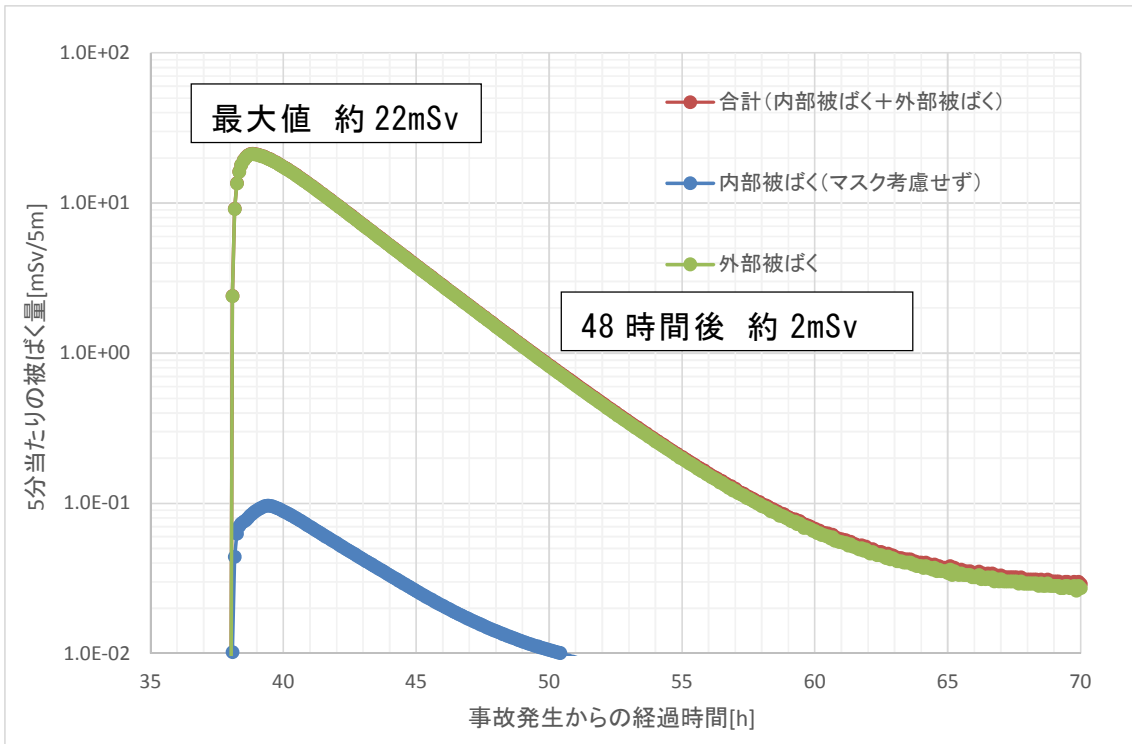


図-15 6号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

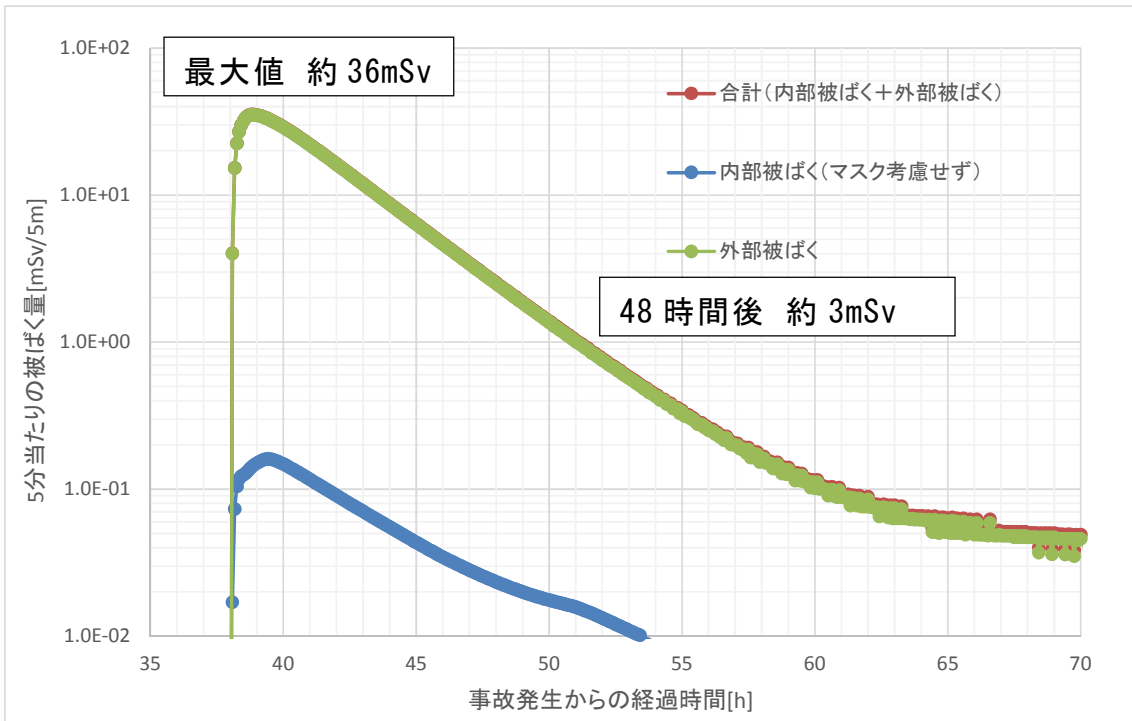


図-16 7号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

### 3.7 6号炉,7号炉重大事故等時の格納容器ベント時の申請前号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉重大事故等時の他号炉の対応において,格納容器ベント実施時は大気中に放出された放射性物質等による屋外環境の悪化が懸念されるため,マスク等の装備着用や一時待避が必要となる。それらについて以下にまとめた。図3.7-1に柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉中央制御室と他号炉中央制御室の配置図を示す。

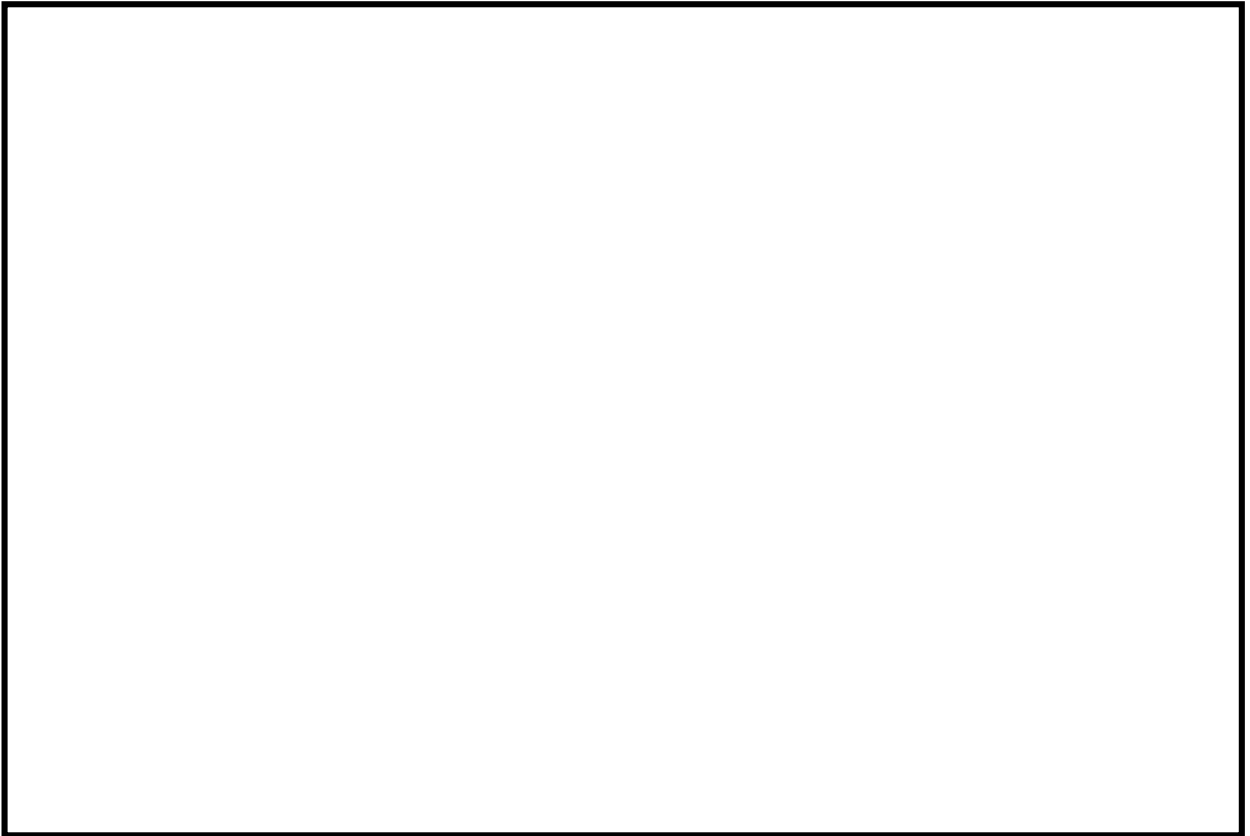


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

#### 1. 評価及び対策の前提条件

柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉においては,「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」(以下,「設置許可基準規則」)の解釈第59条1b)及び技術基準の解釈第74条1b),並びに「実用発電用原子炉に係る重

大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」)に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大 LOCA+ECCS 全喪失+SB0 シナリオ」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、審査ガイド 4.2 (3) h. 被ばく線量の重ね合わせに基づき、6 号炉, 7 号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなり、これを 6 号炉, 7 号炉の重大事故収束シナリオのベースケースとして考えている。

なお 6 号炉, 7 号炉中央制御室の被ばく評価及び居住性対策に際しては、一方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定することとしている。

6 号炉, 7 号炉申請における 1 号炉から 5 号炉までの各停止号炉においても上述の被ばく評価想定に基づき、被ばく評価及び居住性対策における基本想定ケースとして位置付けることとし、必要な放射線防護措置を施すこととする。

## 2. 5 号炉中央制御室の被ばく評価と対応

5 号炉は図 1 に示すとおり、6 号炉, 7 号炉に近接した位置に設置しており、格納容器ベントによる現場環境の悪化の影響を受けやすいものと考えられる。そのため、以下の手段について整備を進めている。

○運転員が中央制御室に滞在し続けることができる中央制御室待避室の整備

- ・中央制御室待避室の整備(遮へい強化, 気密設計及び空気ボンベ陽圧化設備設置による室内居住性向上)
- ・チェンジングエリアの設置, マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置, マスク・着替え等放射線防護資機材の配備
- ・酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計, 可搬型エリアモニタ, 可搬型照明の配備

○運転員が中央制御室待避室にてプラント監視、通信連絡等が実施できる環境の整備

- ・デジタルレコーダー等を用いたプラントパラメータの遠隔監視機器・手順整備
- ・現場や緊急時対策所との通信連絡設備配備

中央制御室待避室における運転員の勤務サイクル毎の被ばく量の評価結果を表 3.7-1 に示す。また、最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の評価結果の内訳を表 3.7-2 に示す。ここで、運転員は中央制御室待避室内では全面マスクを着用するものとし、着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。また、待避室の陽圧化が終了した直後に入域するC班の被ばく量が大きくなることから、2日目以降は訓練直であるB班が待避室内に滞在するものとして評価した。最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の合計は、約93mSvとなる。

なお、本評価においては通常の勤務サイクルにおける滞在時間を用いているが、被ばく量が100mSvに近くなる場合は早めに交替する等の対応を行い、被ばく量の低減に努める。

表 3.7-1 5号炉中央制御室待避室における各勤務サイクルでの被ばく量  
(6号炉放出時) (mSv) ※2 ※3 ※4 ※5

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約5.1	約9.8	約36	約13	-	-	-	約63
B班	-	-	-	約26※1	約23※1	約21※1	-	約71
C班	-	-	約75	-	-	-	-	約75
D班	-	-	-	-	約21	約30	約3.7	約54
E班	約9.9	約73	-	-	-	-	約10	約93

- ※1 B班がC班の代わりに中央制御室内待避室に滞在すると想定
- ※2 評価手法は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2.中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施
- ※3 5号炉中央制御室と6号炉、7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から、片側ベント想定の際のベント号炉として、より近接した6号炉を想定し被ばく評価実施
- ※4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での外部被ばくは、6号炉及び7号炉中央制御室待避室における値を参照しており、詳細評価が完了次第その結果を反映予定。
- ※5 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数として、DF1000を想定

表 3.7-2 5号炉中央制御室待避室における被ばく量の内訳（6号炉放出時）

（最も被ばく量が大きくなる班）（mSv）※1 ※2

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計
室内作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく ※3	約 $1.0 \times 10^0$	0.1 以下	約 $1.0 \times 10^0$
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	約 $5.6 \times 10^1$	—	約 $5.6 \times 10^1$
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	約 $5.5 \times 10^0$	—	約 $5.5 \times 10^0$
	（内訳）内部被ばく※4 外部被ばく	（約 $5.1 \times 10^0$ ） （約 $4.5 \times 10^{-1}$ ）	（ — ） （ — ）	（約 $5.1 \times 10^0$ ） （約 $4.5 \times 10^{-1}$ ）
	小計（①+②+③+④）	約 $6.3 \times 10^1$	0.1 以下	約 $6.3 \times 10^1$
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく ※3	約 $8.0 \times 10^0$	約 $2.1 \times 10^1$	約 $2.9 \times 10^1$
	⑥ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $6.9 \times 10^{-1}$	—	約 $6.9 \times 10^{-1}$
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく※4	約 $3.4 \times 10^{-1}$	—	約 $3.4 \times 10^{-1}$
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 $9.0 \times 10^0$	約 $2.1 \times 10^1$	約 $3.0 \times 10^1$
合計 （①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）	約 $7.2 \times 10^1$	約 $2.1 \times 10^1$	約 93	

※1 評価手法は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2.中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施

※2 5号炉中央制御室と6号炉、7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から、片側ベント想定の際のベント号炉として、より近接した6号炉を想定し被ばく評価実施

※3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での外部被ばくは、6号炉及び7号炉中央制御室待避室における値を参照しており、詳細評価が完了次第その結果を反映予定。

※4 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数としてDF1000を、交代のための入退域時ではDF50を想定



### 3. 1～4号炉の中央制御室での対応

1～4号炉の中央制御室においては以下の整備を進めている。

- ・チェンジングエリアの設置，マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置，マスク・着替え等放射線防護資機材の配備
- ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタ，可搬型照明の配備

1～4号炉の中央制御室における運転員の被ばく量の評価結果を表3.7-3に示す。ここで，運転員は中央制御室待避室内では全面マスクを着用するものとし，着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。また，運転員の交替は考慮しないものとした。最も被ばく量が大きくなるのは4号炉中央制御室の運転員であり，約19mSvとなる。

表 3.7-3 1～4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果  
(7号炉放出時)(運転員の交替を考慮しない場合)(mSv)※1

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号炉及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉※2	2号炉※2	3号炉※2	4号炉※2
室内 作業 時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	約 $6.7 \times 10^{-1}$	約 $8.2 \times 10^{-1}$
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $8.0 \times 10^0$	約 $1.1 \times 10^1$	約 $1.3 \times 10^1$	約 $1.8 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく※3 外部被ばく	(約 $4.2 \times 10^0$ ) (約 $3.8 \times 10^0$ )	(約 $5.5 \times 10^0$ ) (約 $5.3 \times 10^0$ )	(約 $6.8 \times 10^0$ ) (約 $6.3 \times 10^0$ )	(約 $9.4 \times 10^0$ ) (約 $8.4 \times 10^0$ )
	④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
実効線量 (=①+②+③+④)		約 8.1	約 11	約 14	約 19

※1 評価手法は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施

※2 1～4号炉中央制御室と6号炉,7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から,片側ベント想定の際のベント号炉として,保守的により近接した7号炉を想定し被ばく評価実施。6号炉代替循環冷却,7号炉フィルタベント各々の寄与を合算して記載。

※3 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数として,DF50を想定

#### 4. まとめ

以上の措置により,6号炉,7号炉いずれかのベント実施時においても停止号炉の運転員も著しい被ばくを受けることはない。また停止号炉のプラント状態は継続的に監視可能であり,必要な通信連絡が可能である。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-5

2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について	59-11-2-1
2.1 評価事象	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-11-2-2
2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	59-11-2-2
2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	59-11-2-2
2.5.1 中央制御室内での被ばく	59-11-2-3
2.5.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-11-2-3
2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）	59-11-2-3
2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）	59-11-2-4
2.5.2 入退域時の被ばく	59-11-2-10
2.5.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-11-2-10
2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）	59-11-2-10
2.6 評価結果まとめ	59-11-2-11

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表・・・	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 空気流入率試験結果について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 <sup>※1</sup> との整合性について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-5-1

添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について	59-11-添 2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表・・・	59-11-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について・・・・・・・・	59-11-添 2-3-1
2-4 無機よう素のスプレイによる除去効果について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-4-1
2-5 中央制御室の居住性評価に用いる大気拡散評価について・・・・・・・・	59-11-添 2-5-1
2-6 地表面への沈着速度の設定について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-6-1
2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-7-1
2-8 グランドシャイン線評価モデルについて・・・・・・・・・・	59-11-添 2-8-1
2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルにつ いて・・・・・・・・・・	59-11-添 2-9-1
2-10 運転員の勤務形態について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-10-1
2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について	59-11-添 2-11-1
2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について・・	59-11-添 2-12-1
2-13 格納容器内pH制御の効果に期待することによる影響について・・・	59-11-添 2-13-1
2-14 マスクによる防護係数について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-14-1
2-15 格納容器ベントを非同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-15-1
2-16 格納容器ベントを同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-16-1
2-17 格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集係数について・・	59-11-添 2-17-1
2-18 審査ガイド <sup>※2</sup> への適合状況について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-18-1

59 条補足説明資料 11 参照

(※1) 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）

(※2) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

## 1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価に当たっては、「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21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

### 1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

### 1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用した。

### 1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

### 1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を図1-1に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務形態は5直2交替とし、30日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

### 1.4.1 中央制御室内での被ばく

#### 1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

#### 1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

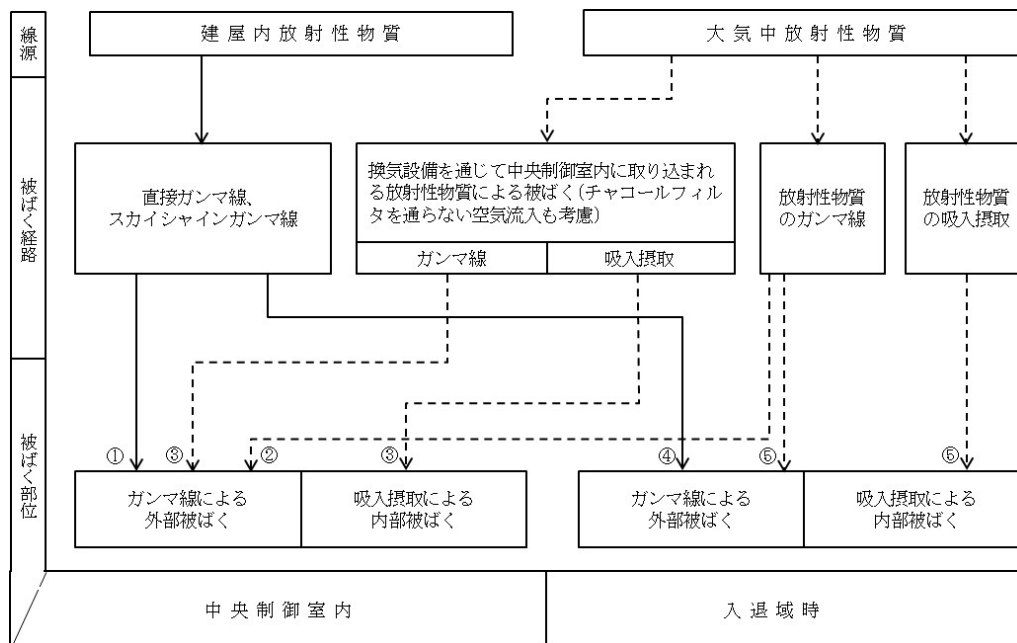


図1-1 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

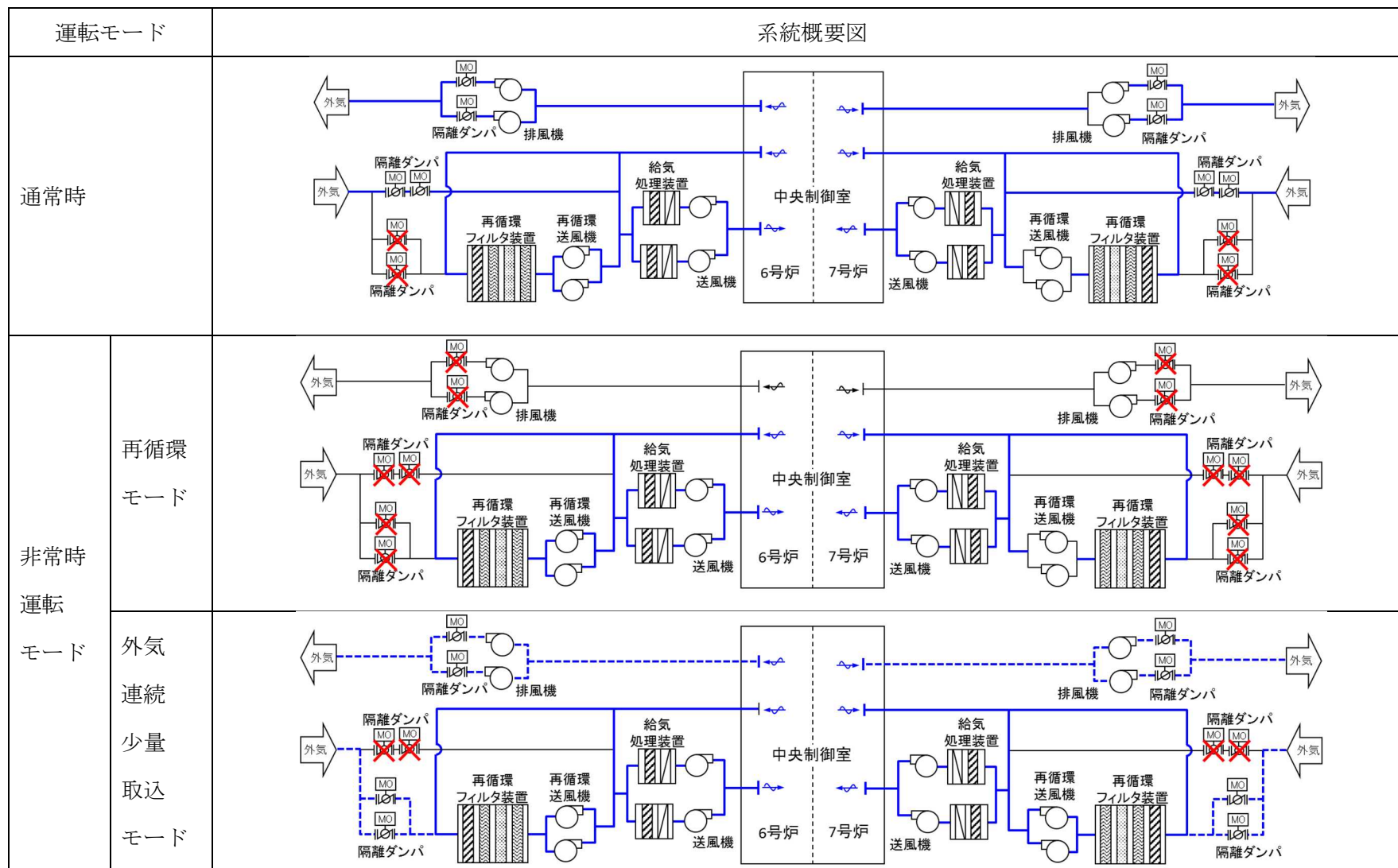


図1-2 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図



#### 1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。

##### (1) 非常時運転モード

中央制御室換気設備の非常時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させてよう素をチャコールフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は図1-2に示すとおりである。なお、柏崎刈羽原子力発電所6号炉と7号炉の中央制御室（下部中央制御室を除く）は共用している。

##### (2) チャコールフィルタを通らない空気流入量

柏崎刈羽原子力発電所6号、7号炉中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

#### 1.4.2 入退域時の被ばく

##### 1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、サービス建屋入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。

##### 1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定と同じで

ある。

### 1.5 評価結果のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価を実施した結果、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断において被ばく評価手法（内規）の判断基準100mSvを超えないことを確認した。なお、評価結果を表1-1及び表1-2に、評価内訳を表1-3及び表1-4に示す。

表1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（6号炉）  
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $9.0 \times 10^{-4}$
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.1 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^{-1}$
	小計（①+②+③）	約 $1.2 \times 10^1$	約 $3.9 \times 10^{-1}$
入 退 域 時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $1.0 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^{-4}$
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約 $9.6 \times 10^{-3}$
	小計（④+⑤）	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.0 \times 10^{-2}$
合計（①+②+③+④+⑤）		約13	約0.40

表1-2 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（7号炉）  
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $3.8 \times 10^{-3}$	約 $9.0 \times 10^{-4}$
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $3.1 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $2.0 \times 10^1$	約 $5.7 \times 10^{-1}$
	小計 (①+②+③)	約 $2.1 \times 10^1$	約 $5.7 \times 10^{-1}$
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $1.4 \times 10^0$	約 $5.6 \times 10^{-4}$
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$
	小計 (④+⑤)	約 $1.8 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^{-2}$
合計 (①+②+③+④+⑤)		約22	約0.58

表1-3 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（6号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $1.1 \times 10^{-1}$	—	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	—	約 $9.0 \times 10^{-4}$	約 $9.0 \times 10^{-4}$
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $9.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.1 \times 10^1$	約 $3.8 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^{-1}$
	小計（①+②+③）	約 $9.4 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $3.8 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^{-1}$
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 $1.0 \times 10^0$	約 $1.0 \times 10^0$	—	約 $5.5 \times 10^{-4}$	約 $5.5 \times 10^{-4}$
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 $3.3 \times 10^{-1}$	約 $1.5 \times 10^{-1}$	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約 $9.1 \times 10^{-3}$	約 $5.3 \times 10^{-4}$	約 $9.6 \times 10^{-3}$
	小計（④+⑤）	約 $3.3 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.5 \times 10^0$	約 $9.1 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-3}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 $9.8 \times 10^0$	約 $3.4 \times 10^0$	約13	約 $3.9 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^{-2}$	約0.40

表1-4 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（7号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 $3.8 \times 10^{-3}$	約 $3.8 \times 10^{-3}$	—	約 $9.0 \times 10^{-4}$	約 $9.0 \times 10^{-4}$
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 $3.1 \times 10^{-1}$	約 $3.1 \times 10^{-1}$	—	約 $1.3 \times 10^{-3}$	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.7 \times 10^1$	約 $3.2 \times 10^0$	約 $2.0 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $5.7 \times 10^{-1}$
	小計（①+②+③）	約 $1.7 \times 10^1$	約 $3.5 \times 10^0$	約 $2.1 \times 10^1$	約 $5.5 \times 10^{-1}$	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $5.7 \times 10^{-1}$
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 $1.4 \times 10^0$	約 $1.4 \times 10^0$	—	約 $5.6 \times 10^{-4}$	約 $5.6 \times 10^{-4}$
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 $3.3 \times 10^{-1}$	約 $1.5 \times 10^{-1}$	約 $4.8 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $5.3 \times 10^{-4}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$
	小計（④+⑤）	約 $3.3 \times 10^{-1}$	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.8 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-3}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 $1.7 \times 10^1$	約 $5.1 \times 10^0$	約22	約 $5.6 \times 10^{-1}$	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約0.58

表1-5 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく, 吸入摂取による内部被ばく)

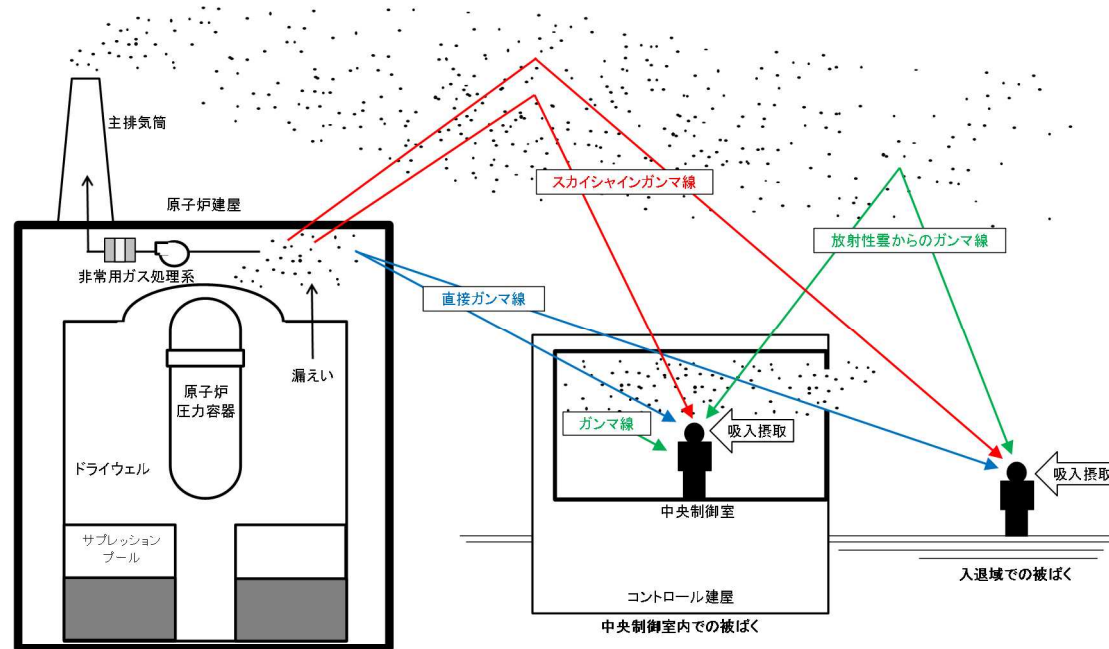
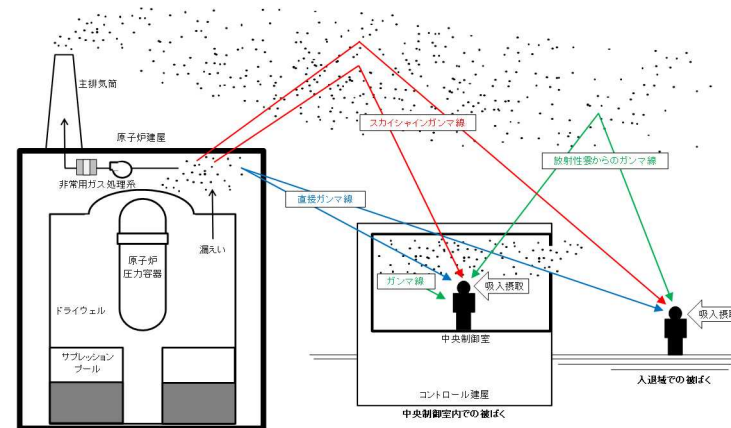


表1-6 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%
	サプレッション・チェンバのプール水による無機よう素の気液分配係数	100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	事故後1時間まで：0.6%/日 1時間以降：0.3%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス：110時間 よう素：340時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	非常用ガス処理系よう素除去効率	99%
	非常用ガス処理系換気率	0.5回/日
	交代要員体制の考慮	5直2交替
	直接線，スカイシャイン線評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャイン線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（原子炉冷却材喪失）

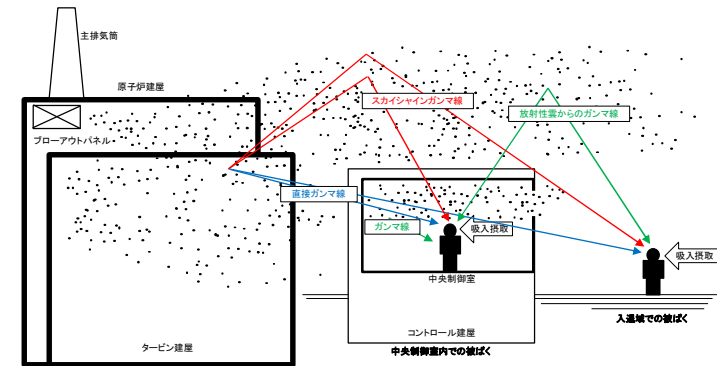
被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

30日間の実効線量
6号炉：約 13mSv
7号炉：約 22mSv

表1-7 中央制御室の居住性（設計基準事故：主蒸気管破断）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の2倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	放出冷却材に含まれる量
	追加放出される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出	1%
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制の考慮	5直2交替
	直接線，スカイシャイン線 評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャイン線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（主蒸気管破断）

被ばく評価結果（主蒸気管破断）

30日間の実効線量
6号炉：約0.40mSv
7号炉：約0.58mSv



添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 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。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	同上	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器 等への無機（元 素状）よう素の 沈着効果	50%が瞬時に沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。
サブプレッション プール水の無機 よう素に対する 除去効果	分配係数：100	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内での放射性物質の自然減衰		考慮する	漏えいまでの自然減衰を考慮	—
原子炉格納容器からの漏えい率		0～1時間：0.6%/日 1時間～30日：0.3%/日	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系	換気率	0.5回/日	同上	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
	よう素用チャコール・フィルタ除去効率	99%	同上	
	起動遅れ時間	瞬時に起動	原子炉水位低，ドライウエル圧力高又は原子炉建屋原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。	
原子炉建屋内での放射性物質の自然減衰		考慮する	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し，自然崩壊のみを考える。
事故の評価期間		30日間	同上	【解説 3.2】評価期間は，事故発生後 30日間とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 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。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
冷却材流出量	蒸気：16ton 水：24ton	内規に示されたと おりの条件による 事故解析結果	4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃し安全弁の設定圧に保たれる。
事象発生前の 原子炉冷却材中の 放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに 応じ他のハロゲン等の組成を 拡散組成として考慮	同上	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒から追加放出される放射性物質の量	I-131を $7.4 \times 10^{13}$ Bqとし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の2倍とする	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された放射性物質の量	追加放出された放射性物質の1%	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	同上	
有機よう素が分解したよう素、無機よう素、その他ハロゲンのキャリーオーバー割合	2%	同上	
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日	同上	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
主蒸気隔離弁からの漏えい期間	無限期間	同上	
原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の100倍/日	同上	4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—
事故の評価期間	30日間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	【解説3.2】評価期間は、事故発生後30日間とする。

表1-1-3 放射性物質の大気中への放出量（30日間積算値）（6号及び7号炉共通）

評価事象	評価条件	放出量 (Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 $1.6 \times 10^{16}$
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 $5.8 \times 10^{13}$
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 $3.4 \times 10^{13}$
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 $7.4 \times 10^{11}$

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである $\sigma_y$ 及び $\sigma_z$ に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ $\sigma_{y0}$ 、 $\sigma_{z0}$ を加算した総合的な拡散パラメータ $\Sigma_y$ 、 $\Sigma_z$ を適用する。
気象条件	柏崎刈羽原子力発電所の1985.10～1986.9年間の気象データ	同上	5.1.1(2)d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的low風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。
放出源及び放出源高さ	(原子炉冷却材喪失) 主排気筒  (主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウト パネル	同上	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。 4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
実効放出継続時間	(原子炉冷却材喪失) 希ガス：110時間 よう素：340時間  (主蒸気管破断) 希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間	同上	【解説5.13】(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。 実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
累積出現頻度	小さい方から97%	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
建物の影響	考慮する	同上	5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。
巻き込みを生じる代表建屋	(原子炉冷却材喪失) 原子炉建屋  (主蒸気管破断) 原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法(内規)に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)a)2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散 評価地点	<p>(原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口</p> <p>(主蒸気管破断) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口</p>	被ばく評価手法 (内規) に示され たとおり設定	<p>5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 <math>\chi</math>/Qの評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。</p> <p>7.5.1(5)a), 7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p>
着目方位	<p>(原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位</p> <p>(主蒸気管破断) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位</p>	同上	<p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>



表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
建物の投影面積	(原子炉冷却材喪失) 1,931m <sup>2</sup> (原子炉建屋, 短手方向) (主蒸気管破断) 1,931m <sup>2</sup> (原子炉建屋, 短手方向)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
巻き込みを生じる代表建屋の形状係数	1/2	同上	5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

表1-1-5 相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

		評価点	評価距離	評価方位	相対濃度/相対線量
原子炉冷却材喪失	中央制御室	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	中央制御室 中心 6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) $1.5 \times 10^{-4}$ (希ガス) $1.8 \times 10^{-4}$ 7号炉 (よう素) $2.7 \times 10^{-4}$ (希ガス) $3.0 \times 10^{-4}$
		$D/Q$ (Gy/Bq)	中央制御室 中心 6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 $1.4 \times 10^{-18}$ 7号炉 $2.3 \times 10^{-18}$
	入退域	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	サービス 建屋入口 6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 $7.6 \times 10^{-5}$ 7号炉 $7.7 \times 10^{-5}$
		$D/Q$ (Gy/Bq)	サービス 建屋入口 6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 $8.1 \times 10^{-19}$ 7号炉 $8.2 \times 10^{-19}$
主蒸気管破断	中央制御室	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	中央制御室 中心 6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) $5.0 \times 10^{-4}$ (希ガス・ハロゲン) $1.0 \times 10^{-3}$ 7号炉 (よう素) $8.3 \times 10^{-4}$ (希ガス・ハロゲン) $1.7 \times 10^{-3}$
		$D/Q$ (Gy/Bq)	中央制御室 中心 6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 $3.8 \times 10^{-18}$ 7号炉 $6.0 \times 10^{-18}$
	入退域	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	サービス 建屋入口 6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 $2.7 \times 10^{-4}$ 7号炉 $3.6 \times 10^{-4}$
		$D/Q$ (Gy/Bq)	サービス 建屋入口 6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 $2.4 \times 10^{-18}$ 7号炉 $2.4 \times 10^{-18}$

表1-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件  
(原子炉冷却材喪失)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-1に基づき、以下の通り評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ		同上
	中央制御室遮蔽厚さ		同上
	評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際  (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上
	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード  (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり
			6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。  7.1.1(1)c) 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。  同上  7.1.1(1)d) 7.1.2(1)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。  6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。  6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

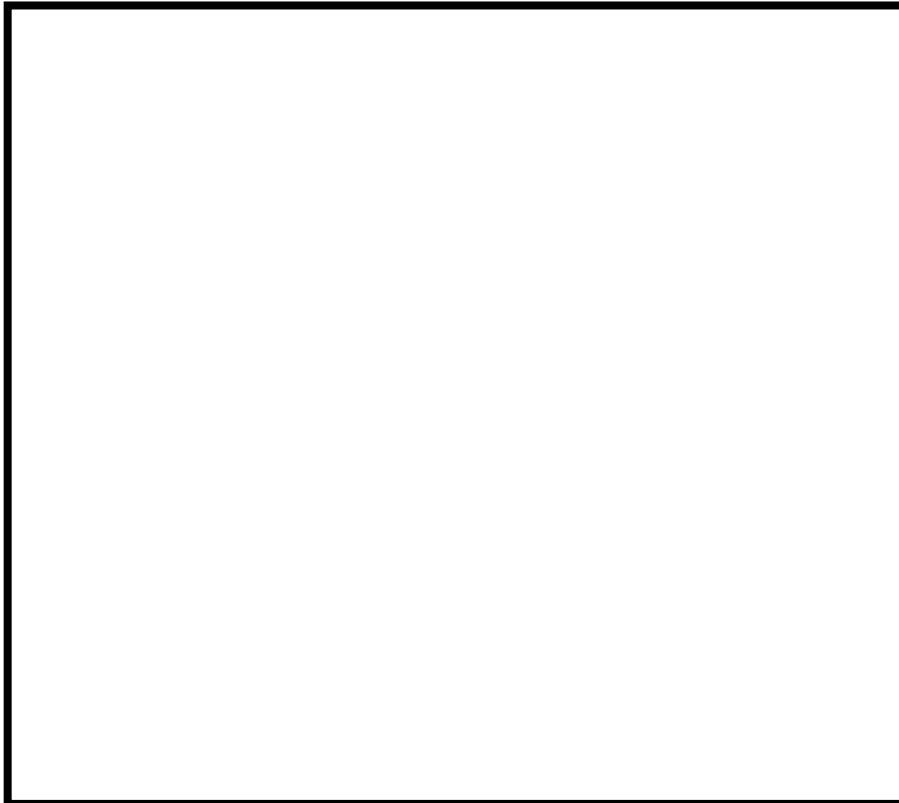


図1-1-1 6号炉原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

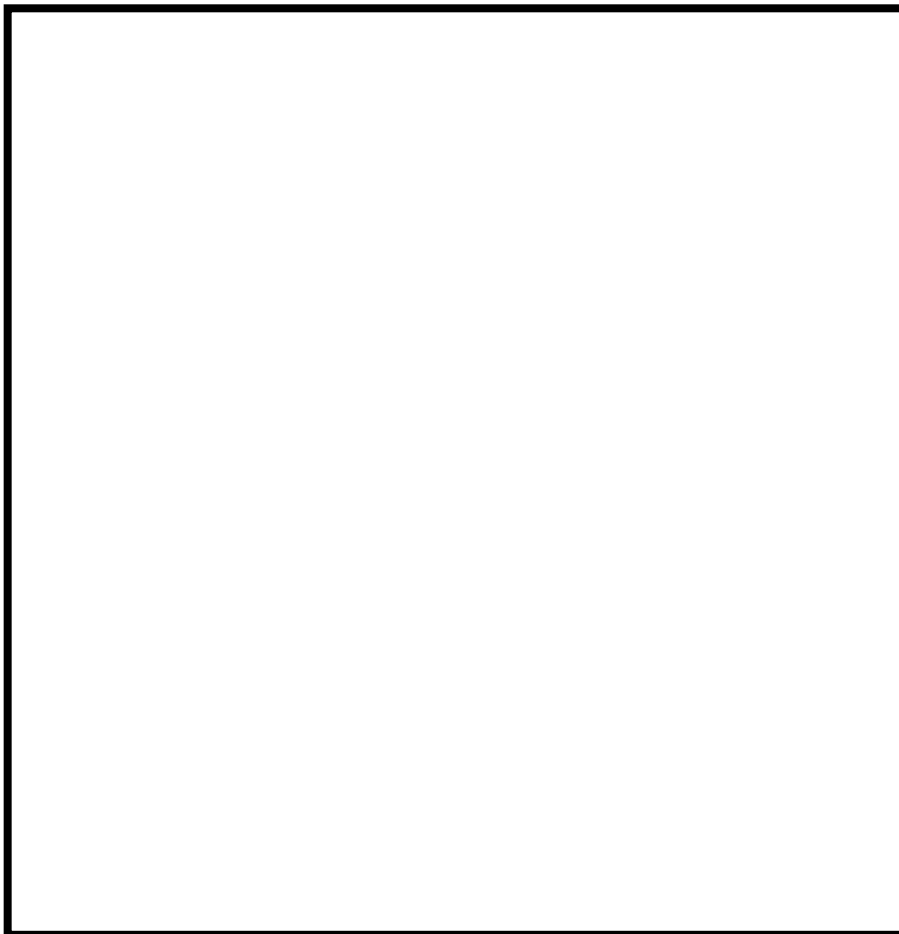


図1-1-2 7号炉原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

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。

表1-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件  
(主蒸気管破断) (1/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-2に基づき、以下の通り評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	タービン建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
	タービン建屋遮蔽厚さ		同上
	中央制御室遮蔽厚さ		同上
計算モデル	評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際  (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上
			7.1.1(3)c) 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
			7.1.1(3)d) 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。

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。

表1-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件

(主蒸気管破断) (2/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-2に基づき、以下の通り評価する。			
計算モデル	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード  (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり
		6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。  6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。	



図 1-1-3 6号炉タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

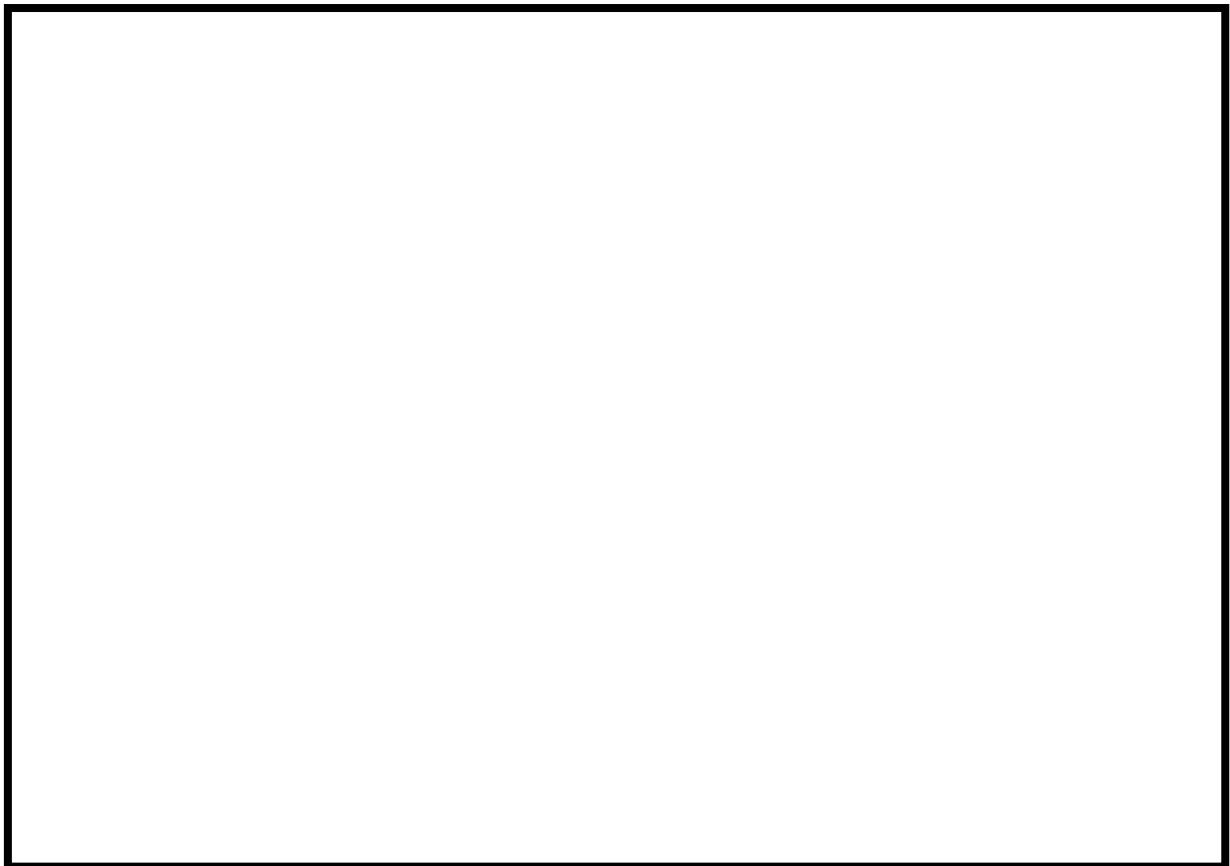


図 1-1-4 7号炉タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

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。

表1-1-8 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度  
(原子炉冷却材喪失) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	$1.2 \times 10^{17}$	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	$6.0 \times 10^{19}$
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	$3.2 \times 10^{15}$	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	$5.2 \times 10^{18}$
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	$6.6 \times 10^{17}$	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	$1.2 \times 10^{19}$
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	$9.7 \times 10^{14}$	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	$3.0 \times 10^{19}$
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	$0.0 \times 10^0$	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	$1.1 \times 10^{18}$
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	$0.0 \times 10^0$	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	$3.0 \times 10^{16}$
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	$0.0 \times 10^0$	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	$0.0 \times 10^0$
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	$7.9 \times 10^{21}$	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	$0.0 \times 10^0$
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	$1.4 \times 10^{18}$	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	$0.0 \times 10^0$
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	$5.1 \times 10^{19}$	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	$0.0 \times 10^0$
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	$5.0 \times 10^{20}$	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	$0.0 \times 10^0$
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	$7.4 \times 10^{20}$	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	$0.0 \times 10^0$
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	$1.5 \times 10^{19}$	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	$0.0 \times 10^0$
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	$3.3 \times 10^{19}$	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	$0.0 \times 10^0$
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	$1.9 \times 10^{18}$	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	$0.0 \times 10^0$
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	$1.9 \times 10^{20}$	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	$0.0 \times 10^0$
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	$7.4 \times 10^{20}$	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	$0.0 \times 10^0$
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	$4.6 \times 10^{20}$	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	$0.0 \times 10^0$
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	$1.6 \times 10^{20}$	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	$0.0 \times 10^0$
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	$6.9 \times 10^{19}$	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	$0.0 \times 10^0$
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	$5.2 \times 10^{16}$	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	$0.0 \times 10^0$



表1-1-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度  
(主蒸気管破断) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	$1.5 \times 10^{14}$	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	$3.8 \times 10^{15}$
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	$1.3 \times 10^{13}$	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	$5.2 \times 10^{15}$
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	$6.0 \times 10^{14}$	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	$6.1 \times 10^{15}$
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	$1.5 \times 10^{16}$	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	$2.1 \times 10^{16}$
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	$0.0 \times 10^0$	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	$1.5 \times 10^{15}$
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	$0.0 \times 10^0$	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	$6.9 \times 10^{13}$
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	$0.0 \times 10^0$	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	$2.1 \times 10^{13}$
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	$9.4 \times 10^{17}$	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	$7.8 \times 10^{11}$
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	$2.4 \times 10^{17}$	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	$0.0 \times 10^0$
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	$2.5 \times 10^{17}$	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	$0.0 \times 10^0$
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	$2.0 \times 10^{17}$	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	$0.0 \times 10^0$
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	$3.8 \times 10^{17}$	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	$0.0 \times 10^0$
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	$8.3 \times 10^{15}$	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	$0.0 \times 10^0$
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	$2.4 \times 10^{15}$	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	$0.0 \times 10^0$
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	$1.1 \times 10^{15}$	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	$0.0 \times 10^0$
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	$6.5 \times 10^{16}$	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	$0.0 \times 10^0$
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	$4.6 \times 10^{16}$	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	$0.0 \times 10^0$
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	$4.8 \times 10^{16}$	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	$0.0 \times 10^0$
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	$2.0 \times 10^{16}$	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	$0.0 \times 10^0$
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	$2.0 \times 10^{16}$	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	$0.0 \times 10^0$
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	$8.5 \times 10^{13}$	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	$0.0 \times 10^0$

表1-1-10 防護措置の条件 (1/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
中央制御室換気空調系	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転  (15分～) 6号炉 外気少量 取込* 7号炉 停止	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転  (15分～) 6号炉 停止 7号炉 外気少量 取込*	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
中央制御室換気空調系処理空間容積	20,800m <sup>3</sup>		設計値を基に設定	7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。
中央制御室バウンダリへの空気流入量	10,400m <sup>3</sup> /h (空気流入率 0.5回/h)		試験結果（0.3回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定	2.定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積（容積）を乗じたものである。

※ 外気少量取込時には排風機を使用するが、排風機は定格風量でのみ運転可能な設備であり、風量バランスはあらかじめ設定しているダンパ開度によって調整することから、排風機によって過剰な空気流入を発生させることはない。  
なお、風量バランス、ダンパ開度については試験によって確認を行っている。

表1-1-10 防護措置の条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
チャコール・フィルタの除去効率	90%		設計値を基に設定	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
マスクによる防護係数	考慮しない		—	7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
交代要員の考慮	5直2交替		被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。

## 1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

### 1. 検定方法

#### (1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに加え、参考として標高 20m の観測データを用いて検定を行った。

#### (2) データ統計期間

統計年：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

#### (3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

### 2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 3 項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに

より代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表 1-2-1 から表 1-2-4 に示す。

表 1-2-1 棄却檢定表 (風向)  
 檢定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月  
 統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月  
 (%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	檢定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 ×棄 却
												上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

表 1-2-2 棄却検定表（風速）  
 検定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月  
 統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月  
 (%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	検定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 択 ×棄 却
												上限	下限	
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5 以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表 1-2-3 棄却檢定表 (風向)

檢定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月  
 統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月  
 (%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	檢定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 択 ×棄 却
												上限	下限	
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×



表 1-2-4 棄却検定表（風速）  
 検定年：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）1985 年 10 月～1986 年 9 月  
 統計期間：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）2004 年 4 月～2013 年 3 月  
 (%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	検定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 択 ×棄 却
												上限	下限	
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5 以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

## 線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値としている。また、着目方位は、図1-2-1～図1-2-8に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



図1-2-1 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定  
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1-2-2 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定  
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

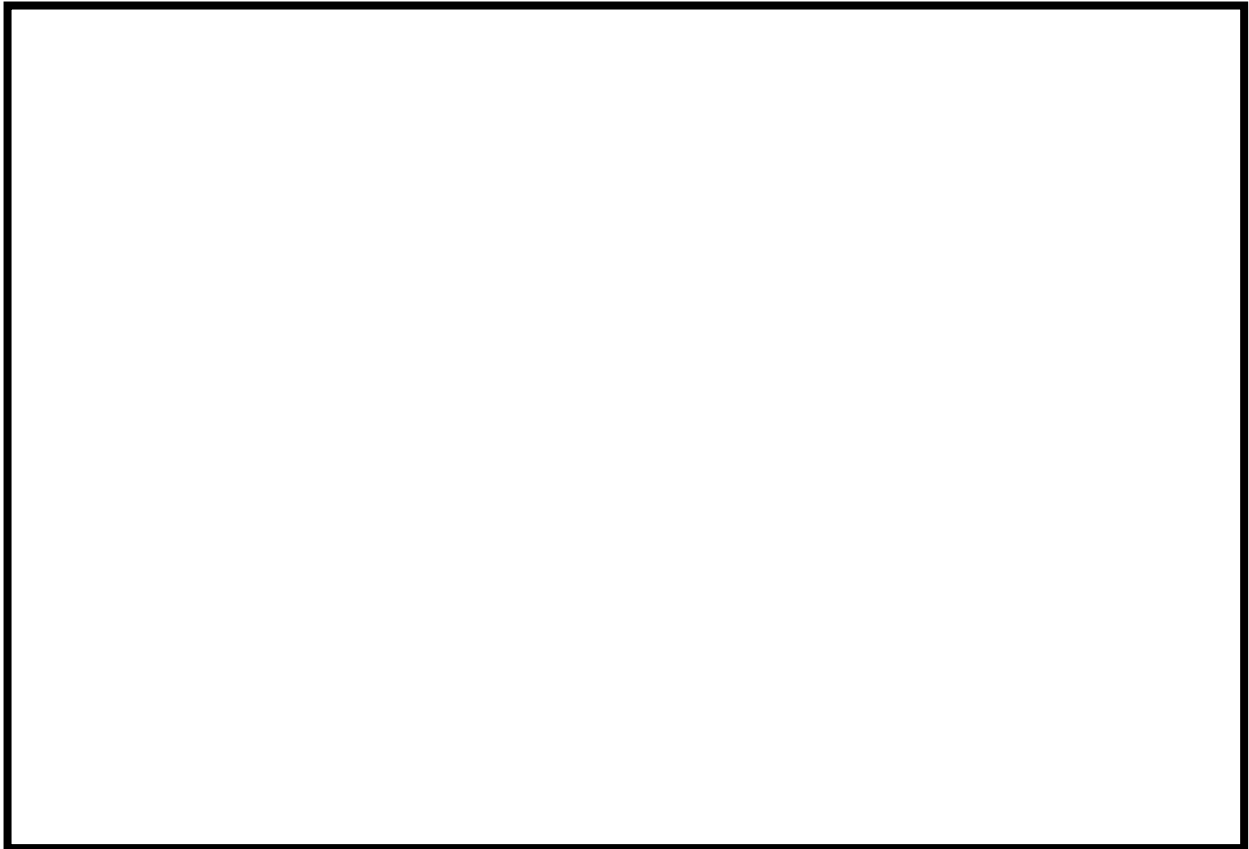


図1-2-3 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定  
(放出点：7号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

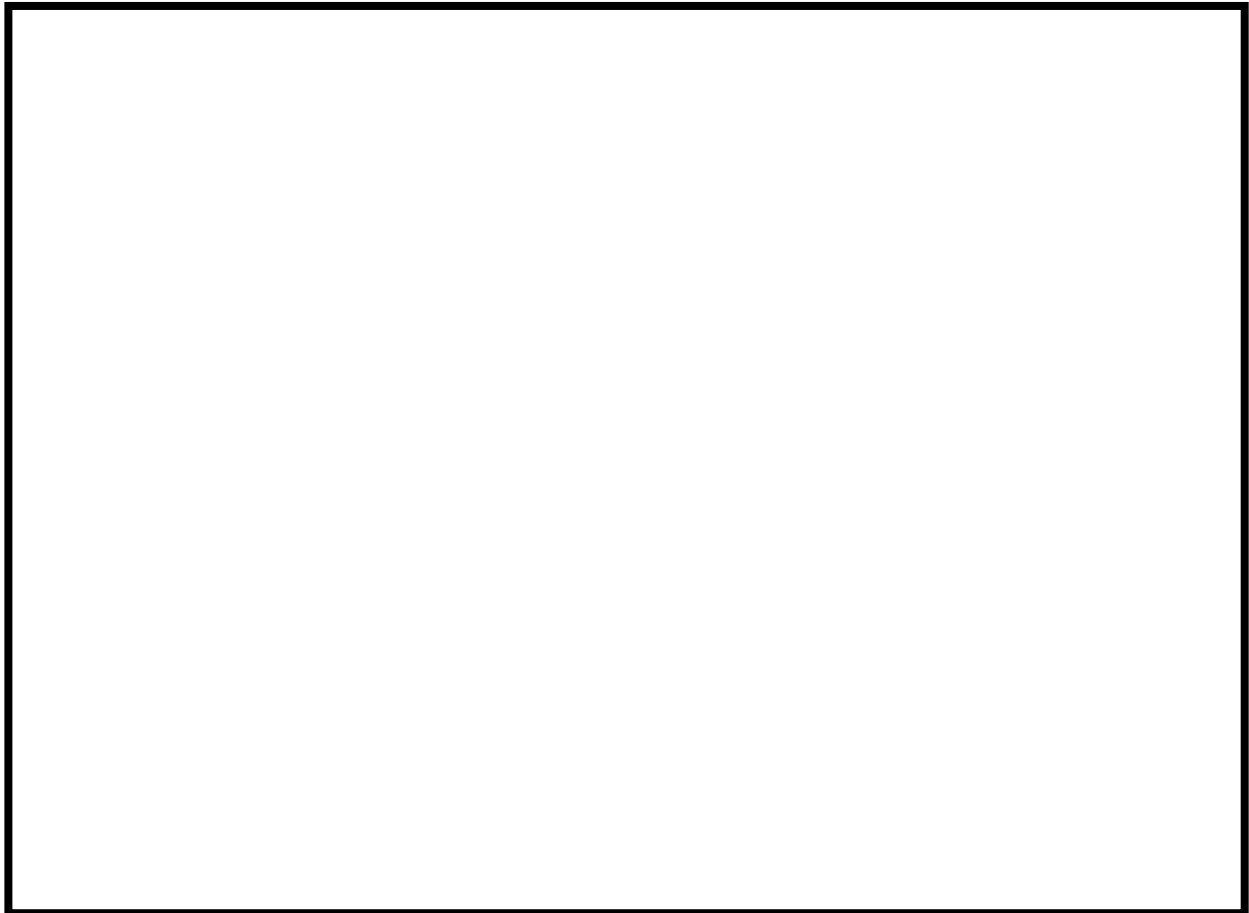


図1-2-4 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定  
(放出点：7号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1-2-5 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

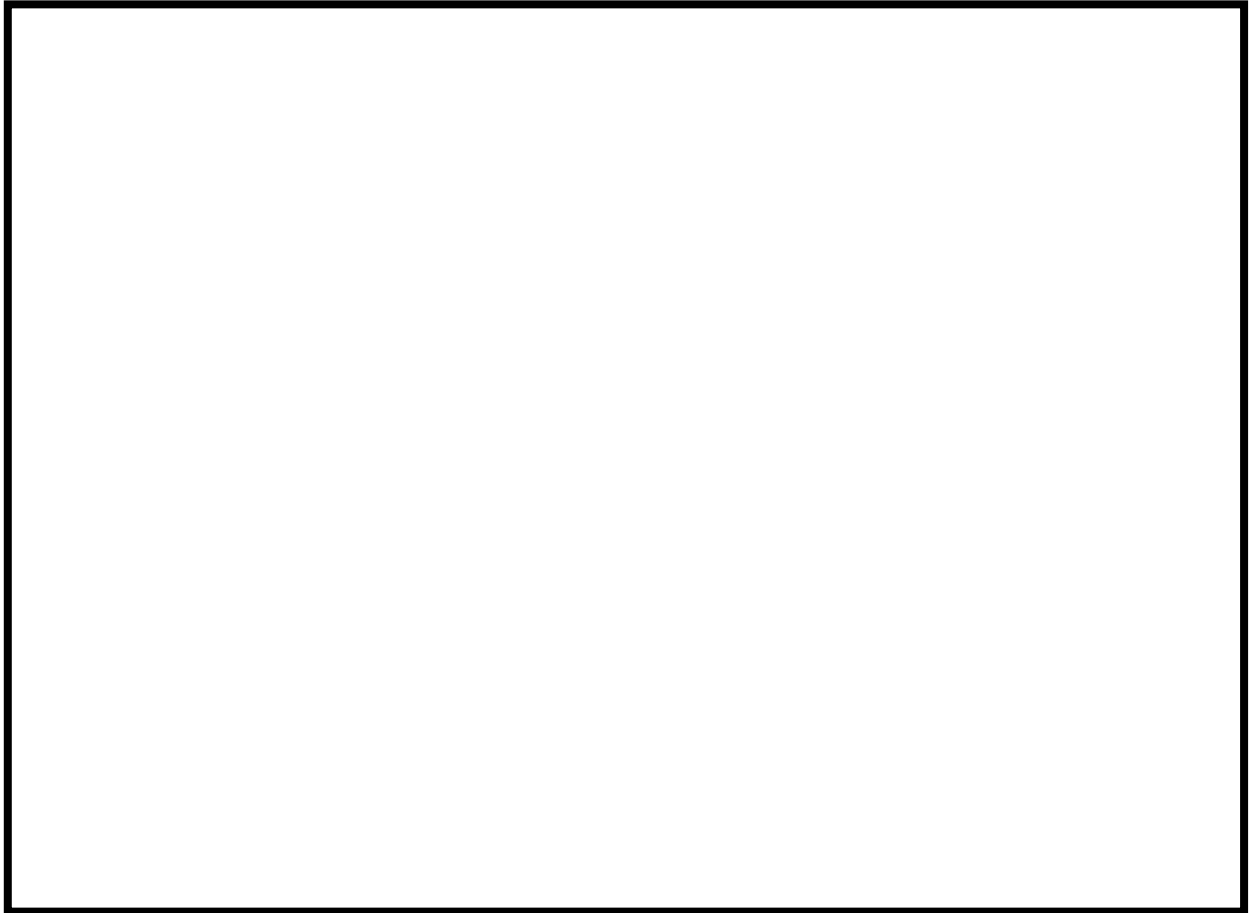


図1-2-6 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

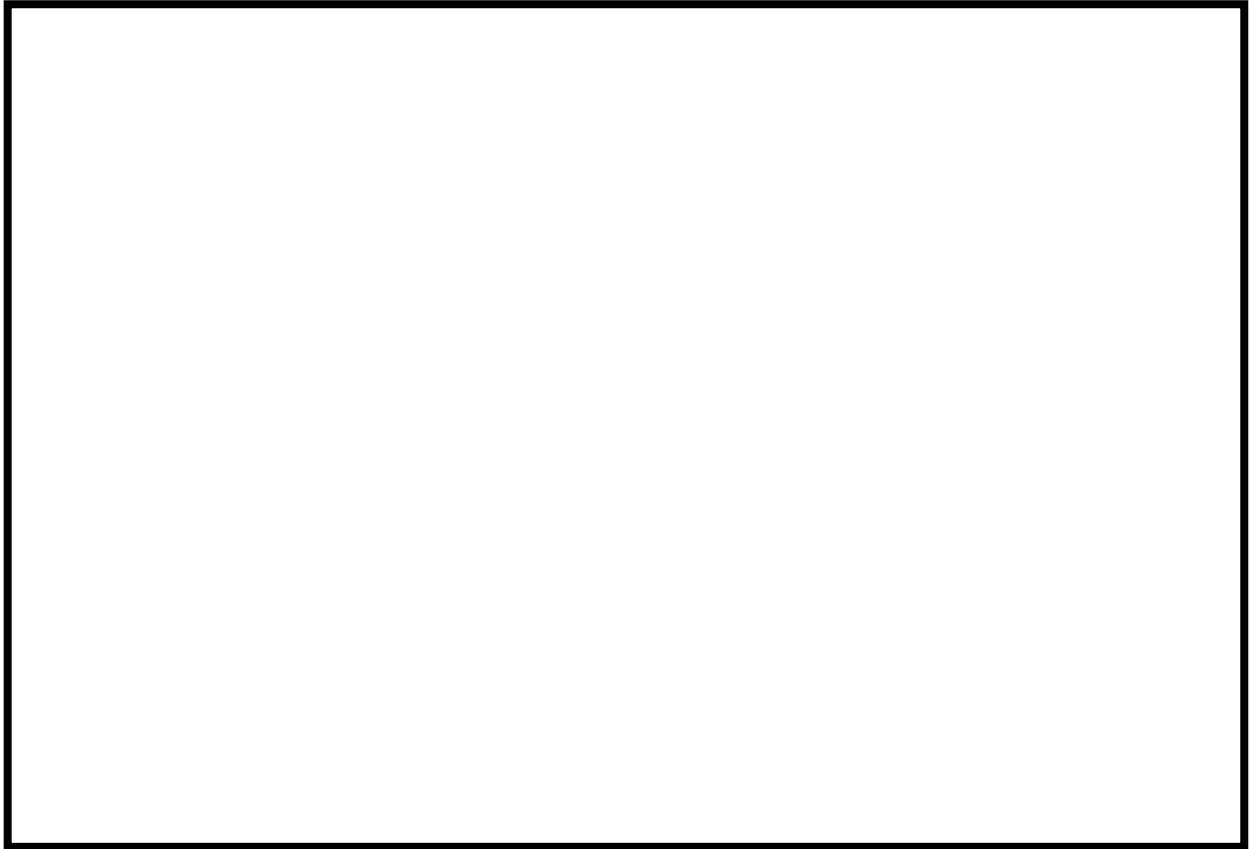


図1-2-7 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



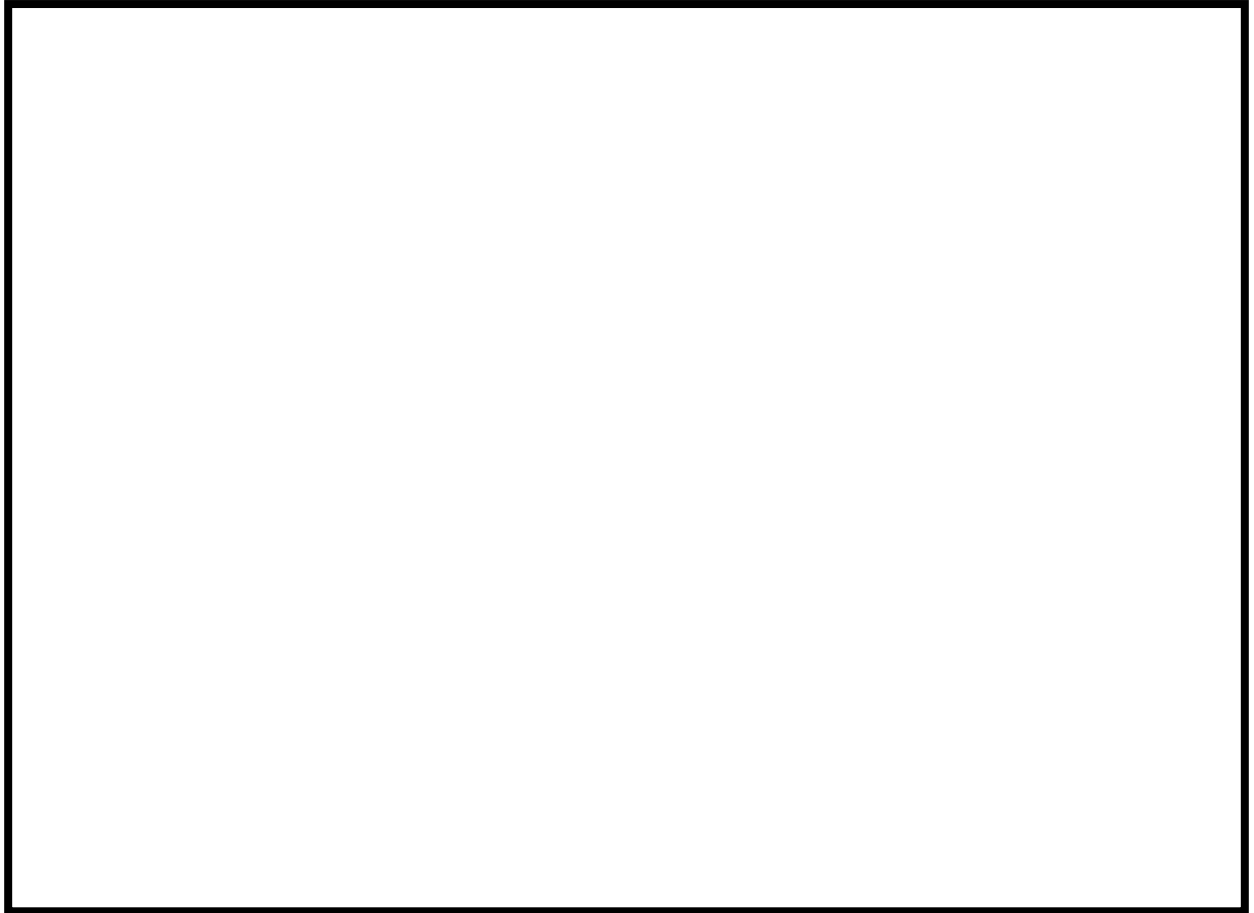


図1-2-8 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1-3 空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室について平成22年3月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.30回/h（±0.0063（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細を以下に示す。

表1-3-1 空気流入率試験結果

項目	内容		
試験日程	平成22年3月16日～平成22年3月17日（6号炉運転中，7号炉運転中）		
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：（測定値－平均値）／平均値（％）	
	A系	-9.3～9.5%	
	B系	-9.7～9.6%	
試験手法	全サンプリング点による試験手法		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か	○	
	決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること。	—	*均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。	—	※1
	②特異点の除外が，1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	*特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。	—	*特定の区画を除外せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している	
試験結果	系統	空気流入率（±以下は95%信頼限界値）	
	A系	0.30回/h（±0.0063）	
	B系	0.25回/h（±0.0057）	
特記事項	※1 下部中央制御室も中央制御室と見なした。		

1-4 運転員の交替について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、平常時の直交替である5直2交替を考慮した。直交替サイクルを表1-4-1に、評価期間30日間の直交替スケジュールを表1-4-2に示す。なお、表1-4-2においては、A班が訓練明けの1直に入った際に事故が発生したと仮定している。

表1-4-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25（12時間55分）
2直	21：00～8：55（11時間55分）

表1-4-2 直交替スケジュール（①：1直，②：2直）

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
A班	①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②			
B班											①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②	
C班			①	①	②	②															①	①	②	②						①	①
D班					①	①	②	②					①	①	②	②															
E班	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②				

A班の最初の入域もカウントし、30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の最大値を評価すると、A班の

中央制御室滞在時間：198時間40分（1直8回+2直8回）

入退域滞在時間：8時間0分（入退域数32回，1回あたり15分）

が最大となる。

1-5 内規<sup>\*1</sup>との整合性について

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</li> <li>- 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</li> </ul> <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> <li>- 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</li> </ul> <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</li> <li>- 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</li> </ul>	<p>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉はBWR型原子炉施設なので，原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2 →内規のとおり</p> <p>3.2(1)a)1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> <li>- 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</li> </ul> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6.建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</li> <li>2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</li> <li>3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</li> </ol> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 前項c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）</li> <li>2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</li> </ol> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)e)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2)g) 評価手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及びe)は、並列に進めている。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

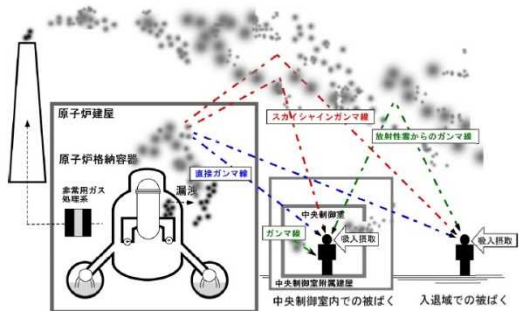
3.3 判断基準

「3.1想定事故」に対して、「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない（※1）【解説3.2】。

3.3 →内規のとおり

「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。



(a) BWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。

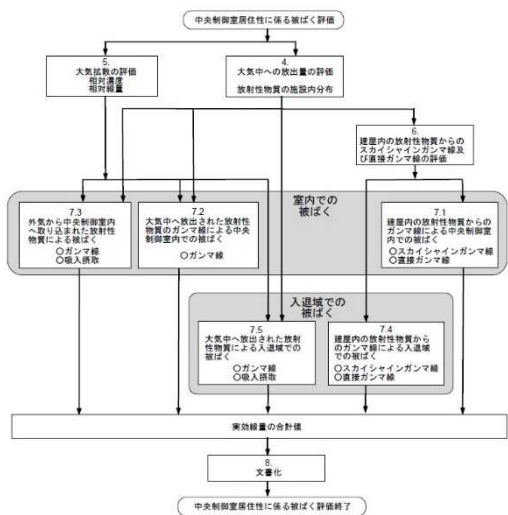
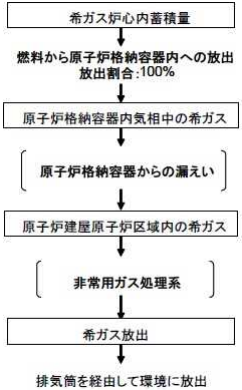
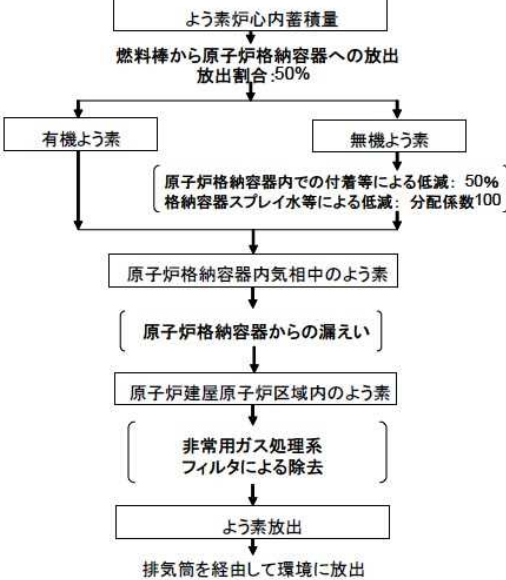


図3.2 評価の手順

→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>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。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1, よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1, よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 <p>図4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）</p>	<p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p> <p>→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p>
 <p>図4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR型原子炉施設）</p>	<p>→図4.2の放出経路でよう素を評価している。</p>



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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2 →内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他の</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

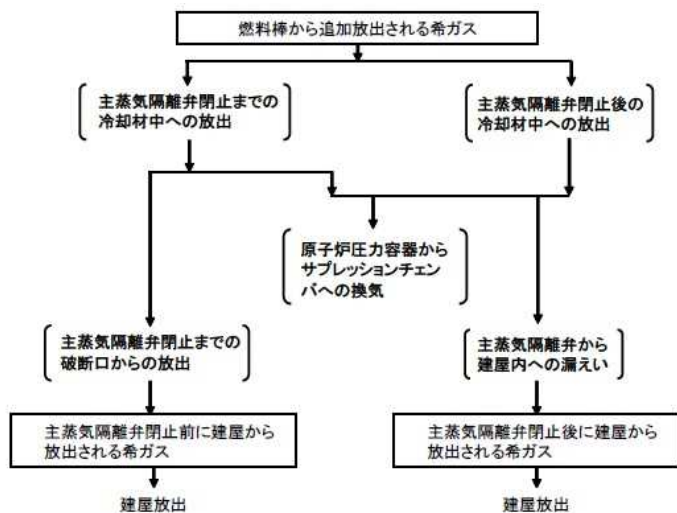


図4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）

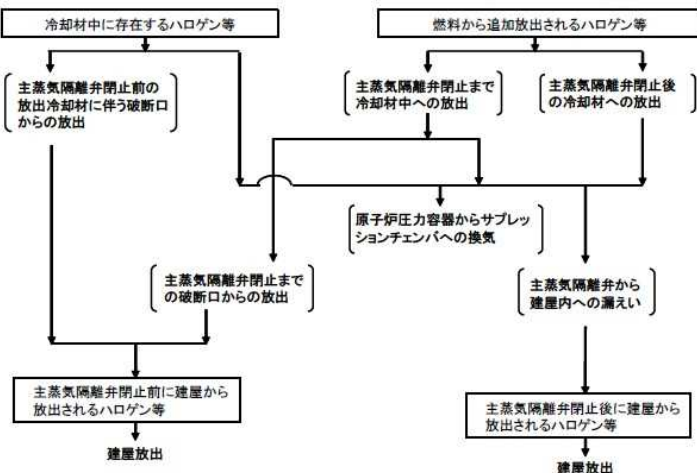


図4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR 型原子炉施設）

ハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。

4.1.2(7)g 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。

4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。

4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとして評価している。

→図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

→図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル<sup>(参3)</sup>を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <table border="0"> <tr> <td><math>\chi(x, y, z)</math></td> <td>: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td><math>Q</math></td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td><math>U</math></td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td><math>\lambda</math></td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td>(1/s)</td> </tr> <tr> <td><math>z</math></td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>H</math></td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_y</math></td> <td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_z</math></td> <td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向をx軸、その直角方向をy軸、鉛直方向をz軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) <math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3項に示す方法で計算する。</p>	$\chi(x, y, z)$	: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )	$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)	$\lambda$	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)	$z$	: 評価点の高さ	(m)	$H$	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	$\sigma_y$	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sigma_z$	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1 →内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$	: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )																							
$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																							
$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)																							
$\lambda$	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)																							
$z$	: 評価点の高さ	(m)																							
$H$	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																							
$\sigma_y$	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																							
$\sigma_z$	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																							

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 気象データ  風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>に，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ<math>\sigma_{y0}</math>，<math>\sigma_{z0}</math>を加算した総合的な拡散パラメータ<math>\Sigma_y</math>，<math>\Sigma_z</math>を適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は，次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[ \exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  U : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)  z : 評価点の高さ (m)  H : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\Sigma_y</math> : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\Sigma_z</math> : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_y</math> : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_{y0}</math> : 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m)  <math>\sigma_{z0}</math> : 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m)  A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)  c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋の影響を受けるため，(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																		
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2 を用いる。これは、Gifford により示された範囲 (1/2 &lt; c &lt; 2) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は <math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、<math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)、a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>z=H</math>, <math>H&gt;0</math>) , (5.4) 式で濃度を求める【解説5.3】 【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z \cdot U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td><math>\chi(x,y,z)</math></td> <td>: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_y</math></td> <td>: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_z</math></td> <td>: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$\chi(x,y,z)$	: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、1/2を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) <math>\sigma_y=0</math>及び<math>\sigma_z=0</math>とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>z=H</math>, <math>H&gt;0</math>) , (5.4)式で濃度を評価している。</p>
$\chi(x,y,z)$	: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )																	
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																	
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																	
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																	
$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)																	
$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)																	

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（<math>z=0, H=0</math>），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td><math>\chi(x,y,0)</math></td> <td>: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td><math>Q</math></td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td><math>U</math></td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_y</math></td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_z</math></td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</li> <li>2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図5.1の領域An)の中にある場合</li> <li>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ol> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする<sup>(参4)</sup>。</p> <p>ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。</p> <p>建屋の影響の有無の判断手順を、図5.2に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$	: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )	$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)	$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合（<math>z=0, H=0</math>），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で評価している。</p> <p>5.1.2 →内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$	: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )														
$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)														
$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)														
$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)														
$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)														

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

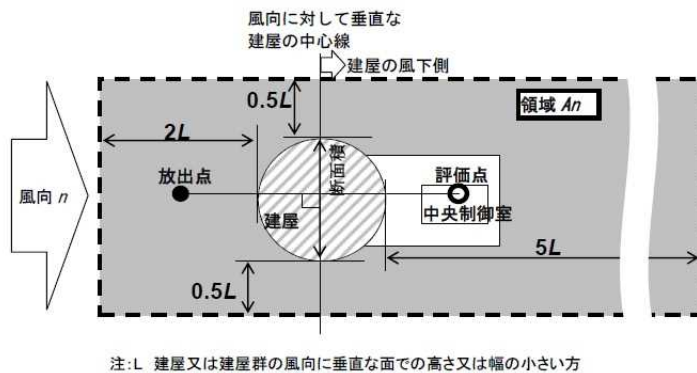


図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

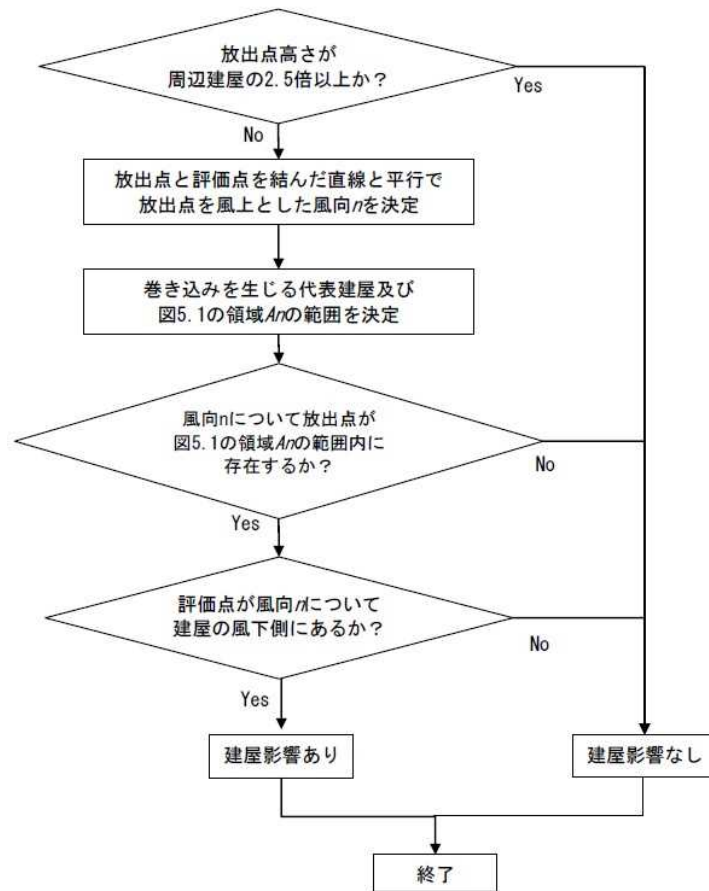


図5.2 建屋影響の有無の判断手順



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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方

a) 「5.1.2原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。

b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。

建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図5.3)

5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。

5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

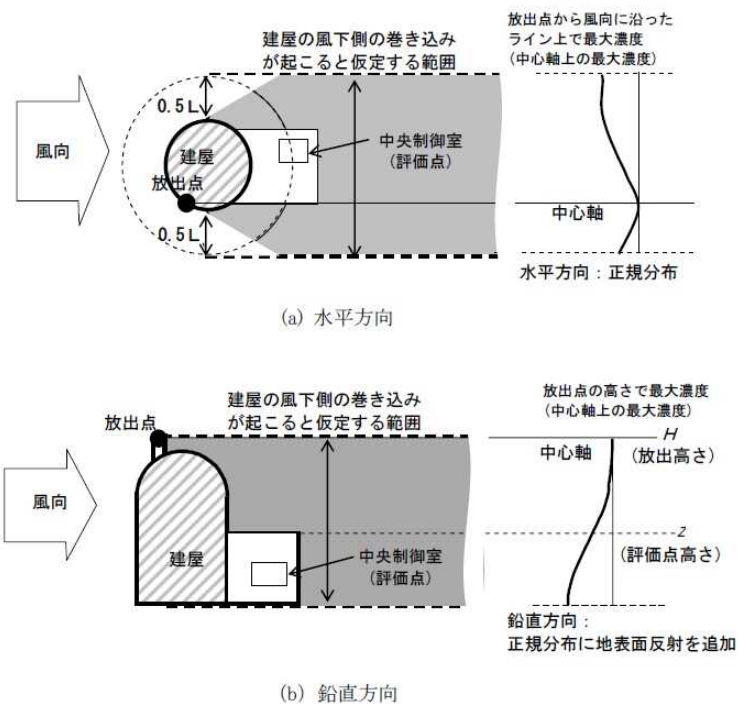
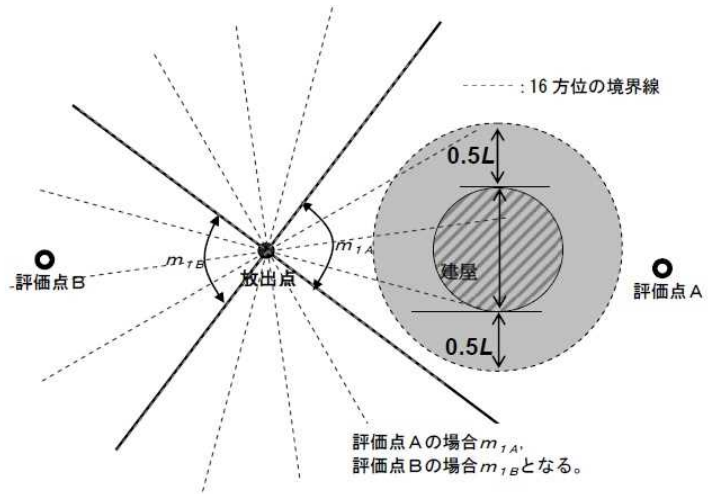
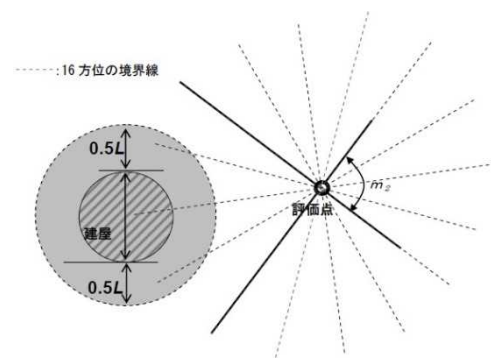


図5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。</li> <li>3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</li> </ol> <div data-bbox="488 539 996 561" style="text-align: center;"> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> </div> <table border="1" data-bbox="430 561 1093 801"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気を取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。</li> <li>2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。 <ol style="list-style-type: none"> <li>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れられることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。</li> <li>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</li> </ol> </li> </ol>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気少量取込を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)2) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面上における評価点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</li> <li>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</li> <li>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</li> <li>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また <math>\sigma_y=0</math>及び<math>\sigma_z=0</math>として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>の値を適用してもよい。</li> </ul> <p>c) 着目方位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</li> </ul> <div data-bbox="336 845 1254 1356" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位</p>	<p>5.1.2(3)b)3) 中央制御室が属するコントロール建屋の屋上面を代表とし、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、<math>0.5L</math>の拡散領域(図5.5のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる【解説5.8】。</p>  <p>注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方</p> <p>図5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位<math>m_1</math>の選定方法 (水平断面での位置関係)</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図5.6に示す方法を用いることができる。 評価点が建屋に接近し、<math>0.5L</math>の拡散領域(図5.6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる【解説5.8】。</p>	<p>全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。</p>



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位 $m_2$ の選定方法(水平断面での位置関係)

図5.5及び図5.6は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図5.7に示す。

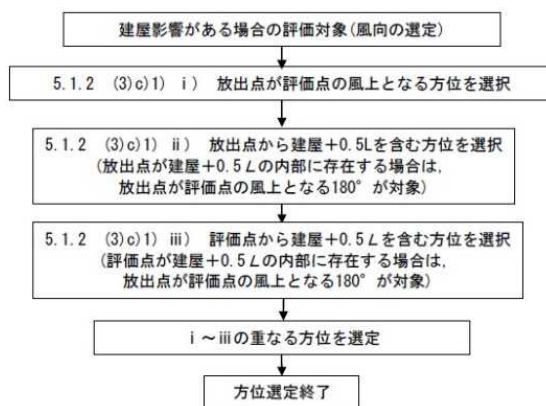


図5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって、建屋の巻き込み評価をしている。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説5.10】。</p> <div data-bbox="593 391 918 654" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図5.9に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説5.11】。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。</p> <div data-bbox="593 1077 929 1340" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ<math>\sigma_y, \sigma_z</math></p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする<sup>(※3)</sup>。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p><math>x</math> : 風下距離 (km)</p> <p><math>\sigma_y</math> : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p><math>\sigma_z</math> : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p><math>\theta_{0.1}</math> : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子<math>\theta</math>は、<math>\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2</math>とし、図5.10の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。<math>\theta(0.1\text{km})</math>の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式の<math>\sigma_1, a_1, a_2, a_3</math>の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

表 5.2  $\theta_{01}$ : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{01}$	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

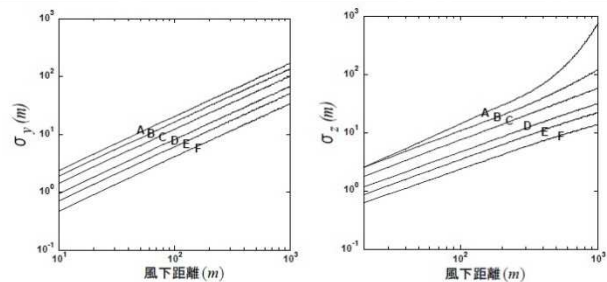
(a) 風下距離が 0.2km 未満  
( $a_2, a_3$  は 0 とする)

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

(b) 風下距離が 0.2km 以上

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$	$a_2$	$a_3$
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0



(a) y 方向の拡がりのパラメータ ( $\sigma_y$ ) (b) z 方向の拡がりのパラメータ ( $\sigma_z$ )

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ



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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直1/10 濃度幅h の図及び水平1/10 濃度幅を見込む角 <math>\theta</math> の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p>h 及び <math>\theta</math> は、次のとおりである<sup>(参3)</sup>。</p> $h = 2.15\sigma_z \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \dots\dots\dots (5.9)$ <p>h : 濃度が1/10 になる高さ (m)  <math>\theta</math> : 角度因子 (deg)  x : 風下距離 (m)</p> <p>5.2 相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方  事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする【解説5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式<sup>(参3)</sup>によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <p><math>\chi/Q</math> : 実効放出継続時間中の相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  T : 実効放出継続時間 (h)  <math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻iの相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>\delta_i^d</math> : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 <math>\delta_i^d = 1</math>  時刻iで、風向が評価対象外の場合 <math>\delta_i^d = 0</math></p> <p>a) この場合、<math>(\chi/Q)_i</math> は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって<math>(\chi/Q)_i</math> の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>	<p>5.2.1 →内規のとおり</p> <p>5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5.2.2 →内規のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) <math>(\chi/Q)_i</math> は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) <math>(\chi/Q)_i</math> の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、<math>(\chi/Q)_i</math>の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式<sup>(参3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <p><math>(\chi/Q)_i</math> :時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>z</math> :評価点の高さ (m)  <math>H</math> :放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)  <math>U_i</math> :時刻<i>i</i>の風速 (m/s)  <math>\sigma_{yi}</math> :時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_{zi}</math> :時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8 時間を超える場合には、<math>(\chi/Q)_i</math> の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内の一様分布すると仮定して(5.12)式<sup>(参3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <p><math>(\chi/Q)_i</math> :時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>H</math> :放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)  <math>x</math> :放出源から評価点までの距離 (m)  <math>U_i</math> :時刻<i>i</i>の風速 (m/s)  <math>\sigma_{zi}</math> :時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p>	<p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																				
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。</p> <p>短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式<sup>(※3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 70%;">\$(\chi/Q)_i\$ : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="width: 30%; text-align: right;">(s/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td><i>H</i> : 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><i>z</i> : 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><i>U<sub>i</sub></i> : 時刻<i>i</i>の風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td><i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m<sup>2</sup>)</td> </tr> <tr> <td><i>c</i> : 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_{yi}</math> : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_{zi}</math> : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_{yi}</math> : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_{zi}</math> : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p>	\$(\chi/Q)_i\$ : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )	<i>H</i> : 放出源の高さ	(m)	<i>z</i> : 評価点の高さ	(m)	<i>U<sub>i</sub></i> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	<i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )	<i>c</i> : 形状係数	(-)	$\sum_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	$\sum_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	$\sigma_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	$\sigma_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
\$(\chi/Q)_i\$ : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )																				
<i>H</i> : 放出源の高さ	(m)																				
<i>z</i> : 評価点の高さ	(m)																				
<i>U<sub>i</sub></i> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																				
<i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )																				
<i>c</i> : 形状係数	(-)																				
$\sum_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
$\sum_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				
$\sigma_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
$\sigma_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;"><math>D</math></td> <td style="width: 60%;">: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td style="width: 25%; text-align: right;">(<math>\mu\text{Gy}/s</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>K_I</math></td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td style="text-align: right;"><math>\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)</math></td> </tr> <tr> <td><math>E</math></td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td style="text-align: right;">(<math>\text{MeV}/\text{dis}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu_a</math></td> <td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td style="text-align: right;">(<math>1/m</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu</math></td> <td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td style="text-align: right;">(<math>1/m</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>r</math></td> <td>: (<math>x', y', z'</math>)から(x, y, 0)までの距離</td> <td style="text-align: right;">(<math>m</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>B(\mu r)</math></td> <td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td><math>\chi(x', y', z')</math></td> <td>: (<math>x', y', z'</math>)の濃度</td> <td style="text-align: right;">(<math>\text{Bq}/\text{m}^3</math>)</td> </tr> </table> <p><math>\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma</math>は、<math>0.5\text{MeV}</math>のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、<math>\chi(x', y', z')</math>の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p>	$D$	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	( $\mu\text{Gy}/s$ )	$K_I$	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$	$E$	: ガンマ線の実効エネルギー	( $\text{MeV}/\text{dis}$ )	$\mu_a$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	( $1/m$ )	$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	( $1/m$ )	$r$	: ( $x', y', z'$ )から(x, y, 0)までの距離	( $m$ )	$B(\mu r)$	: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$	: ( $x', y', z'$ )の濃度	( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	<p>5.3 →内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>
$D$	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	( $\mu\text{Gy}/s$ )																							
$K_I$	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$																							
$E$	: ガンマ線の実効エネルギー	( $\text{MeV}/\text{dis}$ )																							
$\mu_a$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	( $1/m$ )																							
$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	( $1/m$ )																							
$r$	: ( $x', y', z'$ )から(x, y, 0)までの距離	( $m$ )																							
$B(\mu r)$	: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$	: ( $x', y', z'$ )の濃度	( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )																							

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、<math>\chi(x', y', z)</math>を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次のa), b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びヨウ素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びヨウ素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ヨウ素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6 →内規のとおり</p> <p>6.(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6.(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1) →内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びヨウ素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びヨウ素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ヨウ素50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<small>(参6, 参7, 参8)</small>とする。</p>	<p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2 →内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_S = \int_0^T D_S dt$$

$$D_S = \sum_E \sum_{\ell} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV \quad \dots\dots\dots (6.1)$$

- $H_S$  : 実効線量 (Sv)
- $T$  : 計算期間 (s)
- $D_S$  : ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)
- $\Phi(E, x)$  : 散乱点に於けるガンマ線束 ( $\gamma/(m^2 s)$ )
- $\mu_l'$  : 散乱エネルギー  $E'$  に於ける物質  $\ell$  の線減衰係数 (1/m)
- $K(E')$  : 散乱エネルギー  $E'$  の線量率換算係数 (Gy/( $\gamma/m^2$ ))
- $B(E', b)$  : 散乱エネルギー  $E'$  のガンマ線の散乱点から計算点までの  $b$  に対するビルドアップ係数 (-)
- $X_m$  : 領域  $m$  の透過距離 (m)
- $r$  : 散乱点から計算点までの距離 (m)
- $V$  : 散乱体積 ( $m^3$ )
- $N$  : 空気中の電子数密度 (electrons/ $m^3$ )
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$  : Klein-Nishina の微分散乱断面積 ( $m^2 / steradian$ )
- $\theta$  : 散乱角 (radian)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。

i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 (参8)

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \quad \dots\dots\dots (6.2)$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

- $\mu_i$  : 線源エネルギー  $E$  の物質  $i$  の線減衰係数 (1/m)
- $S(E)$  : 線源エネルギー  $E$  の線源強度 ( $\gamma/s$ )
- $B(E, b^0)$  : 線源エネルギー  $E$  のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の  $b^0$  に対するビルドアップ係数 (-)
- $X_j$  : 領域  $j$  の透過距離 (m)
- $\rho$  : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- $\mu_k$  : 線源エネルギー  $E$  の空気以外の物質  $k$  の線減衰係数 (1/m)
- $X_n$  : 空気以外の物質の領域  $n$  の透過距離 (m)

6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合<sup>(参6, 参7)</sup></p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> <math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に於ける領域 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>x_i</math> : 領域 <math>i</math> の透過距離 (m)  <math>\rho</math> : 線源点から散乱点までの距離 (m)  <math>S_p(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 (<math>\gamma/s</math>)  <math>\theta</math> : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian)  <math>\Phi(\theta)</math> : 輸送計算式によって求めた <math>\theta</math> 方向の角度束 (<math>\gamma/m^2 \cdot \text{weight}</math>)  <math>\text{weight} = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}</math>  <math>\Omega</math> : ガンマ線の放出立体角 (steradian)  <math>A_c</math> : 天井面積 (<math>m^2</math>) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式<sup>(参6, 参7, 参9)</sup>とする。</p>	<p>6.3 →内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>



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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> <math>H_d</math> : 実効線量 (Sv)  <math>K(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に対する線量換算係数 (Sv/(γ/m<sup>2</sup>))  <math>S(E, x, y, z)</math> : 積算線源強度 (γ/m<sup>3</sup>)  <math>B(E, b)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> でガンマ線減衰距離 <math>b</math> に対するビルドアップ係数 (-)  <math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に対する物質 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>l_i</math> : 物質 <math>i</math> の透過距離 (m)  <math>R</math> : 微小体積 <math>dV</math> から計算点までの距離 (m)  <math>V</math> : 線源体積 (m<sup>3</sup>) </p>	
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次のa)及びb)のとおり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説7.1】。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及びPWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定する。ただし, 直交替の設定を平常時のものから変更する場合, 事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1から7.5までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定している。</p>
<p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路について, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算する (図7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については, 運転員の被ばくを, 7.1.1から7.1.2までに示す方法によって計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="515 231 1052 574" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="649 598 918 638" data-label="Caption"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="324 646 1220 678" data-label="Caption"> <p>図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> </div> <p>7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p>	<p>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

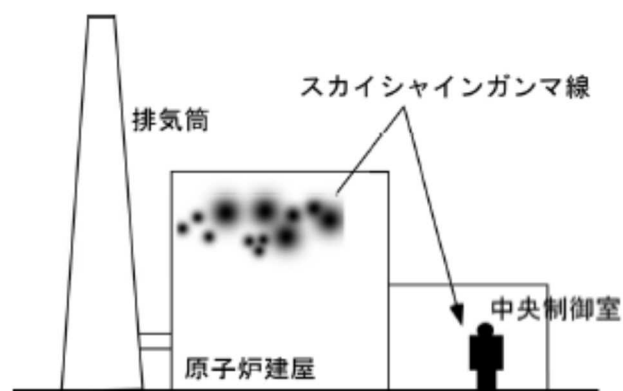


図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算  
(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）

- a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.4）。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$$

\*1) 例：4直3交替勤務の場合  $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$

7.1.1(3) →内規のとおり

- 7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算し評価している。
- 7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。
- 7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。
- 7.1.1(3)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。
- 7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。
- 7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 236 1064 614" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="459 638 1064 710" data-label="Caption"> <p>図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="235 758 1299 1284" data-label="List-Group"> <p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する（図7.5）。</li> <li>直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</li> <li>線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</li> <li>線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</li> <li>中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</li> <li>直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合<sup>*1</sup></li> </ol> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p> </div>	<div data-bbox="1321 758 2027 1292" data-label="List-Group"> <p>7.1.2 →内規のとおり</p> <p>7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> </div>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 239 1097 654" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="504 678 1064 742" data-label="Caption"> <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="235 782 1299 1284" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する（図7.7）。</li> <li>直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</li> <li>線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</li> <li>線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</li> <li>中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</li> <li>直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4) / (24h×30日)</li> </ol> </div>	<div data-bbox="1321 805 2027 1292" data-label="List-Group"> <ol style="list-style-type: none"> <li>7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</li> <li>7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</li> <li>7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</li> <li>7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</li> <li>7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</li> <li>7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</li> </ol> </div>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

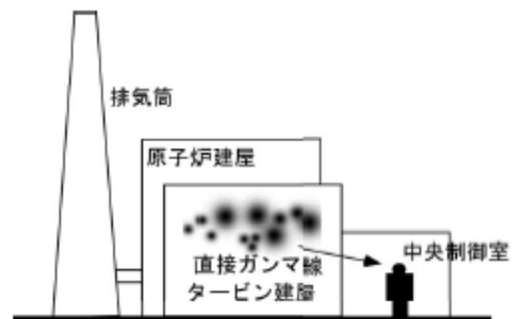
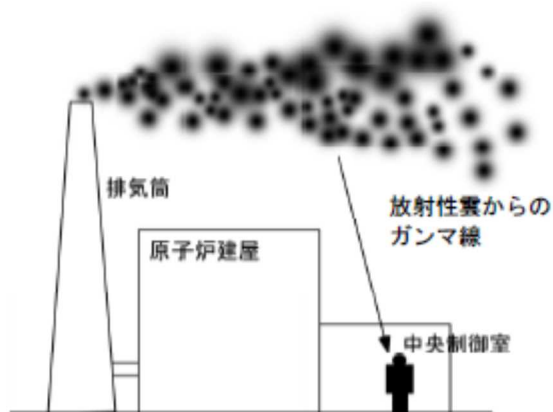


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算  
(BWR型原子炉施設)

7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく

(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する（図7.8）。



(a) BWR 型原子炉施設

図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による  
中央制御室内での被ばく経路

(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。

7.2 →内規のとおり

7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。

7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（<math>E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}</math>以上）の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p><math>H_\gamma</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_\gamma(t)</math> : 時刻<math>t</math>における核種の環境放出率 (Bq/s)  (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 <math>B \exp(-\mu'X')</math> は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（<math>E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}</math>以上）の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left( 1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots (7.2)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>Q_{\gamma}</math> : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線0.5MeV換算) (Bq)  <math>V</math> : 半球雲体積 (m<sup>3</sup>)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 半球雲直径 (m)  <math>U</math> : 半球雲の移動速度 (m/s)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots (7.3)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, K=1)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_{\gamma}(t)</math> : 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s)  (γ線0.5MeV換算)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>



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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

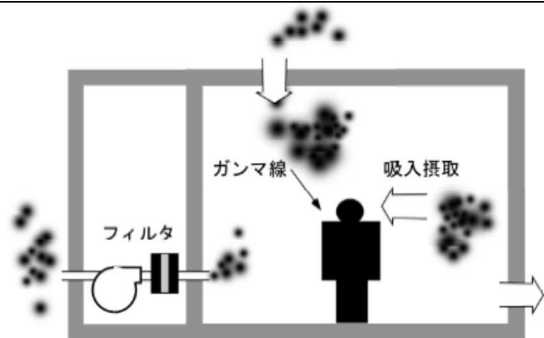


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度

(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合

建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。

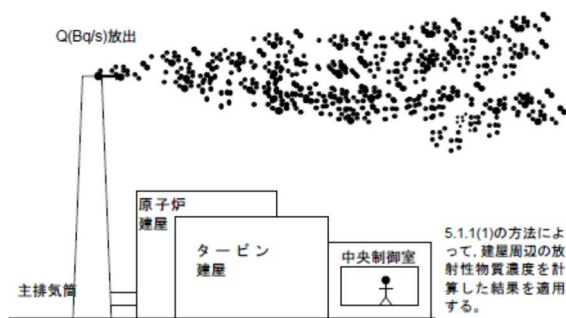


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

b) 建屋影響を考慮する場合

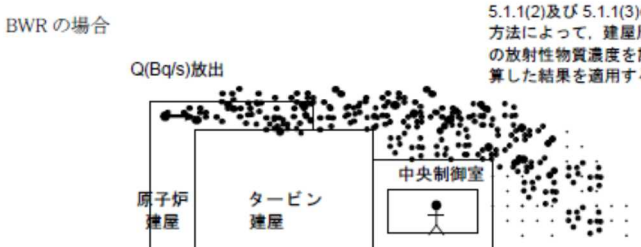
建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。

7.3.1 →内規のとおり

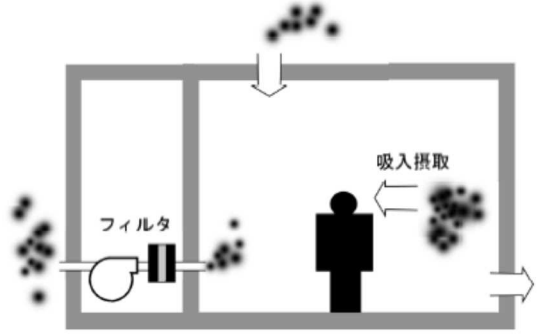
7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。

7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p>7.3.2 →内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室換気空調系及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> の評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、換気空調系の設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^n (1-E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> <math>M_i^k(t)</math> : 時刻<i>t</i>における区画<i>i</i>の核種<i>k</i>の放射性物質の量 (Bq)  <math>V_i</math> : 区画<i>i</i>の体積 (m<sup>3</sup>)  <math>E_{ij}^k</math> : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の経路にあるフィルタの除去効率 (-)  <math>G_{ij}</math> : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の体積流量 (m<sup>3</sup>/s)  <math>\lambda^k</math> : 核種<i>k</i>の崩壊定数 (1/s)  <math>S_l^k(t)</math> : 時刻<i>t</i>における外気取入口<i>l</i>での核種<i>k</i>の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>\alpha_l</math> : 外気取入口<i>l</i>からの外気取入量 (m<sup>3</sup>/s)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 評価点<i>l</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>Q^k(t)</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s) </p> <p> <math>\alpha_l</math> : 空気流入量 (m<sup>3</sup>/s)  空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)  <math>S_l^k(t)</math> : 空気流入を計算する核種<i>k</i>の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 空気流入に対する評価点<i>l</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>) </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には，その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。  内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量  ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日/4）／（24h×30日）</p> <p>ここで，外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_a C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <p><math>H_I</math> : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_a</math> : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>C_I(t)</math> : 時刻tにおける中央制御室内の放射性物質濃度 (I-131等価量) (<math>Bq/m^3</math>)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>  <p>図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく</p>	<p>7.3.3 →内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算する。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量  ×直交替による滞在時間割合  +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_w C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p><math>H_i</math> : 要素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_w</math> : 要素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>C_{IP}(t)</math> : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻<i>t</i>における中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (<math>Bq/m^3</math>)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内だけに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量  ×直交替による滞在時間割合<sup>*1</sup></p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4 →内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- $H_{\gamma}$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
  - $E_{\gamma}$  : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
  - $\mu$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
  - $R$  : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
  - $C_{\gamma}(t)$  : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m<sup>3</sup>)
  - $T$  : 計算期間(30日) (s)
- (注)30日間連続滞在の場合の値である。

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式<sup>(参5)</sup>によって計算することも妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[ \frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$$

- $H_{\gamma}$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- $K$  : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m<sup>2</sup>))
- $A, \alpha_1, \alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)
- $\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

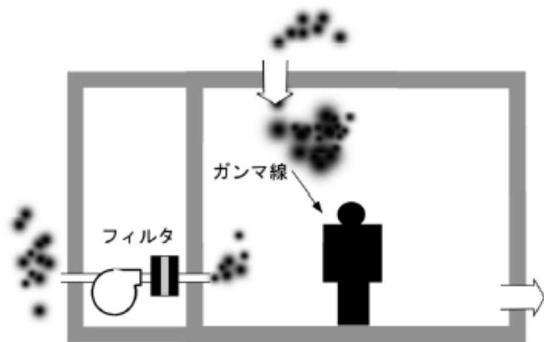
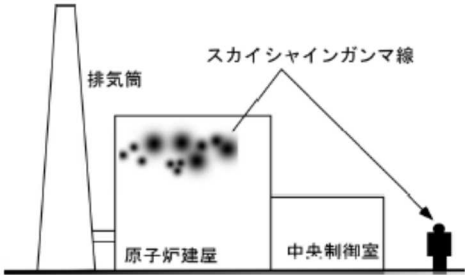
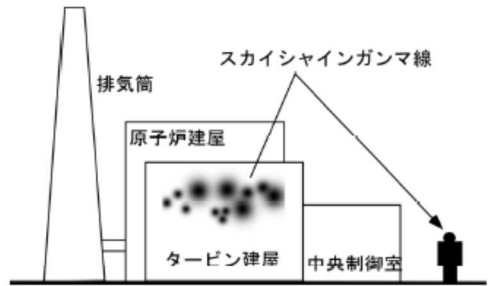


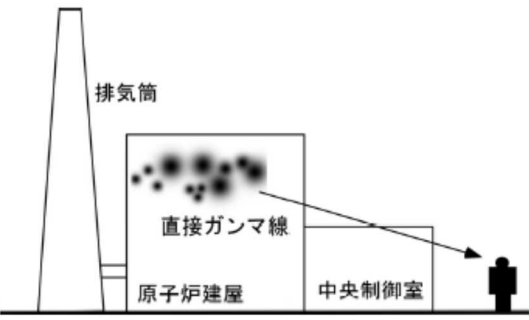
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

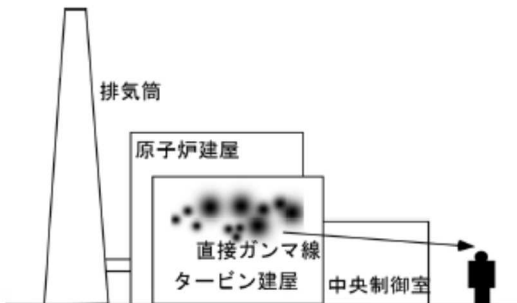
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV) (MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)  <math>C_{sp}(t)</math> : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する（図7.14）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div data-bbox="560 917 985 1220" data-label="Diagram"> </div> <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1 →内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合  <math>0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.2 →内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

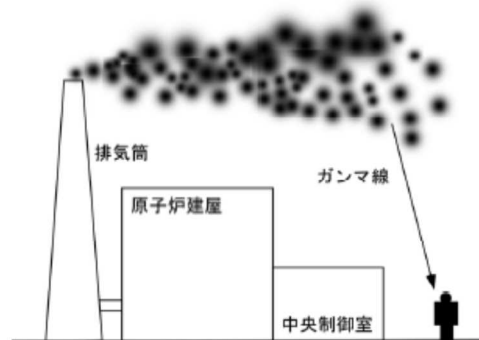
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.20）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.22）。</p> <div data-bbox="548 678 1008 981" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="504 1029 1041 1316" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	<p>7.5 →内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1から7.5.2までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する（図7.23）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。  外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量  ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合  <math>0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math>  ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_r(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p><math>H_y</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_r(t)</math> : 時刻<math>t</math>における核種の環境放出率 (Bq/s)  (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.5.1 →内規のとおり</p> <p>7.5.1(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR 型原子炉施設

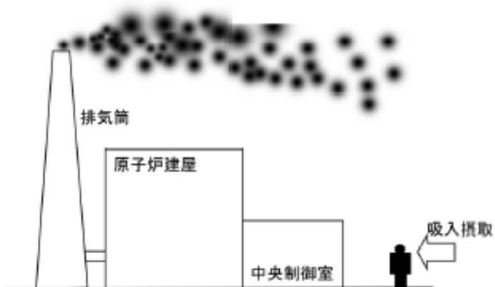
図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による  
入退域時の被ばく

7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。
- (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度  $\chi/Q$  を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。
- (3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
  - a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。
  - b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。

7.5.2 →内規のとおり

- 7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。
- 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度  $\chi/Q$  を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。
- 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。
- 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。
- 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。
  - 7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。  内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量  ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合  0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_e(\chi/Q)Q_i(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p> <math>H_i</math> : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_e</math> : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への  換算係数 (<math>Sv/Bq</math>)  <math>\chi/Q</math> : 相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q_i(t)</math> : 時刻<i>t</i>におけるよう素環境放出率  (I-131等価量) (<math>Bq/s</math>)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく</p>	<p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

運用，手順説明資料



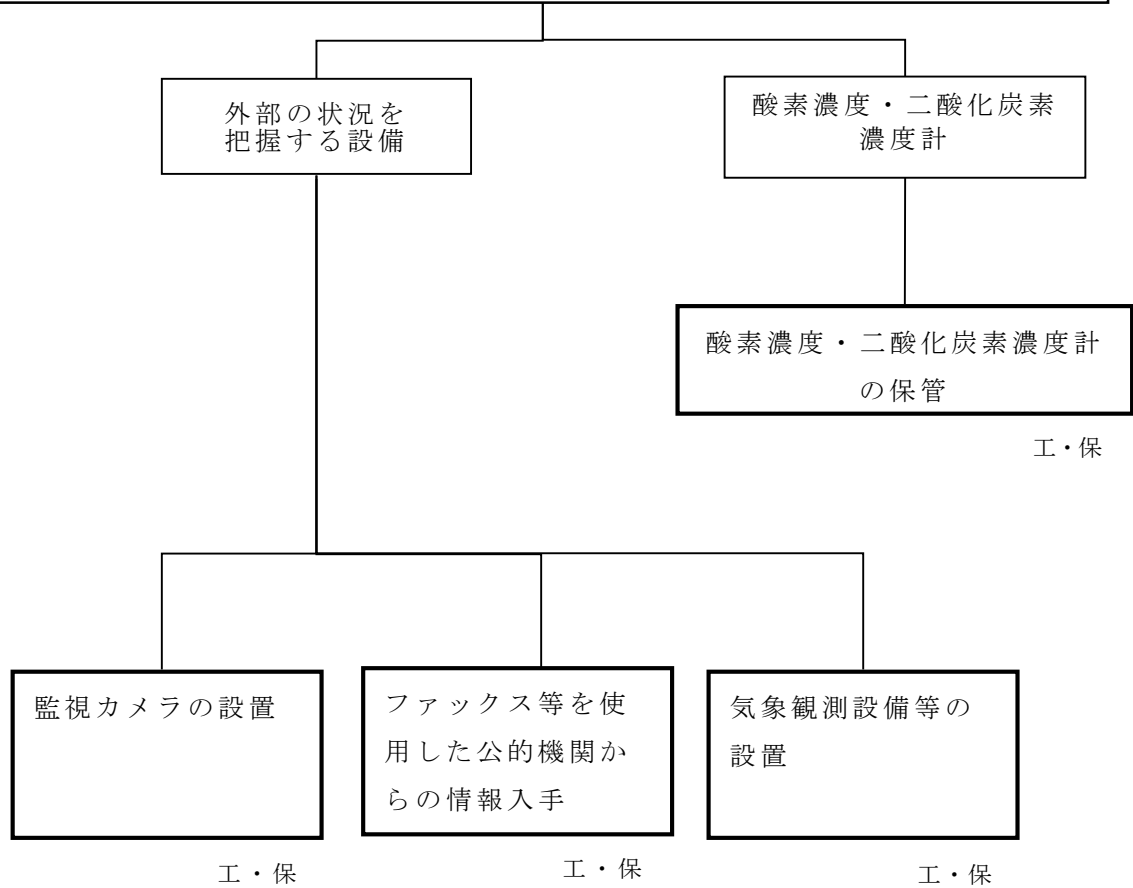
## 第26条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則第26条）  
 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（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。  
 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。

【条文要求】（技術基準規則第38条）  
 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。



<p>【後段規制との対応】</p> <p>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）</p>	<p>【添付六、八への反映事項】</p> <p><span style="border: 2px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span>：添付六、八に反映  <span style="border: 1px dashed black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span>：当該条文に関係しない（他条文での反映事項他）</p>
--	---

技術的能力に係る運用対策等（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26条 原子炉制御室等 (技術基準規則対象条文 第38条 原子炉制御室等)	外部の状況を 把握する設備	運用・手順	手順に基づき，発電用 原子炉施設の外部の状 況を把握する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	酸素濃度・二酸 化炭素濃度計	運用・手順	手順に基づき，酸素濃 度・二酸化炭素濃度計 により中央制御室の居 住環境の確認を行う。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表1 通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

設計基準事故設備		点検項目	点検頻度
送受話器 (警報装置を含む)	ハンドセット, スピーカー	外観点検 機能確認	1回/年
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	PHS 端末		
	FAX		
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声呼出電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
衛星電話設備	常設	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	可搬型	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
無線連絡設備	常設	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	可搬型	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
必要な情報を把握 できる設備 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))	プロセス計算機	外観点検 機能確認	1回/年
	データ伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	SPDS 表示装置	外観点検 機能確認	1回/年
局線加入電話設備	加入電話機	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
	加入 FAX		
専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン)	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
統合原子力防災ネ ットワークを用い た通信連絡設備	TV 会議システム	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	IP-電話機		
	IP-FAX		
データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年

## 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 米国バイロン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
      - 2.2.2.3 電線路の物理的分離
        - 2.2.2.3.1 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 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

##### 2.2.4.2.7 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

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

保安電源設備について、設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 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 33 条及び技術基準規則第 45 条要求事項

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。	—	変更なし
2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（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。  —	<p>発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。</p> <p>2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p>
3 <u>保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</u>	3 <u>保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。</u>	追加要求事項

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
4 <u>設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</u>	4 <u>設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</u>	追加要求事項
5 <u>前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</u>	5 <u>前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</u>	追加要求事項
6 <u>設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。</u>	6 <u>設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。</u>	追加要求事項
7 <u>非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</u>	7 <u>非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</u>	追加要求事項



<p style="text-align: center;">設置許可基準規則 第 33 条（保安電源設備）</p>	<p style="text-align: center;">技術基準規則 第 45 条（保安電源設備）</p>	<p style="text-align: center;">備 考</p>
<p>8 <u>設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</u></p>	<p>8 <u>設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

## 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

500kV 送電線は、約 100km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社 西群馬開閉所(以下 西群馬開閉所という。)に連系する。また、154kV 送電線は、約 4km 離れた東北電力株式会社刈羽変電所(以下 刈羽変電所という。)に連系する。送電系統図を第 2.1.1-1 図に示し、開閉所単線結線図を第 2.1.1-2 図に示す。

上記 3 ルート 5 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、西群馬開閉所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東北電力株式会社 154kV 荒浜線(以下 154kV 荒浜線という。)を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また、刈羽変電所が停止した場合には、西群馬開閉所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

これら送電線は、発電所を安全に停止するために必要な電力を供給可能な容量とする。500kV 送電線 4 回線は、1 回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には、所内電力は、主として発電機から所内変圧器を通して受電するが、500kV 送電線よりタイライン及び起動用開閉所変圧器を介して受電する起動用開閉所から起動変圧器を通して受電することができる。また、154kV 送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は 4 母線で構成し、所内変圧器又は共通用高圧母線から受電する。

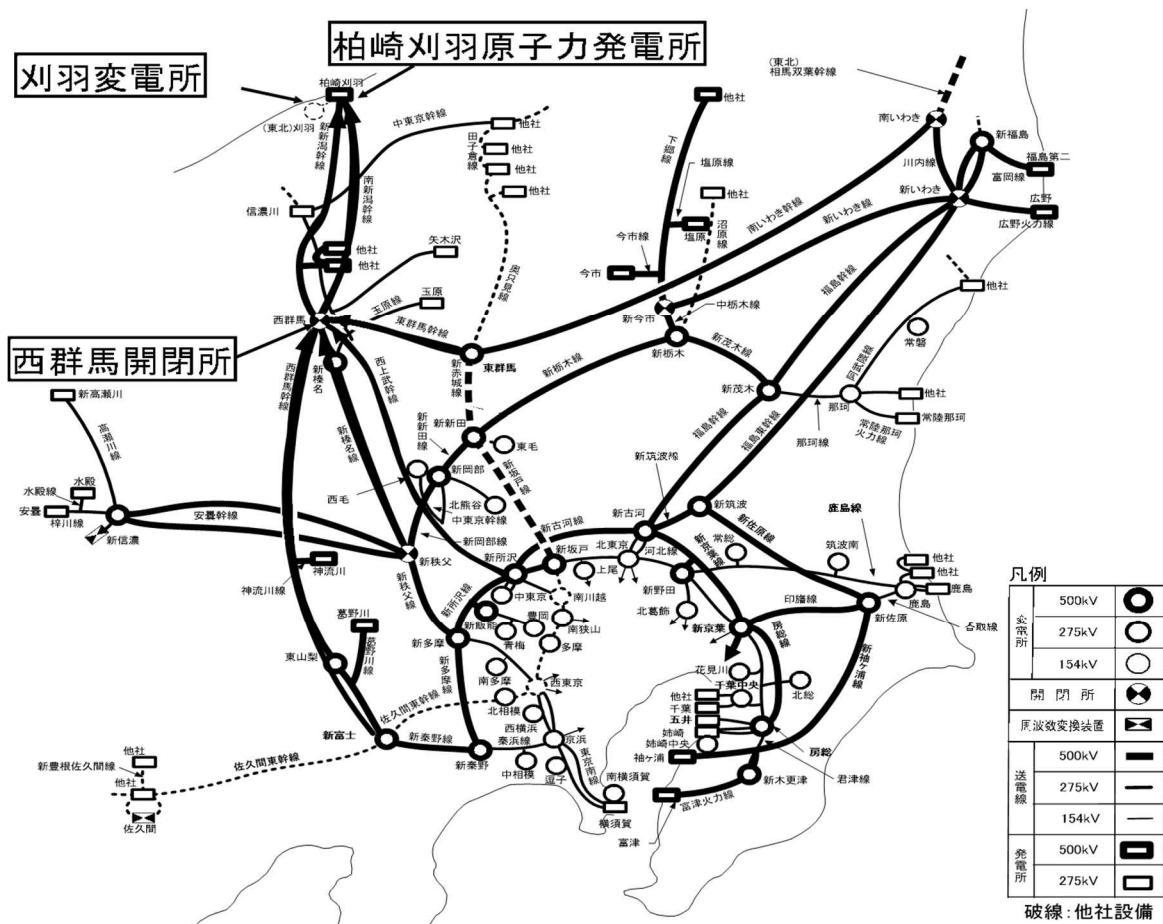
共通用高圧母線は 4 母線で構成し、起動変圧器から受電する。

常用低圧母線は 4 母線で構成し、常用高圧母線から動力用変圧器を通して受電する。

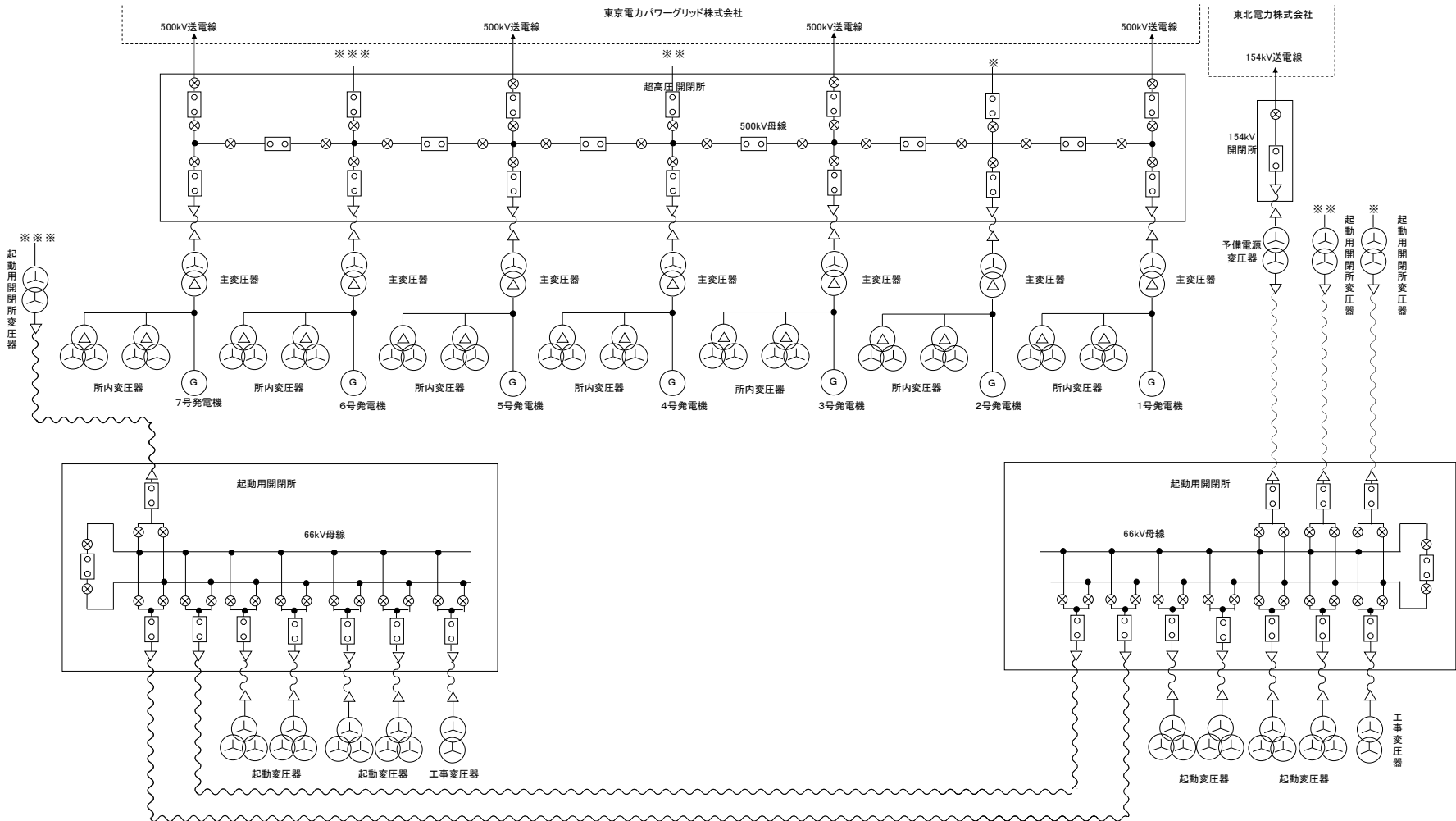
共通用低圧母線は 2 母線で構成し、共通用高圧母線から動力用変圧器を通して受電する。

所内機器で 2 台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう 2 母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。所内単線結線図を第 2.1.1-3 図に示す。

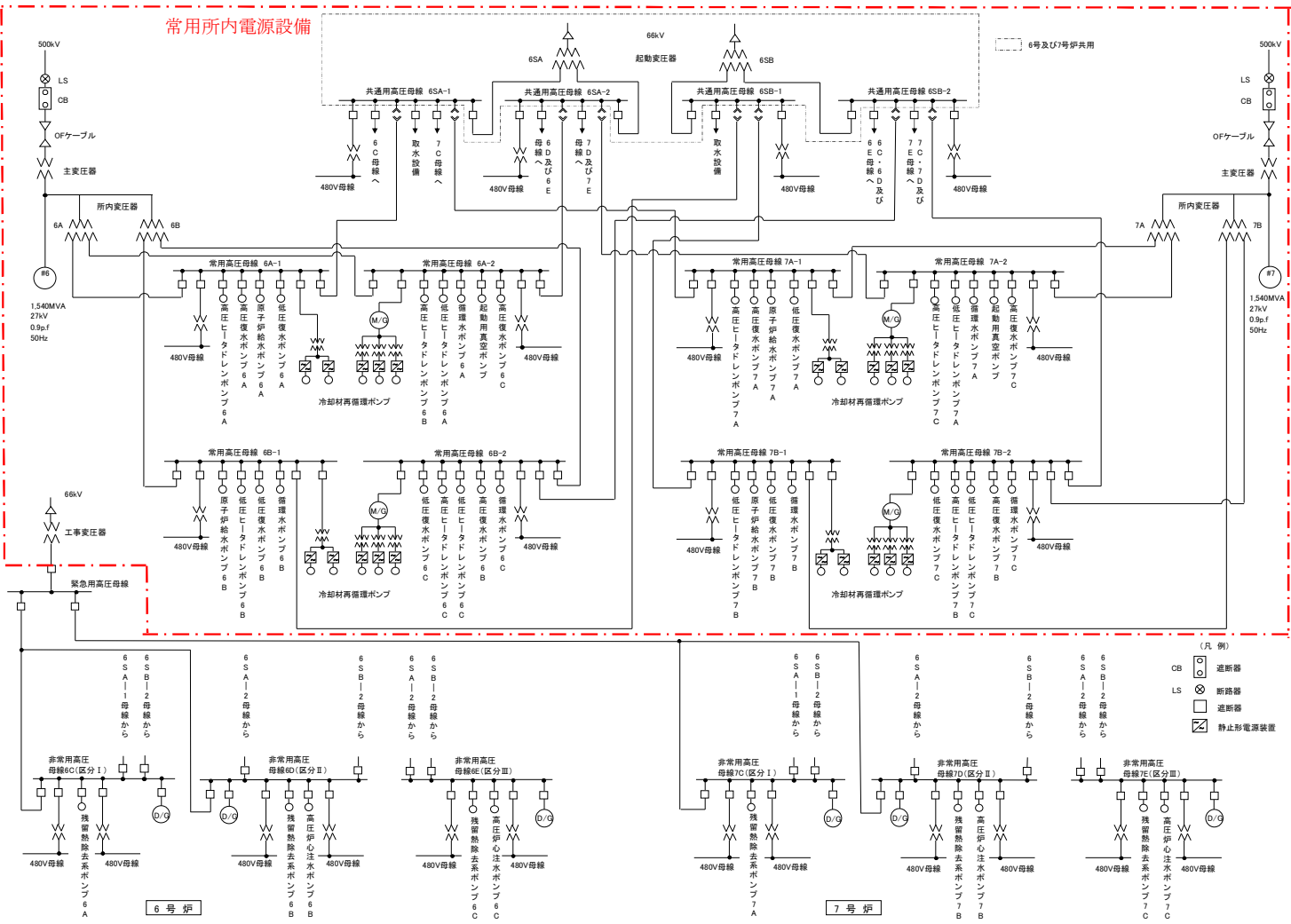
また、直流電源設備は、常用所内電源として直流 250V 1 系統及び直流 125V 常用系 1 系統の 2 系統から構成する。直流電源単線結線図を第 2.1.1-4 図に示す。



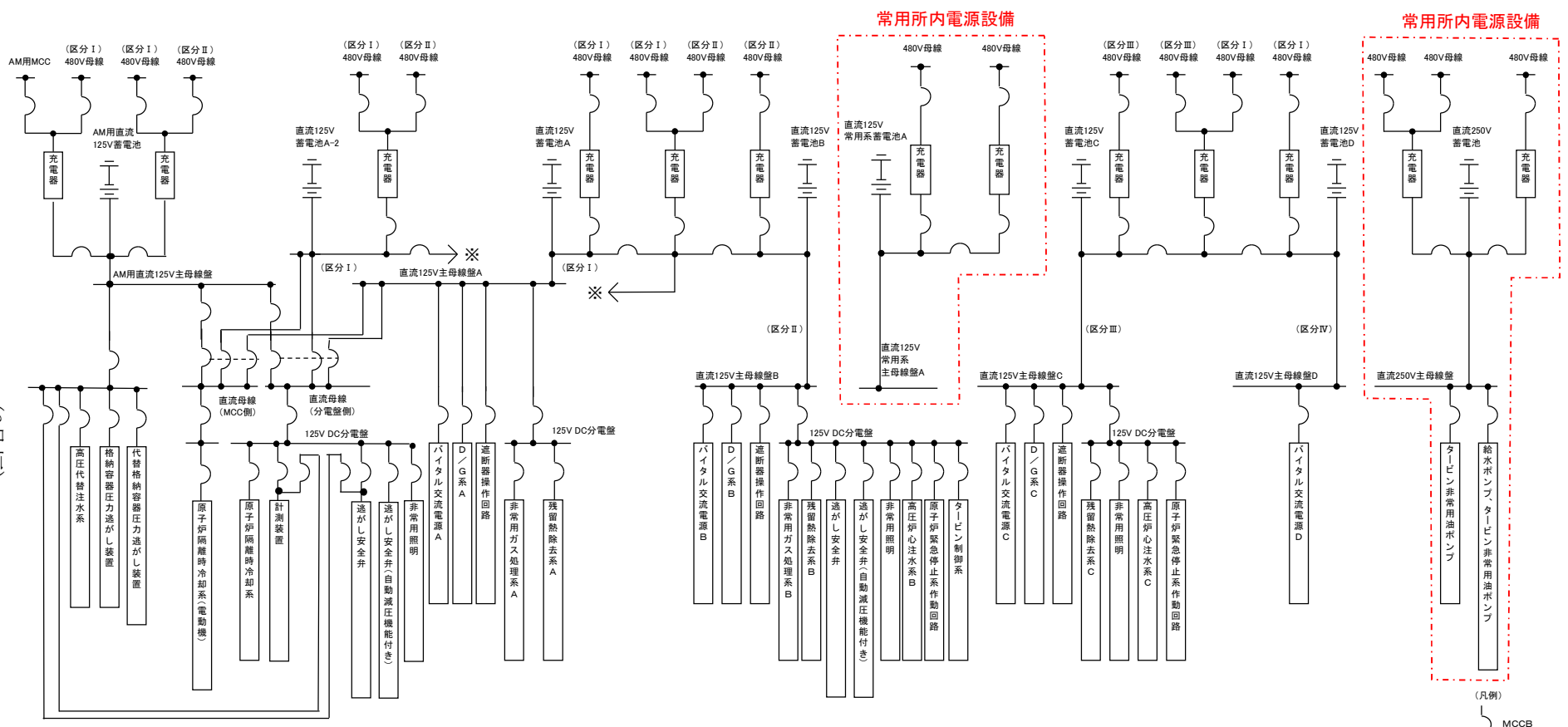
第 2.1.1-1図 送電系統図



第 2.1.1-2図 開閉所単線結線図

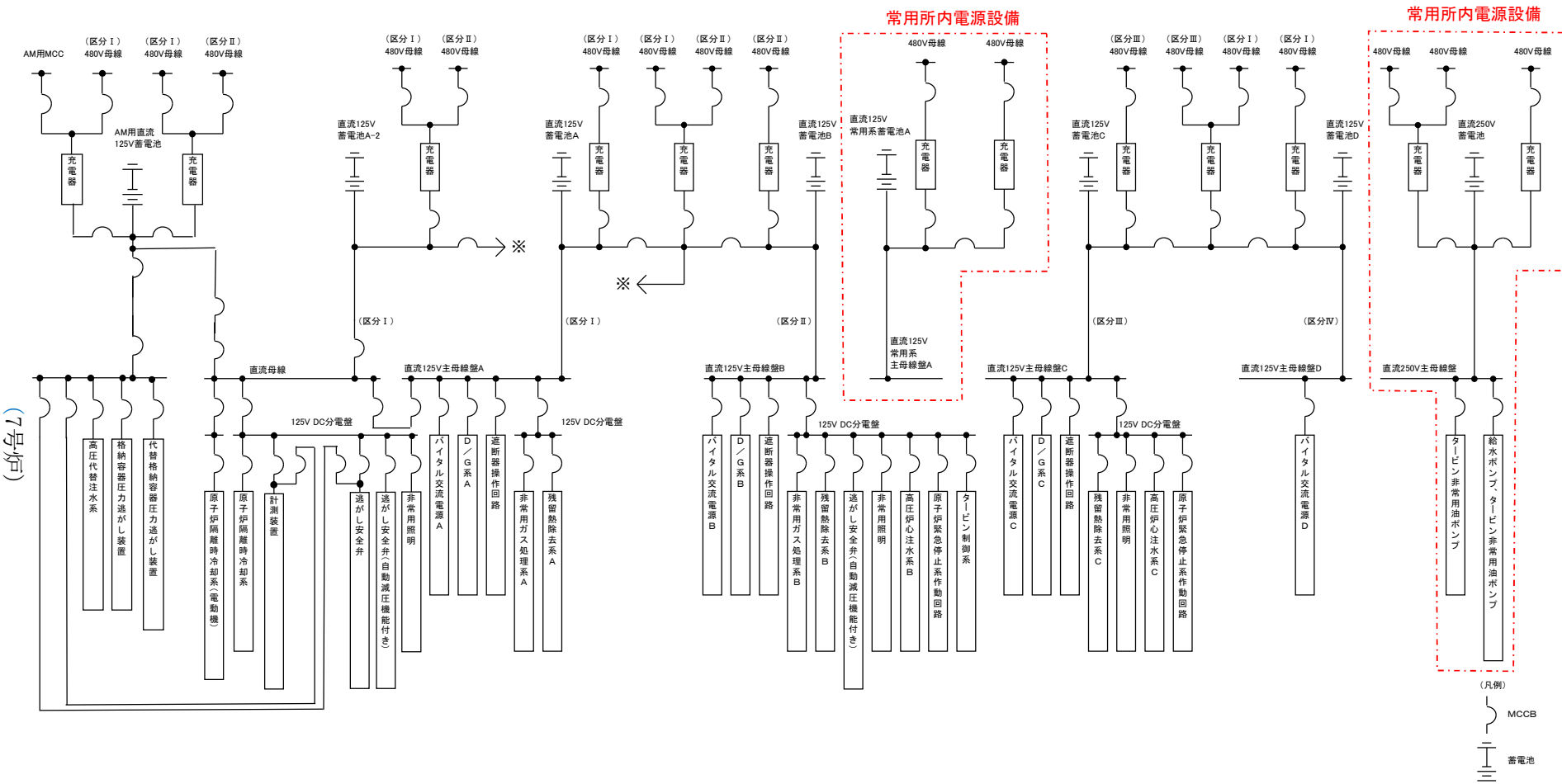


第2.1.1-3図 所内単線結線図(常用所内電源設備)



第 2.1.1-4 図 直流電源単線結線図 (常用所内電源設備) (1/2)

第2.1.1-4 図 直流電源単線結線図 (常用所内電源設備) (2/2)



## 2.1.2 非常用所内電源設備の概要

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

非常用の所内高圧母線は 3 母線で構成し、共通用高圧母線及び非常用ディーゼル発電機のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は 6 母線で構成し、非常用高圧母線から動力用変圧器を通して受電する。所内単線結線図を第 2.1.2-1 図に示す。

所内機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用あるいは共通用母線に接続する。

安全保護系及び工学的安全施設に関する機器は、単一の非常用母線の故障があっても、他の系統に波及して多重性を損なうことがないように系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

3 台の非常用ディーゼル発電機は、500kV 送電線が停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1 台の非常用ディーゼル発電機が作動しないと仮定した場合でも燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに、原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

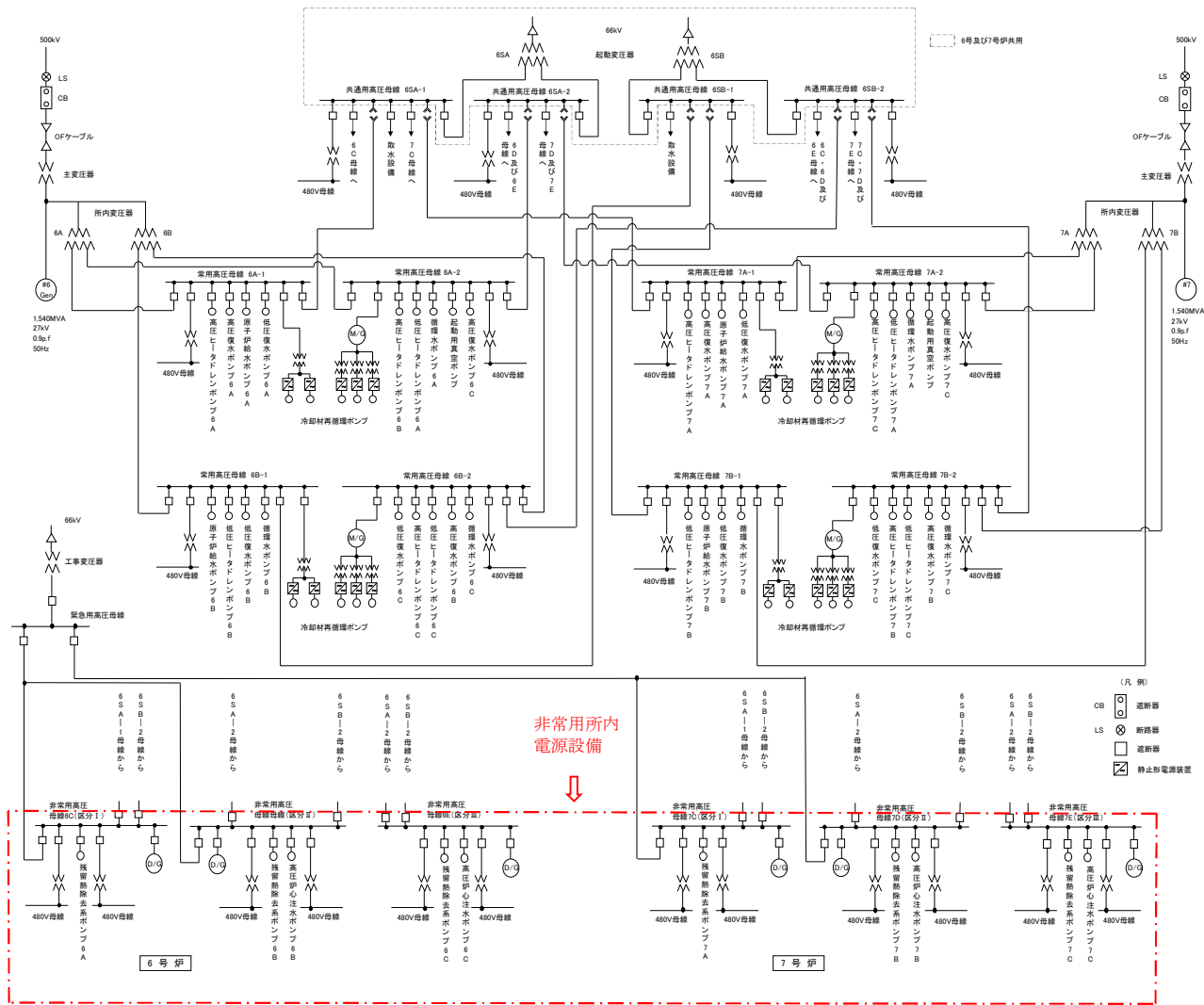
また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池（非常用）を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、静止型無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用所内電源設備として 4 系統から構成する。直流電源単線結線図を第 2.1.2-2 図に、計測制御用電源単線結線図を第 2.1.2-3 図に示す。

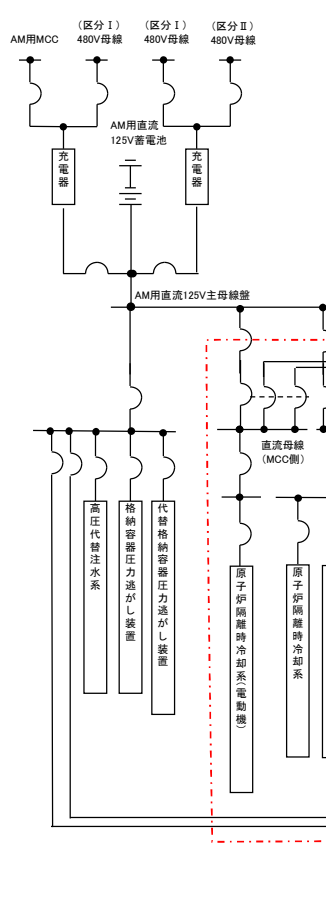
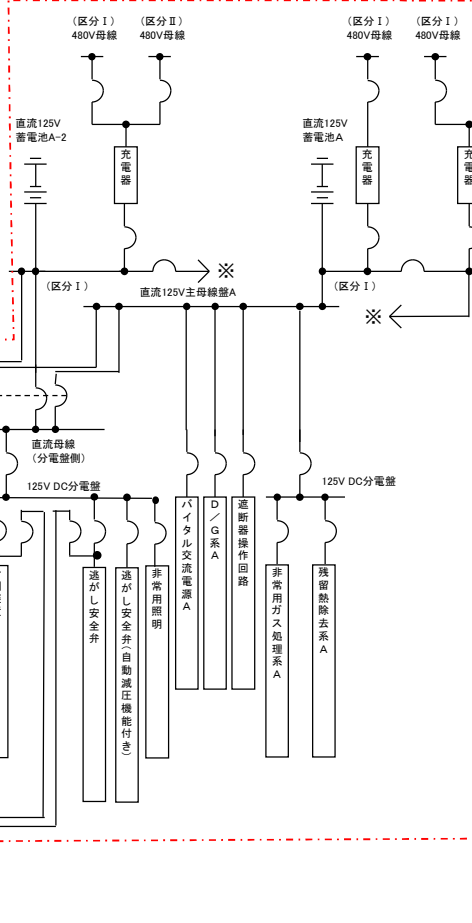
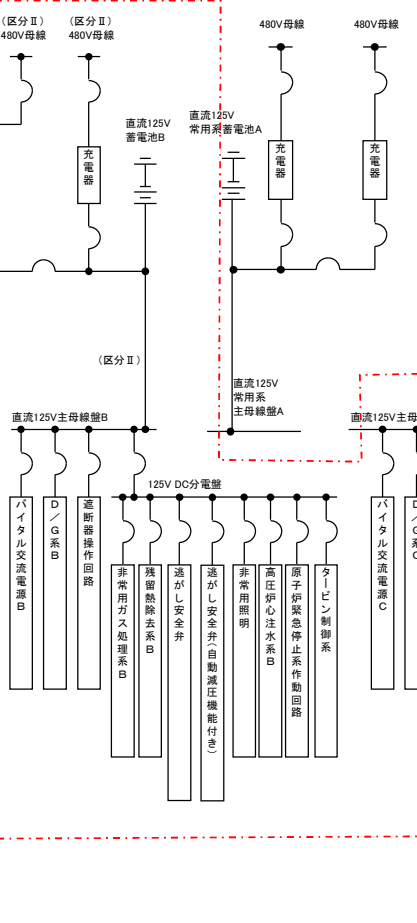
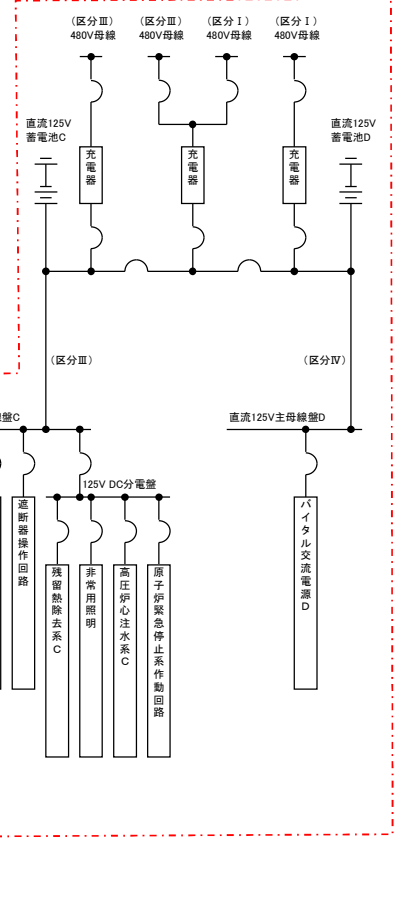
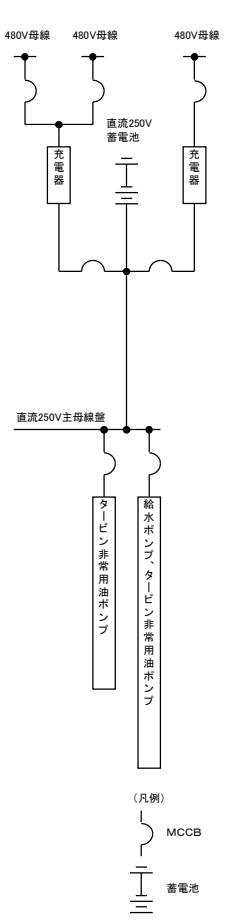
外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。



第 2.1.2-1 図 所内単線結線図 (非常用所内電源設備)

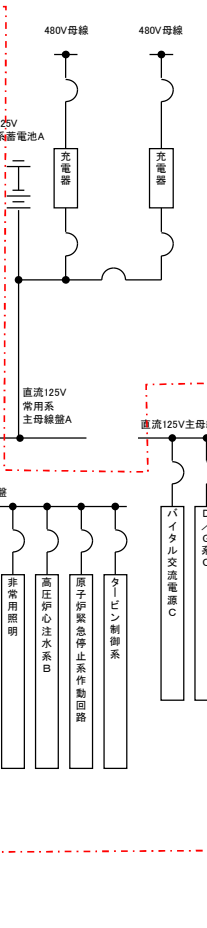
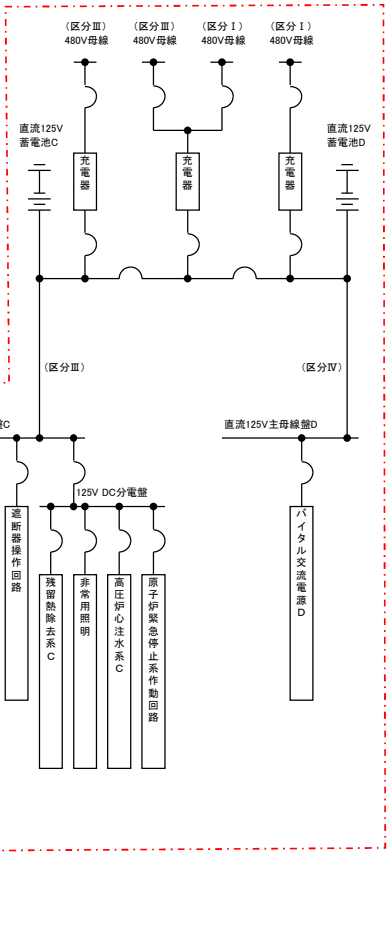
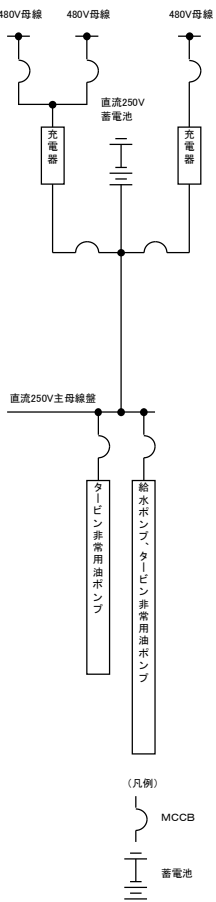




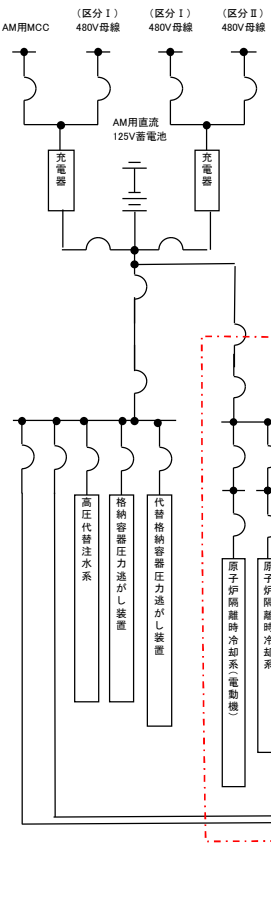
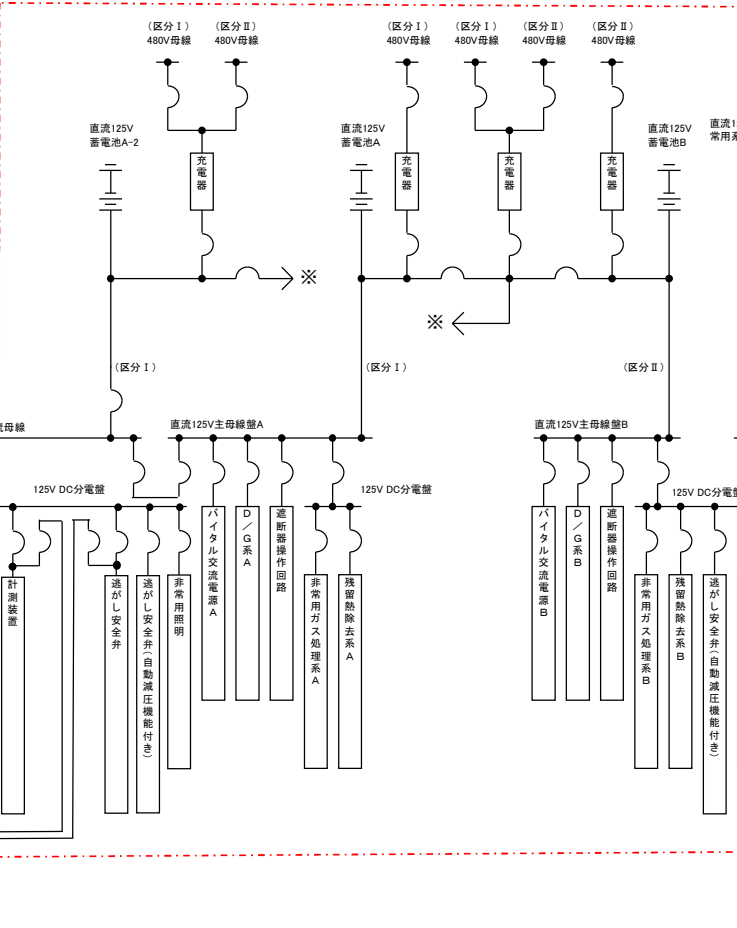
非常用所内電源設備



(凡例)  
 MCCB  
 蓄電池

第2.1.2-2図 直流電源単線結線図 (非常用所内電源設備) (1/2)

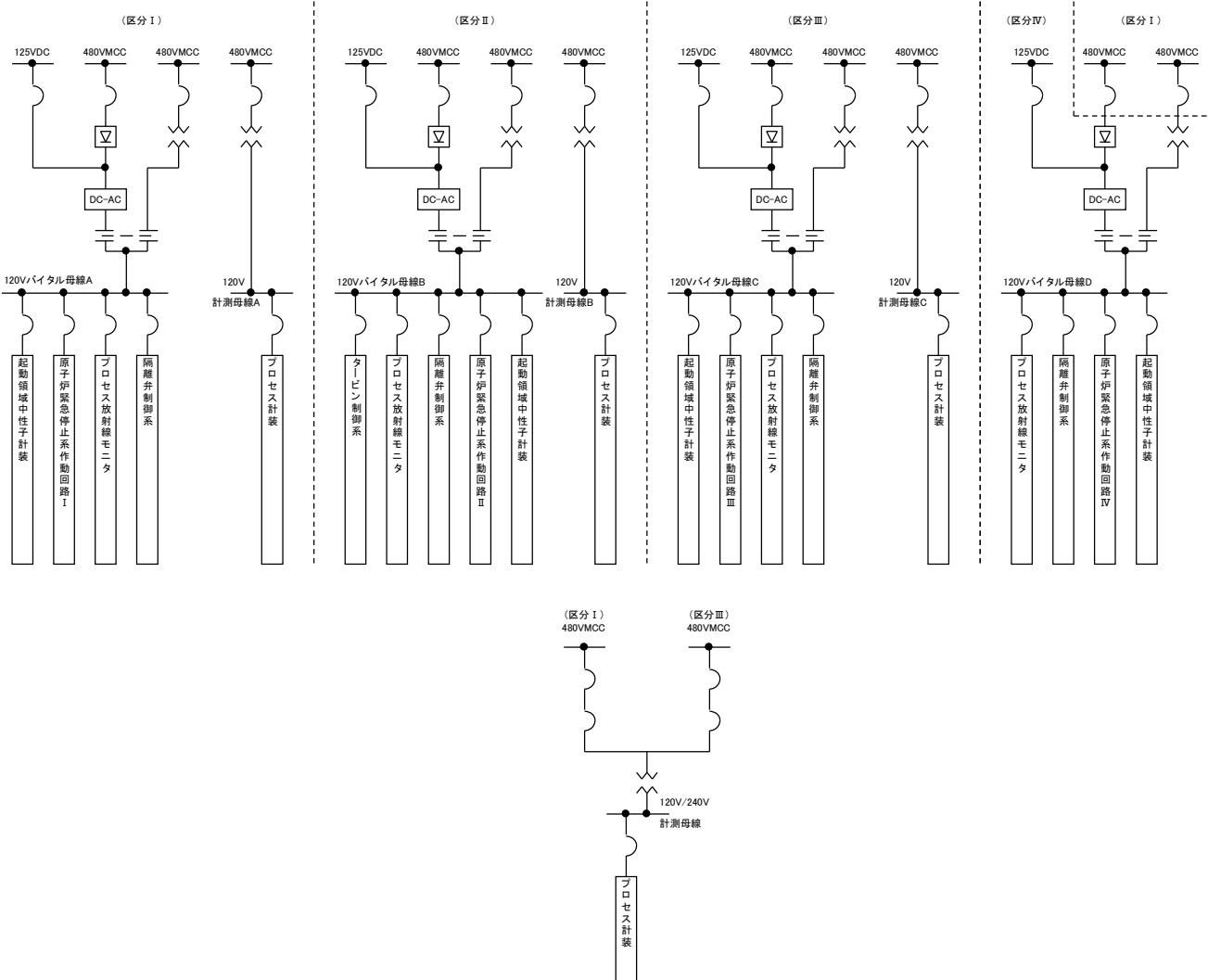


非常用所内電源設備



(凡例)  
 MCCB  
 蓄電池

第2.1.2-2図 直流電源単線結線図 (非常用所内電源設備) (2/2)  
 (7号炉)  
 33 条—14



第 2. 1. 2-3 図 計測制御用電源単線結線図

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

開閉所（母線等）、変圧器、その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、安全施設への電力の供給が停止することのないように、保護継電装置により検知できる設計としており、検知した場合には、異常の拡大防止のため、保護継電装置からの信号により、遮断器等により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化し、他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。【設置許可基準第33条 第3項】

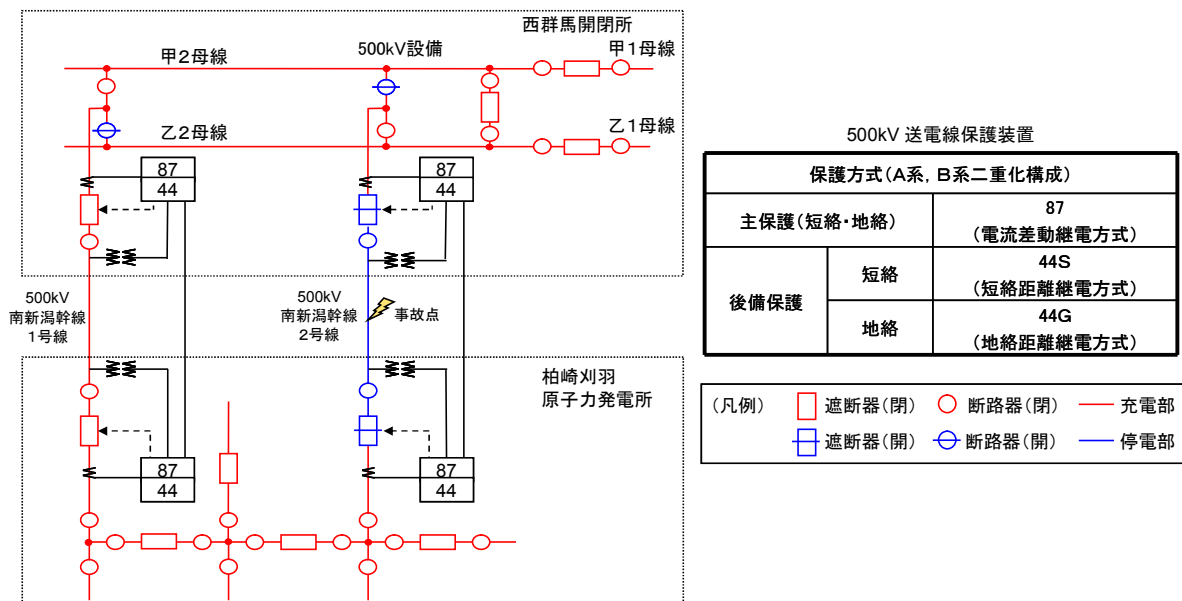
なお、吊り下げ設置型高圧遮断器については、使用していない。（別添2）

2.2.1.1.1.1 送電線保護装置

柏崎刈羽原子力発電所と西群馬開閉所を連系する東京電力パワーグリッド株式会社500kV南新潟幹線及び500kV新新潟幹線（以下500kV南新潟幹線及び500kV新新潟幹線という。）には、第2.2.1-1図の表に示す保護装置を設置している。

送電線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該送電線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全回線の電力供給を維持することが可能な設計とする。【設置許可基準第33条 第3項 解釈2】

第2.2.1-1図に500kV南新潟幹線2号線故障時に動作する遮断器及び停電範囲を示す。



第2.2.1-1図 送電線保護装置（500kV南新潟幹線2号線故障時）

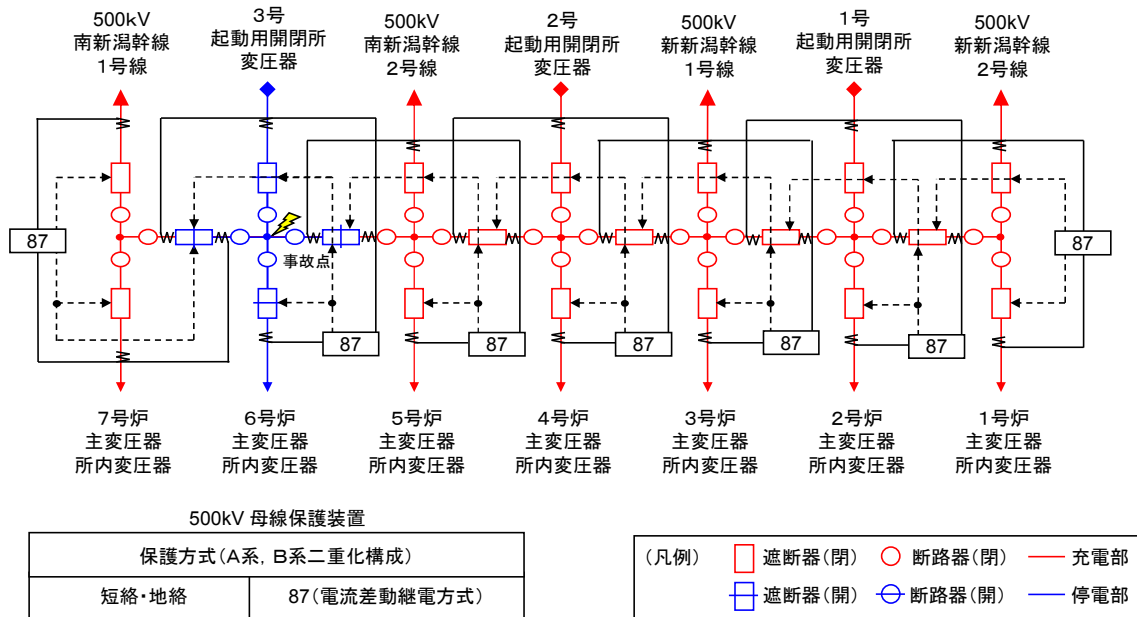
2.2.1.1.1.2 500kV 母線保護装置

柏崎刈羽原子力発電所 500kV 超高圧開閉所は、7 母線で構成されており、第 2.2.1-2 図の表に示す保護装置を設置している。

母線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該母線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全側母線の電力供給を維持することが可能な設計とする。

【設置許可基準第 33 条 第 3 項 解釈 2】

第 2.2.1-2 図に 6 号炉が接続する母線故障時に動作する遮断器及び停電範囲を示す。



第 2.2.1-2 図 母線保護装置 (500kV 超高圧開閉所 6 号炉が接続する母線故障時)

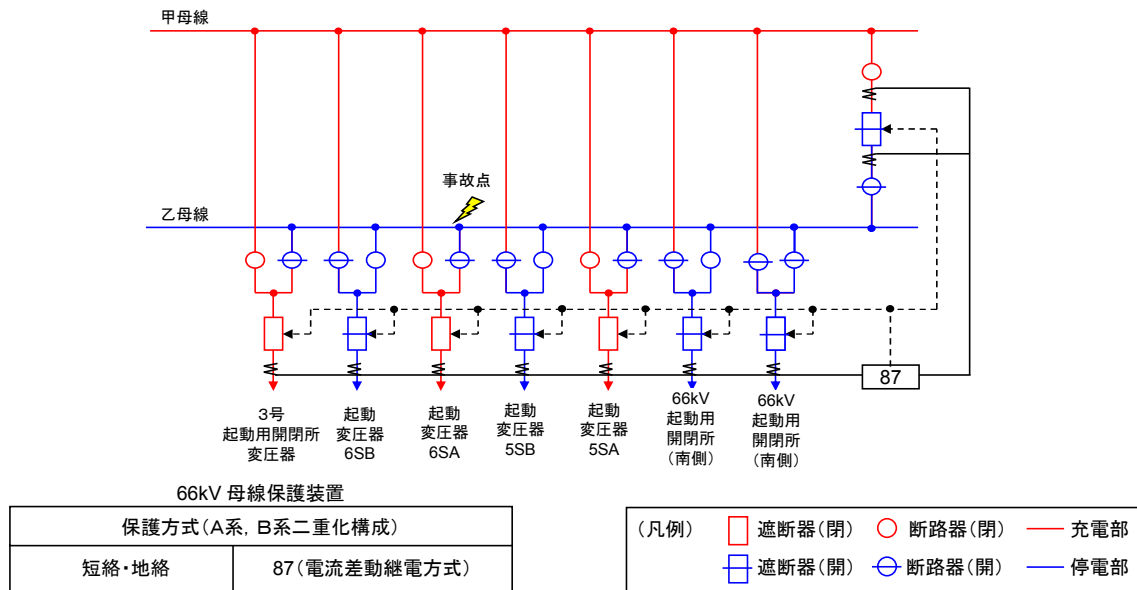
2.2.1.1.1.3 66kV 母線保護装置

柏崎刈羽原子力発電所 66kV 起動用開閉所は、500kV 超高压開閉所の北側と南側に位置している。北側、南側共に甲乙母線の二重母線で構成されており、第 2.2.1-3 図の表に示す保護装置を設置している。

母線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該母線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全側母線の電力供給を維持することが可能な設計とする。

【設置許可基準第 33 条 第 3 項 解釈 2】

第 2.2.1-3 図に 66kV 起動用開閉所（北側）乙母線故障時に動作する遮断器及び停電範囲を示す。



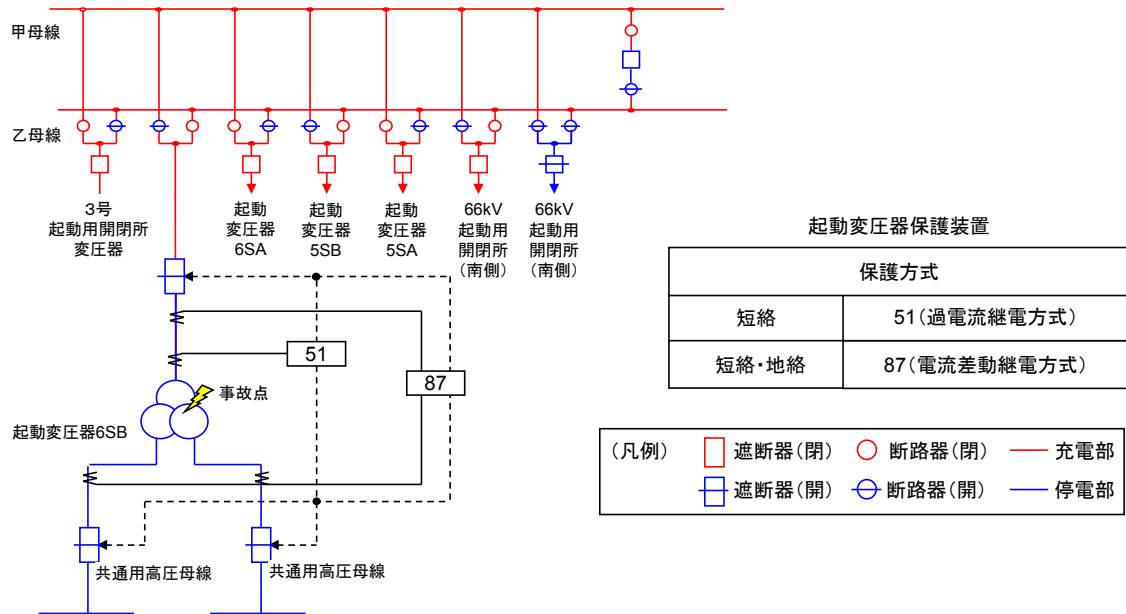
第 2.2.1-3 図 母線保護装置 (66kV 起動用開閉所 (北側) 乙母線故障時)

2.2.1.1.1.4 起動変圧器保護装置

変圧器には、第 2.2.1-4 図の表に示す保護装置を設置している。

変圧器の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該変圧器が連系される遮断器を開放し、故障変圧器を速やかに分離するとともに、他の安全施設への影響を限定できる設計としている。【設置許可基準第 33 条 第 3 項 解釈 2】

第 2.2.1-4 図に起動変圧器 6SB で故障が発生した際に、動作する遮断器及び停電範囲を示す。



第 2.2.1-4 図 変圧器保護装置 (起動変圧器 6SB 故障時)



2.2.1.1.1.5 その他設備に対する保護装置

ファンやポンプ等の補機については過負荷保護継電器及び過電流保護継電器を設置している。

過負荷保護継電器 (49) 及び過電流保護継電器 (51) にて過電流を検知した場合、警報を発生させることや補機を停止させることにより、他の安全機能への影響を限定できる設計としている。【設置許可基準第 33 条 第 3 項 解釈 2】

## 2.2.1.1.2 1相開放故障への対策について

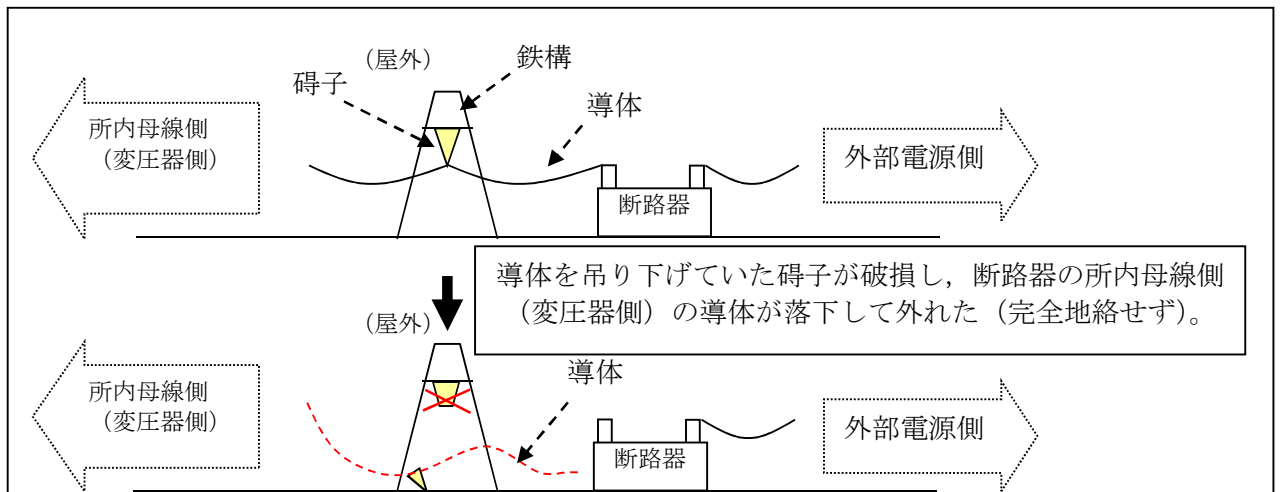
外部電源に直接接続している変圧器の1次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が動作することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。【設置許可基準第33条 第3項 解釈2】

### 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

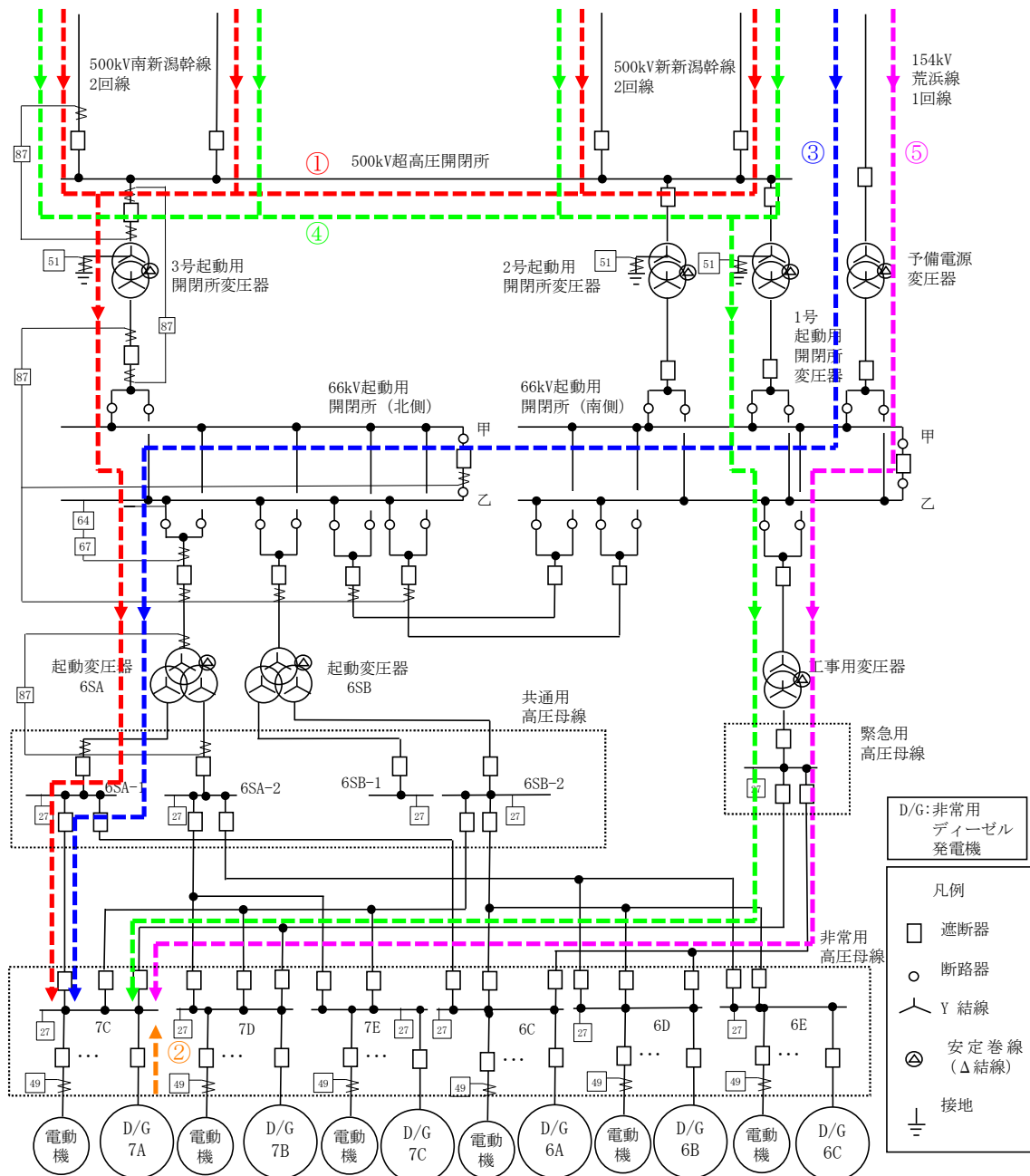
当該事象に対し、「変圧器1次側の3相のうち1相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持された。」ことが問題点である。

#### 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（以下、GCB）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

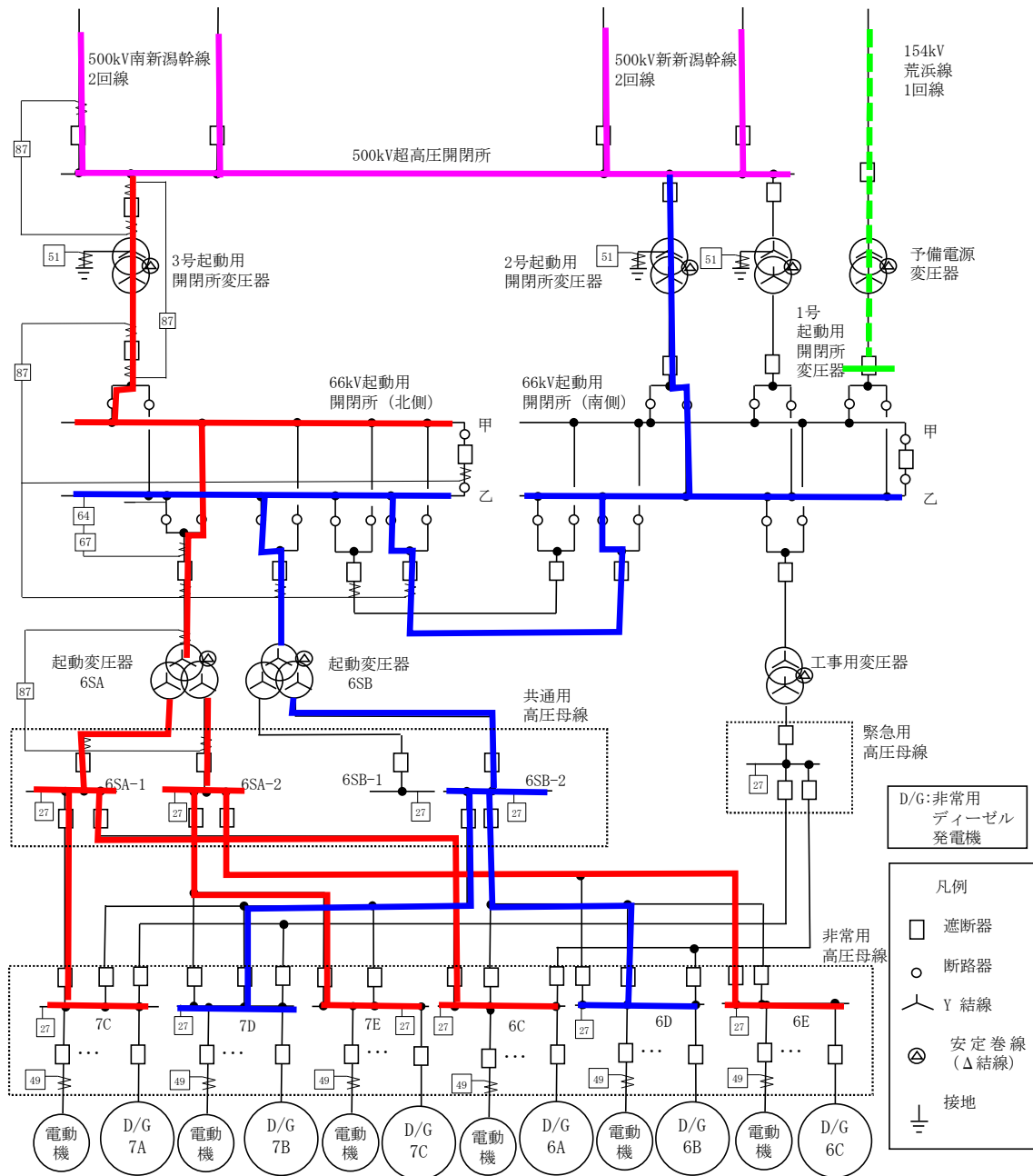
第 2. 2. 1-6 図 非常用高压母線への電力供給

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

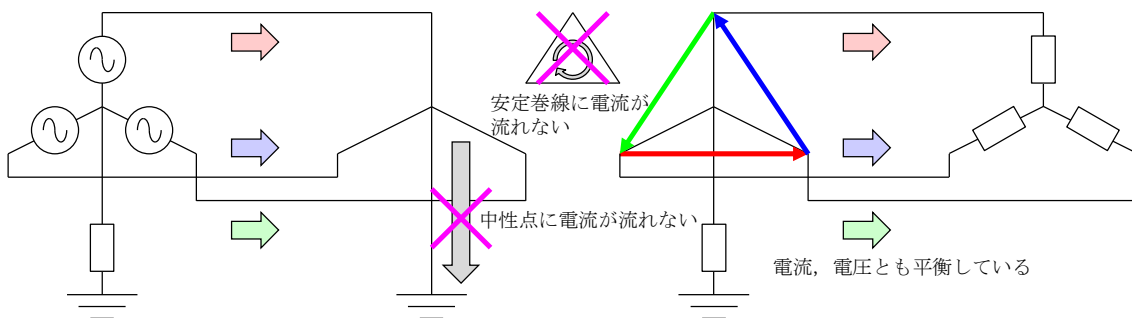
#### (1) 変圧器1次側に1相開放故障が発生した場合電圧が低下しない事象の概要

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。

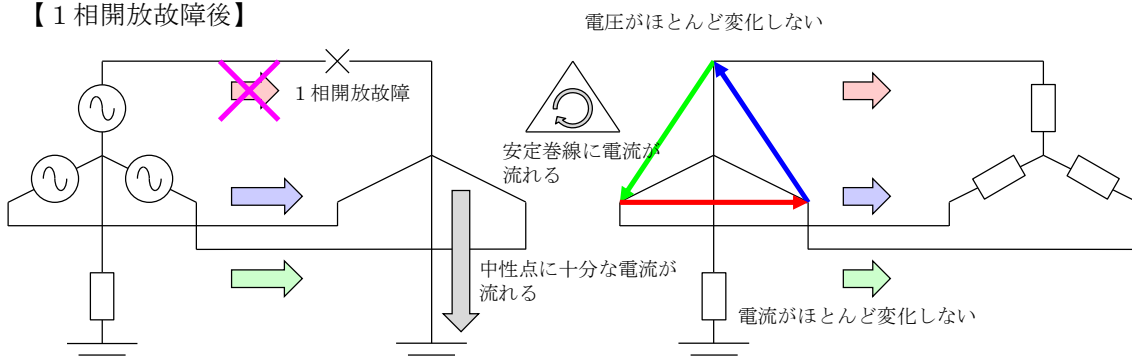
一方、変圧器負荷が非常に少ない場合や、変圧器にΔ結線の安定巻線を含む場合等においては、所内電源系側の交流不足電圧継電器(27)の検知電圧が動作範囲まで低下せず、1相開放故障が検知できない可能性がある(3相交流では、変圧器1次側における1相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され、変圧器2次側(所内電源系側)において3相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。(第2.2.1-8図参照)

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。

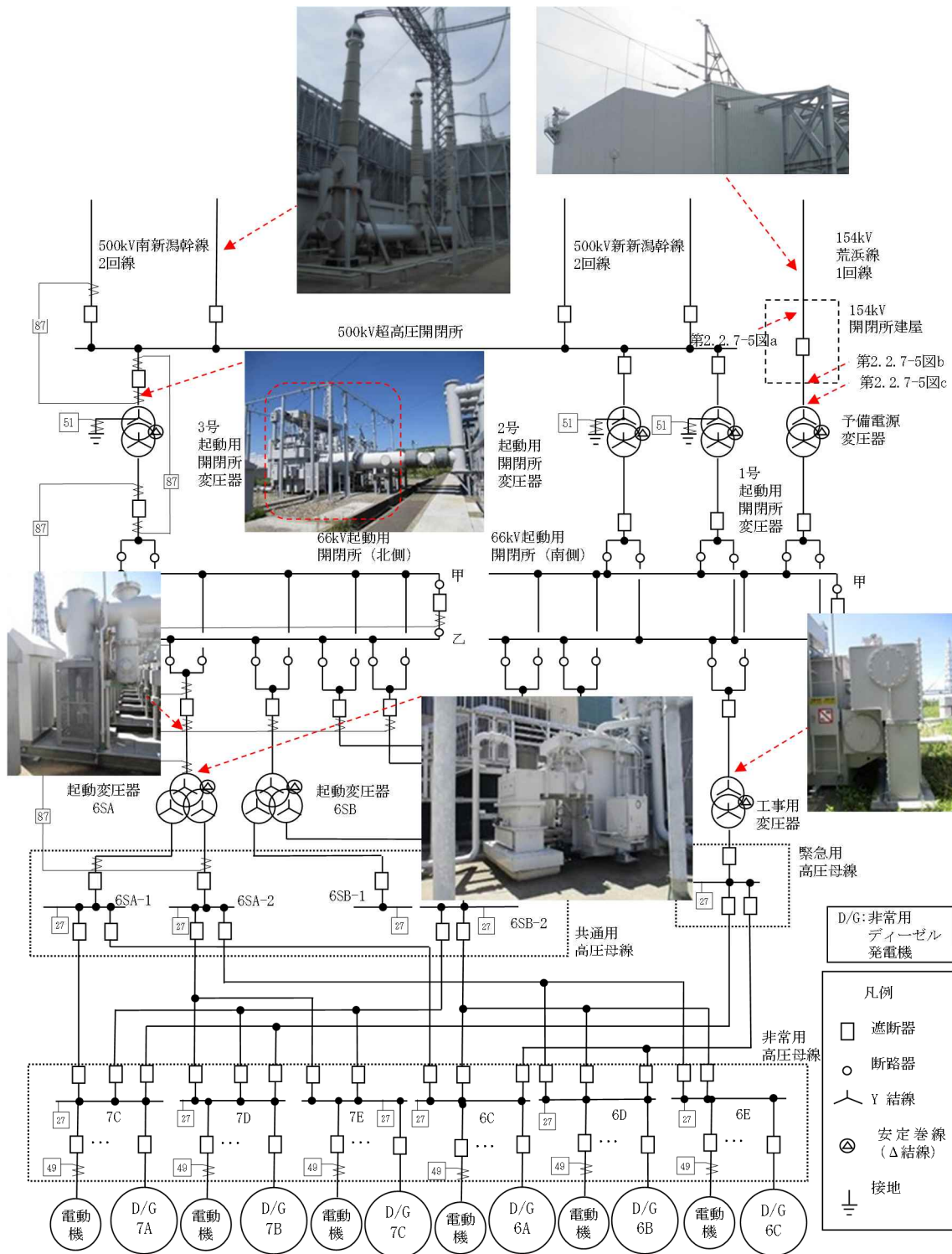
目視にて検知したのちは、健全な変圧器側への受電切替えを実施すること、及び電源供給中の変圧器を手動にて切り離すことにより、非常用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に電源供給される。したがって、変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への電源供給が維持されることはない。

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。



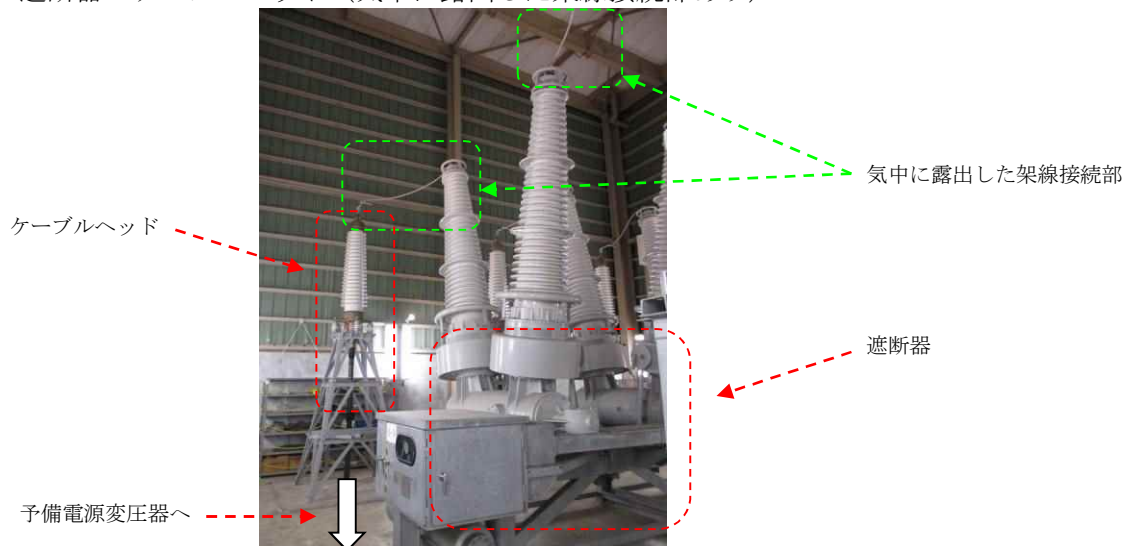


第 2.2.1-9 図 変圧器 1 次側の接続部位について

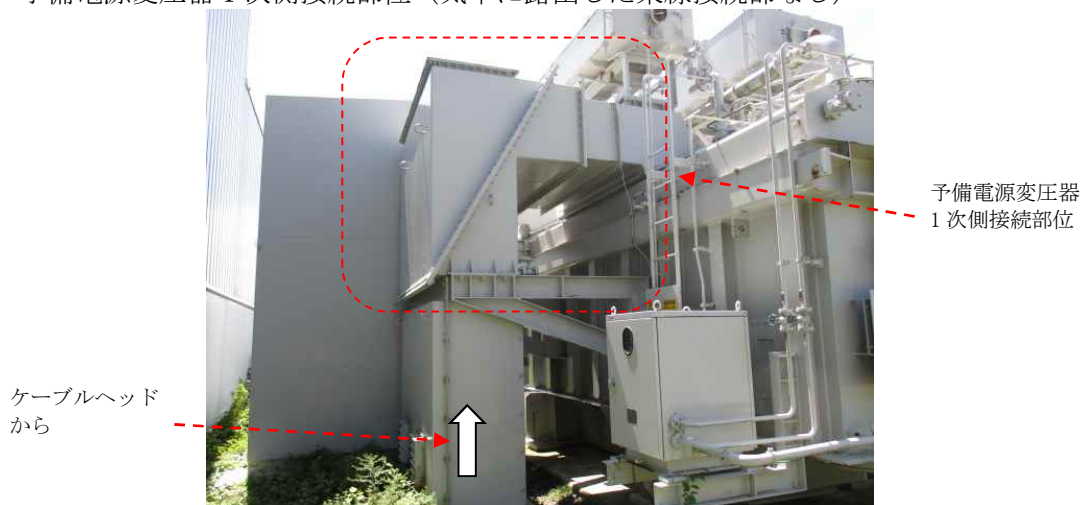
a. 154kV 引留部（壁抜ブッシング）～遮断器（気中に露出した架線接続部あり）



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）



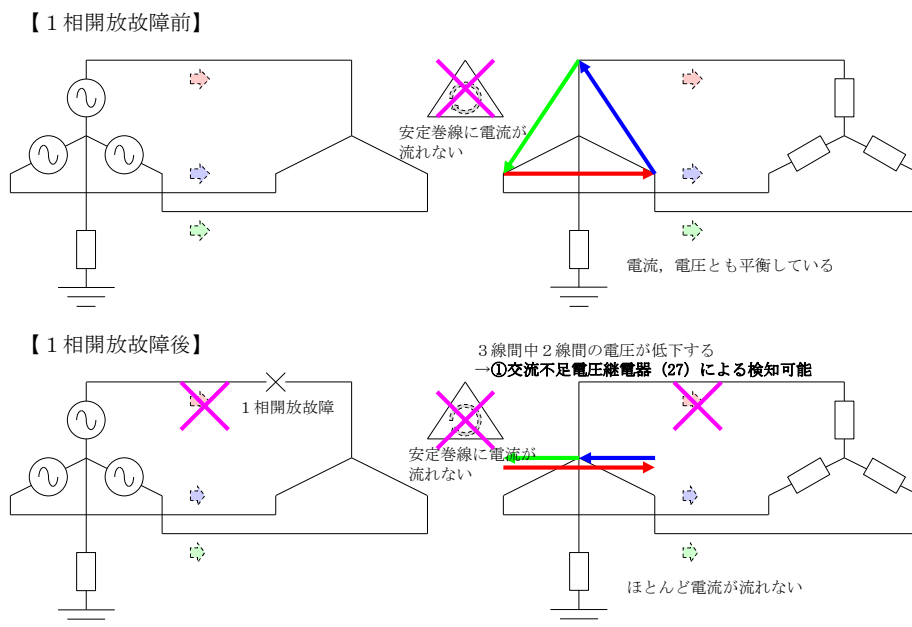
第 2. 2. 1-10 図 変圧器 1 次側の接続部位について（154kV 送電線側）

(3) 検知性向上対策について

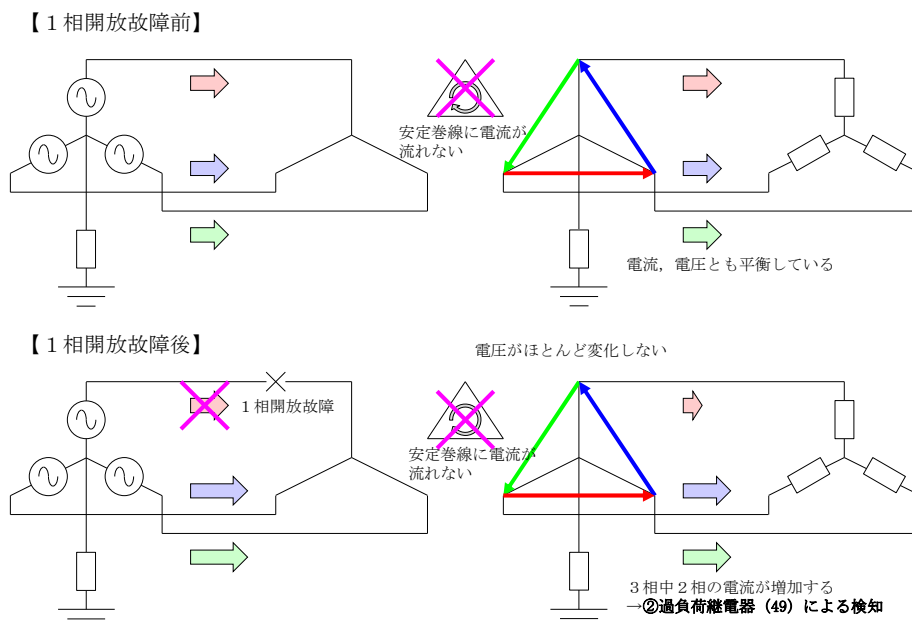
前述の電流差動継電器 (87) 等及び目視の他に、第 2.2.1-11 図に示すとおり、変圧器の 1 次側において 1 相開放故障が発生した場合、「①交流電圧が低下する」の他にも以下の事象が発生する。(第 2.2.1-12~14 図参照)

- 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。

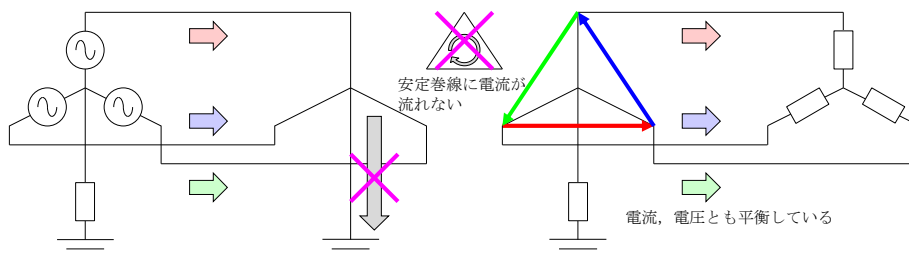


第 2.2.1-11 図 ①交流不足電圧継電器 (27) による検知 (イメージ)  
(起動変圧器の 1 次側 (非接地))

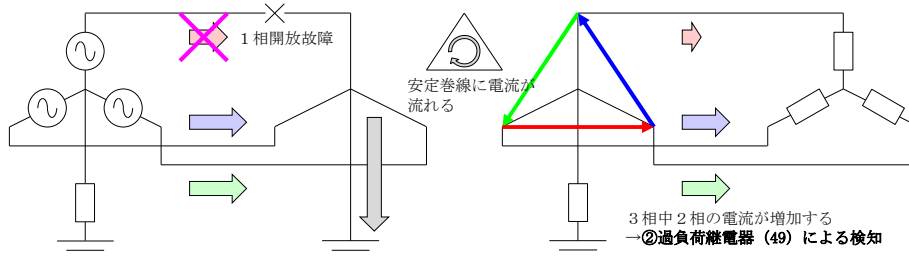


第 2.2.1-12 図 ②過負荷継電器 (49) による検知 (イメージ)  
(起動変圧器の 1 次側 (非接地))

【1相開放故障前】

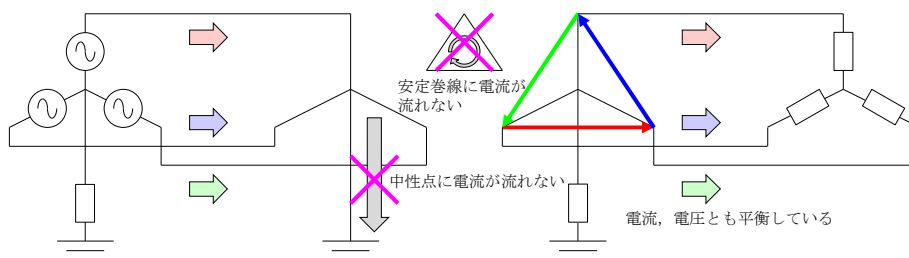


【1相開放故障後】

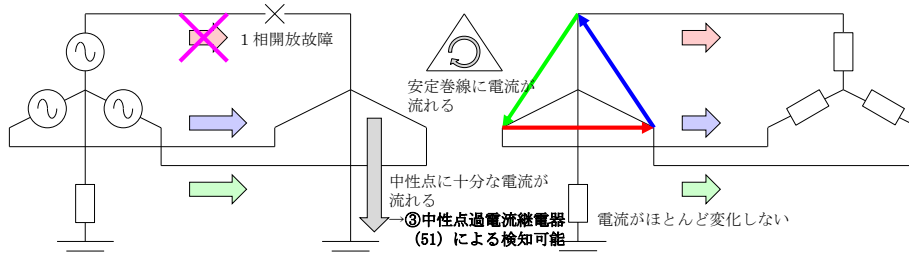


第 2.2.1-13 図 ②過負荷継電器 (49) による検知 (イメージ)  
(起動用開閉所変圧器の1次側 (直接接地))

【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 <sup>※1</sup>	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) <sup>※2</sup>	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) <sup>※3</sup>	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 <sup>※4</sup>	—
起動変圧器の1次側 (非接地)	重負荷	△	②過負荷継電器(49) <sup>※3</sup>	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

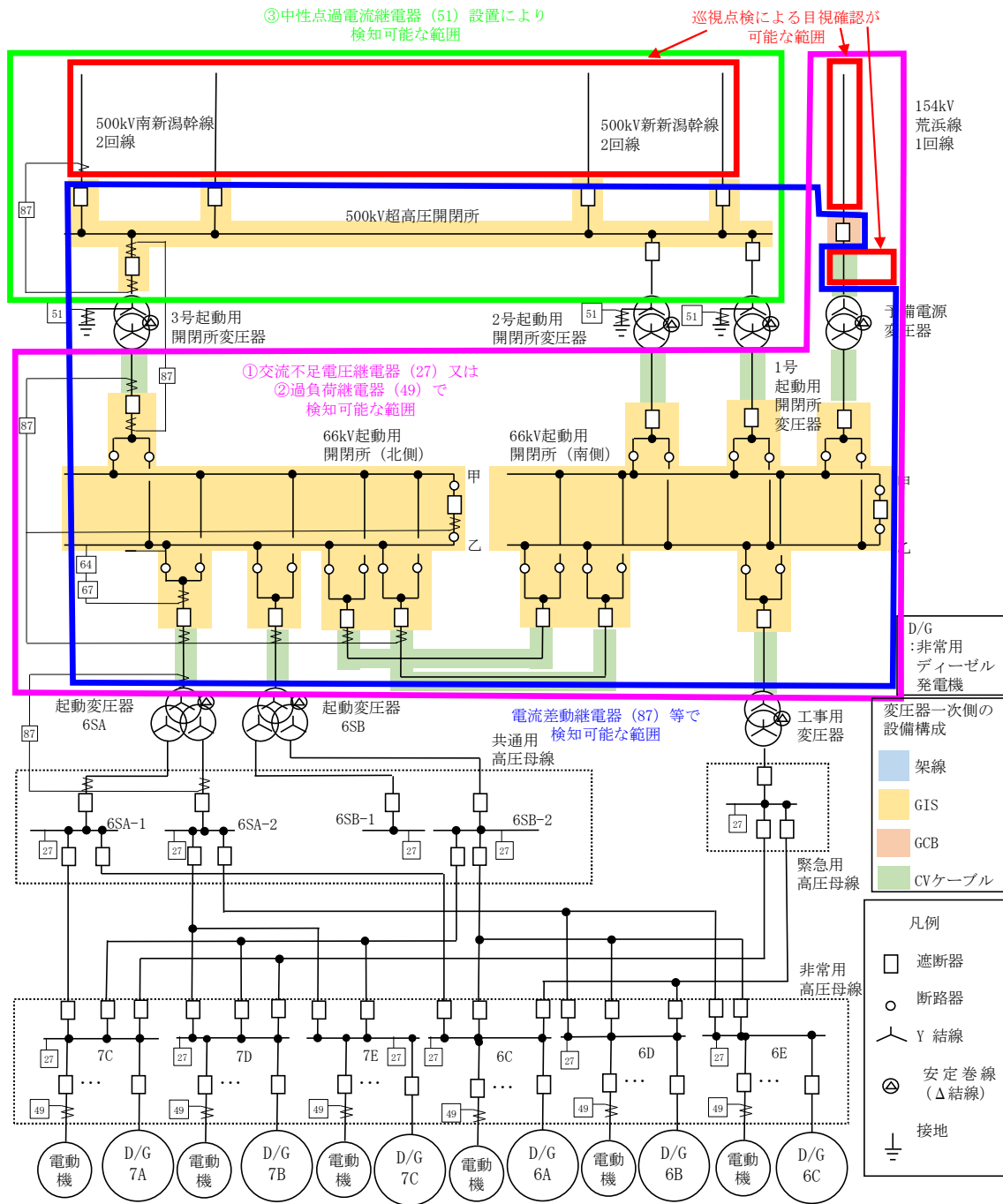
発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別添
500kV 送電線	目視にて確認	手動	残り 3 回線で電源供給を維持する。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4. 1
起動用開閉所変圧器 1 次側	500kV 母線又は起動用開閉所変圧器の電流差動継電器 (87) にて検知	自動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器 (27) が動作し、非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお非常用高圧母線の少なくとも 1 系統は 1 相開放故障前同様に健全である。	4. 2
	中性点過電流継電器 (51) にて検知	手動	非常用高圧母線の電圧が喪失することで、交流不足電圧継電器 (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。

### 2.2.1.1.3 電気設備の保護

開閉所（母線等）、変圧器、その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、保護継電装置により検知できる設計としており、検知した場合には、保護継電装置からの信号により、遮断器等により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化し、他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。外部電源系の保護継電装置を第 2.2.1-5 表に示す。

第 2.2.1-5 表 外部電源系保護継電装置※

電気設備	保護継電装置の種類
500kV 送電線	電流差動継電方式 (87) 短絡距離継電方式 (44S) 地絡距離継電方式 (44G)
154kV 送電線	交流不足電圧継電器 (27)
500kV 母線	電流差動継電方式 (87) 母線分離継電方式 (44)
66kV 母線	電流差動継電方式 (87) 母線分離継電方式 (44) 地絡過電圧継電方式 (64)
起動用開閉所変圧器	過電流継電器 (51) 電流差動継電器 (87) 中性点過電流継電器 (51)
起動変圧器	過電流継電器 (51) 電流差動継電器 (87) 地絡過電圧継電器 (64) 方向地絡継電器 (67)
予備電源変圧器 工所用変圧器	過電流継電器 (51) 電流差動継電器 (87)
非常用高圧母線 共通用高圧母線 緊急用高圧母線	過電流継電器 (51) 交流不足電圧継電器 (27)
非常用ディーゼル発電機	電流差動継電器 (87) 過電流継電器 (51) 逆電力継電器 (67)
負荷（電動機類）	過負荷継電器 (49)

※. 工事計画書に記載の保護継電装置についても追記した。

※. 主発電機、主変圧器、所内変圧器及び補助ボイラー用変圧器については、非常用高圧母線に電源供給しないため、除外した。

## 2.2.1.2 電気系統の信頼性

重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線切替操作が容易である設計とする。

### 2.2.1.2.1 系統分離を考慮した母線構成

500kV 母線はタイラインにより起動用開閉所変圧器を介して起動用開閉所に接続するとともに、154kV 送電線は予備電源変圧器を介して起動用開閉所に接続する。起動用開閉所は起動変圧器を介して発電用原子炉施設へ電源供給する設計とする。非常用母線を 3 母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

詳細な系統構成は 2.2.1.1.2.2 項参照。

#### 2.2.1.2.2 電気系統を構成する個々の機器の信頼性

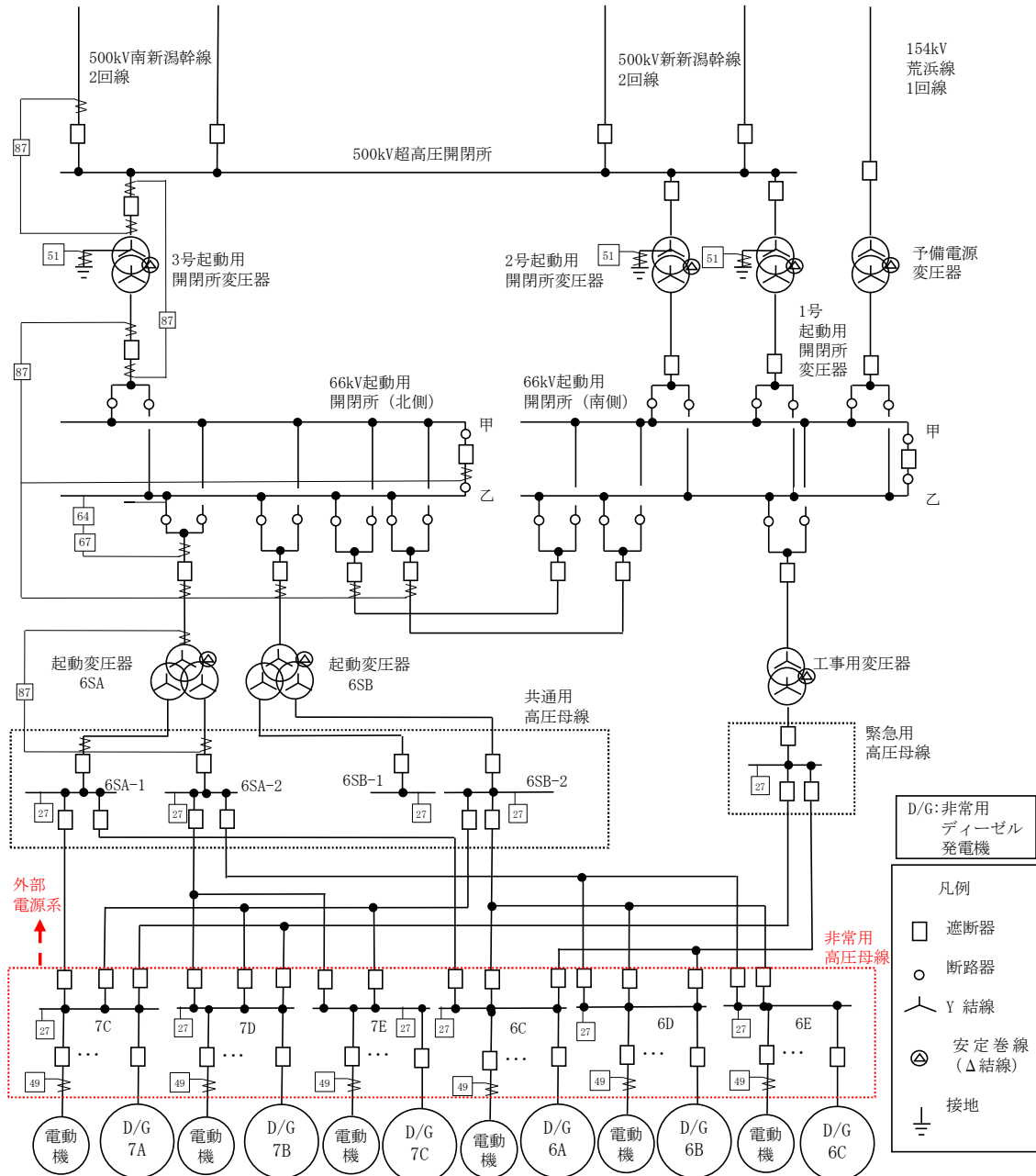
電気系統を構成する送電線（500kV 新新潟幹線及び 500kV 南新潟幹線）、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。

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

重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器で、その機能を達成するために電力を必要とするものについては、非常用高压母線からの電源供給可能な構成とし、非常用高压母線は外部電源又は非常用ディーゼル発電機のいずれからも受電できる構成としている。(第2.2.1-16図参照)【設置許可基準第33条 第1項】

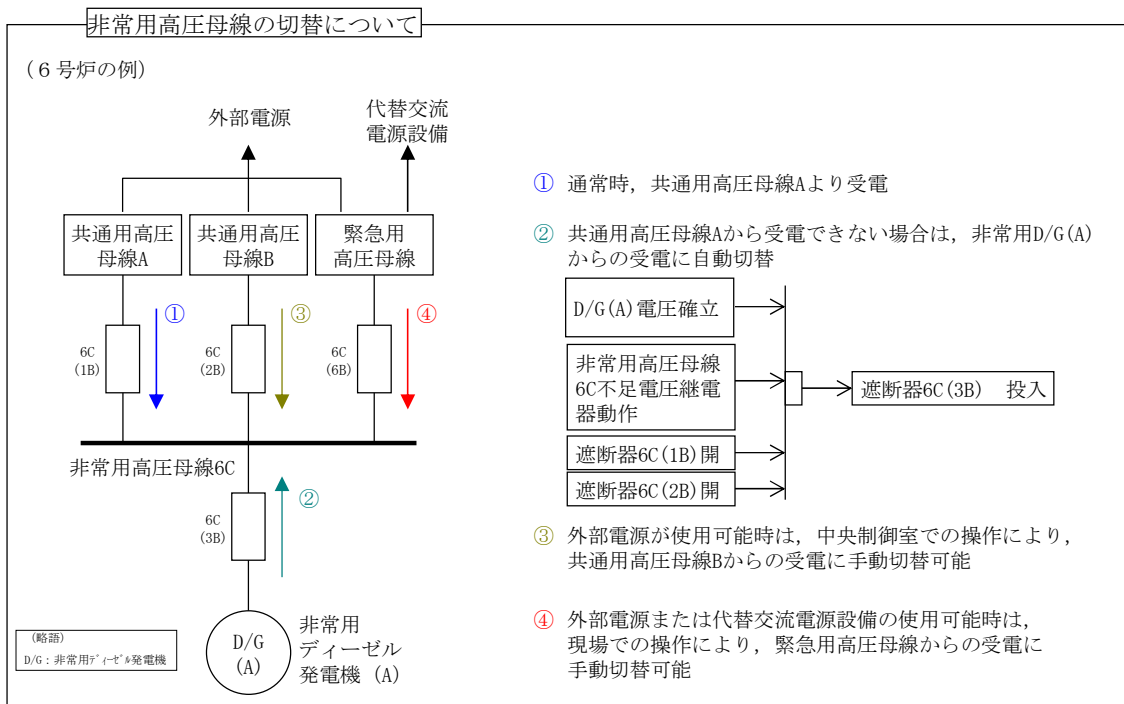
このうち、外部電源については、送電線に接続する遮断器や断路器等を設置した500kV超高压開閉所機器、66kV起動用開閉所機器、開閉所電圧を降圧する変圧器、及び高压母線等を設置した所内高压系統から構成される。

開閉所機器、変圧器、及び所内高压系統については、送電線や所内電源の切替操作が容易に実施可能なように操作スイッチ等を設ける設備構成としている。【設置許可基準第33条 第3項 解釈1, 第4項 解釈3, 解釈4】



第2.2.1-16図 所内単線結線図

非常用高圧母線が共通用高圧母線から受電できなくなった場合には、非常用ディーゼル発電機からの受電へ自動切替える設計とする。(第 2.2.1-17 図参照)【設置許可基準第 33 条 第 3 項 解釈 1】



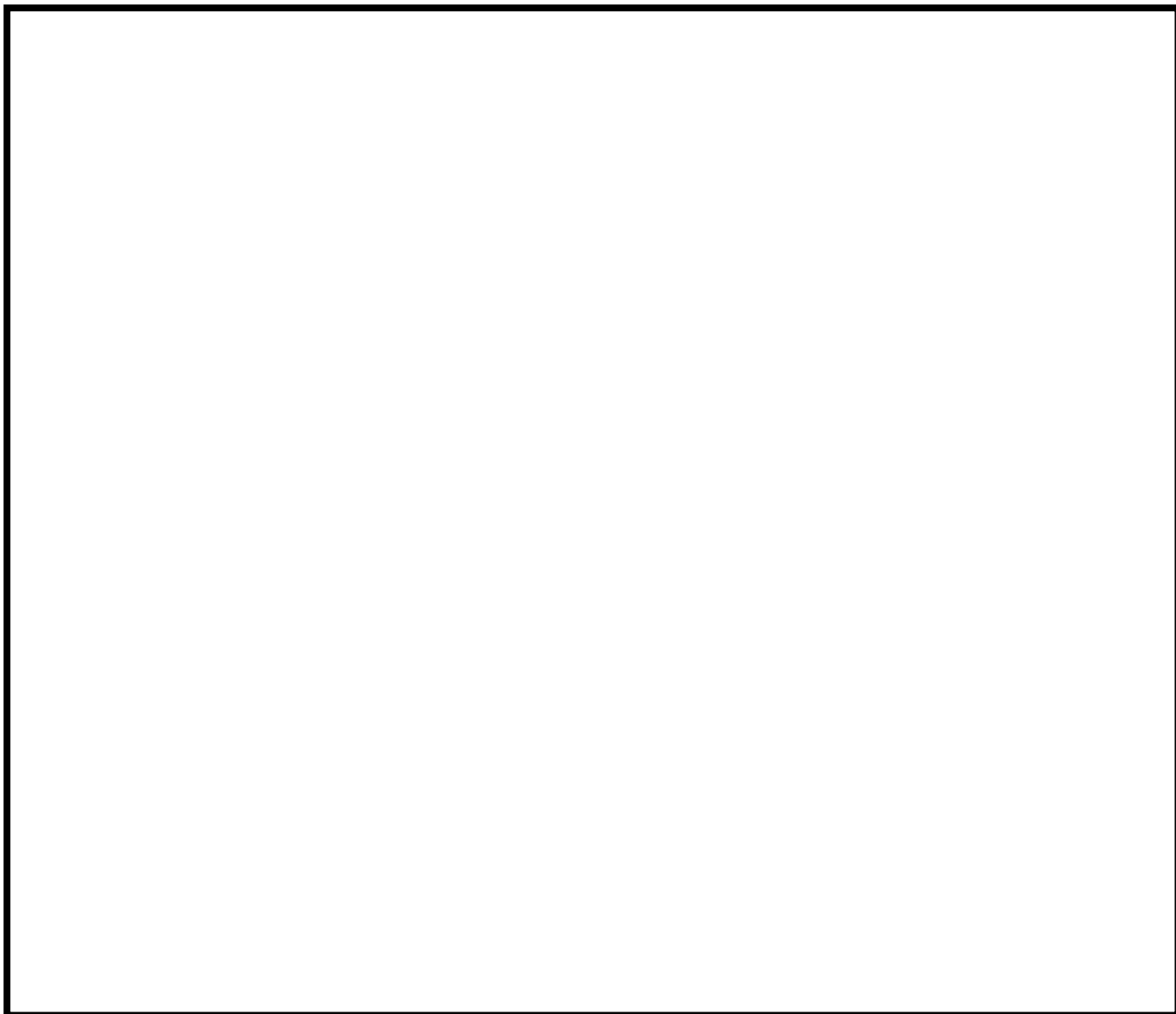
第 2.2.1-17 図 非常用高圧母線の受電切替えのイメージ図

## 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

柏崎刈羽原子力発電所は、500kV 送電線 4 回線及び 154kV 送電線 1 回線の合計 5 回線にて電力系統に連系し、500kV 送電線 4 回線は約 100km 離れた西群馬開閉所に接続し、154kV 送電線 1 回線は約 4km 離れた刈羽変電所に連系する設計とする。

外部電源受電回路の送電系統図を第 2.2.2-1 図に示す。



第 2.2.2-1 図 送電系統図

#### 2.2.2.2 複数の変電所又は開閉所との接続

500kV 送電線 4 回線は、500kV 新新潟幹線 2 回線、500kV 南新潟幹線 2 回線の 2 ルートで柏崎刈羽原子力発電所より約 100km 離れた西群馬開閉所に接続し、154kV 送電線 1 回線は、154kV 荒浜線 1 回線の 1 ルートで約 4km 離れた刈羽変電所に接続する設計とする。

西群馬開閉所及び刈羽変電所は、その電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系し、1 つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とする。

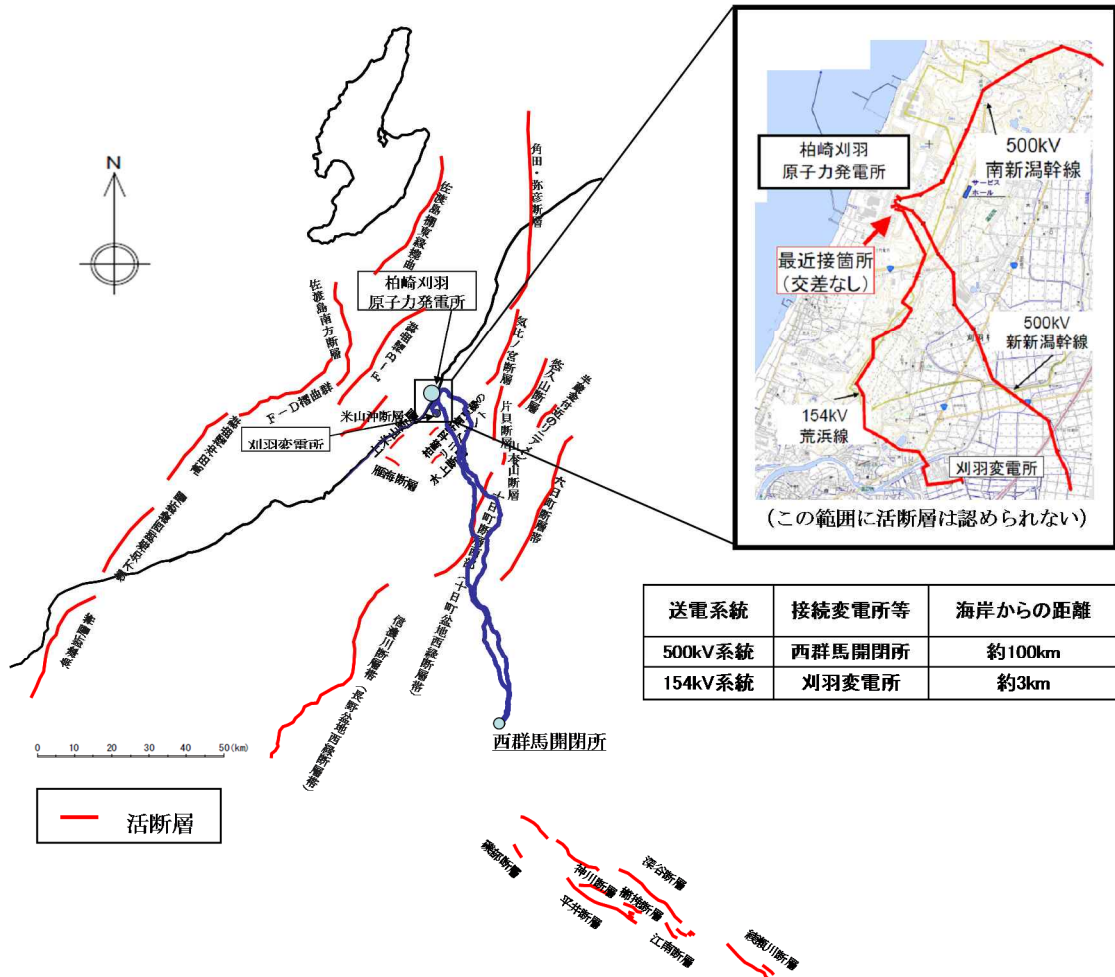
西群馬開閉所は、複数の変電所と送電線で接続されており、各方面からの電力供給が可能な構成としている。【設置許可基準第 33 条 第 1 項、第 3 項 解釈 1、第 4 項 解釈 3、解釈 4】



2.2.2.2.1 変電所等と活断層等の位置

西群馬開閉所及び刈羽変電所は、その直下に活断層は認められていないことを確認した。第2.2.2-2図に変電所等と活断層の位置について示す。

西群馬開閉所及び刈羽変電所はそれぞれ独立しており、500kV 新新潟幹線 2 回線、500kV 南新潟幹線 2 回線及び 154kV 荒浜線 1 回線の全 5 回線は共通する活断層の上に設置されていない。



第2.2.2-2図 変電所等と活断層の位置

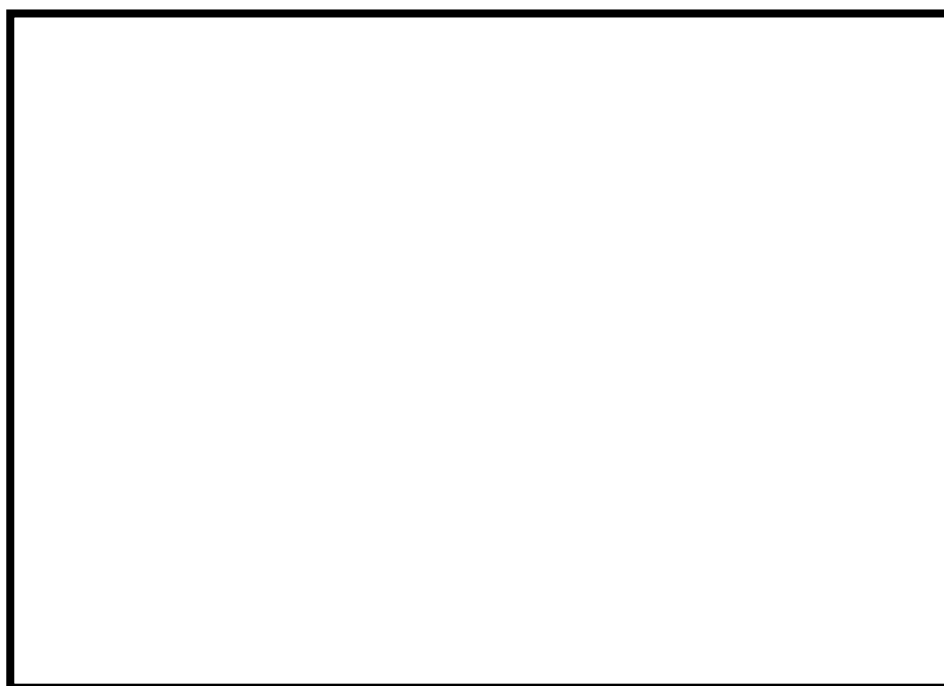
なお、刈羽変電所は、約 T.P. +6.3m であり、新潟県における津波シミュレーション結果によると津波による浸水がない場所となっている。(第 2.2.2-3 図参照)

「日本海における大規模地震に関する調査検討会 報告書」(平成 26 年 9 月)においても、柏崎市の平地\*1における津波高は平均で 3.1m、最大で 3.7m(新潟県の朔望平均満潮位 T.P. +0.42~0.61m)との報告があり、刈羽変電所内の 154kV 設備の浸水のおそれはない。  
(\*1: 海岸線から 200m 程度以内の標高が 8m を超えない海岸線)



第 2.2.2-3 図 新潟県の津波浸水想定と送電線の位置関係  
引用元: 「新潟県津波浸水想定図」(柏崎市)

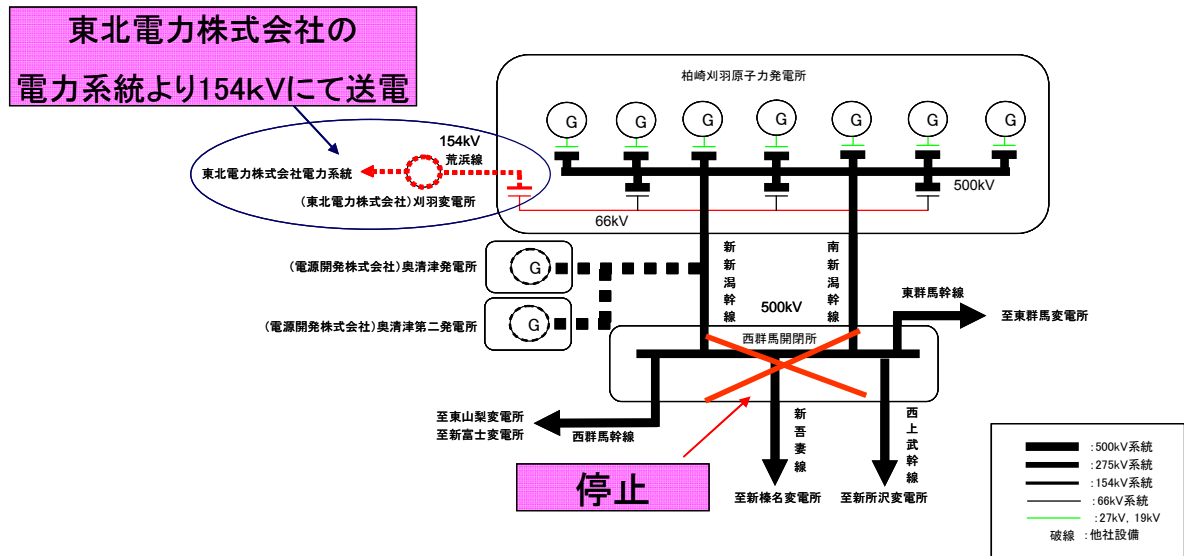
(参考) 基準津波における津波浸水想定



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

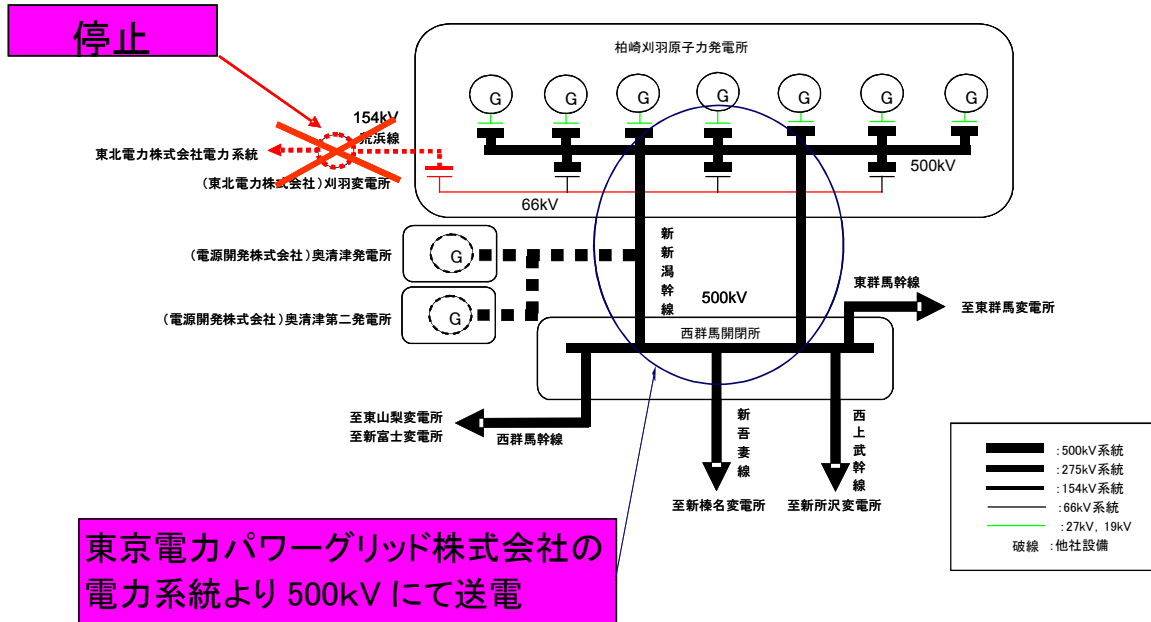
第 2.2.2-4 図に示すとおり，西群馬開閉所が停止した場合においても，刈羽変電所から 154kV 荒浜線より受電を行うことにより，柏崎刈羽原子力発電所への電力供給が可能である。  
【設置許可基準第 33 条 第 4 項 解釈 4】



第 2.2.2-4 図 西群馬開閉所全停時の供給系統

2.2.2.2.2 刈羽変電所全停時の供給系統

第 2.2.2-5 図に示すとおり、刈羽変電所が停止した場合においても、西群馬開閉所から 500kV 新新潟幹線及び 500kV 南新潟幹線より受電を行うことにより、柏崎刈羽原子力発電所への電力供給が可能である。【設置許可基準第 33 条 第 4 項 解釈 4】



第 2.2.2-5 図 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

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。

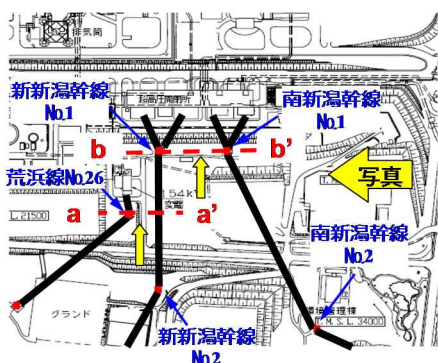
(1) 柏崎刈羽原子力発電所構内の近接箇所の状況

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。

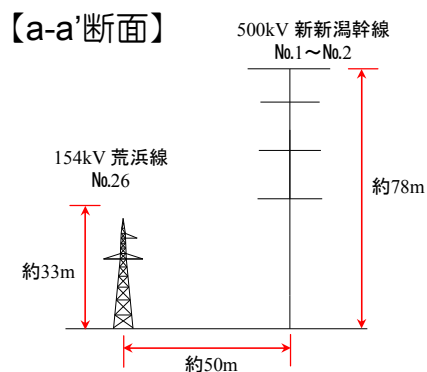
a-a' 断面は第 2. 2. 3-3 図に示すとおり、500kV 新新潟幹線No.1～No.2 の架渉線は 154kV 荒浜線に影響を与える可能性はあるが、その反対側に位置している 500kV 南新潟幹線に影響を及ぼすことはない。

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】

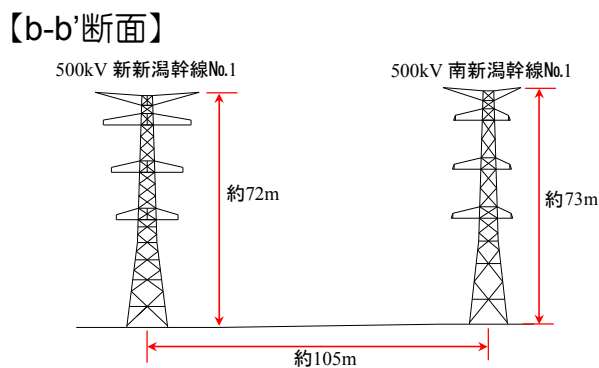
なお、b-b' 断面の状況は第 2. 2. 3-4 図に示すとおり、500kV 新新潟幹線No.1 と 500kV 南新潟幹線No.1 は鉄塔高さ以上の水平距離がある。



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】

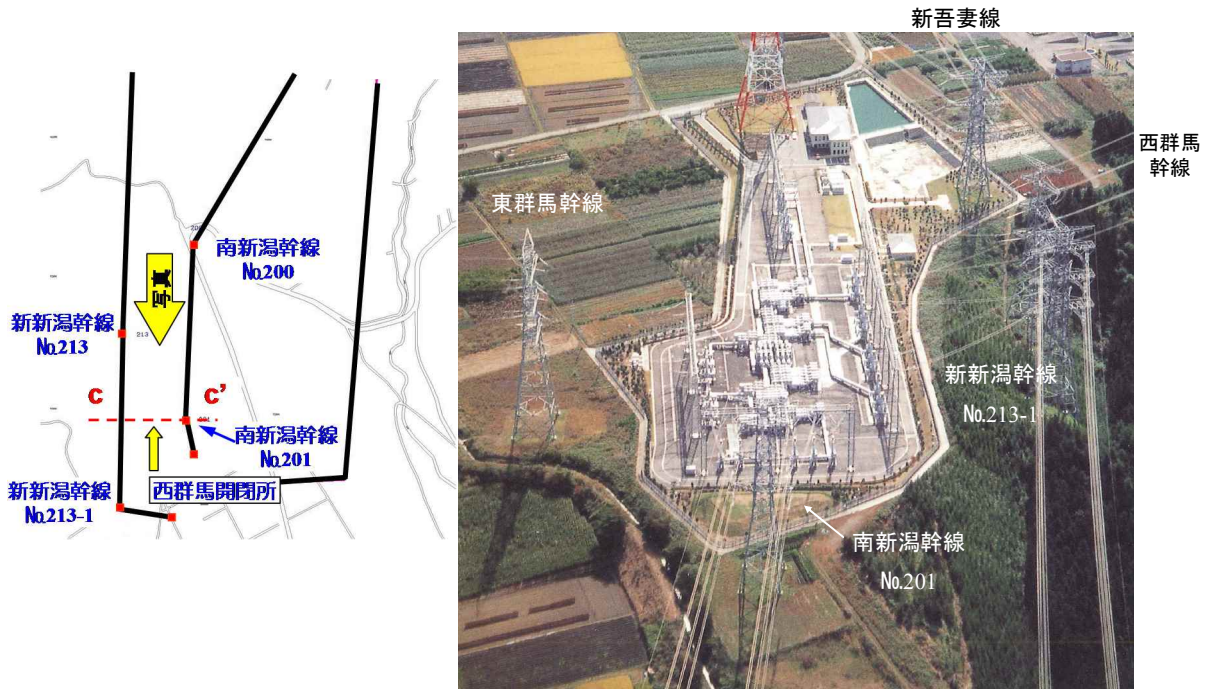


第 2. 2. 3-4 図 近接箇所の詳細【b-b' 断面】

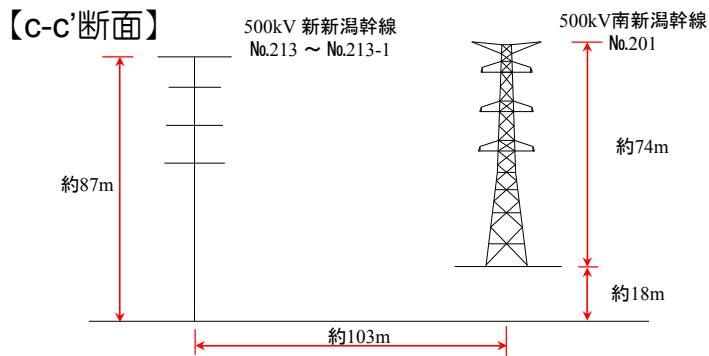
(2) 西群馬開閉所付近の近接箇所状況

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。

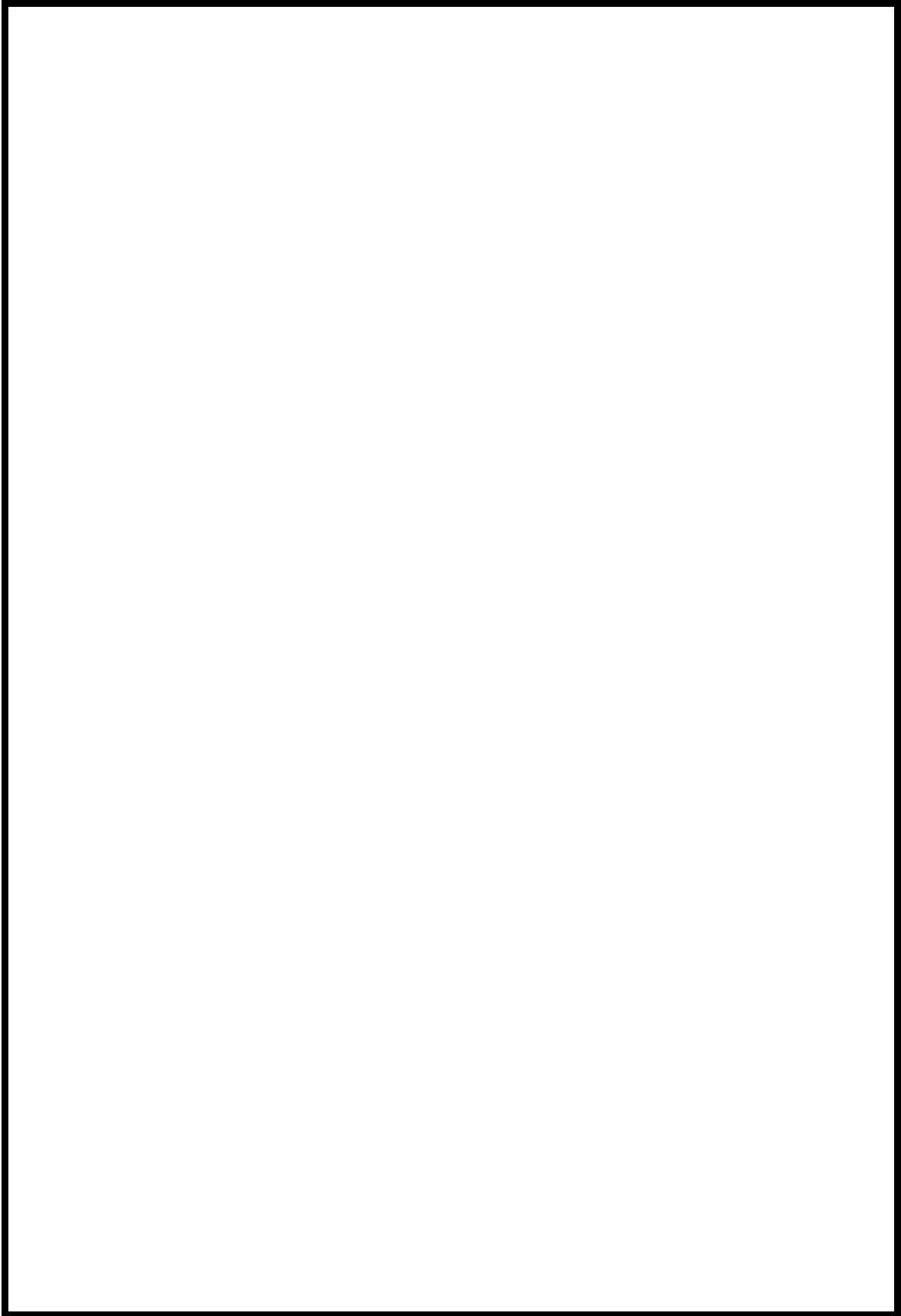


第2.2.3-7図 刈羽変電所に接続する送電線の交差箇所

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。

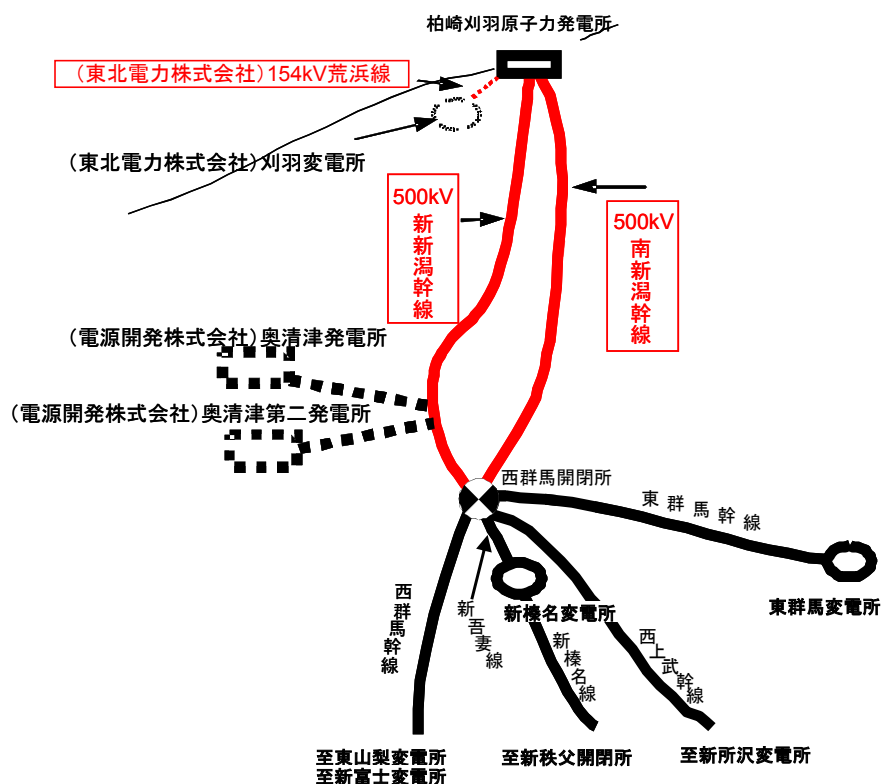
#### 2.2.3.2.1 鉄塔基礎の安定性

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経過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

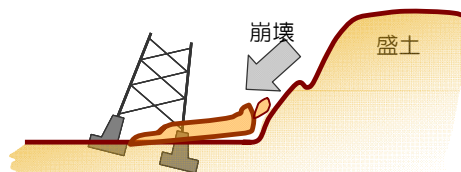


第2.2.3-9図 基礎の安定性評価対象線路

(1) 評価内容

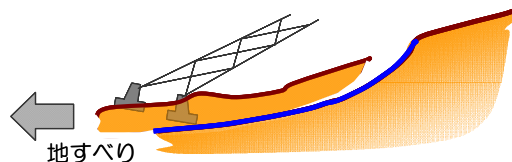
①盛土の崩壊

【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。



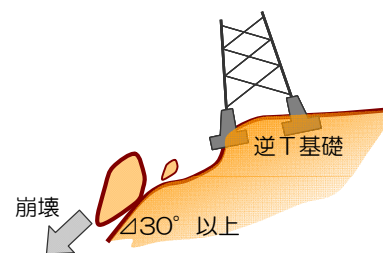
②地すべり

【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 <sup>3</sup>
II	200kg/m <sup>3</sup>
III	175kg/m <sup>3</sup>
IV	150kg/m <sup>3</sup>
V	125kg/m <sup>3</sup>
VI	100kg/m <sup>3</sup>

### 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	・ 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/cm <sup>3</sup> ）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（ヘルコフター）：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。

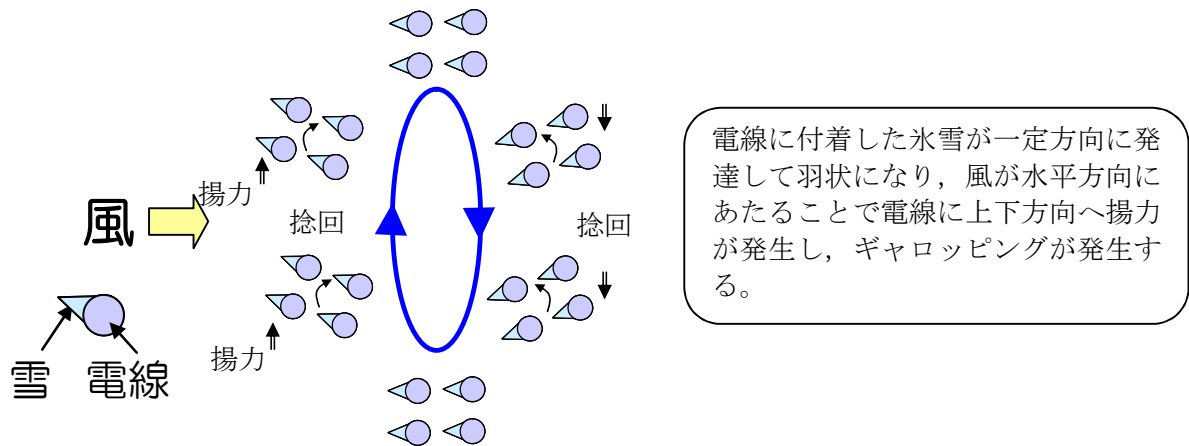
○平成 17 年 12 月, 500kV 新新潟幹線で発生したギャロッピングによる電気事故 (No.11, No.13~No.15 にて発生) を踏まえ, 以下の対策を実施した。

- ・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。

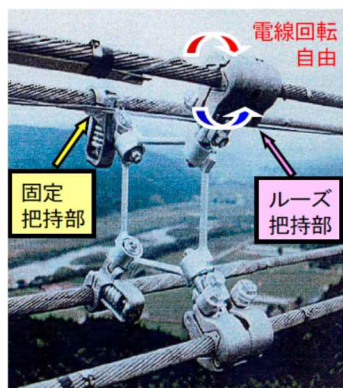
○平成 22 年 1 月, 500kV 南新潟幹線で発生したギャロッピングによる電気事故 (No.27 ~No.30 にて発生) を踏まえ, 以下の対策を実施した。

- ・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。



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止する。

第 2.2.3-12 図 ギャロッピング対策品



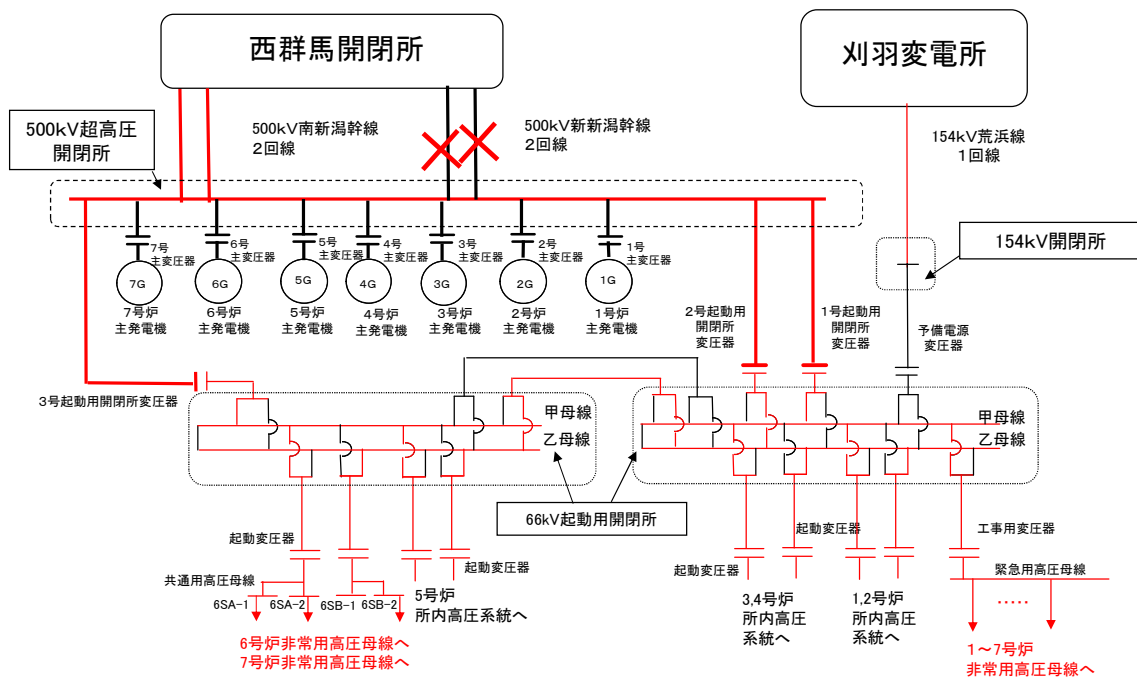
2.2.4 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

2.2.4.1 電線路が2回線喪失した場合の電力の供給

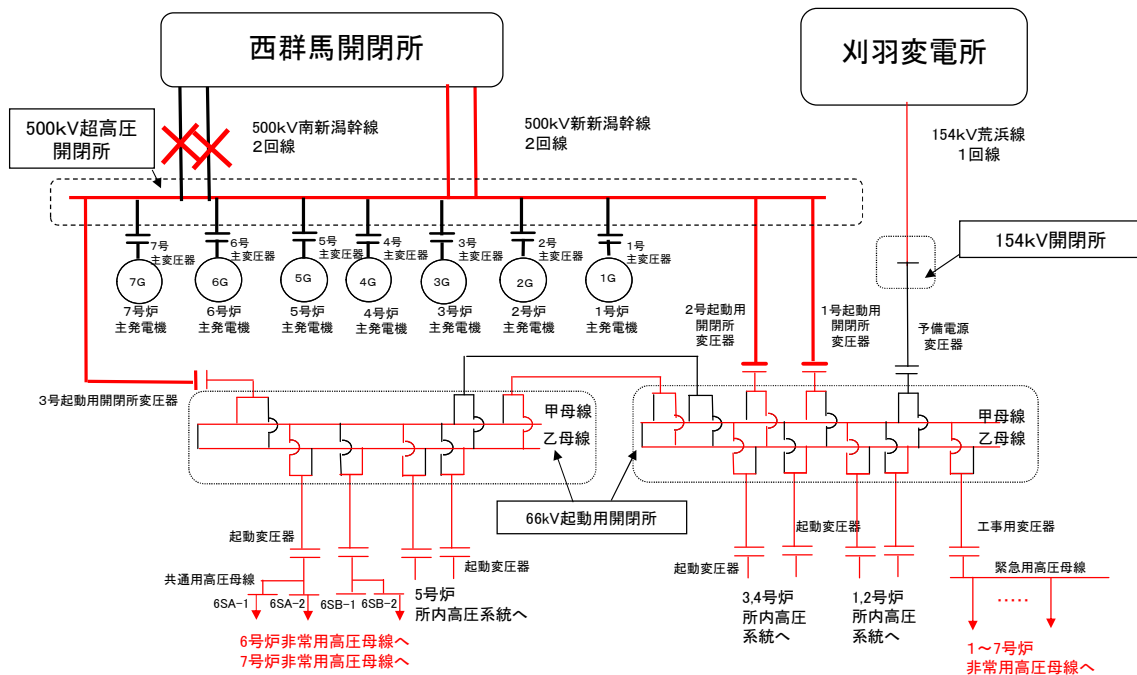
柏崎刈羽原子力発電所に接続する500kV送電線及び154kV送電線は1回線で6号及び7号炉の停止に必要な電力を受電し得る容量があり、500kV送電線4回線はタイラインで接続されていることから、いかなる2回線が喪失しても、発電用原子炉を安全に停止するための電力を他の500kV送電線及び154kV送電線から受電できる設計とする。【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】

2.2.4.1.1 2回線喪失時の電力供給継続

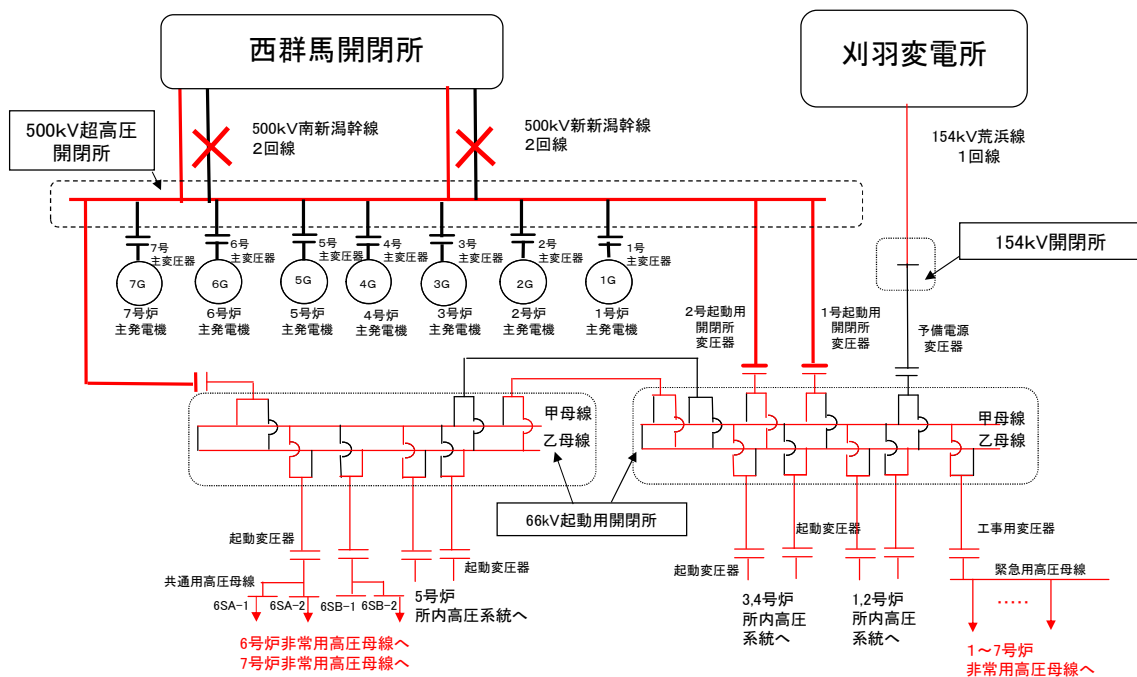
第2.2.4-1図～第2.2.4-4図に、いずれかの2回線が喪失した場合における非常用高圧母線への電力供給を示す。



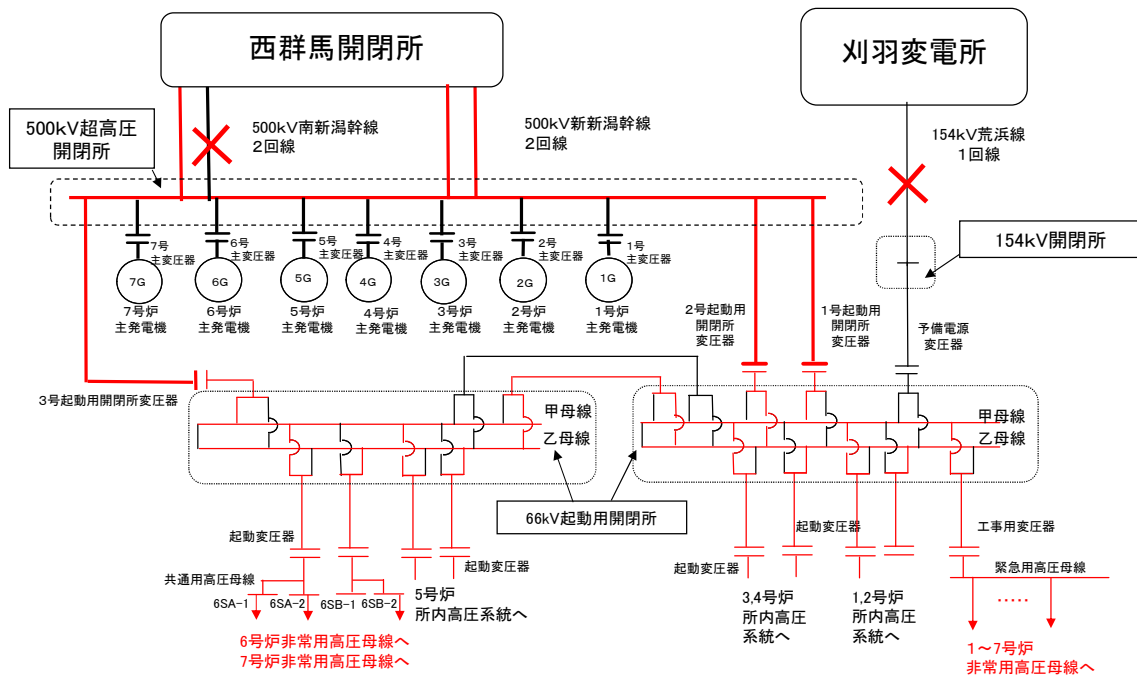
第2.2.4-1図 500kV 新新潟幹線 2回線喪失時の電力供給



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

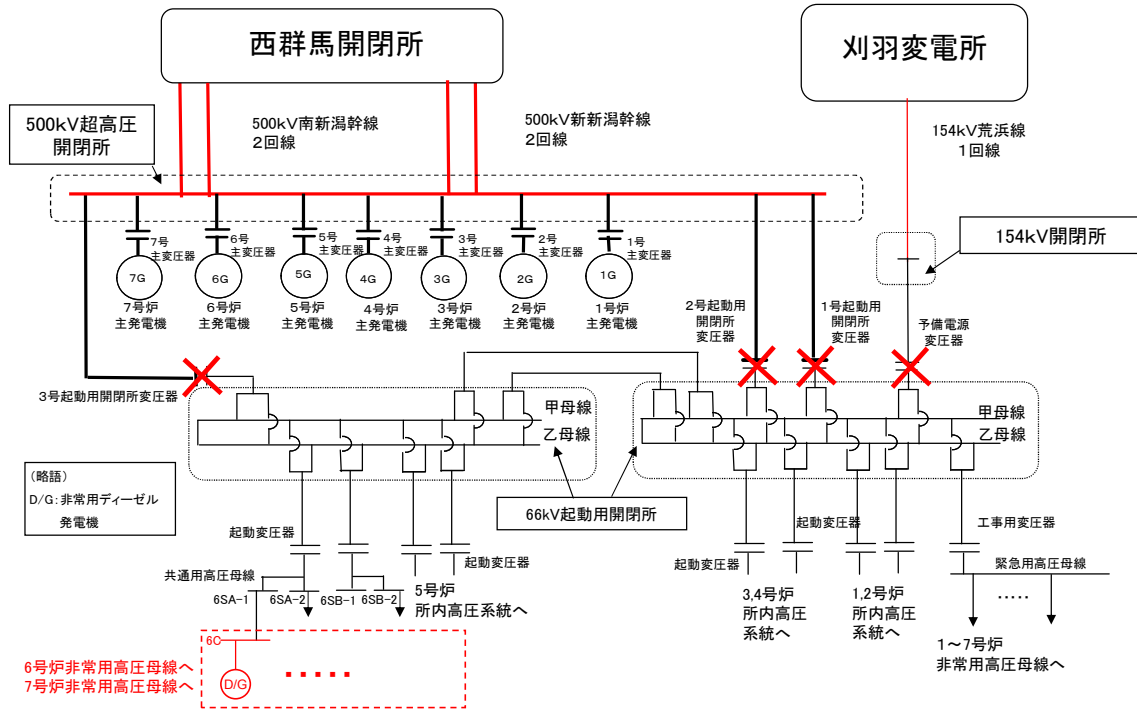


第 2. 2. 4-4 図 500kV 南新潟幹線 1 回線及び 154kV 荒浜線 1 回線喪失時の電力供給

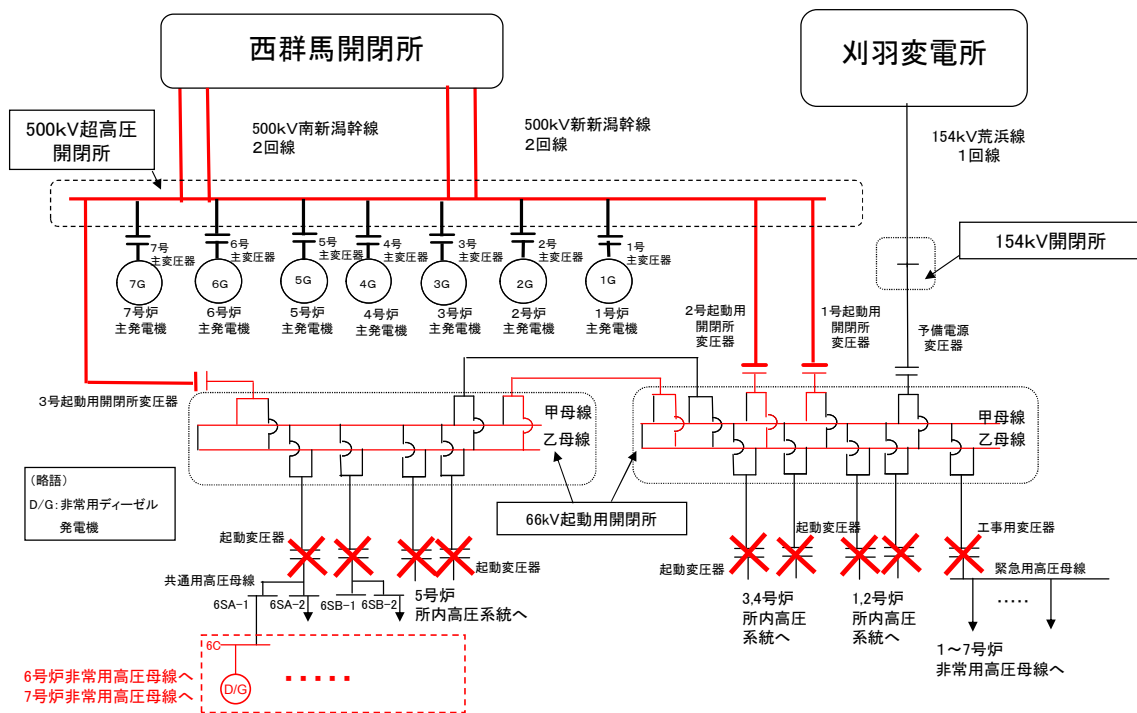
2.2.4.1.2 変圧器多重故障時の電力供給

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通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 起動変圧器及び工所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（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 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（以下、GCB）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

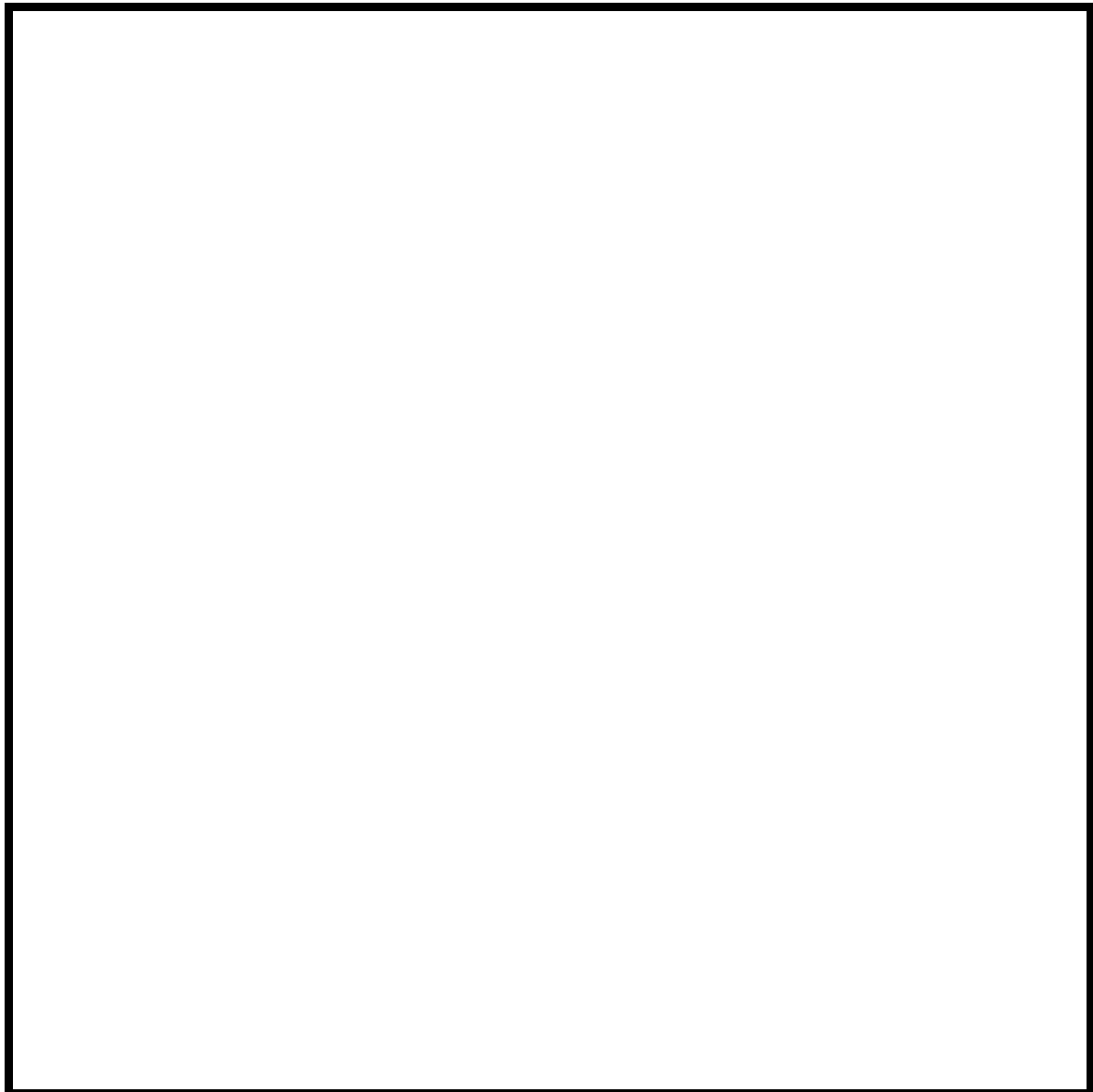
送電線容量	500kV 南新潟幹線（2回線）	500kV 新新潟幹線（2回線）	154kV 荒浜線（1回線）
	約4,139MW/回線*1（>53.75MVA） （4,357MVA/回線） （1,2,3,4,5,6,7号炉共用*2）	約4,139MW/回線*1（>53.75MVA） （4,357MVA/回線） （1,2,3,4,5,6,7号炉共用*2）	約118MW/回線*1（>53.75MVA） （124MVA/回線） （1,2,3,4,5,6,7号炉共用*2）
変圧器容量	1号起動用開閉所変圧器 （1,2,3,4,5,6,7号炉共用*2）	2号、3号起動用開閉所変圧器 （1,2,3,4,5,6,7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  $3\text{m/s}^2$  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  $5\text{m/s}^2$  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。

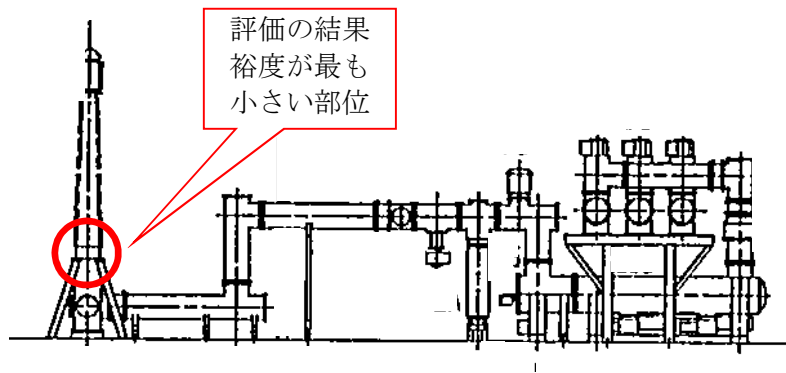
(4) 耐震性評価結果

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

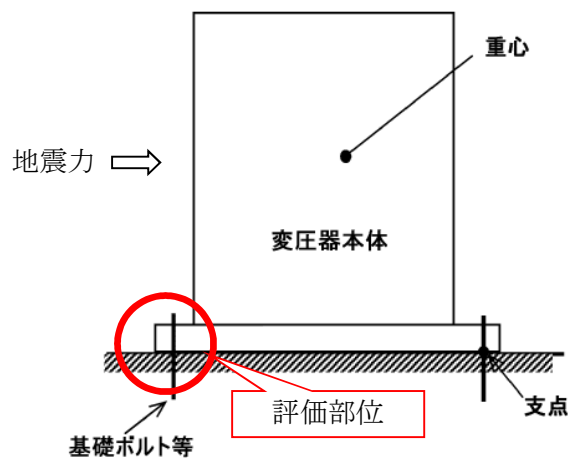
電圧階級	仕様	裕度	最小裕度部位
500kV	500kV 超高圧開閉所 ガス絶縁開閉装置 (GIS)	3.80	ブッシング
154kV	154kV 開閉所 気中遮断器 (ガス)	2.20	ブッシング
66kV	66kV 起動用開閉所 ガス絶縁開閉装置 (GIS)	2.30	タンク



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。

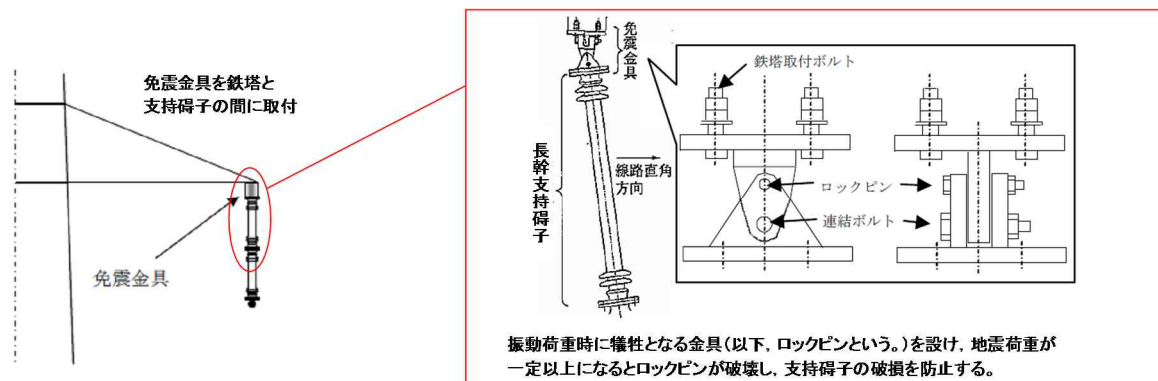
別添 6 に開閉所設備等の基準地震動  $S_s$  に対する耐震性評価結果について示す。

## 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 <sup>2</sup> )	392 (kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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。

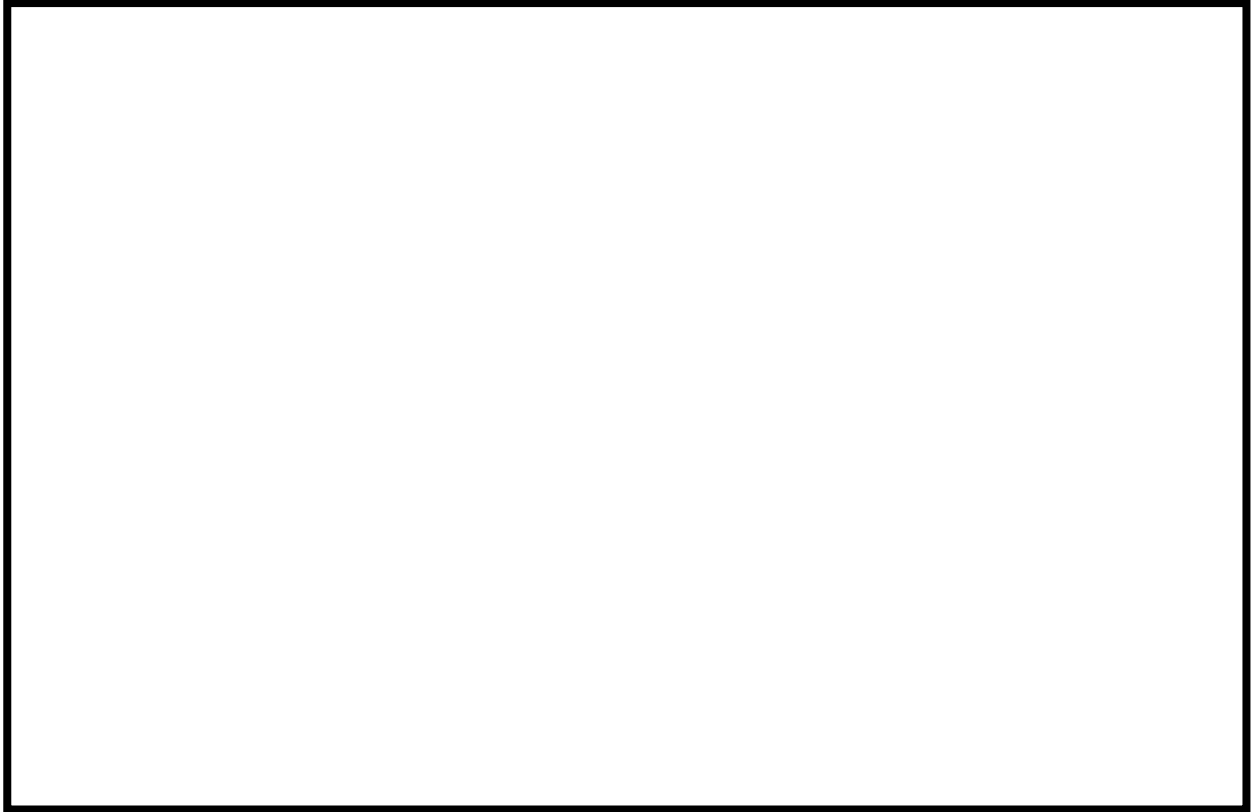
第 2.2.4-7 表 154kV 開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	87 (kN/m <sup>2</sup> )	196 (kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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 <sup>2</sup> )	392 (kN/m <sup>2</sup> )	○
南側	最大接地圧	82 (kN/m <sup>2</sup> )	196 (kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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）。

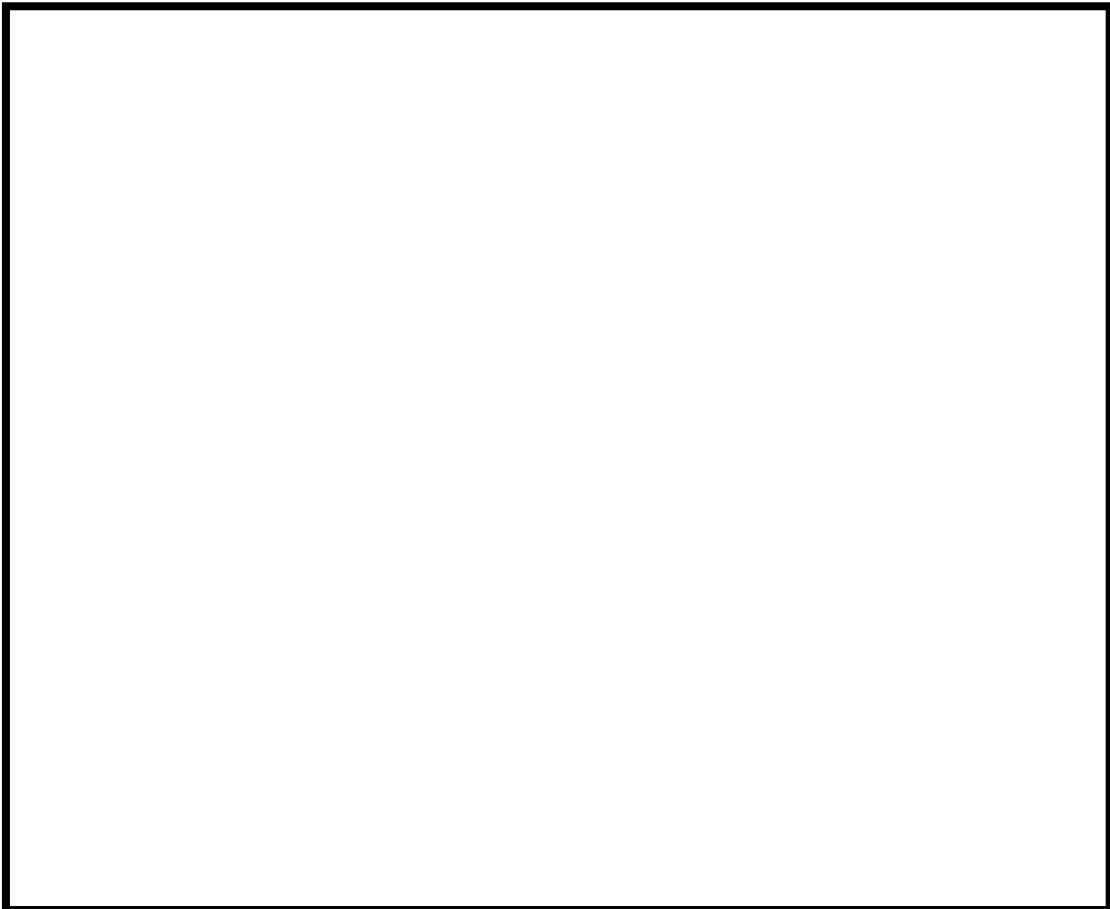


第 2.2.4-18 図 66kV 起動用開閉所位置





第 2.2.4-19 図 66kV 起動用開閉所（北側）基礎構造図



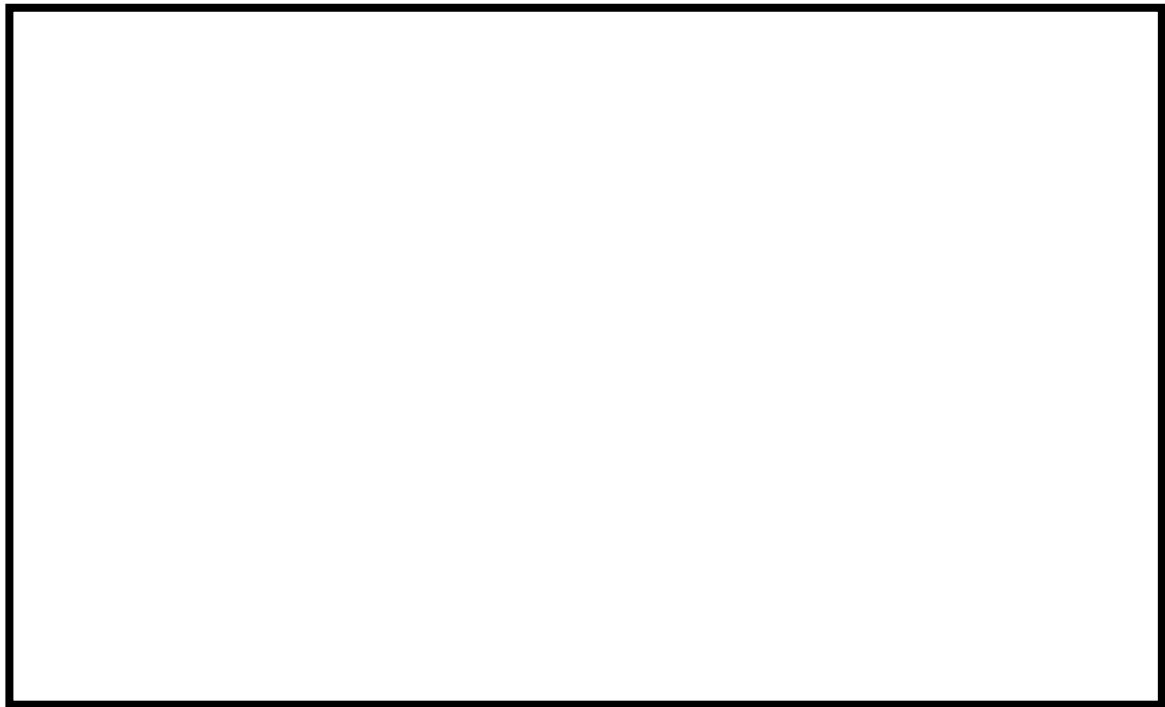
第 2.2.4-20 図 66kV 起動用開閉所（南側）基礎構造図

#### 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）

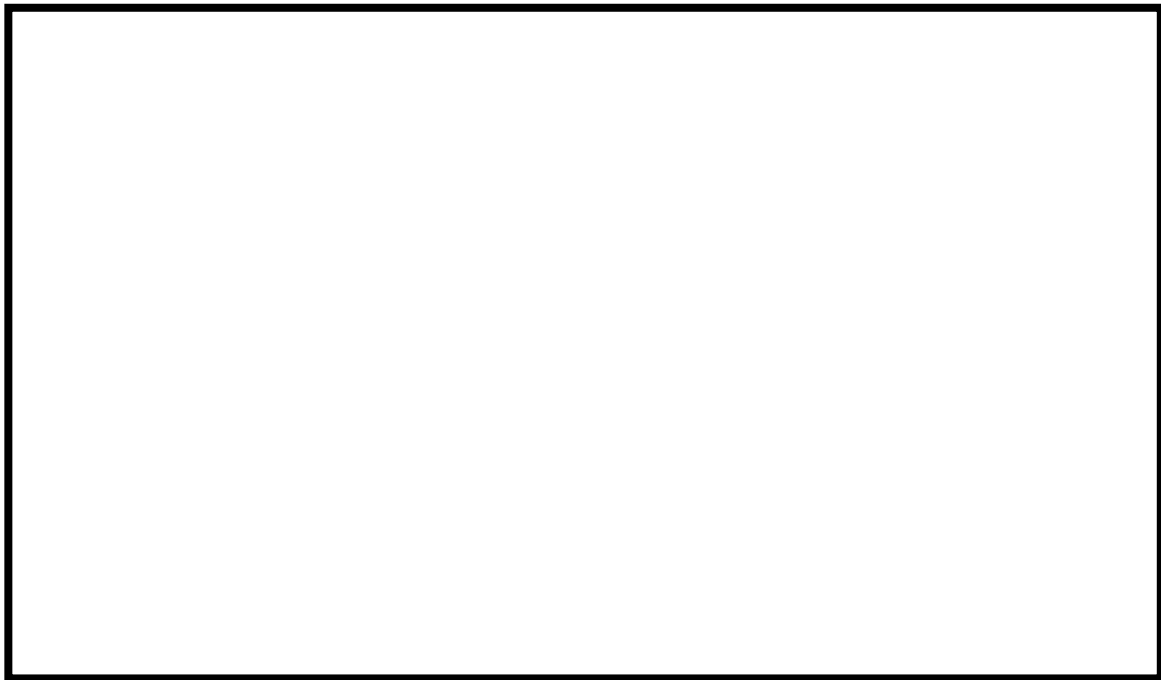
154kV 開閉所から 66kV 起動用開閉所（南側）にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

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 <sup>2</sup> )	1,142(kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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 2.2.4-22 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）

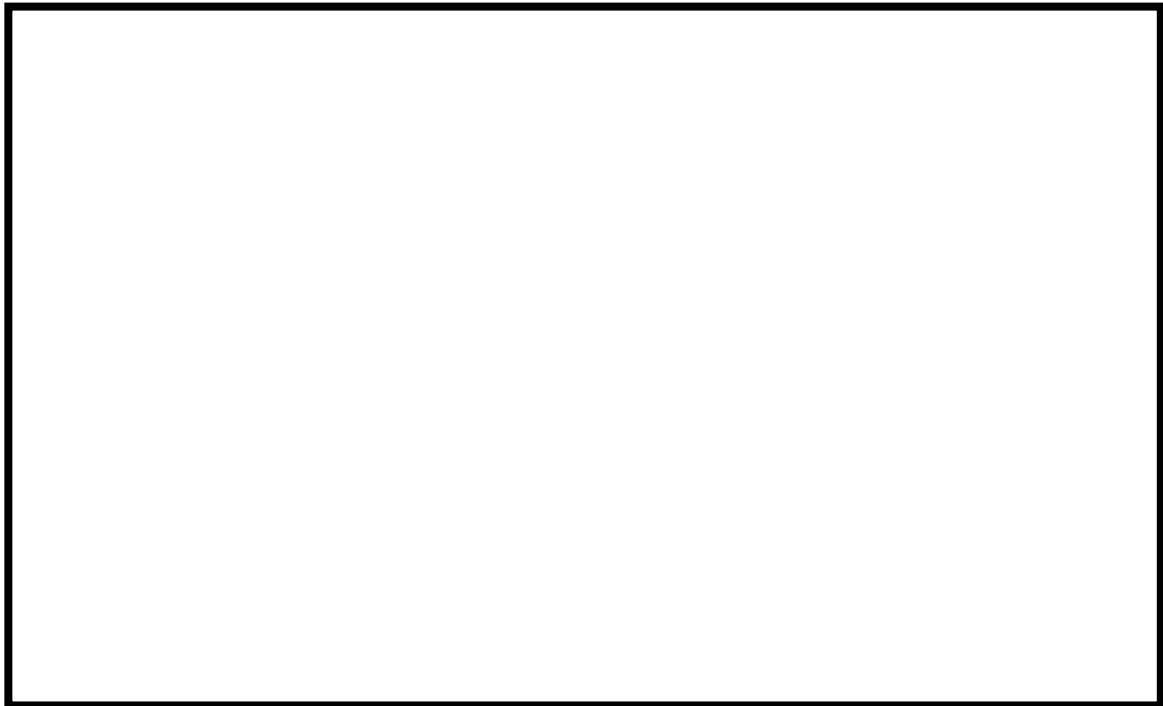
66kV 起動用開閉所（南側）から 66kV 起動用開閉所（北側）にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

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 <sup>2</sup> )	284 (kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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

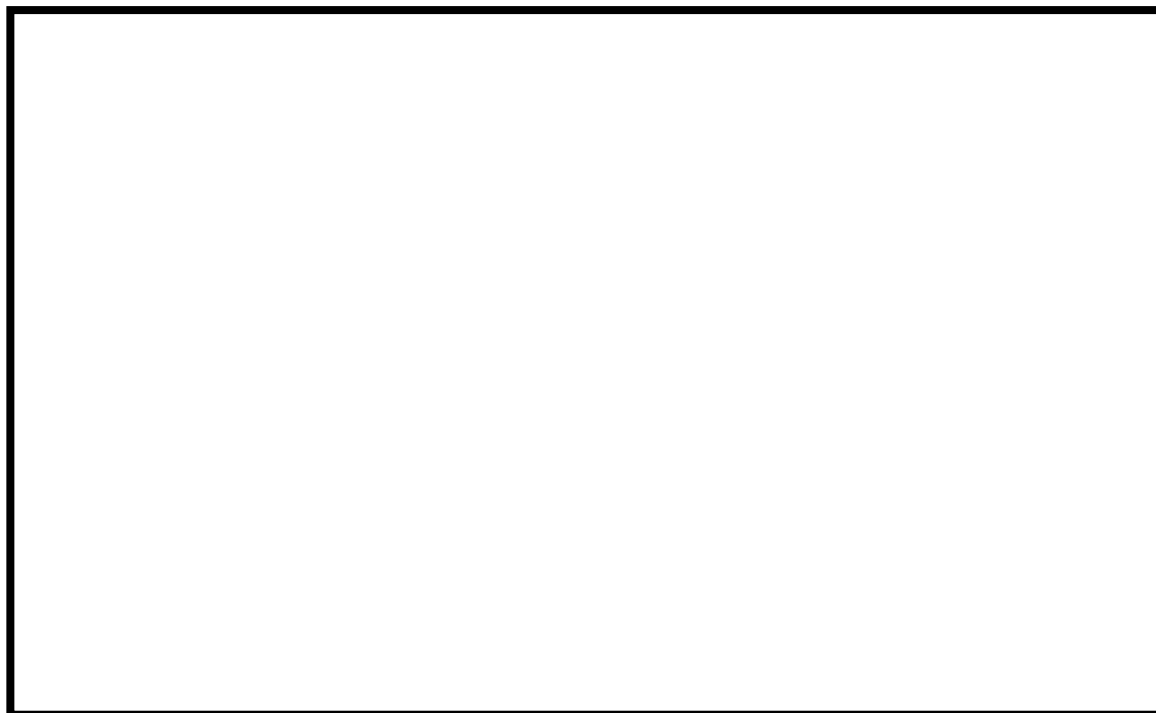
500kV 電力ケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第 33 条 第 6 項 解釈 6】

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。

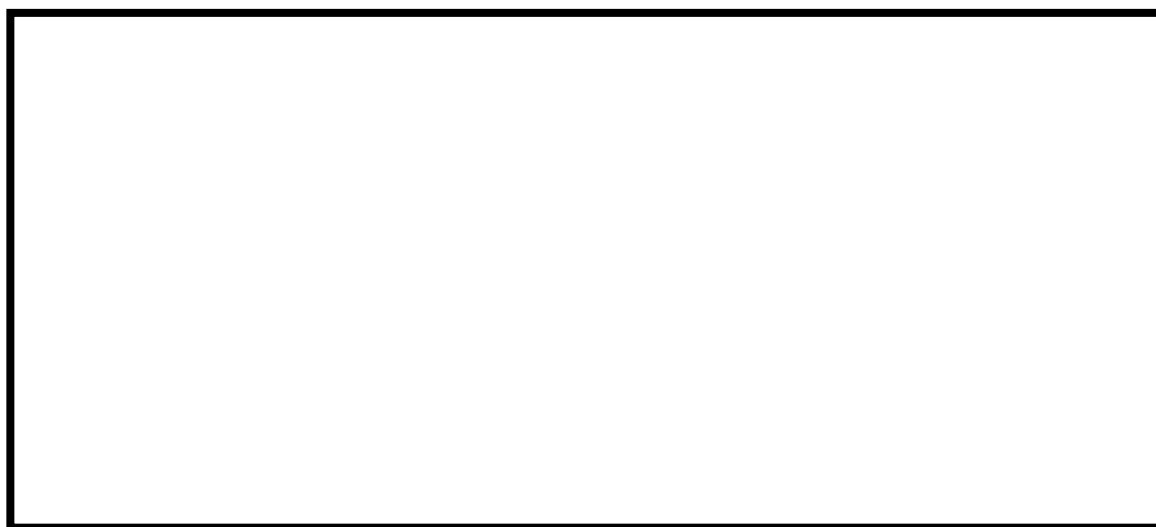
第 2.2.4-11 表 500kV 電力ケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	153 (kN/m <sup>2</sup> )	1,920 (kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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

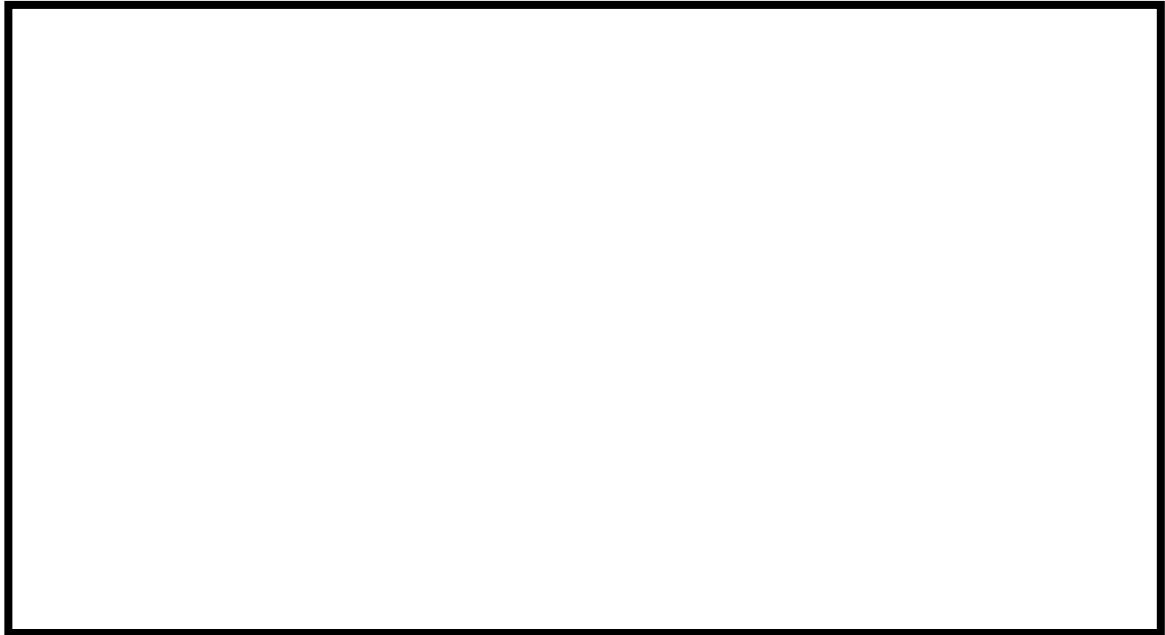
6号炉CVケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保している。【設置許可基準第33条 第6項 解釈6】

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 <sup>2</sup> )	1,800(kN/m <sup>2</sup> )	○

\*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。

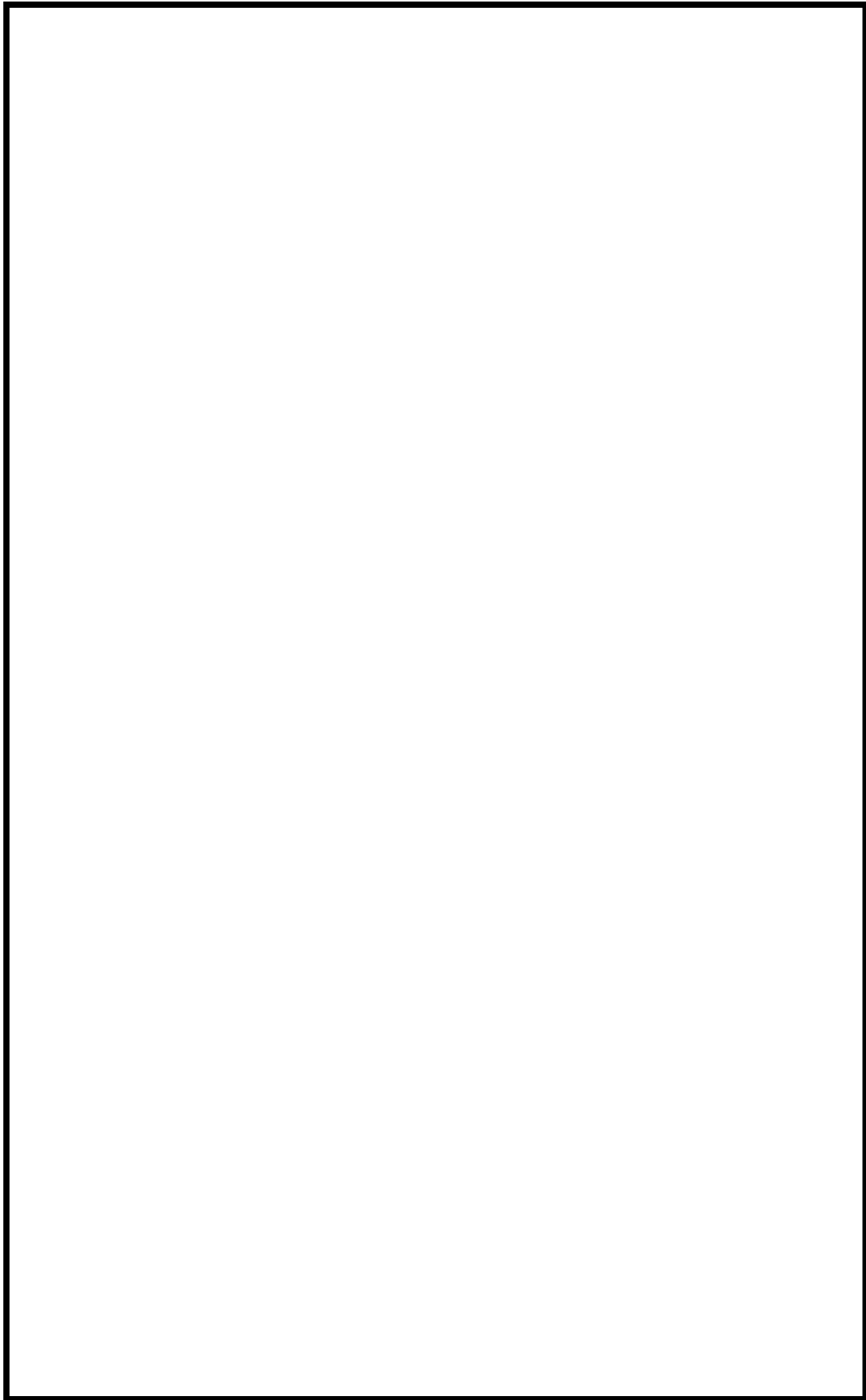


第 2. 2. 4-30 図 6 号及び 7 号炉保安電源ケーブルライン全体平面図

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

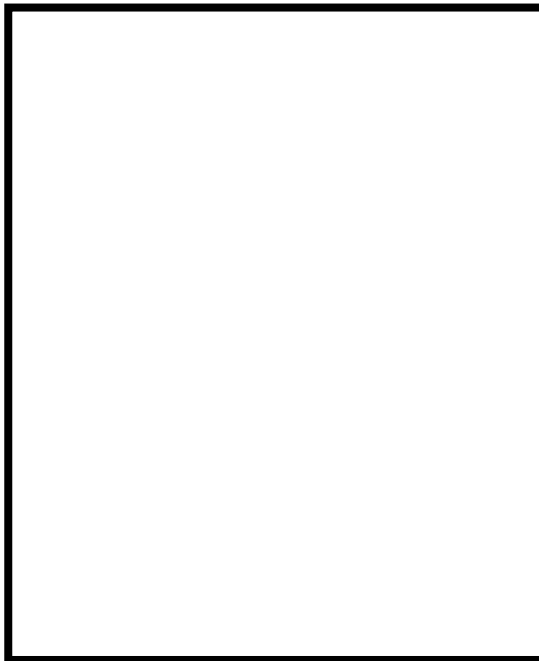
(3) 評価手法及び評価結果

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。

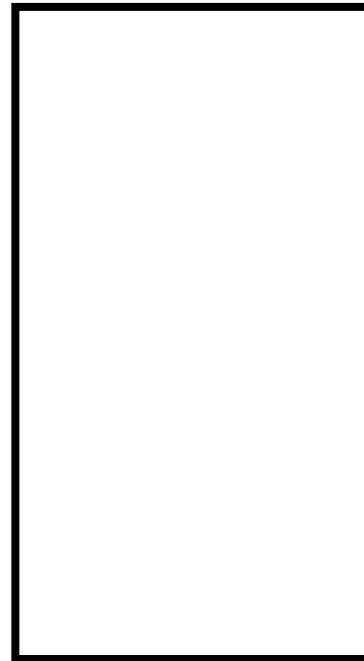
解析モデルの概念図を第 2.2.4-34 図に示す。地盤は番神砂層をモデル化し、上端を T. M. S. L. +27.0m の地表面、下端を T. M. S. L. +20.2m の古安田層上面とした。地震力は地表面で 1.0Ci とし、各要素に深度相当の地震力を静的に作用させ、静的非線形解析により求めたせん断ひずみから沈下量を算定した。

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

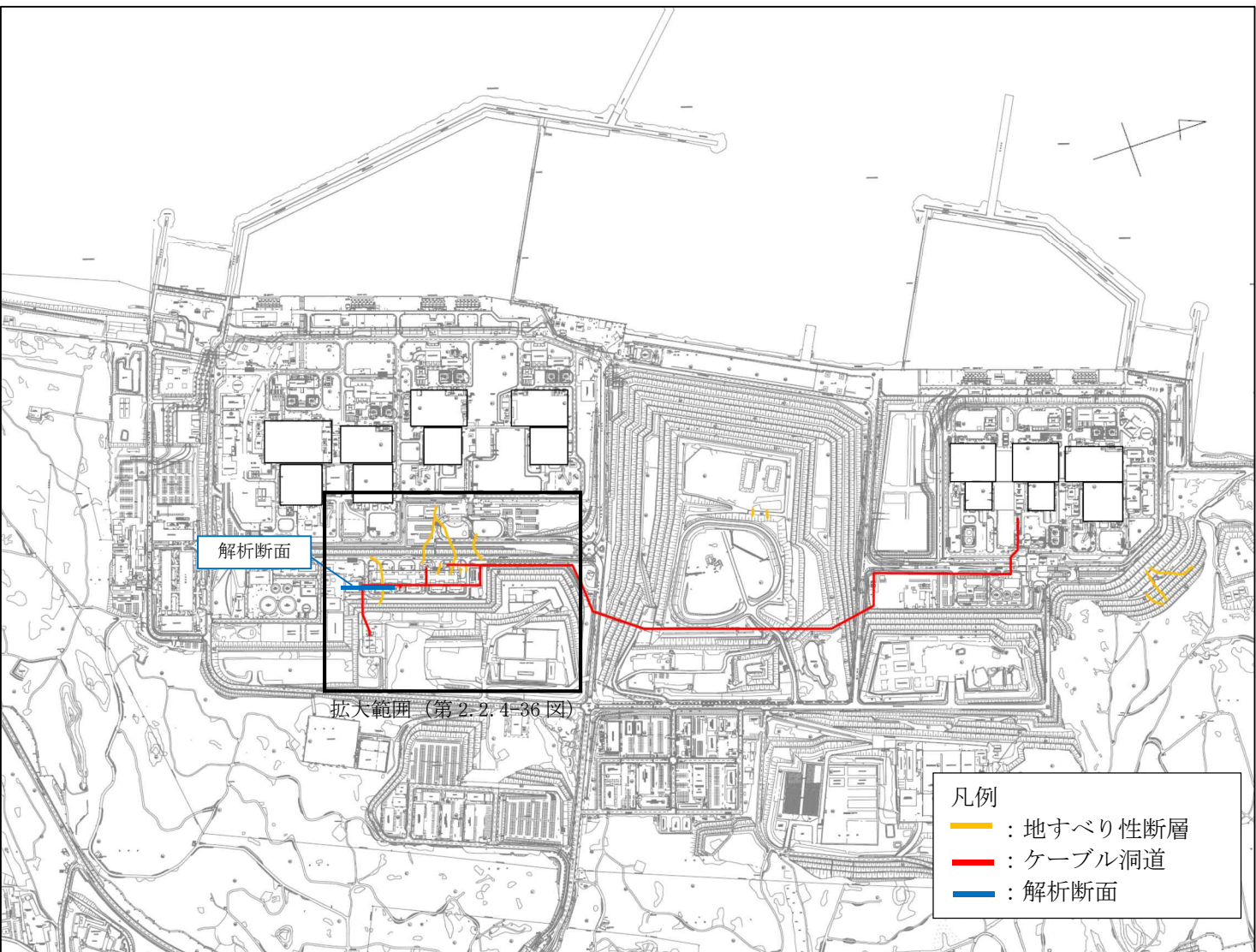
地層名	層厚	沈下量
番神砂層	6.8m	

#### 2.2.4.2.6 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

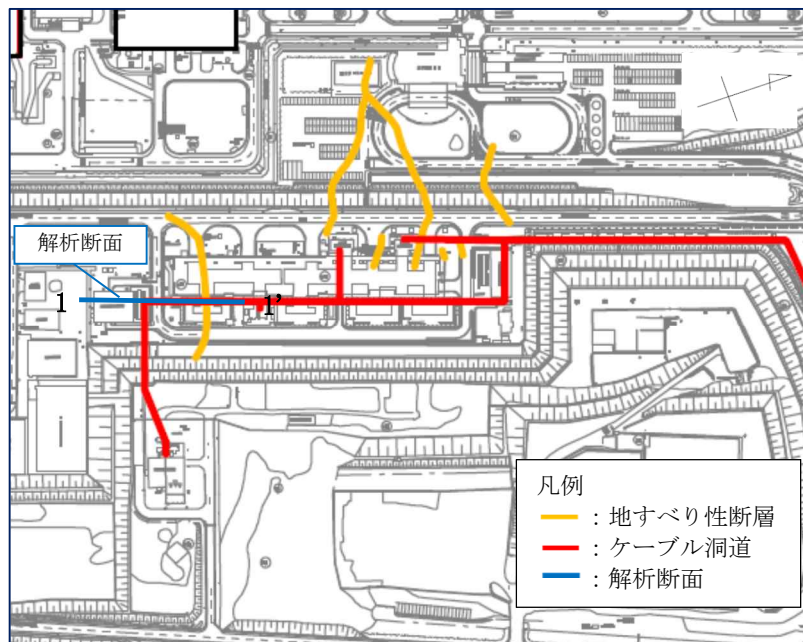
保安電源のケーブルラインの設置地盤については、耐震クラスCとして十分な支持性能を持つ地盤に設置することとしており、2.2.4.2.4にその評価結果を示した。

ただし、500kV 超高圧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2.2.4-35図～第2.2.4-37図)、念のために定量的な評価を行った。

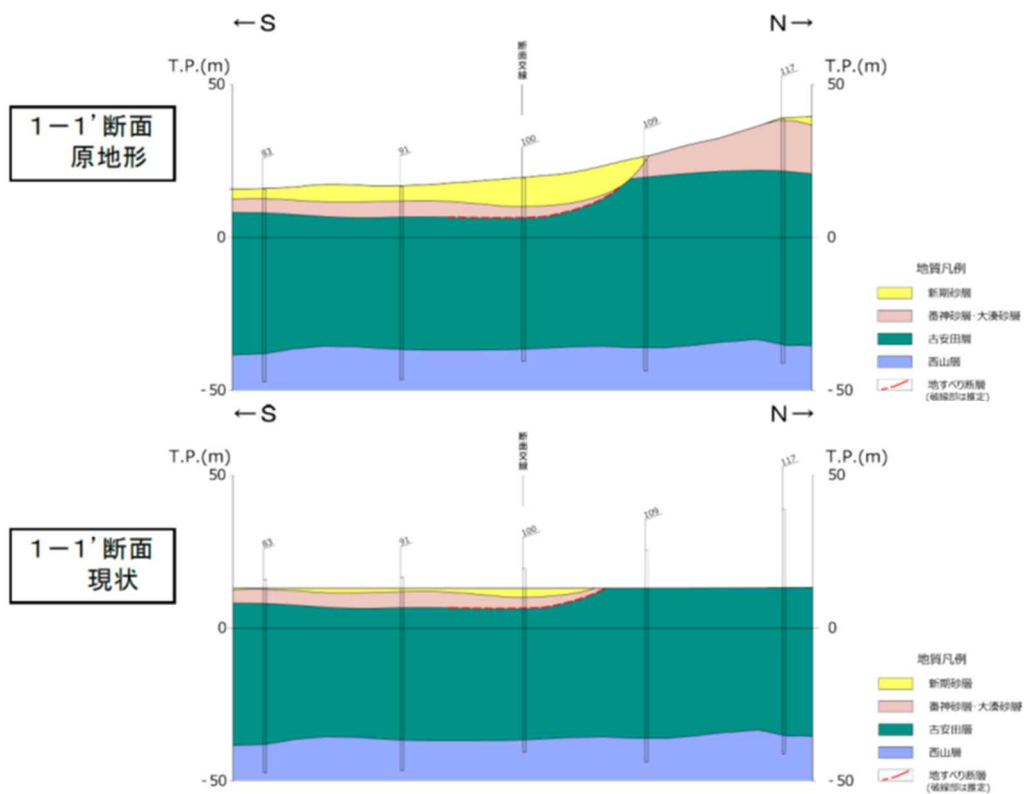
評価は円弧すべり法により行い、新期砂層及び番神砂層の密度については、密度試験結果より設定し、すべり線上のせん断強度については、荒浜側基礎地盤安定解析における各断層のせん断強度のうち、浅部で最も保守的な設定となるF<sub>0</sub>断層の残留強度相当とした。1.0Ciの地震力に対する地盤安定性評価を実施した結果、最小すべり安全率は15.5であり、設置地盤は十分安定していることを確認した。(第2.2.4-15表、第2.2.4-16表、第2.2.4-38図)



第2.2.4-35 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. 4-36 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 (拡大図)



第 2. 2. 4-37 図 解析断面位置地質縦断図 (上図：原地形, 下図：現状)

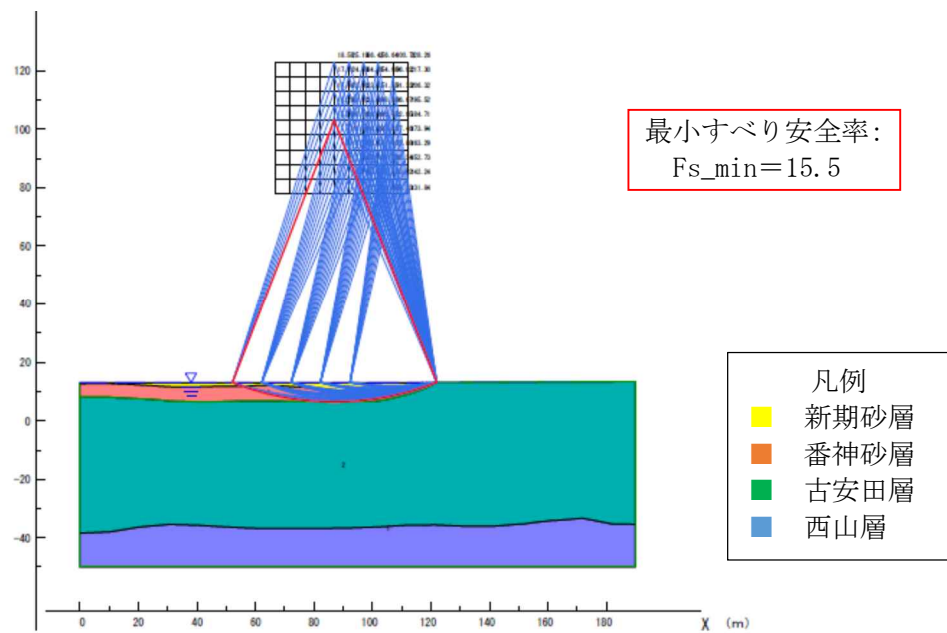
第 2. 2. 4-15 表

地層区分	密度 (g/cm <sup>3</sup> )
新期砂層	1.82
番神砂層	1.93

第 2. 2. 4-16 表

すべり線上のせん断強度 (N/mm <sup>2</sup> )
0.23+0.24P

T. M. S. L. (m)



第 2. 2. 4-38 図 円弧すべり法による地盤安定性評価結果

2.2.4.2.7 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2.2.4-39 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 超高圧開閉所及び 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2.2.4-40 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



500kV 送電線（開閉所出口）

154kV 送電線（開閉所出口）

第2.2.4-39 図 碍子洗浄装置外観



第2.2.4-40 図 柏崎刈羽原子力発電所の敷地高さとの関係



## 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

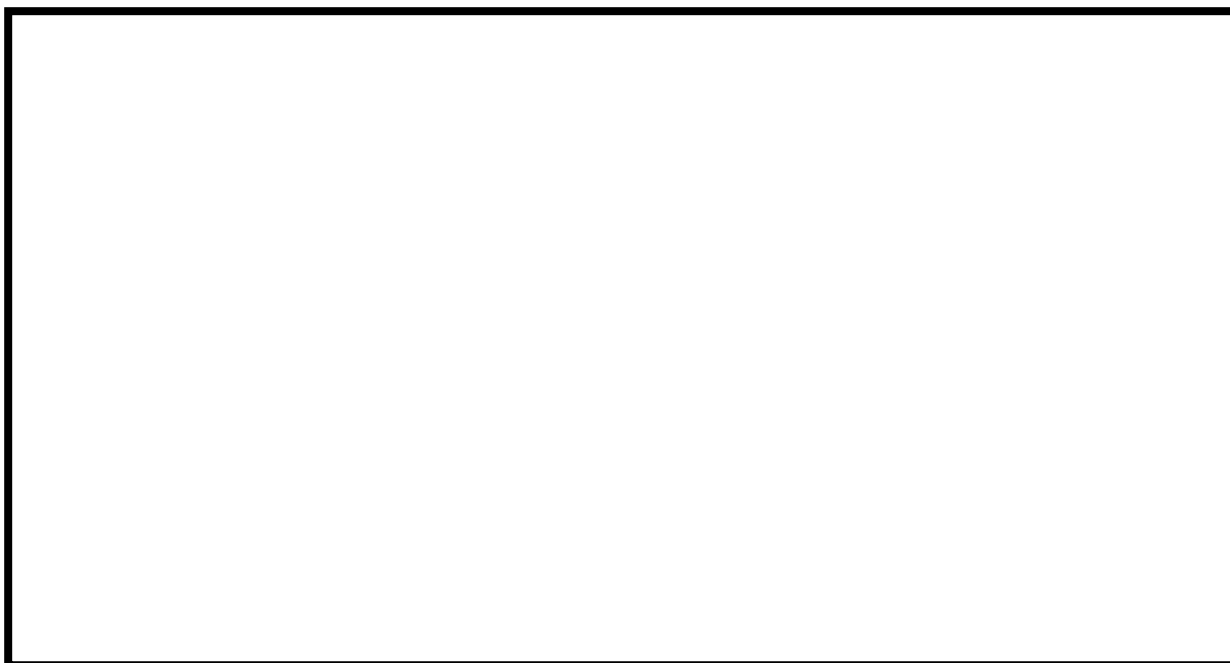
#### 2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性

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。

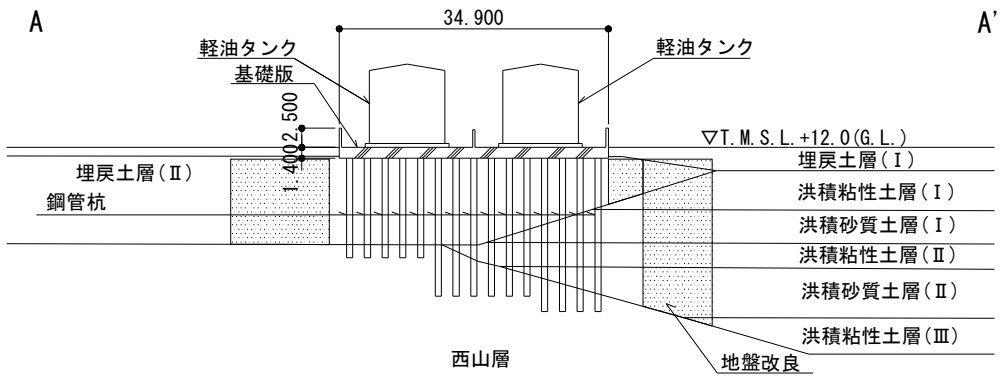
軽油タンク及び燃料移送ポンプは屋外に設置されているが、軽油タンクから燃料移送ポンプまでの配管、及び燃料移送ポンプから燃料ディタンクまでの配管には連絡配管が設けられており、軽油タンク及び燃料移送ポンプいずれか1系統が使用できない場合でも、原子炉建屋内にある3系統の燃料ディタンクに燃料を供給可能な設計としている。また、燃料ディタンクは外部からの燃料補給がなくても一定時間非常用ディーゼル発電機に燃料を供給可能な設計とする。(2.3.1.3項参照)

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。

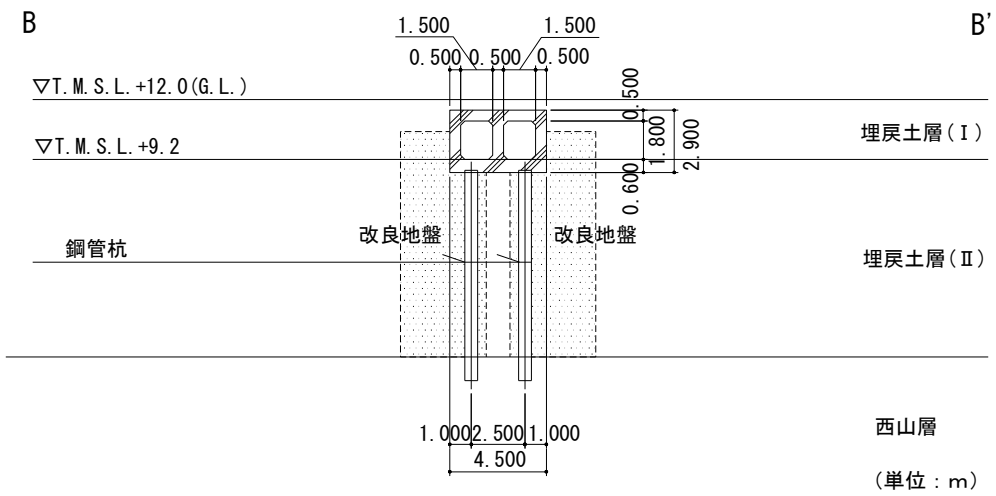
相対変位については、軽油タンク基礎と燃料移送系配管ダクトの基礎構造が同じ杭基礎形式であることから、接続箇所において相対変位が生じにくい構造となっている。燃料移送系配管ダクトと原子炉建屋は、同じ西山層を支持地盤としており、相対変位が生じにくい構造となっているが、基礎構造はダクトが杭基礎形式、建屋が直接基礎形式と異なることから、当該接続箇所について相対変位量を算定した。

算定に当たっては、建屋を不動としてダクトの変位量を接続箇所の相対変位量と考えることとし、西山層がやや深く地震時の変位が大きいと想定される7号炉燃料移送系配管ダクトについて、西山層上面からダクト底板位置での変位量を抽出した。

基準地震動Ssに対して算定される鉛直変位量は最大約1cm、水平変位量は最大約11cmとなる。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。



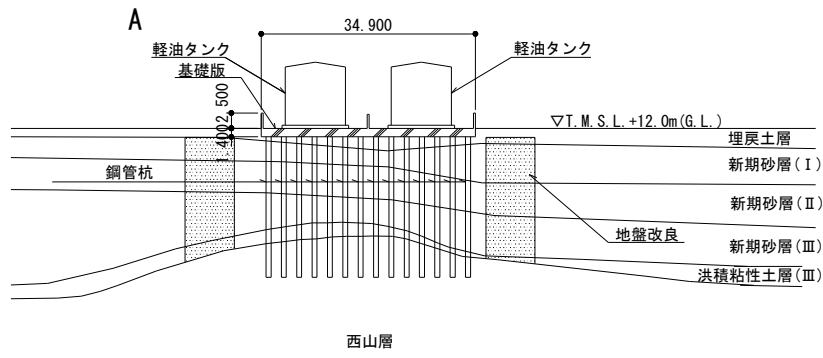
(a) 6号炉軽油タンク基礎断面図



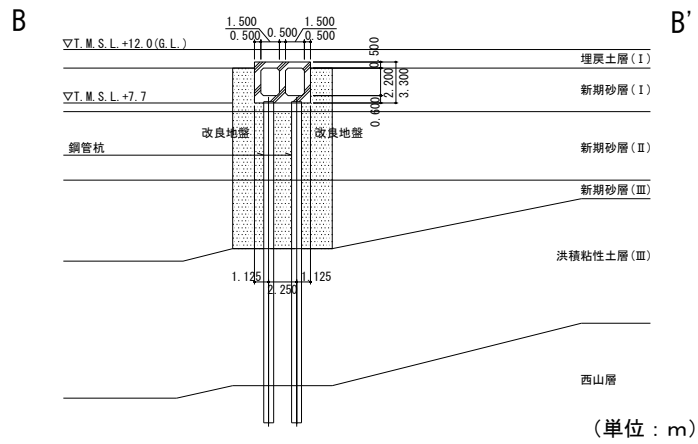
(b) 6号炉燃料移送系配管ダクト断面図



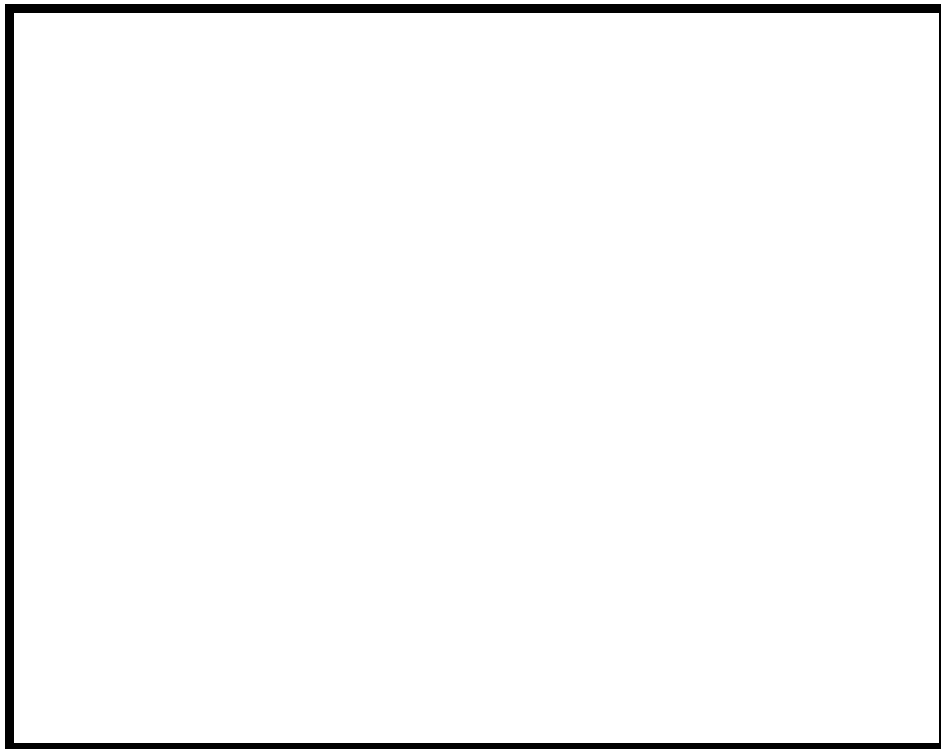
第 2.3.1-8 図 軽油タンク基礎及び燃料移送系配管ダクトの断面図 (6号炉)



(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)



### 2.3.1.2 容量について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉非常用所内電源設備のうち、設計基準事故に対処するための設備は以下のとおりである。

#### ① 非常用ディーゼル発電機

台数： 3

容量： 約 6,250kVA/台 (約 5,000kW/台)

<主な負荷>

- ・外部電源が完全に喪失した場合に、発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷
- ・工学的安全施設作動のための負荷

非常用ディーゼル発電機は、外部電源の喪失及び冷却材喪失事故が発生した際、自動起動して原子力発電所の保安上必要とされる各負荷に電力を供給するために、十分な発電機容量を有する設計とする。

各非常用ディーゼル発電機において、保安上必要とされる負荷を、第 2.3.1-2 表及び第 2.3.1-3 表に示す。

第 2.3.1-2 表 6 号炉非常用ディーゼル発電機の保安上必要とされる負荷

負荷		D/G (A)		D/G (B)		D/G (C)	
		台数	負荷容量 (kW)	台数	負荷容量 (kW)	台数	負荷容量 (kW)
自動起動	高圧炉心注水系ポンプ	—	—	1	1,400	1	1,400
	残留熱除去系ポンプ	1	540	1	540	1	540
	原子炉補機冷却水ポンプ	2	640 (320/台)	2	640 (320/台)	2	520 (260/台)
	原子炉補機冷却海水ポンプ	2	540 (270/台)	2	540 (270/台)	2	540 (270/台)
	非常用ガス処理装置	1	約 50	1	約 50	—	—
	非常灯	—	約 100	—	約 100	—	約 100
	蓄電池用充電器	1	約 380	1	約 100	1	約 270
	ディーゼル室換気設備	1	約 150	1	約 150	1	約 160
	その他の非常用負荷	—	約 770	—	約 530	—	約 380
手動起動	その他の非常用負荷	—	約 880	—	約 530	—	約 310
合計		—	約 4,050	—	約 4,580	—	約 4,220

※D/G：非常用ディーゼル発電機

第 2.3.1-3 表 7号炉非常用ディーゼル発電機の保安上必要とされる負荷

負荷		D/G (A)		D/G (B)		D/G (C)	
		台数	負荷容量 (kW)	台数	負荷容量 (kW)	台数	負荷容量 (kW)
自動起動	高圧炉心注水系ポンプ	—	—	1	1,500	1	1,500
	残留熱除去系ポンプ	1	540	1	540	1	540
	原子炉補機冷却水ポンプ	2	740 (370/台)	2	740 (370/台)	2	300 (150/台)
	原子炉補機冷却海水ポンプ	2	560 (280/台)	2	560 (280/台)	2	560 (280/台)
	非常用ガス処理装置	1	約 30	1	約 30	—	—
	非常灯	—	約 100	—	約 100	—	約 100
	蓄電池用充電器	1	約 380	1	約 100	1	約 270
	ディーゼル室換気設備	1	約 110	1	約 110	1	約 140
その他の非常用負荷	—	約 760	—	約 560	—	約 410	
手動起動	その他の非常用負荷	—	約 1,020	—	約 330	—	約 200
合計		—	約 4,240	—	約 4,570	—	約 4,020

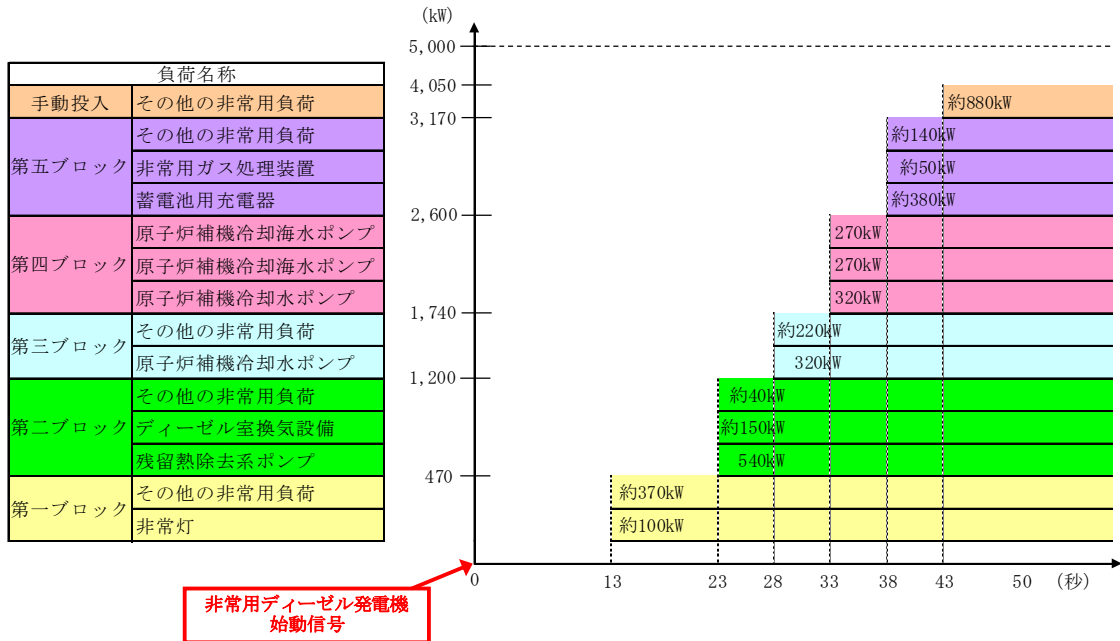
※D/G：非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合に、発電用原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給し、さらに、工学的安全施設作動のための電源も供給する。

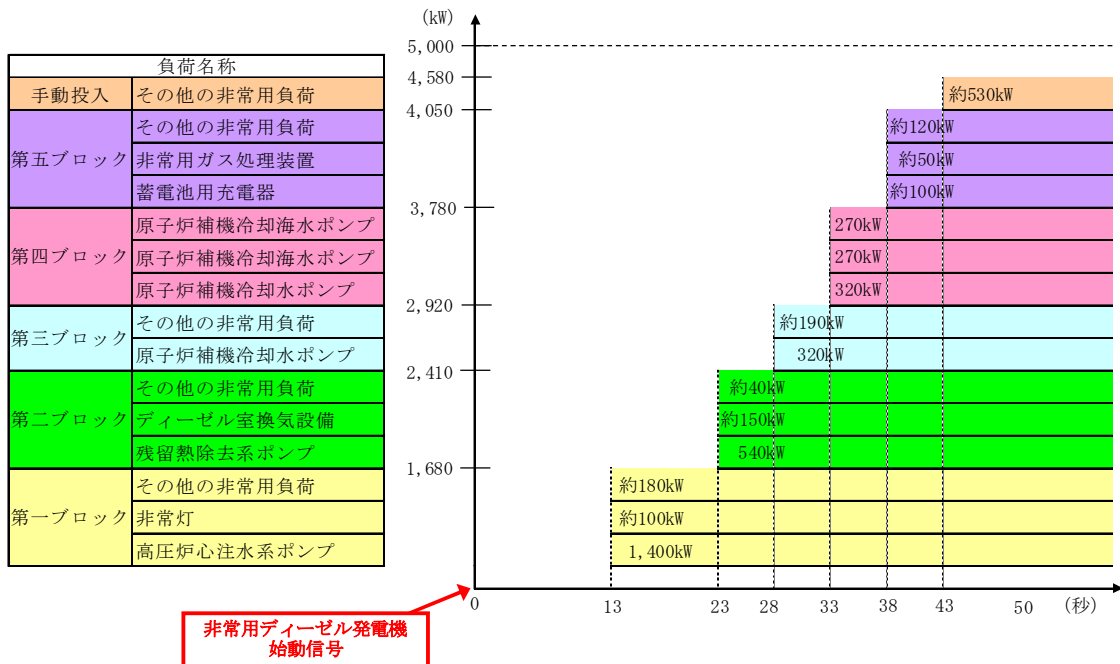
非常用ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続する。3台のうち1台が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

非常用ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約13秒で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し負荷に電源供給する。

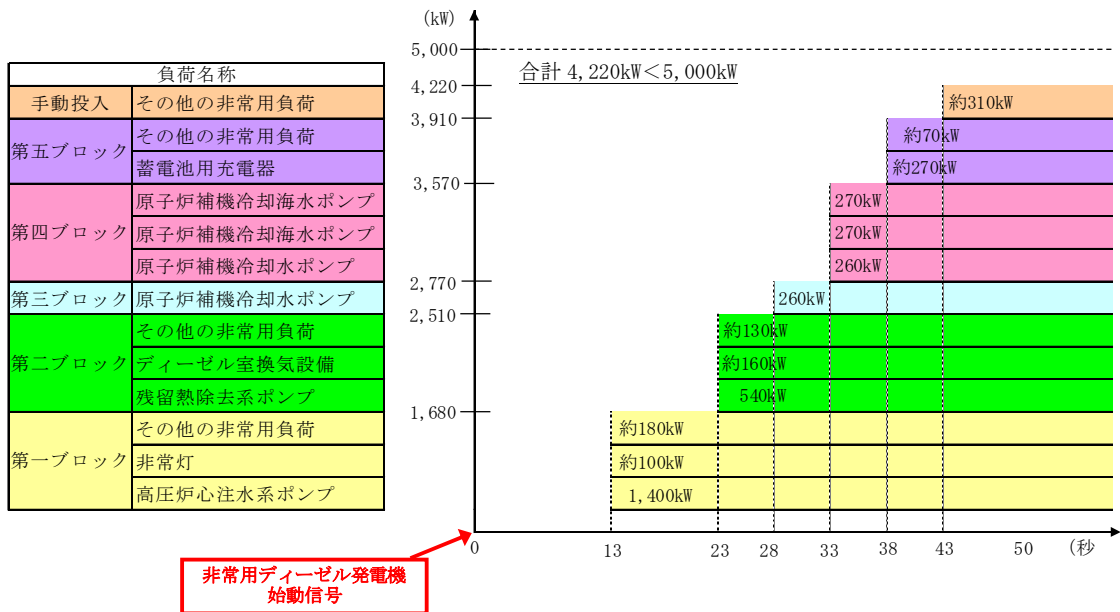
外部電源が喪失し、かつ、冷却材喪失事故が発生した場合の負荷の始動順位を第2.3.1-10図～第2.3.1-15図に示す。



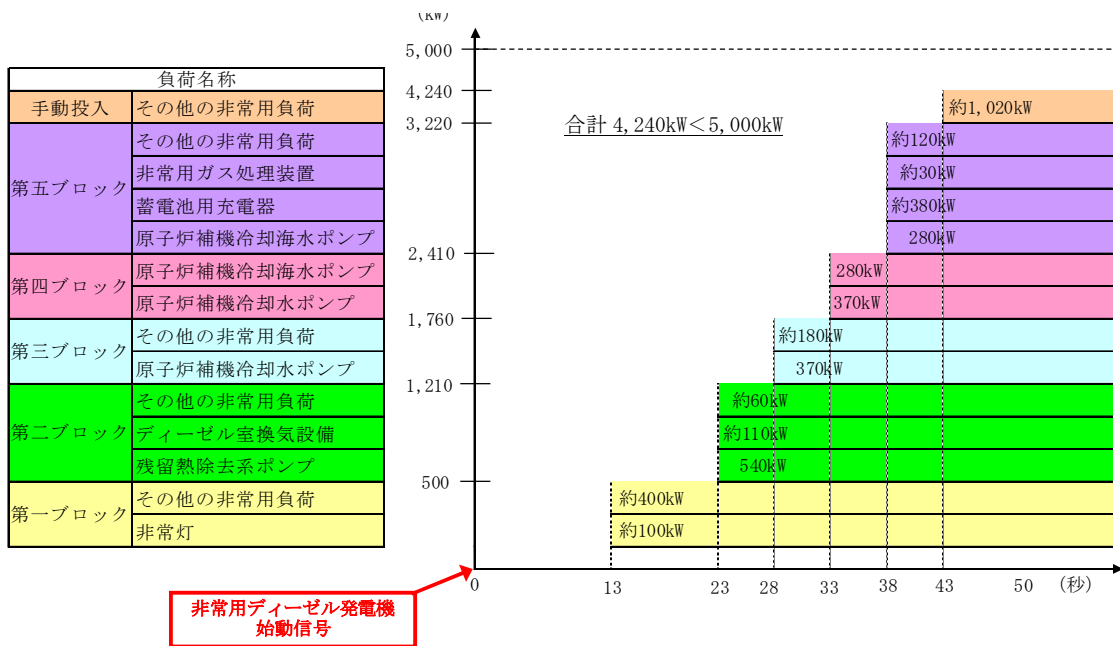
第2.3.1-10図 6号炉非常用ディーゼル発電機 (A) における負荷の始動順位 (外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)



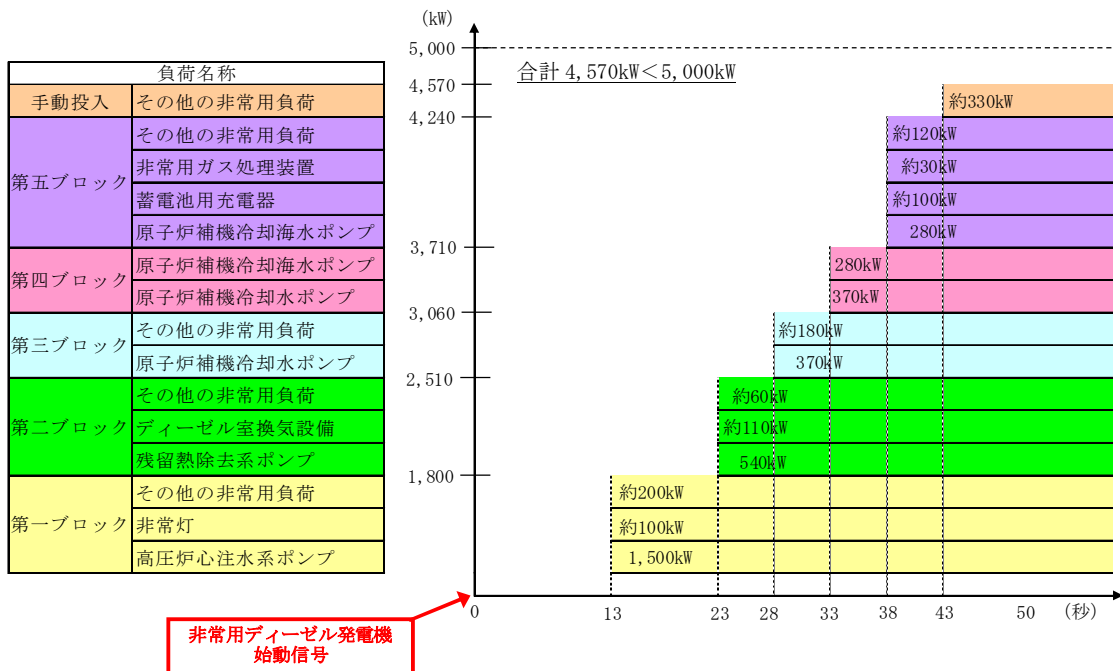
第2.3.1-11図 6号炉非常用ディーゼル発電機 (B) における負荷の始動順位 (外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)



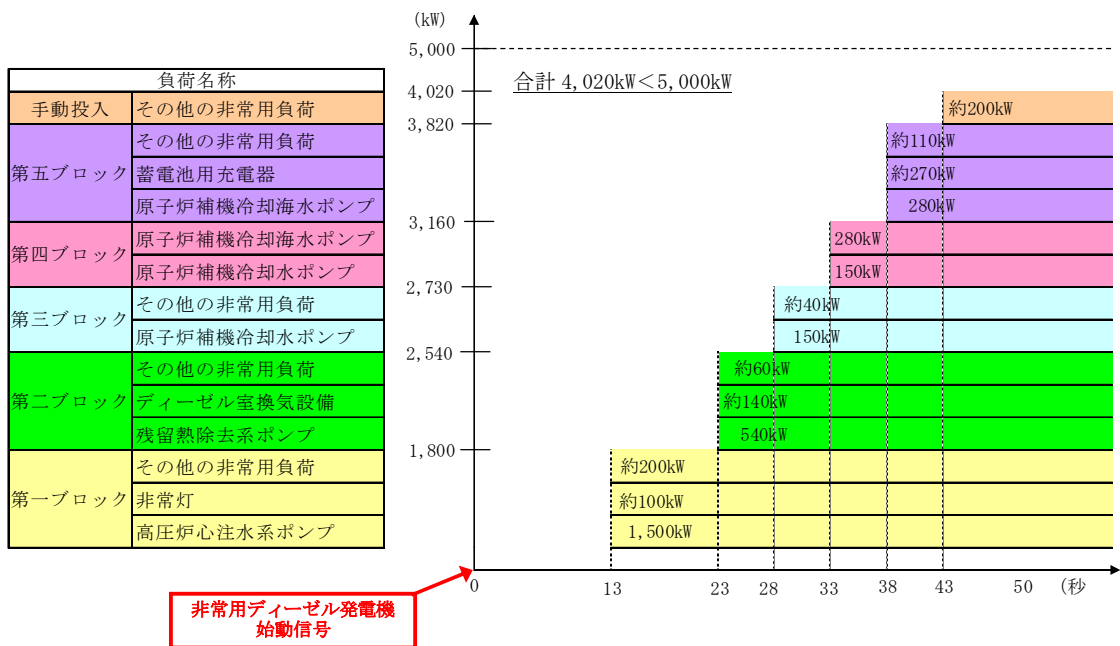
第 2.3.1-12 図 6 号炉非常用ディーゼル発電機 (C) における負荷の始動順位 (外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)



第 2.3.1-13 図 7 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) における負荷の始動順位 (外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)



第 2. 3. 1-14 図 7 号炉非常用ディーゼル発電機 (B) における負荷の始動順位 (外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)



第 2. 3. 1-15 図 7 号炉非常用ディーゼル発電機 (C) における負荷の始動順位 (外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)

② 蓄電池（非常用）

**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、静止形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系統で発電用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、発電用原子炉は安全に停止でき、停止後の発電用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発電用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。

**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。

全交流動力電源喪失に備えて、**非常用直流電源設備**は発電用原子炉の安全停止、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である電源車から約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。

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

- 組数：4
- 容量：約10,000Ah（1組）
- 約3,000Ah（2組）
- 約2,200Ah（1組）

<主な負荷>

- ・制御用負荷（原子炉緊急停止系作動回路、遮断器操作回路、自動減圧系等）及び非常用照明
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・静止形無停電電源装置

各蓄電池の容量を第2.3.1-4表に示す。

第2.3.1-4表 蓄電池の容量

	非常用直流電源設備					(参考) 常用直流電源設備	
	A系	A-2系	B系	C系	D系	鉛蓄電池	鉛蓄電池
型式	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池
容量	6,000Ah	4,000Ah	3,000Ah	3,000Ah	2,200Ah	3,000Ah	300Ah
電圧	125V	125V	125V	125V	125V	250V	125V

③ 計測制御用電源設備

計測制御用電源設備は、バイタル交流 120V 4 母線及び計測母線 120V 3 母線で構成する。

バイタル交流母線は、4 系統に分離独立させ、それぞれ静止形無停電電源装置から電源供給する。

静止形無停電電源装置は、外部電源喪失及び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区分Ⅰにおいては約 12 時間以上、区分Ⅱ，Ⅲ，及びⅣにおいては約 1 時間においても、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電源が供給されることにより、静止形無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、バイタル交流母線に対し電源供給を確保する。

そのため、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認を可能とする。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された予備電源変圧器から供給する。また、計測母線は分離された非常用低圧母線から電源供給する。

### 2.3.1.3 燃料貯蔵設備

非常用ディーゼル発電機は、工学的安全施設等の機能を確保するために必要な容量をA系、B系、C系3台有しており、また、軽油タンクから燃料移送ポンプにて非常用ディーゼル発電機へ供給される燃料油系統等もA系、B系の2系統を有しているため、非常用ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。非常用ディーゼル発電機燃料油供給系統の構成を第2.3.1-16図に示す。

軽油タンクは、非常用ディーゼル発電機2台を7日間以上連続運転できる容量(500kL以上\*)をA系、B系の2系統を有しているため、軽油タンクの単一故障に対しても必要な機能を維持できる。

A系、B系の燃料油供給系統は連絡配管により接続されており、軽油タンクの燃料は、3台の非常用ディーゼル発電機のどれでも使用できる構成となっている。(連絡配管は通常時は手動弁により隔離されており、片系で漏えい等が生じた場合でも他系へ影響しないようにしている。)【設置許可基準第33条 第7項 解釈7】

\*1 非常用ディーゼル発電機2台を定格出力にて7日間連続運転できる容量  
(事故後、自動起動、燃費については定格出力にて事故後～事故後7日間を想定)

V : 軽油必要容量 (L)

N : 発電機定格出力 (kW) = 5,000 (力率 0.8)

H : 運転時間 (h) = 168 (7日間)

$\gamma$  : 燃料 (軽油) の密度 (kg/L) = 0.83

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) =  $247.2 \times 10^{-3}$

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$$

$$= \frac{5,000 \times 247.2 \times 10^{-3} \times 168}{0.83} \times 2 \text{台}$$

$$\div 500 \text{kL} < \text{保安規定制限値 } 510 \text{kL}$$

#### ■軽油タンク

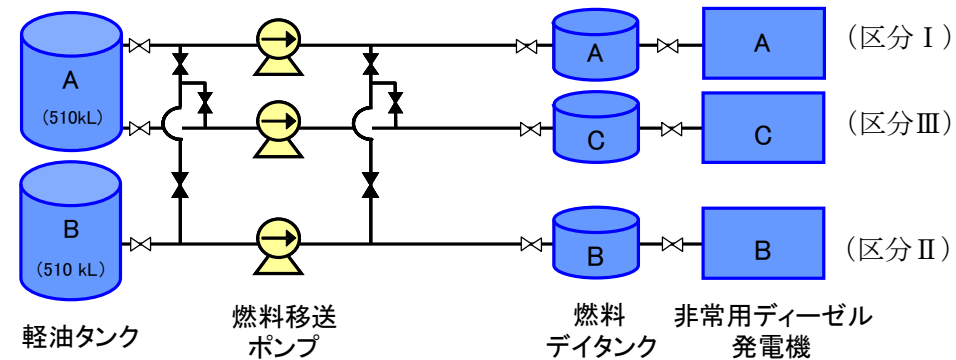
形状 : たて置円筒形

基数 : 2

容量 : 550kL/基 (設置許可記載値)

(510kL/基 保安規定制限値)

使用燃料 : 軽油



第2.3.1-16図 非常用ディーゼル発電機 燃料供給系統の構成



## 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

### (1) 非常用ディーゼル発電機の共用について

非常用ディーゼル発電機は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、多重性を考慮して、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おり、他の発電用原子炉施設との共用をしない設計としている。【設置許可基準第33条 第8項】

### (2) 非常用所内電源系の相互接続について

6号及び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号、6号及び7号炉の非常用モータ・コントロール・センタを号炉間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。(第2.3.2-1図参照)

### ○電源の融通

通常時は、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。その上で、重大事故等時には、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、電源供給のさらなる多重化を図ることが可能となり、総合的な安全性が向上する。

なお、6号炉非常用高圧母線と7号炉非常用高圧母線は号炉間電力融通電気設備を用いた相互接続が可能な設計としているが、相互に接続することで安全性が向上する設計とする。(「重大事故等対処設備について「3.14.2.5 号炉間電力融通電気設備」を参照。)



### 3. 別添

#### 別添1 鉄塔基礎の安定性について

##### 1 柏崎刈羽原子力発電所外部電源線における送電鉄塔基礎の安定性評価

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（平成23・04・15原院第3号）に基づき敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊、地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響を評価し、抽出した鉄塔について、地質の専門家による現地踏査結果を踏まえ、鉄塔基礎の安定性に影響がないことを確認した。

第1-1表に、基礎の安定性評価結果を示す。

第1-1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

##### 2 地質の専門家による現地踏査の評価項目と方法

500kV 新新潟幹線、500kV 南新潟幹線及び154kV 荒浜線の対象鉄塔について、地質の専門家による現地踏査で第2-1表に示す項目に基づき、鉄塔基礎の安定性評価を行った。

第2-1表 現地踏査における評価項目と評価方法

評価項目	主な評価項目	評価方法
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	○現地踏査に際しては、盛土の規模や鉄塔との距離等を確認し、鉄塔に近接する盛土については『道路土工—盛土工指針（（社）日本道路協会 平成22年4月）』に基づく安定計算を実施し、健全性を評価した。
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	○現地踏査に際しては、可能な限り見通しのよい正面又は側面から全体の地形、勾配、傾斜変換線の位置等を確認し、地すべり地の概略を把握した。 ○その後、地すべり地内を詳細に踏査し、地形状況、露岩分布状況、移動土塊の状況、構造物の変状有無等左記の評価内容を確認し、健全性を評価した。
急傾斜地の土砂崩壊	○斜面状況（勾配及び変状有無） ○地盤特性 ○崩壊履歴	○現地踏査に際しては、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等、左記の評価内容を確認し、健全性を評価した。

### 3 盛土崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

#### 3.1 現地踏査対象の抽出

対象箇所への抽出にあたっては、送電線並びにその周辺の地形状況が記載されている実測平面図等を使用して、人工的に土地の改変が加えられた箇所を抽出した。

また、送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等を確認するとともに、車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況を確認し、漏れのないよう盛土箇所を抽出した。

抽出の結果、鉄塔 441 基のうち 4 基が該当した。

なお、盛土の規模としては、基本的に、東北地方太平洋沖地震で倒壊した当社“66kV 夜の森線”周辺で発生した盛土崩壊箇所と同程度の規模の盛土を対象とし、更なる安全性向上の観点から、それよりも小規模な盛土についても対象とした。

#### 3.2 現地踏査結果

対象鉄塔 4 基について、当該盛土の立地状況や形状及び規模、鉄塔との距離等を確認した結果、2 基（500kV 新新潟幹線 2 基）については、鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており、仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断した。

また、盛土が鉄塔に近接する 2 基（500kV 新新潟幹線 1 基、500kV 南新潟幹線 1 基）については、『道路土工—盛土工指針（（社）日本道路協会 平成 22 年 4 月）』に基づく安定計算を実施し、その結果を以下の第 3-1 表に示す。いずれも安全率 1.0 以上であることから基礎の安定性に影響ないと判断した。

第 3-1 表

支持物名	最小安全率
新新潟幹線No.2	1.560
南新潟幹線No.5	1.556

### 4 地すべりに対する鉄塔基礎の安定性評価結果

#### 4.1 現地踏査対象の抽出

地すべり防止区域（地すべり等防止法）、地すべり危険箇所（地方自治体指定）、地すべり地形分布図（（独）防災科学技術研究所）に示される範囲及び、その近傍に設置している鉄塔を選定し、さらに空中写真判読により、鉄塔との位置関係等を確認した。結果、鉄塔 441 基のうち 63 基が該当した。

#### 4.2 現地踏査結果

対象鉄塔 63 基について、地すべり地形の概略を把握するとともに、地すべり地内における地形状況、露岩分布状況、移動土塊の状況、地表面の変状、構造物の変状の有無等について確認した。地すべりの安定性については、『道路土工—切土工・斜面安定工指針』における「地すべりの安定度判定一覧表」を参考に、地質専門家の意見をふまえて評価を行った。

上述の現地踏査で収集した地すべりの変状、地形特性に基づき、各鉄塔を評価した結果、地すべり地形内にある鉄塔が 2 基（500kV 新新潟幹線 2 基）、地すべり地形近傍にある鉄塔が 11 基（500kV 南新潟幹線 6 基、500kV 新新潟幹線 5 基）確認されたが、これら地すべり箇所については、現時点で地すべりによる変状はないため、緊急的な保全対策は必要ないと評価され、引き続き周辺地盤の変状を重点的に監視していくこととした。

## 5 急傾斜地の土砂崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

### 5.1 現地踏査対象の抽出

急傾斜地の土砂崩壊については、鉄塔周辺の斜面の最大傾斜角が 30 度以上かつ逆 T 字基礎を抽出した結果、鉄塔 441 基のうち 27 基が該当した。

### 5.2 現地踏査結果

対象鉄塔 27 基について、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状の有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等を調査した。また、安定性の評価にあたっては、『道路土工一切土工・斜面安定工指針』における「表層崩壊と落石の安定性評価の目安」や「斜面崩壊対策の調査」を参考に、地質専門家の意見をふまえた評価を行った。

上述の現地踏査で収集した斜面勾配等の地形条件、地盤特性等に基づき、各鉄塔を評価した結果、崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍にみられた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所がみられた鉄塔として、6 基（500kV 新新潟幹線 6 基）を抽出した。

これら 6 基について、斜面状態の確認、周辺の地盤状況の確認、過去の地震に対する被害の有無の確認等により斜面安定に関して詳細評価を行った。

500kV 新新潟幹線 6 基については、現地状況やボーリング調査等により岩盤が地表近くに位置することの確認が得られたことや、小規模な崩壊はみられるもののそれらは表層部の一部にとどまっていること等から、斜面全体は安定しているものと評価した。また、平成 16 年の中越地震や今回の東北地方太平洋沖地震において非常に大きな地震動を経験しているが、地盤変状等の被害が発生していないことを確認した。これらのことから妥当と評価した。

## 6 巡視及び点検実績

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。

巡視及び点検の頻度を第 6-1 表に、直近の巡視実績を第 6-2 表に、直近の点検実績を第 6-3 表に示す。

なお、基礎の安定性はあるが、今後、地盤変状の可能性がある 4 基（500kV 新新潟幹線 3 基、500kV 南新潟幹線 1 基）について予防的な補強を実施した。

基礎の予防的な補強例について、第 6-1 図に示す。

### ○巡視及び点検

第 6-1 表 巡視及び点検の頻度

種別		方法及び頻度
巡視	普通巡視	徒歩：1 回/年以上 ヘリコプター：1 回/年以上
	臨時巡視	徒歩又はヘリコプター：必要の都度 (台風、地震、豪雨、豪雪等の後に実施)
点検	普通点検	1 回/5 年

第6-2表 直近の巡視実績

500kV 新新潟幹線			巡視種別	平成24年度	平成25年度	平成26年度
巡視	普通巡視	信濃川	徒歩	4/23, 10/9 (構内), 4/23~8/2	4/25, 10/7 (構内), 4/25~9/6	4/17, 10/22 (構内), 4/24~9/18
			ヘリコプター	6/14, 6/15, 2/12, 2/13, 3/12	6/5, 2/24, 3/12	6/4, 6/10, 2/17, 2/24
		群馬	徒歩	10/11~10/12	10/17~10/29	9/4~10/24
			ヘリコプター	3/5	3/4	3/6
	臨時巡視	信濃川	徒歩	4/3, 10/1	9/17, 10/17	5/19, 5/20, 1/14
			ヘリコプター	7/9, 7/17, 7/18	7/9, 7/10, 10/18	7/2, 7/3, 1/21, 2/24
		群馬	徒歩	なし	9/17	7/22, 8/11
			ヘリコプター	7/11	7/8	8/7, 8/8

500kV 南新潟幹線			巡視種別	平成24年度	平成25年度	平成26年度
巡視	普通巡視	信濃川	徒歩	4/23, 10/9 (構内), 4/23~8/7	4/25, 10/7 (構内), 4/26~9/19	4/17, 10/22 (構内), 4/17~10/9
			ヘリコプター	6/14, 6/15, 2/12, 2/13, 3/12	6/5, 2/24, 3/12	6/4, 6/10, 2/17, 2/24
		群馬	徒歩	7/3~7/4	10/2~10/21	10/23~11/20
			ヘリコプター	3/5	3/4	3/6
	臨時巡視	信濃川	徒歩	4/3, 10/1	9/17, 10/17	5/19, 5/20
			ヘリコプター	7/9, 7/17, 7/18	7/9, 7/10, 10/18	7/2, 7/3, 1/21, 2/24
		群馬	徒歩	なし	なし	なし
			ヘリコプター	7/11	7/8	8/7

154kV 荒浜線		巡視種別	平成24年度	平成25年度	平成26年度
巡視	普通巡視※	徒歩	8/28, 2/20 (構内), 9/5	8/27, 2/19 (構内), 9/27	8/8, 2/17 (構内), 9/25
		ヘリコプター	3/5	3/12	3/6

※. 東北電力株式会社にて実施

第 6-3 表 直近の点検実績

500kV 新新潟幹線		平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度
普通点検	信濃川	4/23～8/2	なし	なし
	群馬	10/11, 10/12	6/17, 6/18	6/16, 6/17, 10/28

500kV 南新潟幹線		平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度
普通点検	信濃川	なし	4/25～9/19	なし
	群馬	7/3, 7/4	7/16, 7/18, 7/19	7/15, 7/17, 10/27

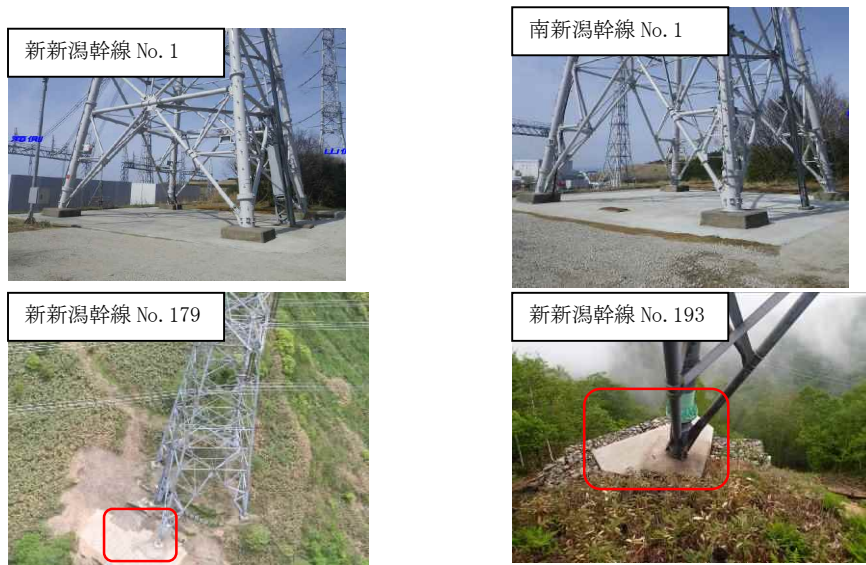
154kV 荒浜線		平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度
普通点検*		9/13	なし	なし

※. 東北電力株式会社にて実施 (1 回/10 年)

○基礎地盤の予防的な補強

500kV 新新潟幹線 No. 1 及び 500kV 南新潟幹線 No. 1 については、変位抑制を目的としたコンクリート舗装を実施した。(第 6-1 図参照)

500kV 新新潟幹線 No. 179 及び No. 193 については、変位抑制を目的とした鋼管杭による基礎補強を実施した。(第 6-1 図参照)



第 6-1 図 基礎の予防的な補強例

## 別添2 吊り下げ設置型高圧遮断器について

### 1 事象概要

平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震による揺れで、東北電力株式会社女川原子力発電所1号機高圧電源盤6-1Aで火災が発生したことを受け、平成23年5月31日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所における吊り下げ設置型の高圧遮断器に係る火災防護上の必要な措置の実施等について（指示）」（平成23・05・30 原院第2号）に基づき、原子力発電所において所有している吊り下げ設置型高圧遮断器の有無を確認した。

### 2 吊り下げ設置型高圧遮断器の有無

柏崎刈羽原子力発電所で使用している吊り下げ設置型の高圧遮断器について調査した結果、設置されていないことを確認した。



別添3 変圧器1次側の1相開放故障について

1 外部電源系の変圧器の巻線仕様一覧

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の非常用高圧母線に電源供給する外部電源系の変圧器巻線仕様を第1-1表に示す。

第1-1表 変圧器の巻線仕様

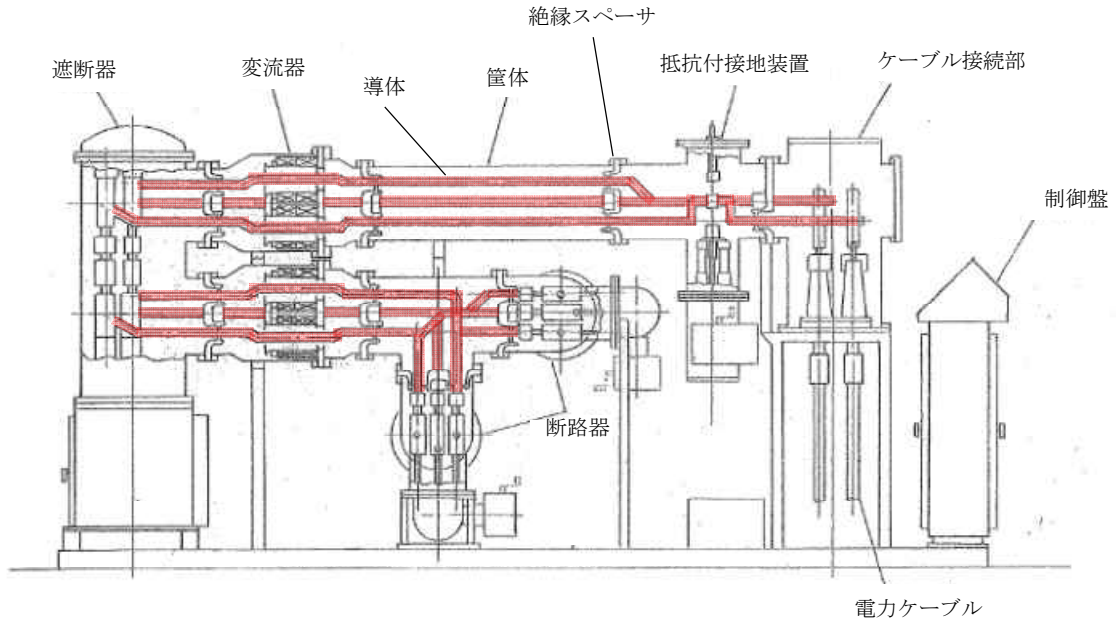
変圧器名称	電圧	巻線の結線方法		
		1次側 (外部電源側)	2次側 (負荷側)	安定巻線※
予備電源変圧器	154kV/66kV	Y (非接地)	Y (抵抗接地)	Δ
起動変圧器(6SA)	66kV/6.9kV	Y (非接地)	Y (抵抗接地)	Δ
起動変圧器(6SB)	66kV/6.9kV	Y (非接地)	Y (抵抗接地)	Δ
工所用変圧器	66kV/6.9kV	Y (非接地)	Y (非接地)	Δ
1号起動用開閉所変圧器	550kV/66kV	Y (直接接地)	Y (抵抗接地)	Δ
2号起動用開閉所変圧器	550kV/66kV	Y (直接接地)	Y (抵抗接地)	Δ
3号起動用開閉所変圧器	550kV/66kV	Y (直接接地)	Y (抵抗接地)	Δ

※安定巻線は、当該変圧器で発生する高調波等の抑制を目的で設置されている。

2 1相開放故障発生時の検知について

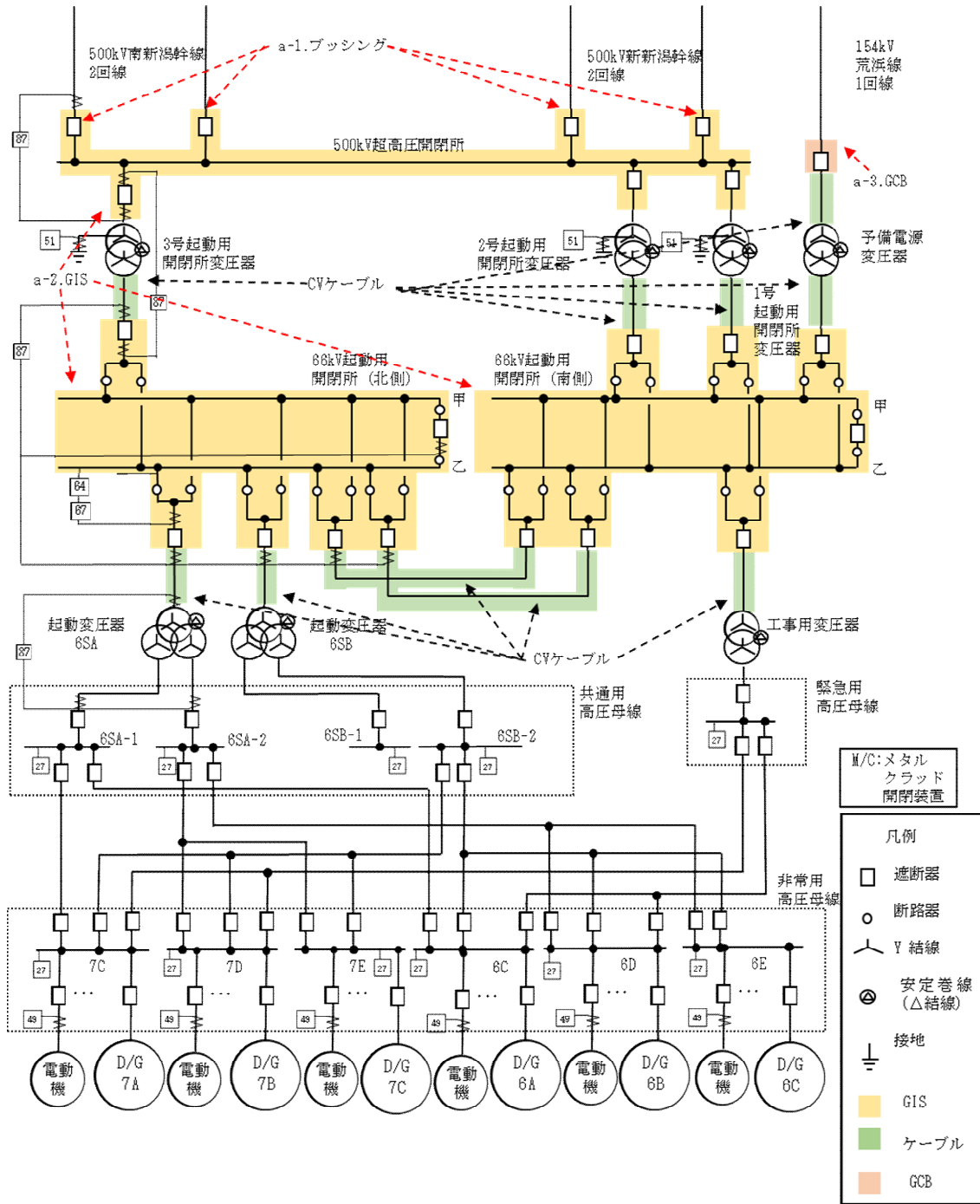
2.1 電流差動継電器(87)による検知

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1相開放故障が発生した場合、500kV送電線側については、米国パイロン2号炉同様の気中に露出した接続ではなく、第2-1図のように接地された筐体内等に導体が収納された構造である。このような構造の場合、導体の断線による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)による検知が可能である。



第2-1図 接地された筐体内等に導体が収納された構造 (500kV GISの例)

第2-2図に完全地絡による電流差動継電器（87）により検知可能なGIS、変圧器及びCVケーブルの各部位を示す。



第2-2図 完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位

以下に GIS、変圧器及び CV ケーブルの構造に関する詳細を示す。

a. GIS の故障検知について

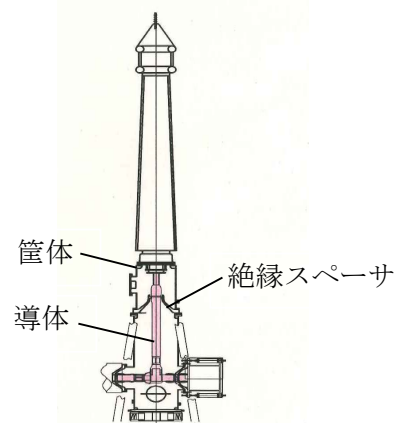
GIS は、接地されたタンク内に導体が収納されており、絶縁性の高い SF6 ガスにより絶縁が確保されている。

GIS は、ブッシングを通じて架線と接続する構成である。

a-1. ブッシング

ブッシングは第 2-3 図のとおり磁器碍管に導体等が収納された構造となっており、ブッシング内の導体等の破損については、磁器碍管の破損がない限り考えにくい。

仮に、磁器碍管の破損による故障が発生した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器 (87) が設置されており、検知が可能である。



第 2-3 図 ブッシングの外観及び内部構造部

a-2. GIS (ブッシング除き)

(a) 導体

GIS は第 2-1 図のとおり絶縁スペーサで GIS 内の導体を支持する構造となっており、絶縁スペーサは、機械的強度が高く壊れる可能性が小さいと考えられることから、導体の脱落が生じにくい構造となっている。したがって、GIS 内部での 1 相開放故障は発生しにくい構造である。

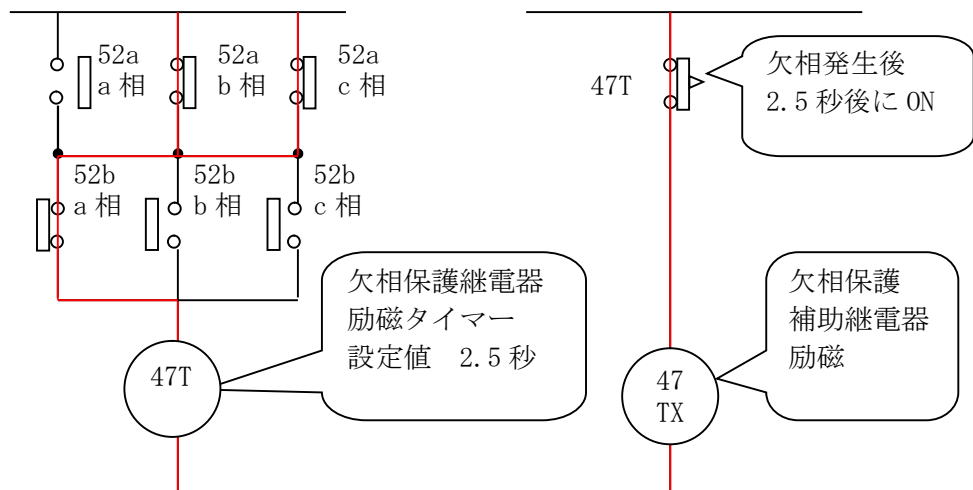
仮に、絶縁スペーサが破損した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器 (87) が設置されており、検知が可能である。

(b) 遮断器の投入動作不良による欠相の検知

遮断器により 1 相開放故障が発生する要因として、各相個別に開放及び投入が可能な遮断器の投入動作不良による欠相が考えられる。しかし、投入動作不良による欠相が発生した場合においては、欠相継電器 (47) を設置しており、検知が可能である。(第 2-4 図参照)

欠相が生じた場合、欠相保護継電器が動作し、遮断器は 3 相開放されるため、欠相状態は解除され、また警報により、1 相開放故障の検知が可能である。

【例：a相のみ開放，b，c相投入】

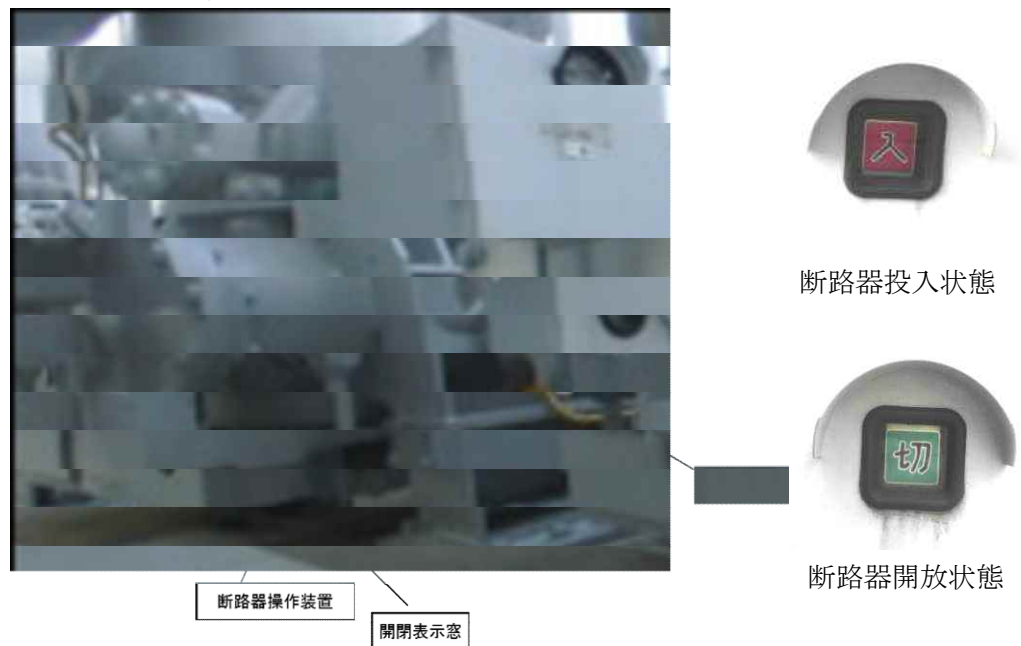


第 2-4 図 遮断器投入不良による 1 相開放故障検知のインターロック

(c) 断路器の投入動作不良による欠相の検知

断路器投入時は遮断器開放状態であり，投入操作時は現場に運転員がいるため，第 2-5 図のとおり投入成功状態の確認が可能であることから，投入動作不良による欠相の検知は可能である。

なお，断路器通電状態の場合は，開放及び投入不可のインターロックが構成されており，操作不可である。



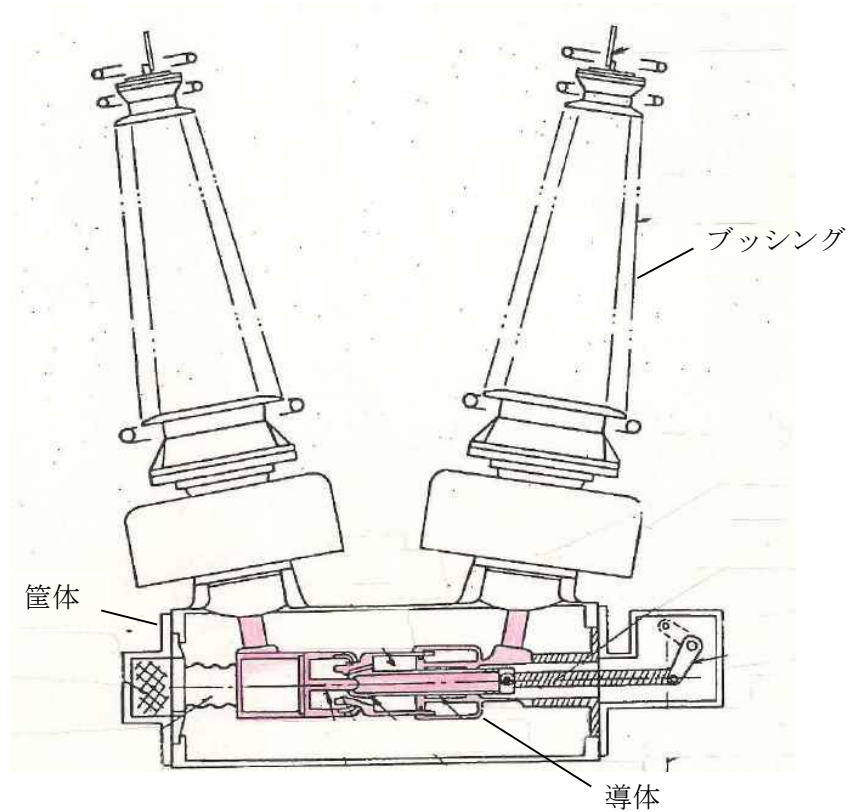
第 2-5 図 断路器の開放及び投入表示について

a-3. GCB

GCBは第2-6図のとおり GIS同様ブッシングを通じて気中部と接続する構成である。

ブッシングは磁器碍管に導体等が収納された構造となっており、ブッシング内の導体等の破損については、磁器碍管の破損がない限り考えにくい。

仮に、磁器碍管の破損による故障が発生した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器(87)が設置されており、検知が可能である。



第2-6図 GCB 構造概要

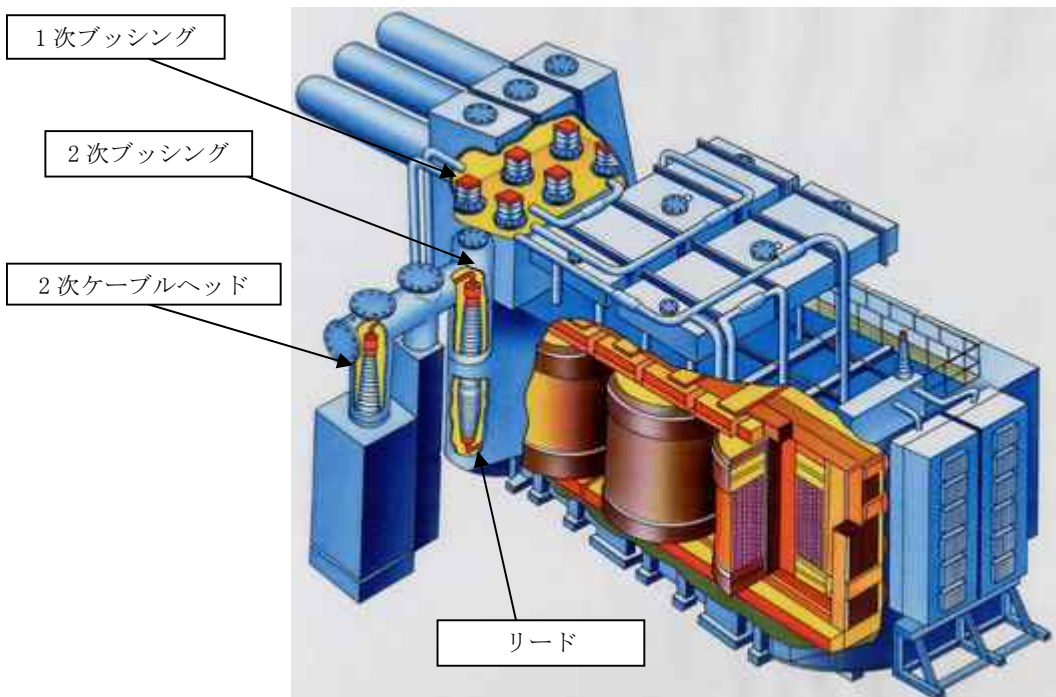
b. 変圧器の故障検知について

変圧器は第2-7図のとおり接地された筐体内に導体が収納されており、絶縁油により絶縁が確保されている。導体は、タンク内ブッシングを介し、リード線で変圧器巻線と連結した構造である。

変圧器は、十分強度を持った筐体内にあるため、断線が発生する可能性は低い。

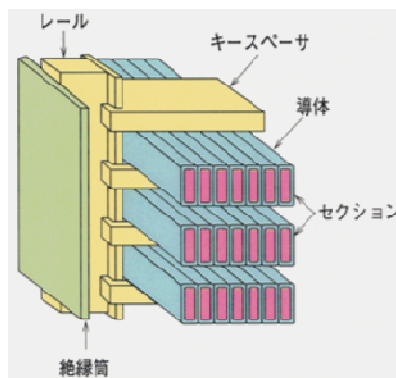
仮に、変圧器の筐体内で断線が発生した場合、アークの発生により衝撃油圧継電器による機械的保護継電器が動作することにより検知に至る場合や、地絡が生じることによって電流差動継電器（87）検知が可能である。

変圧器の構造を第2-7図に示す。



第2-7図 変圧器構造概要

なお、変圧器巻線については、第2-8図のとおり複数の導体により構成されており、断線が発生し、1相開放故障が発生する可能性は低い。

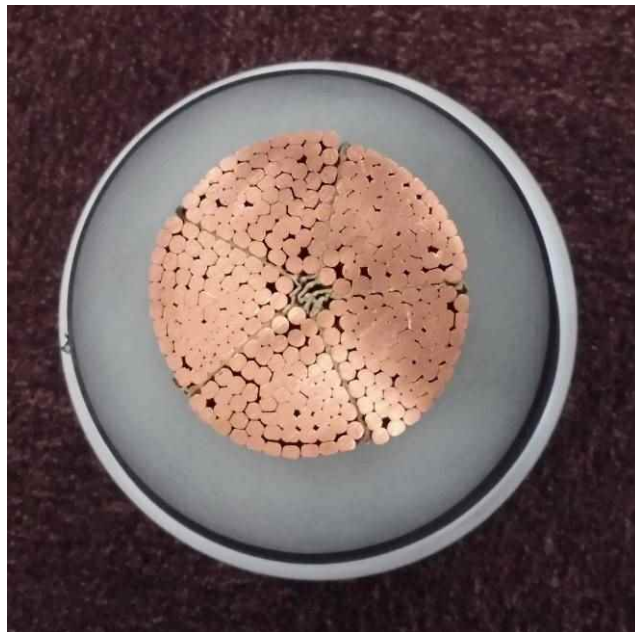
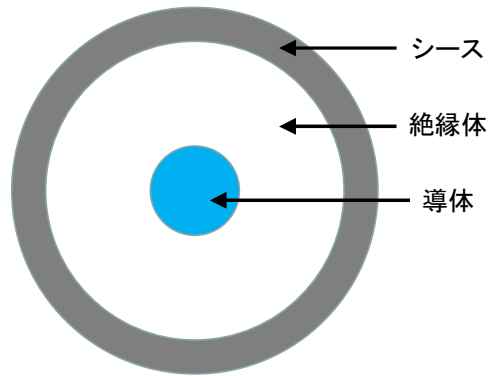


第2-8図 変圧器巻線概要

c. CV ケーブルの故障検知について

CV ケーブルは第 2-9 図のとおり絶縁体と接地されたシースに導体が内包されており、導体の断線が起きにくい構造となっている。仮に、断線が発生した場合でも、アークの発生により接地されたシースを通じ、地絡が発生し電流差動継電器 (87) (66kV GIS から起動変圧器間は電流差動継電器 (87) の代わりに、地絡過電圧継電器 (64) と地絡方向継電器 (67) とが動作する設計である) が動作する異常を検知することが可能。

CV ケーブルの構造を第 2-9 図に示す。



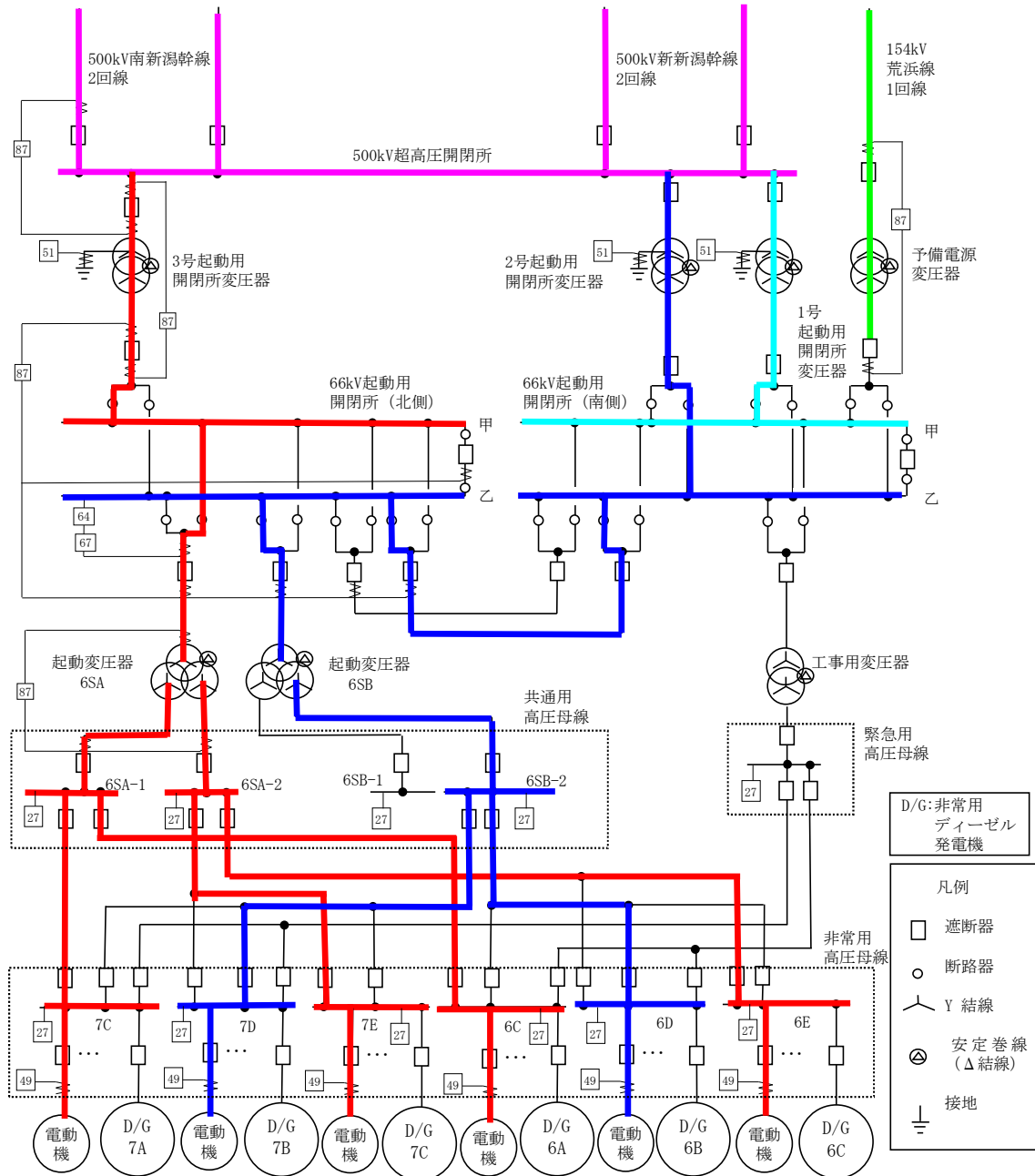
第 2-9 図 CV ケーブル構造図

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。

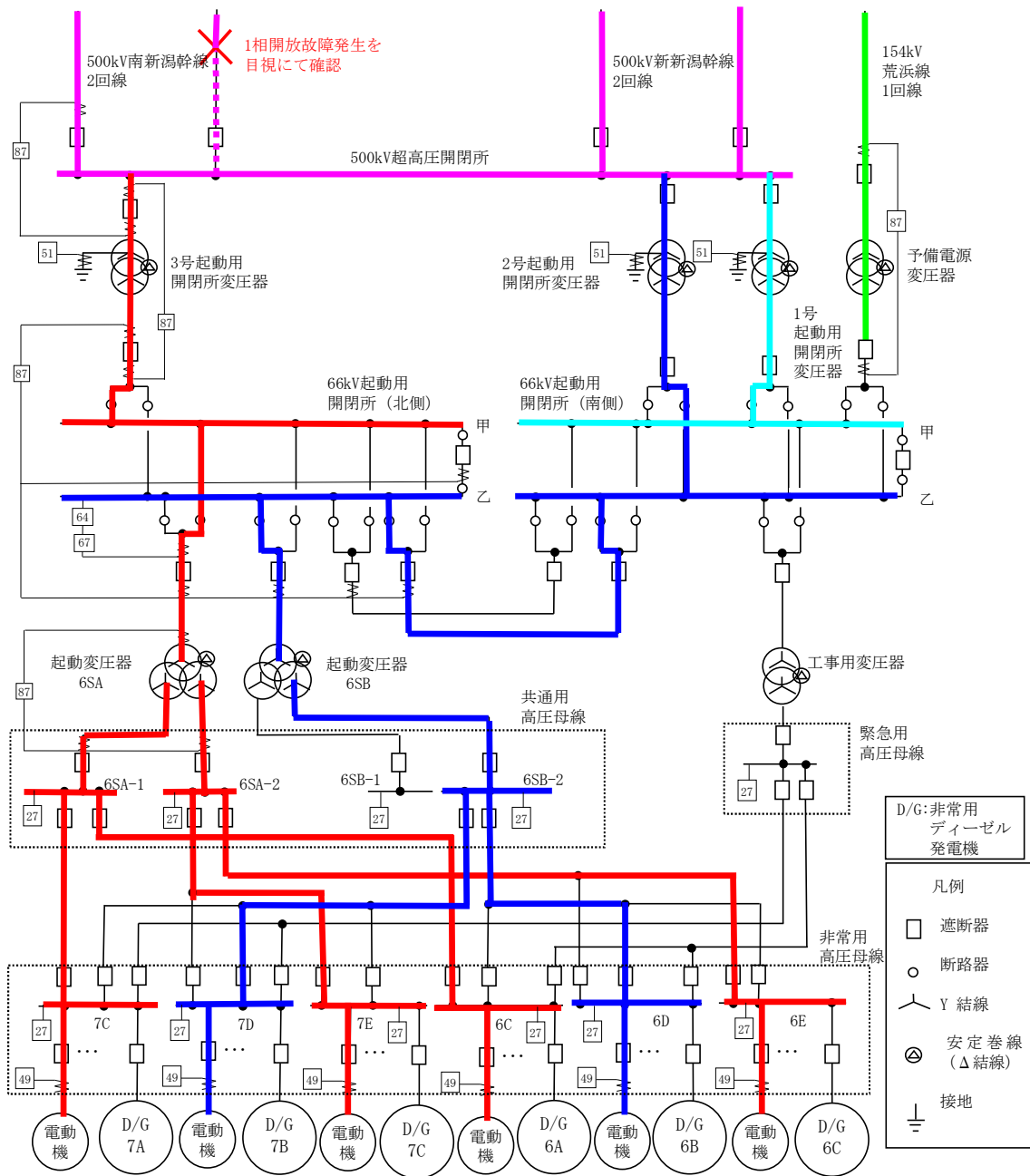


第1-1図 1相開放故障直前の状態



(2) 1相開放故障直後の状態

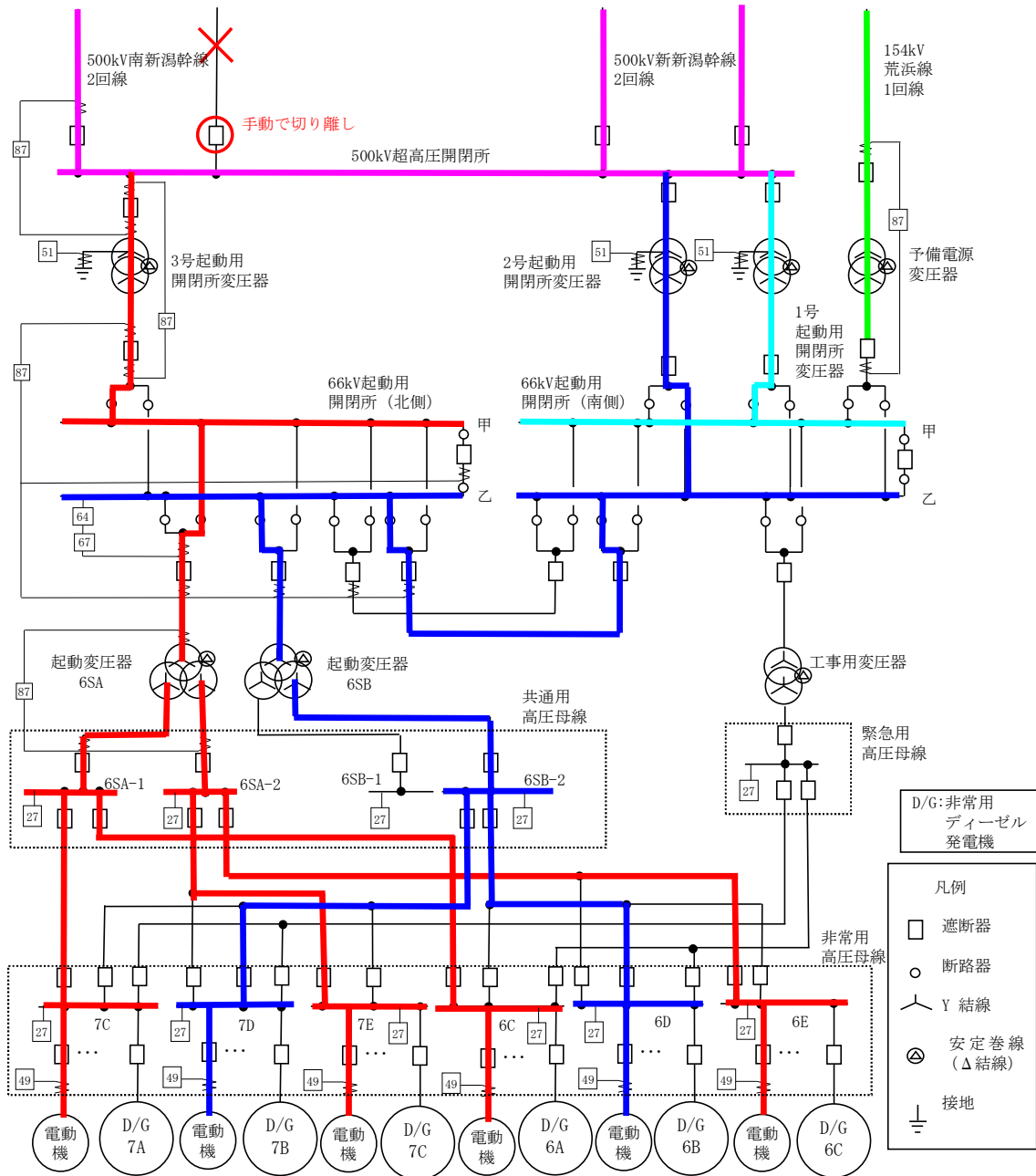
第1-2図の通り、500kV送電線の1回線で1相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、500kV送電線の1回線にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。



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。

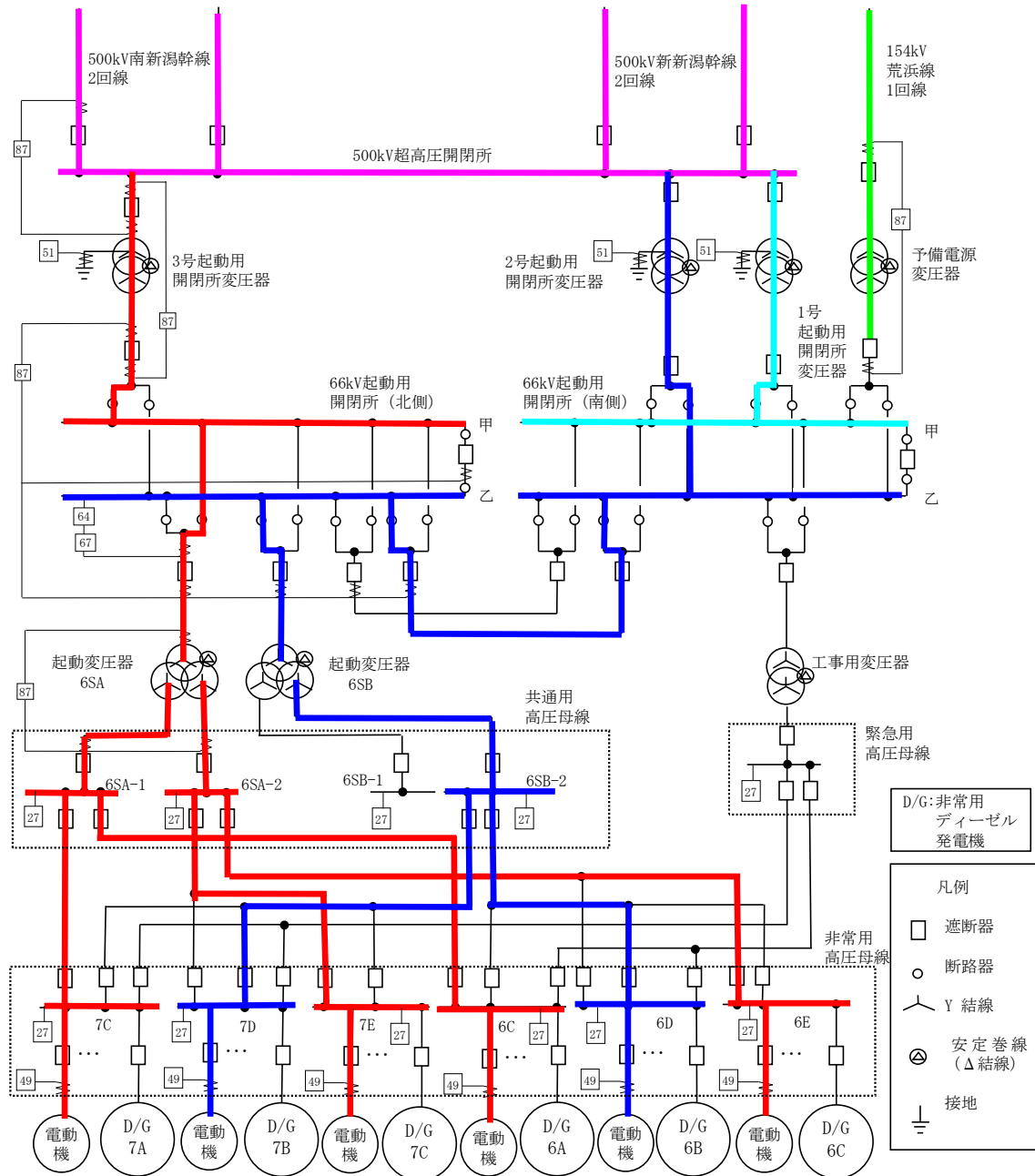


第1-3図 故障箇所を隔離した状態

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

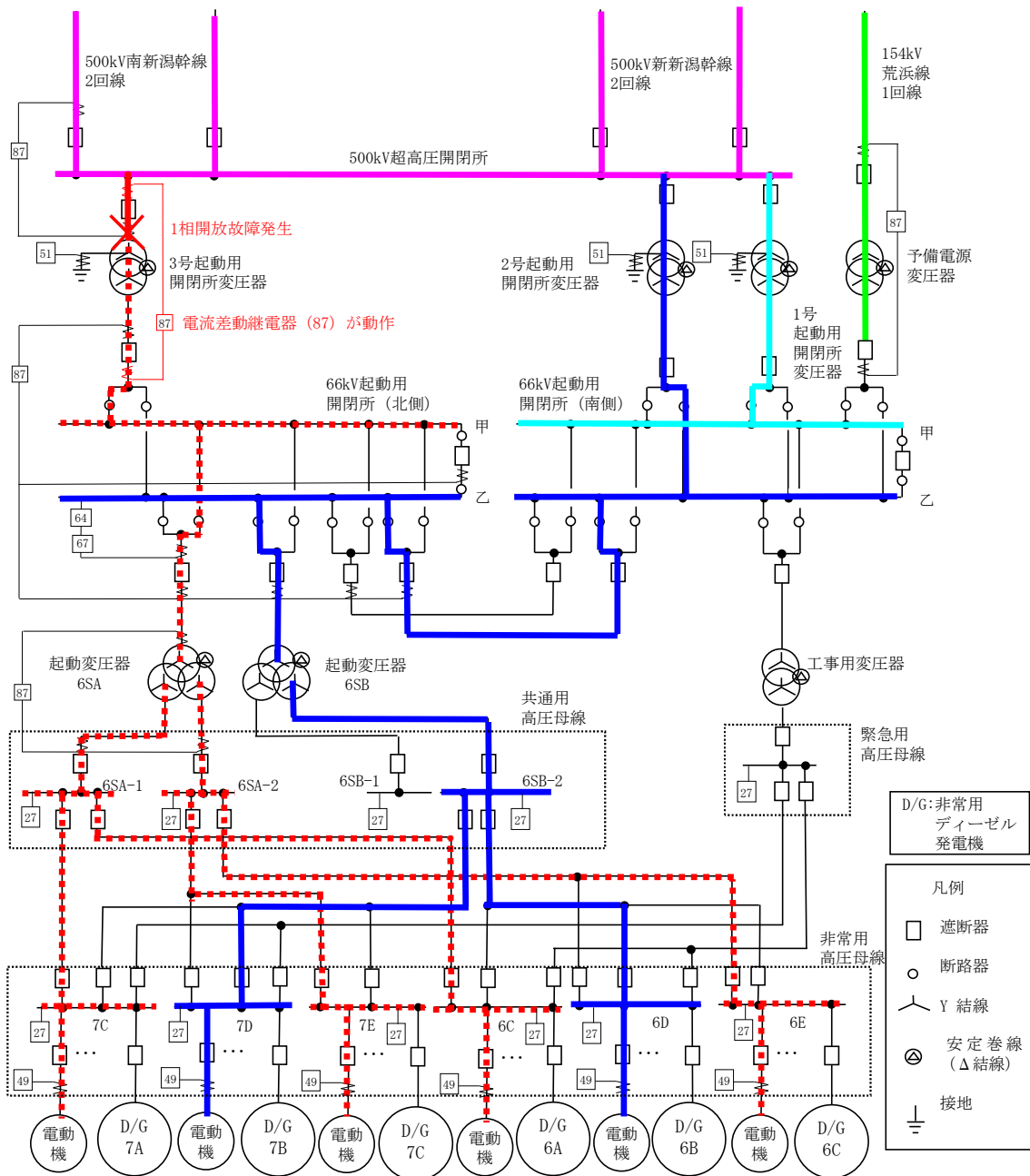
第 2-1 図の通り, 500kV 送電線から 500kV 超高压開閉所, 起動用開閉所変圧器, 66kV 起動用開閉所, 起動変圧器, 共通用高压母線を経由し, 非常用高压母線を受電している状態 (通常時の電源供給ルート) を想定する。



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

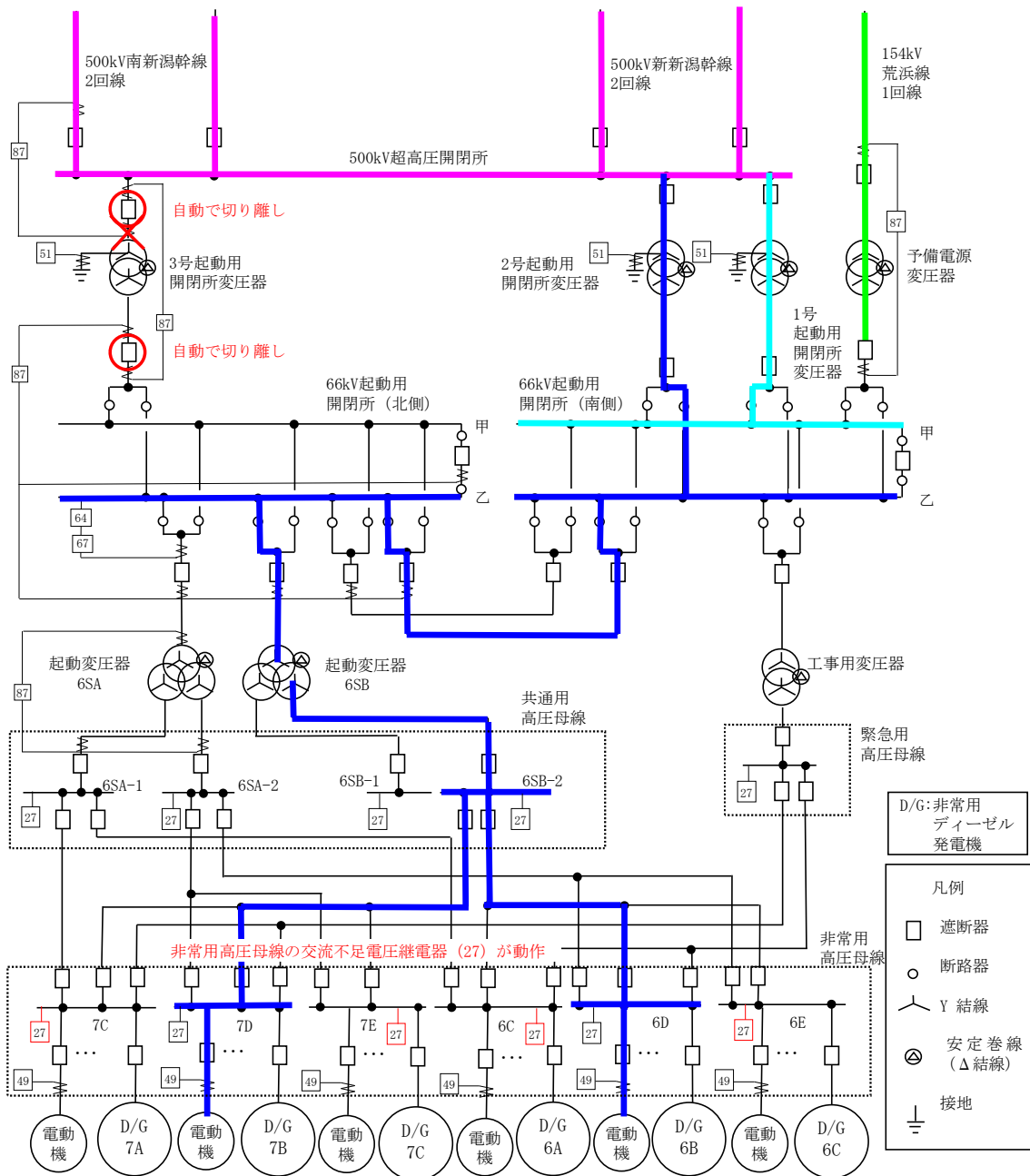
第2-2図の通り、3号起動用開閉所変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、3号起動用開閉所変圧器の電流差動継電器(87)が動作する。このことから運転員は、3号起動用開閉所変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



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

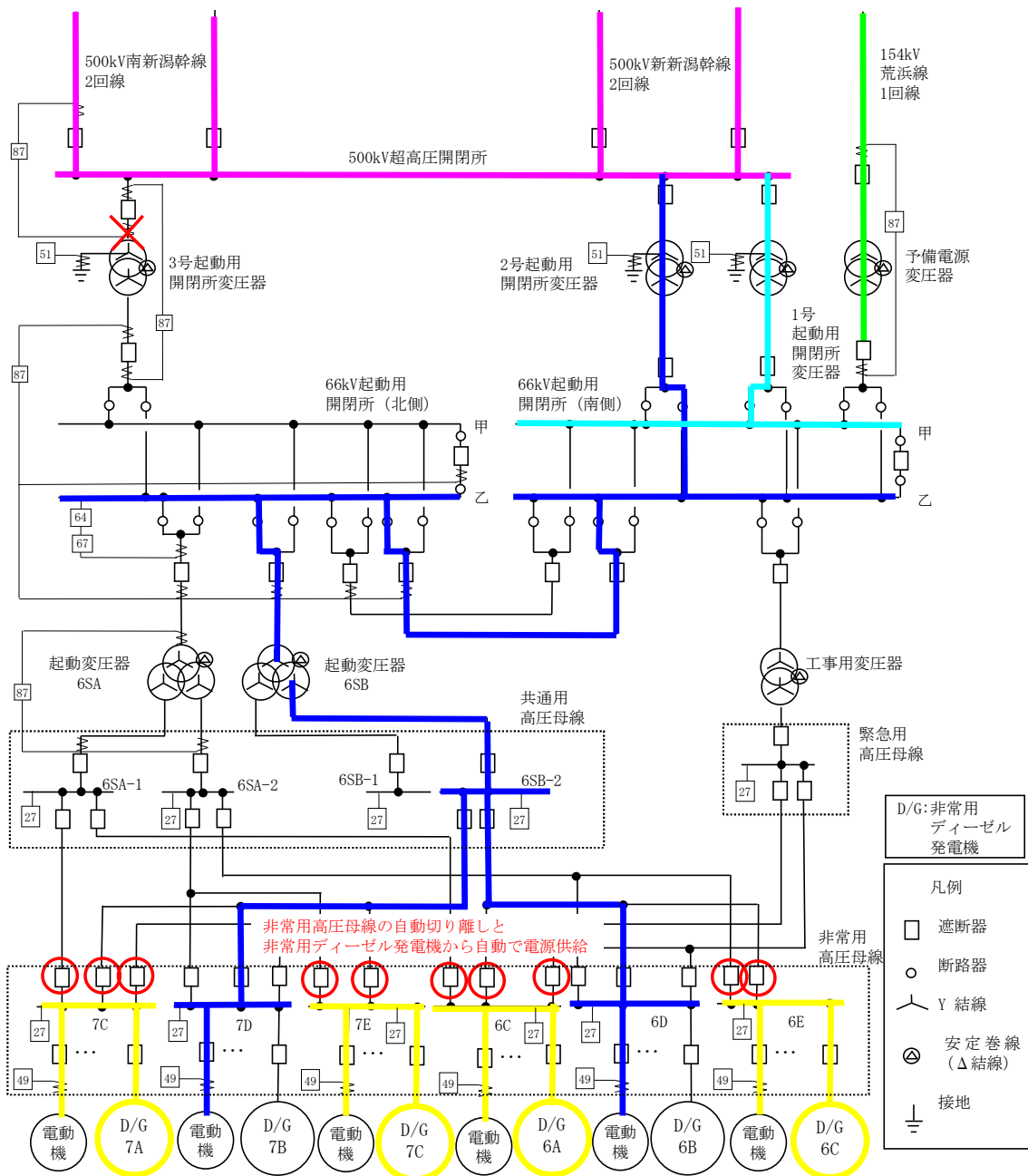
第 2-3 図の通り，電流差動継電器（87）の自動操作により，3号起動用開閉所変圧器を外部電源系から隔離すると，3号起動用開閉所変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器（27）が動作する。



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。

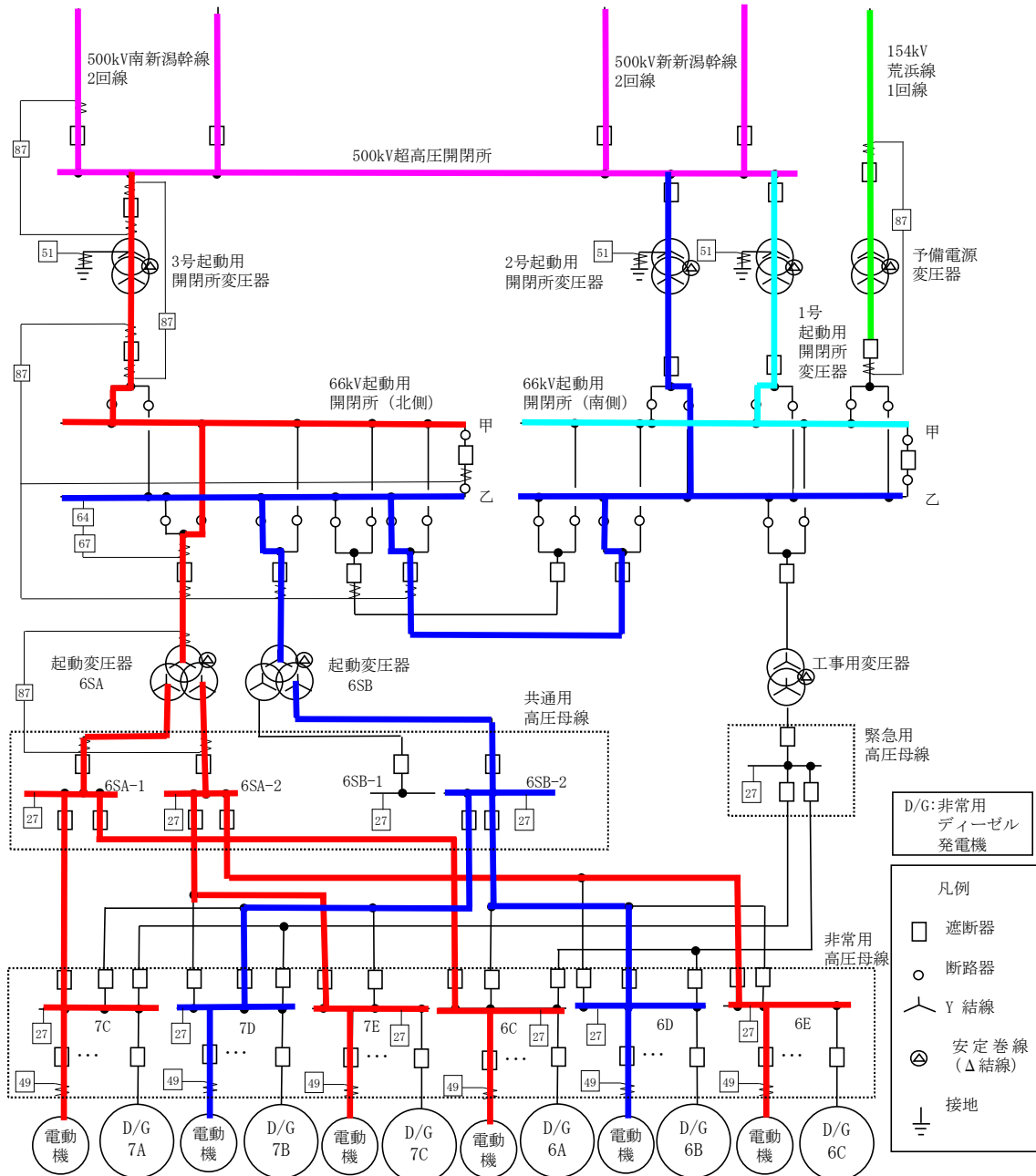


第2-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

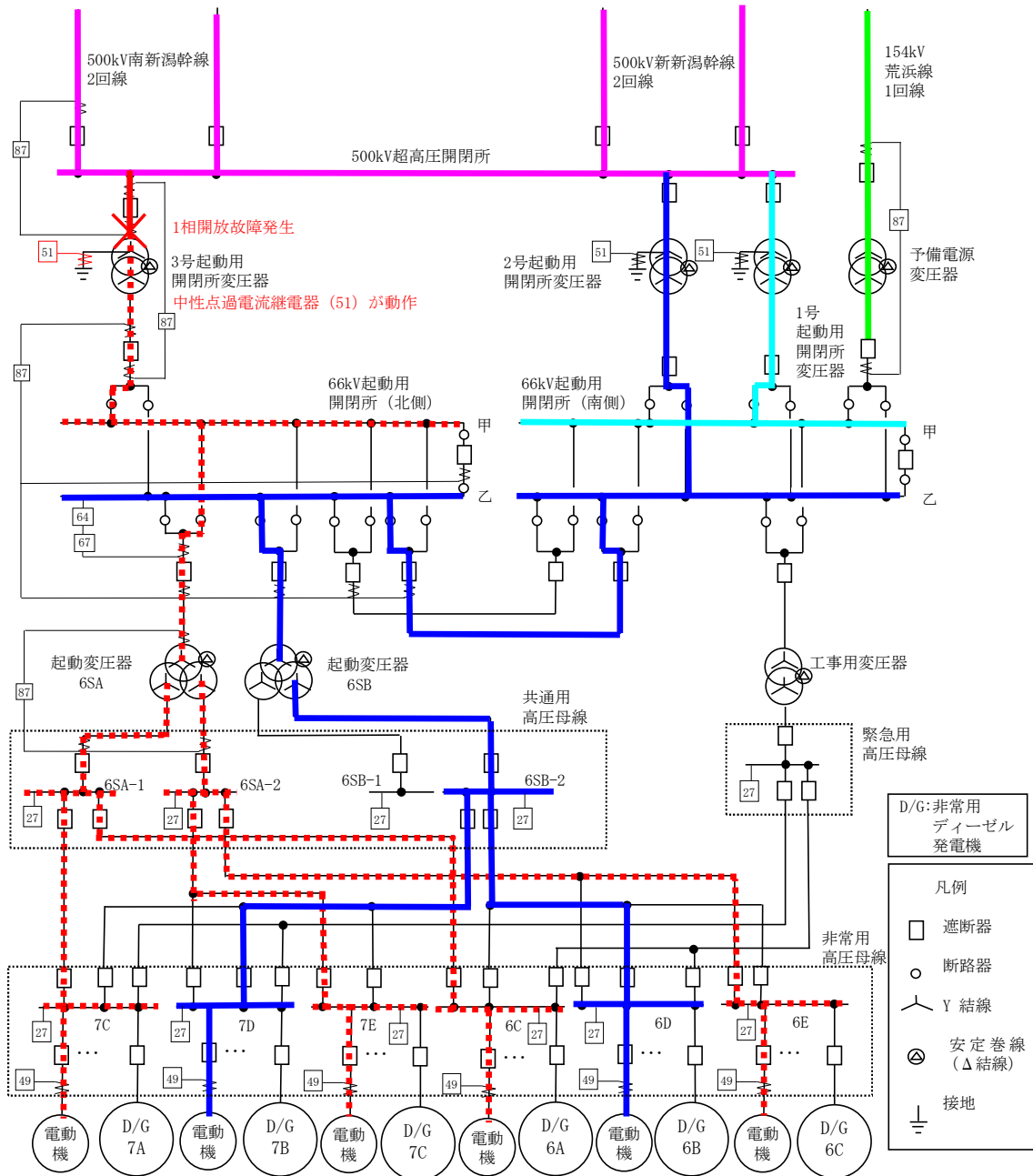
第 3-1 図の通り, 500kV 送電線から 500kV 超高压開閉所, 起動用開閉所変圧器, 66kV 起動用開閉所, 起動変圧器, 共通用高压母線を経由し, 非常用高压母線を受電している状態 (通常時の電源供給ルート) を想定する。



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。

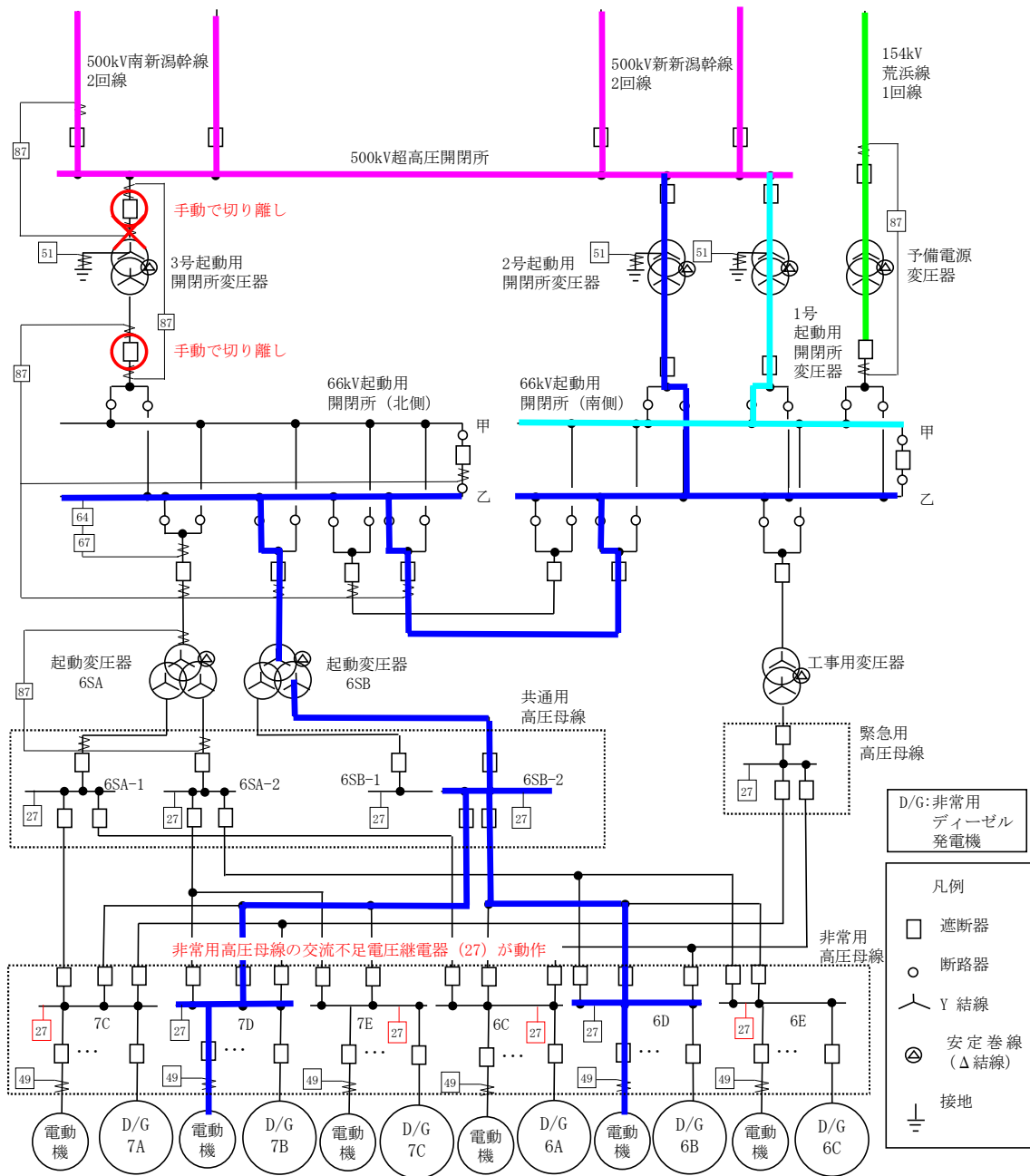


第3-2図 1相開放故障直後の状態



(3) 故障箇所を隔離した状態

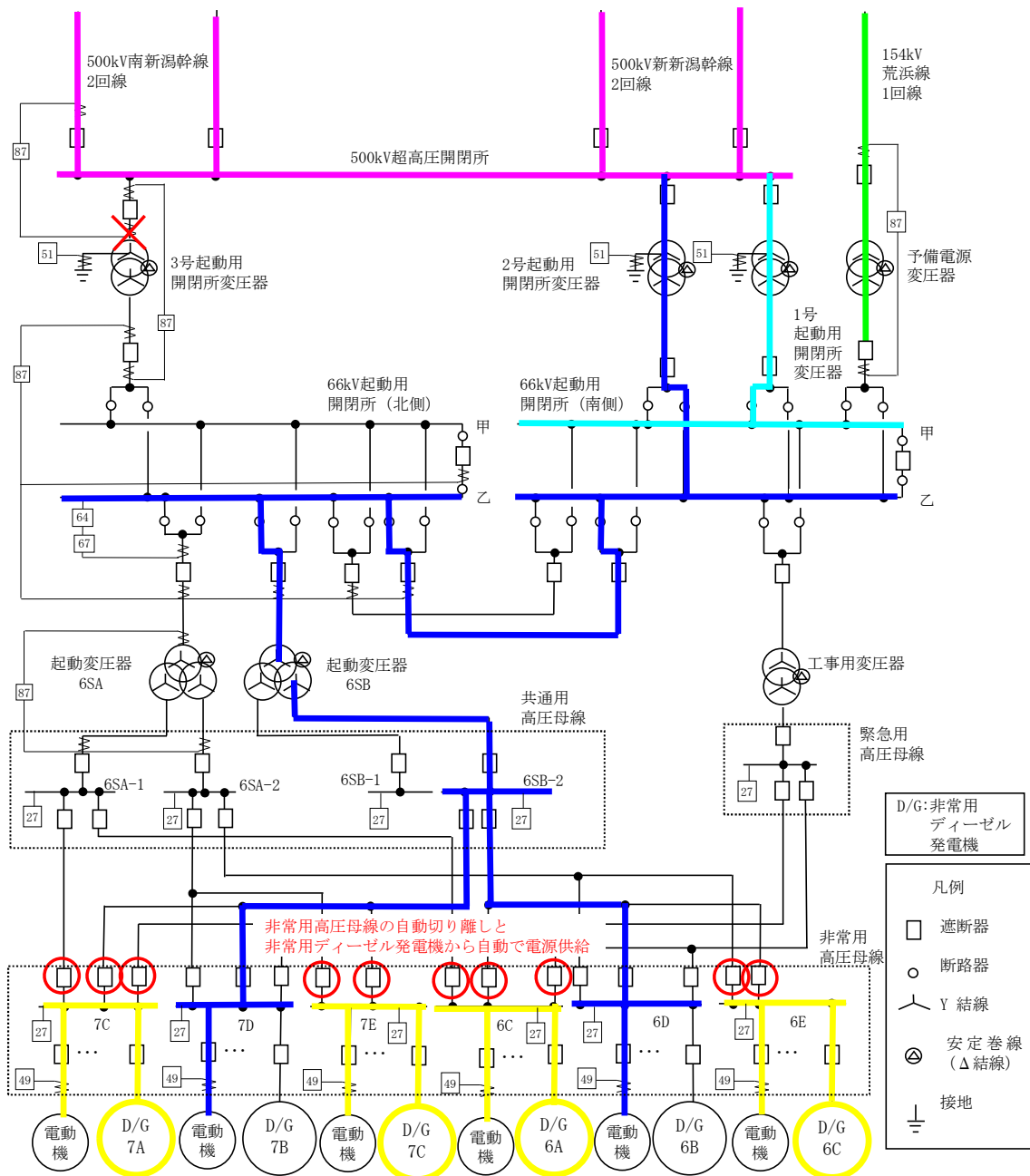
第 3-3 図の通り，運転員の手動操作により，3 号起動用開閉所変圧器を外部電源系から隔離すると，3 号起動用開閉所変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器（27）が動作する。



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。

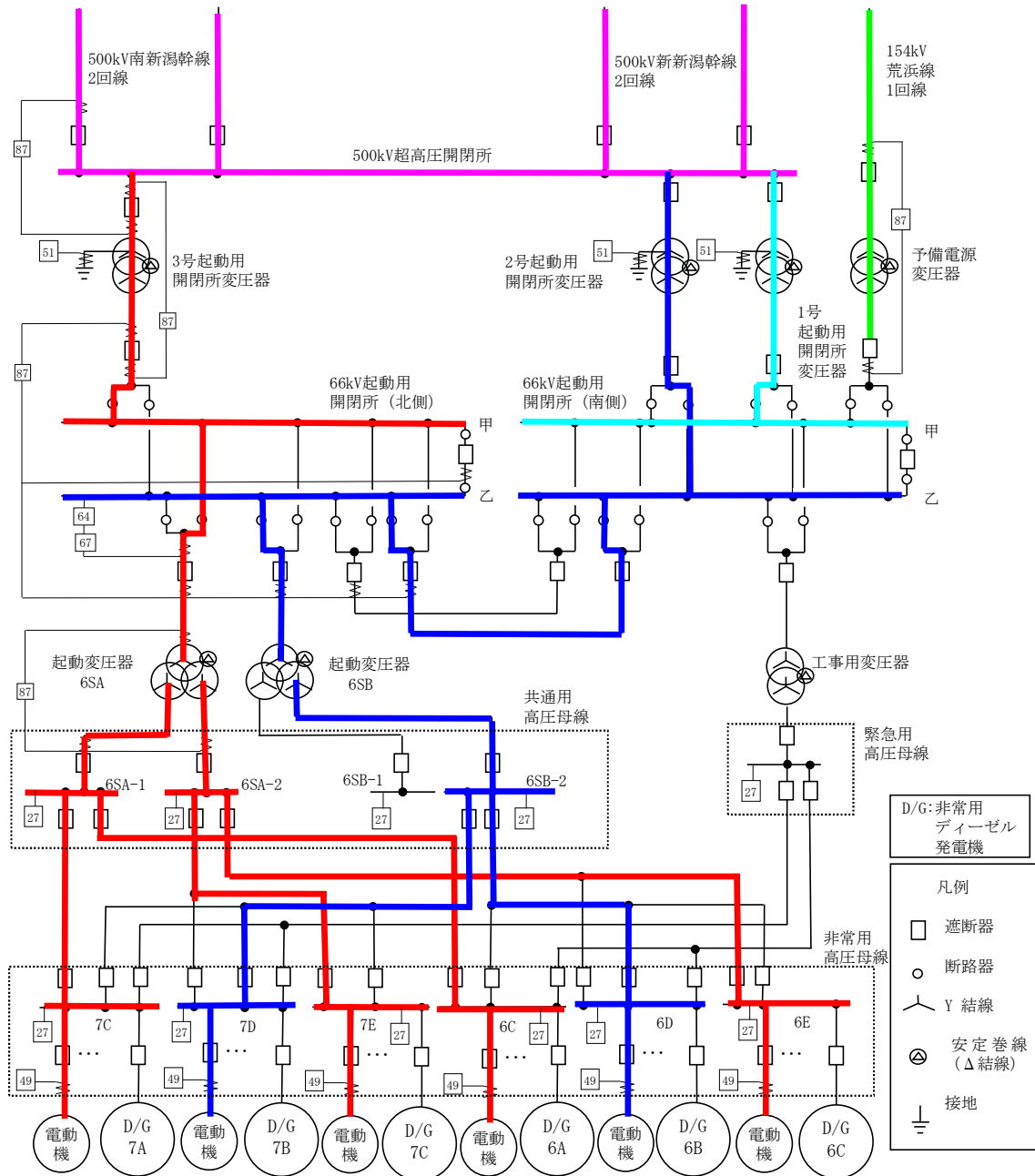


第3-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

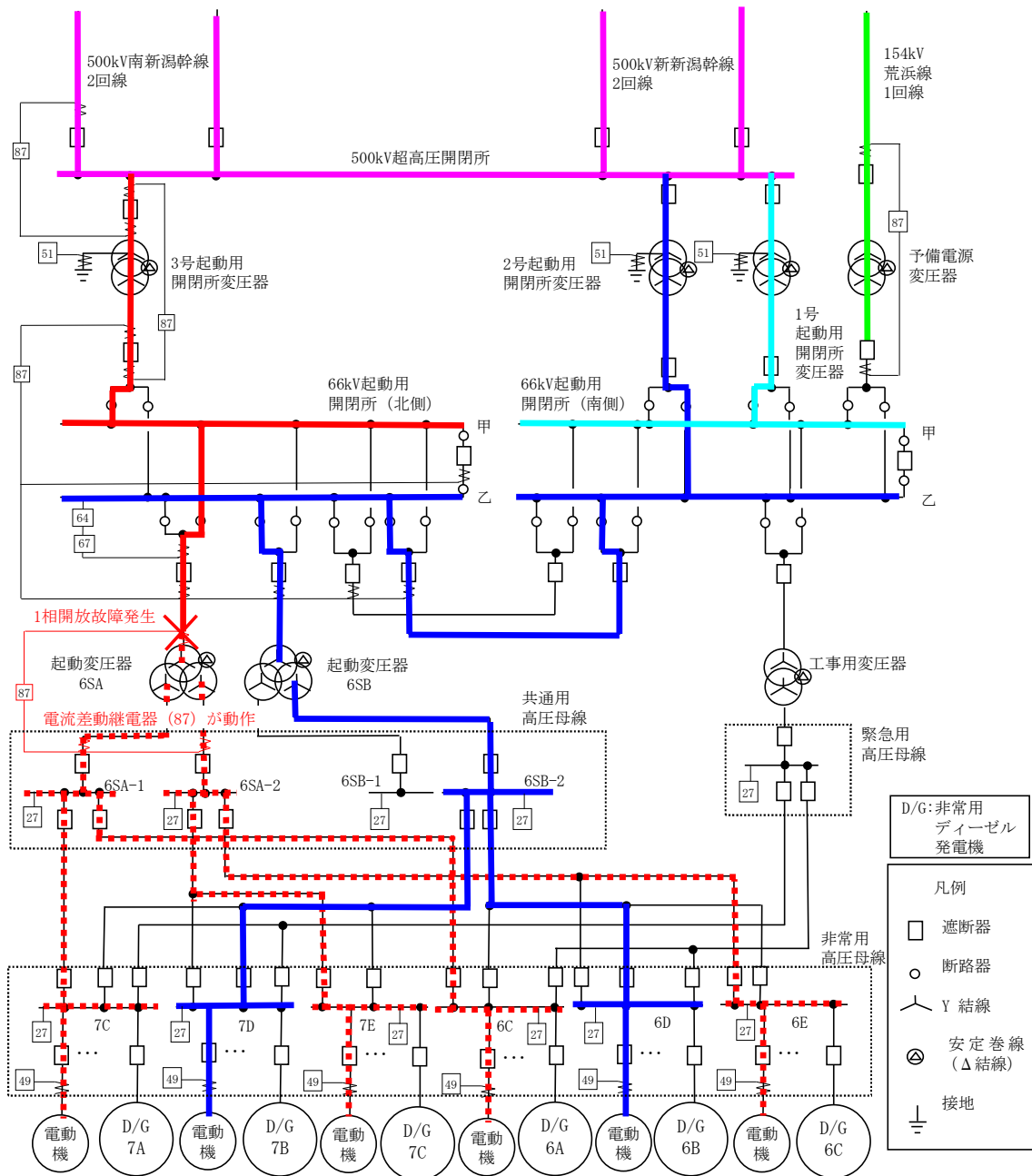
第4-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



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

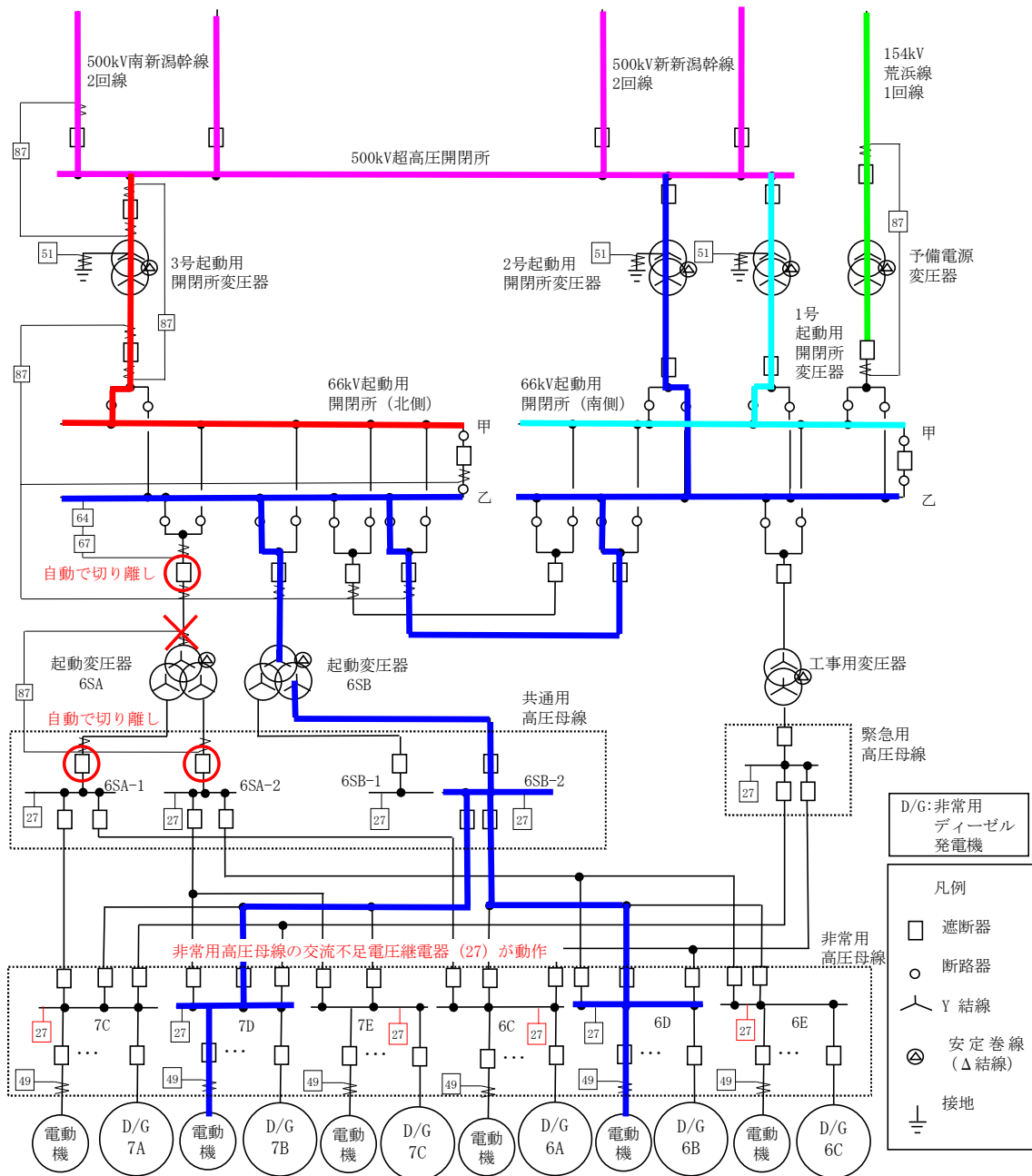
第4-2図の通り、起動変圧器6SAの1次側で1相開放故障が発生すると、起動変圧器6SAの電流差動継電器(87)が動作する。このことから運転員は、起動変圧器6SAにて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



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

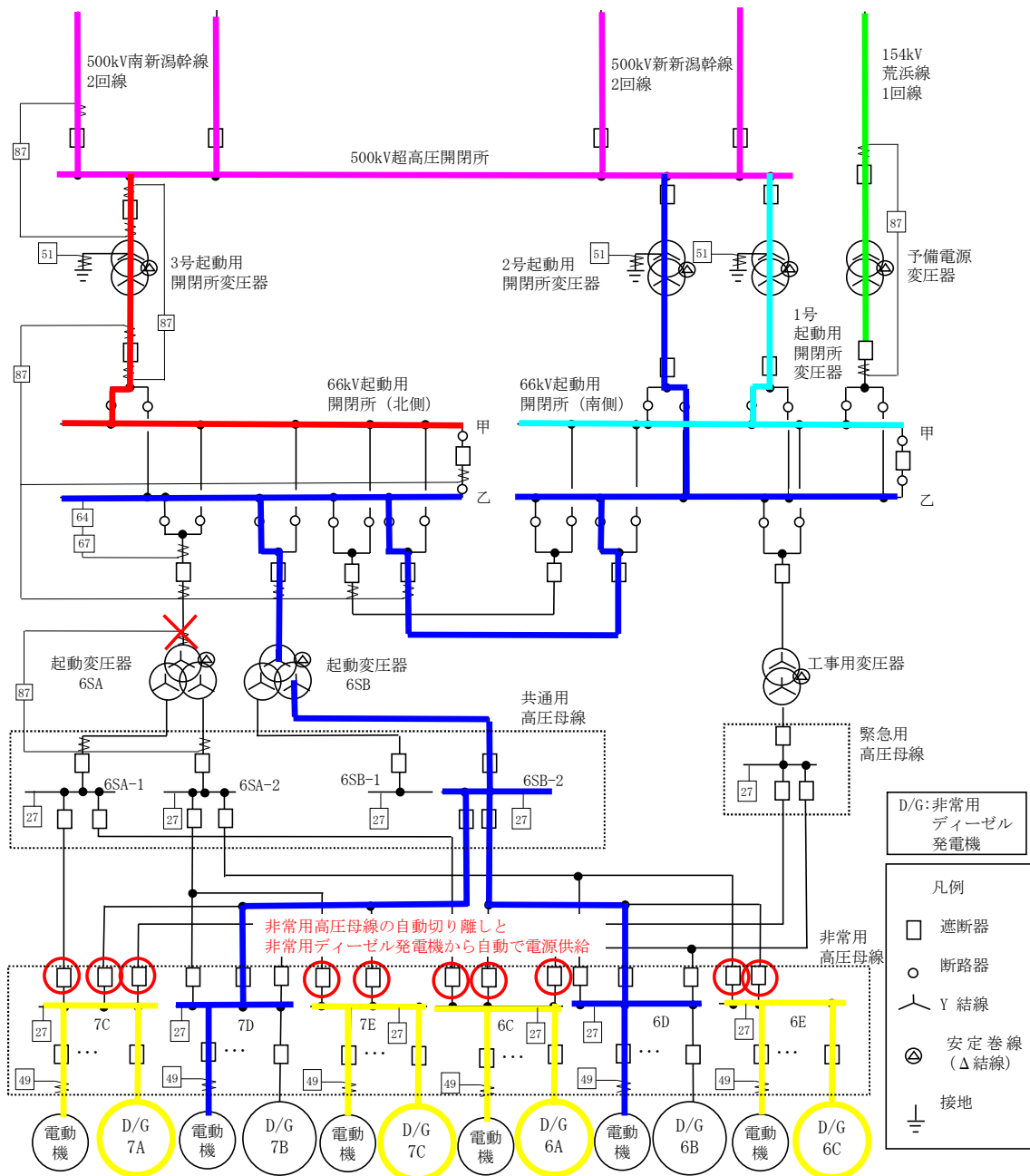
第4-3図の通り、電流差動継電器(87)の自動操作により、起動変圧器6SAを外部電源系から隔離すると、起動変圧器6SAから受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。



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。

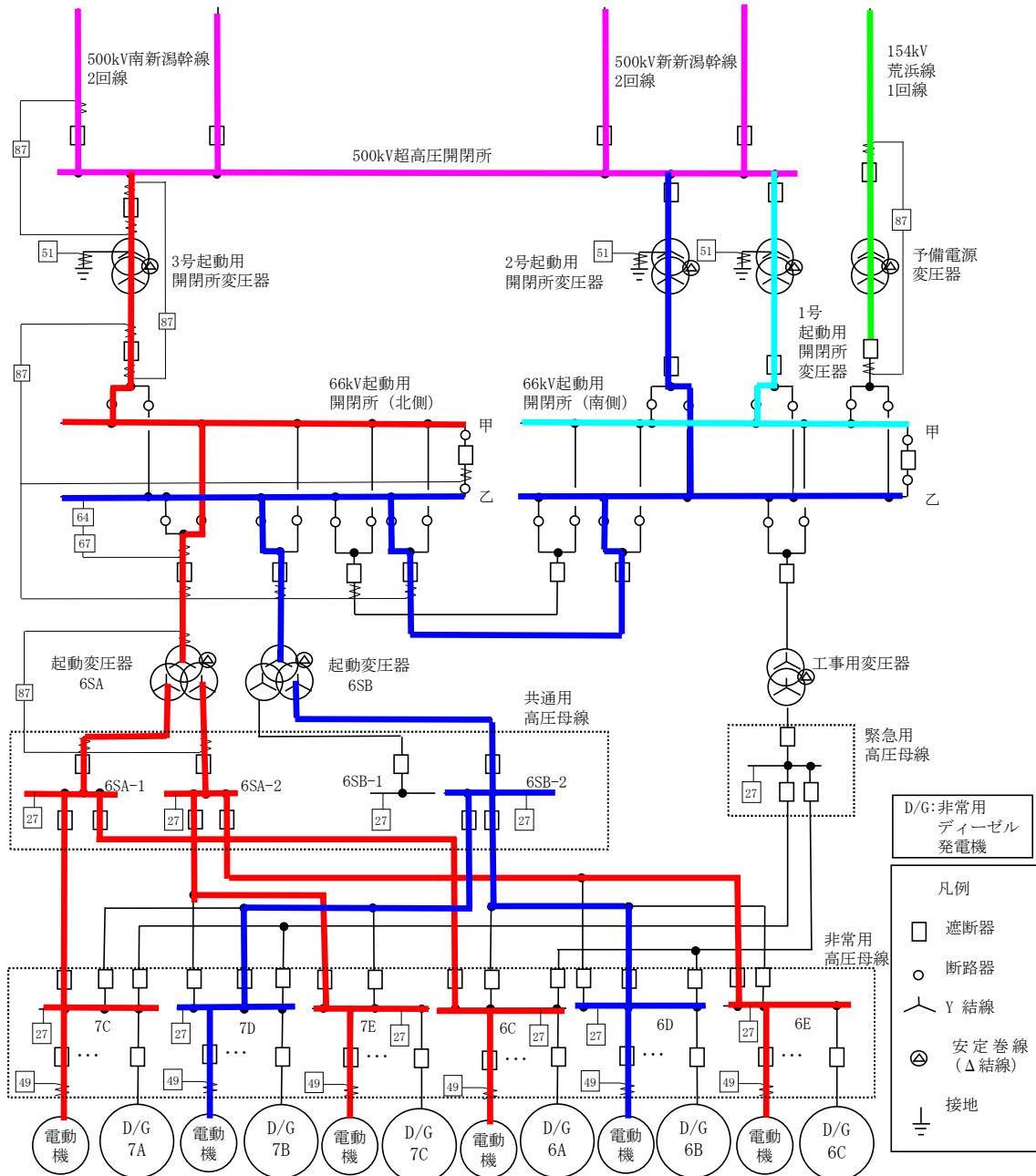


第4-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

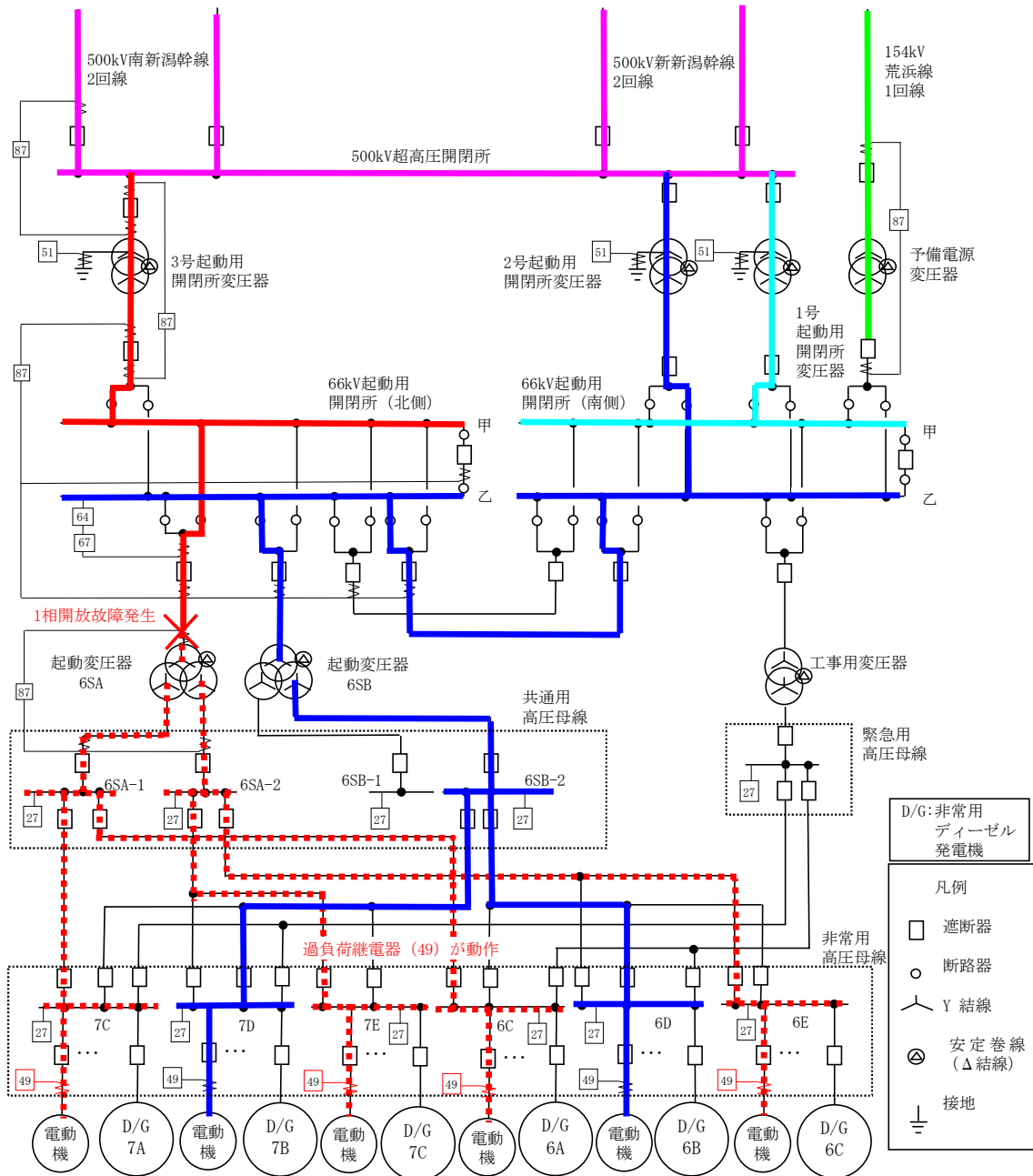
第5-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



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。

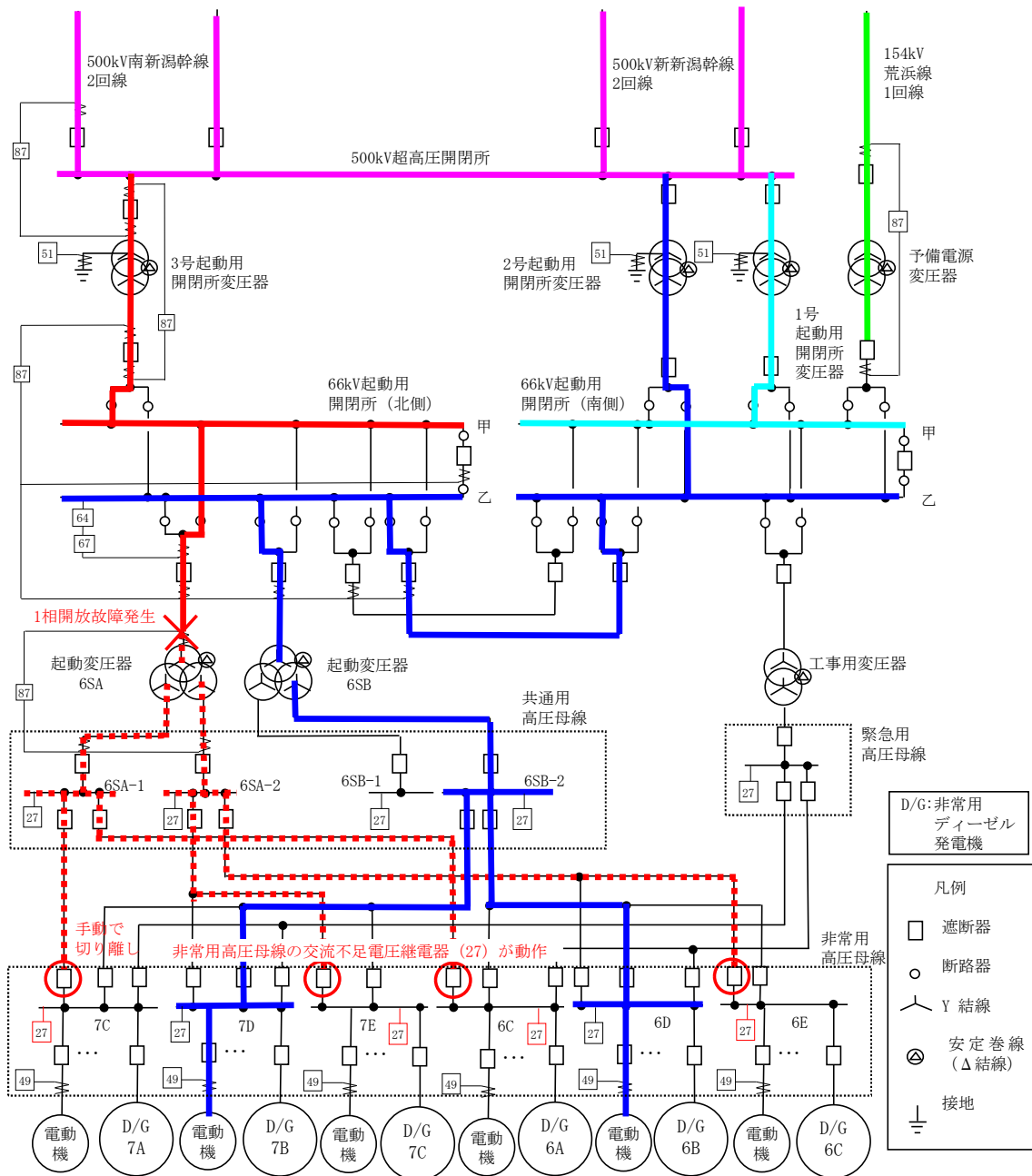


第5-2図 1相開放故障直後の状態



(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。

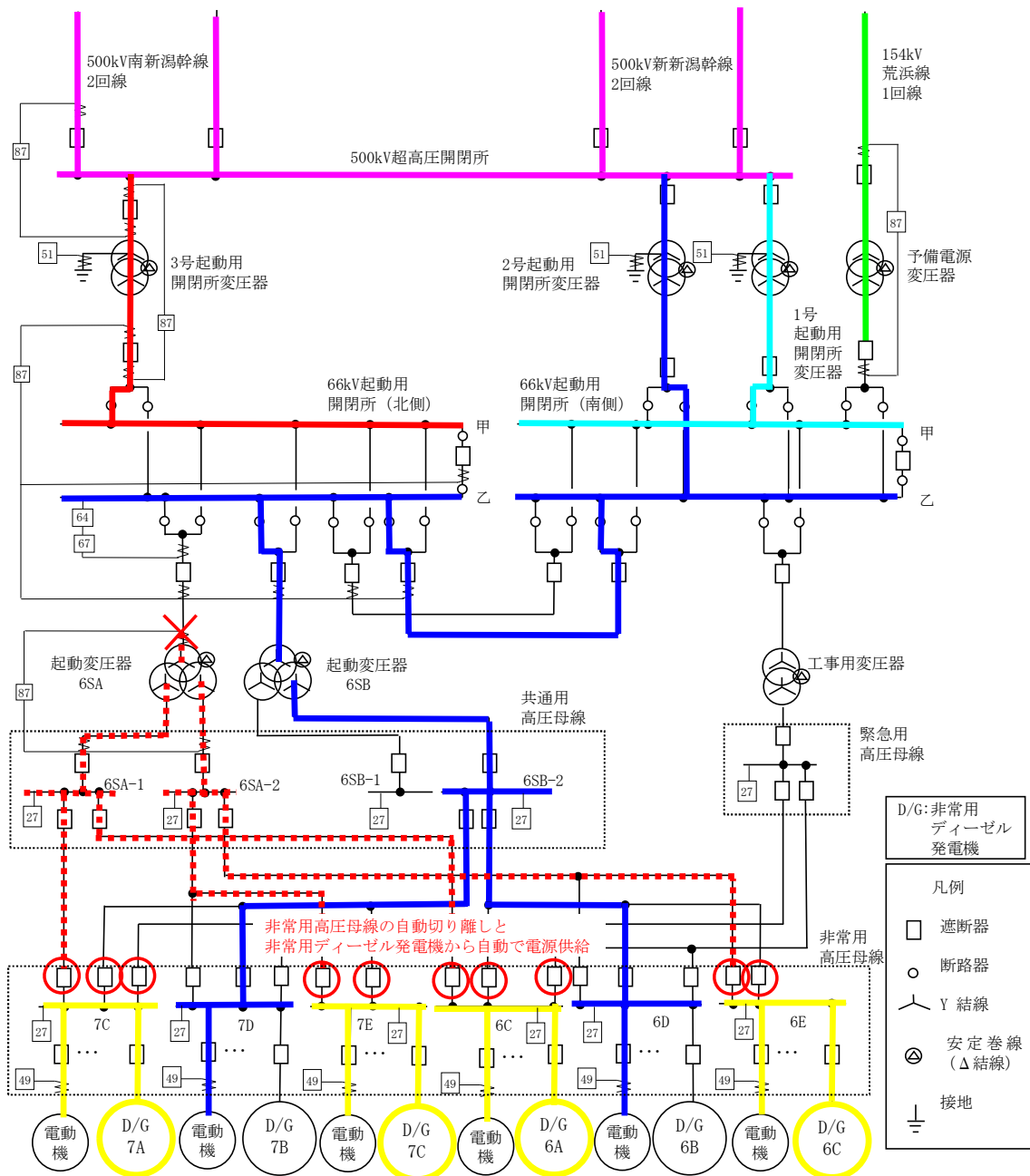


運転員は自号炉の非常用高圧母線を切り離す。  
各号炉の運転員が非常用高圧母線の切り離しを行うことで  
結果として1相開放箇所が切り離された状態になる。

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。

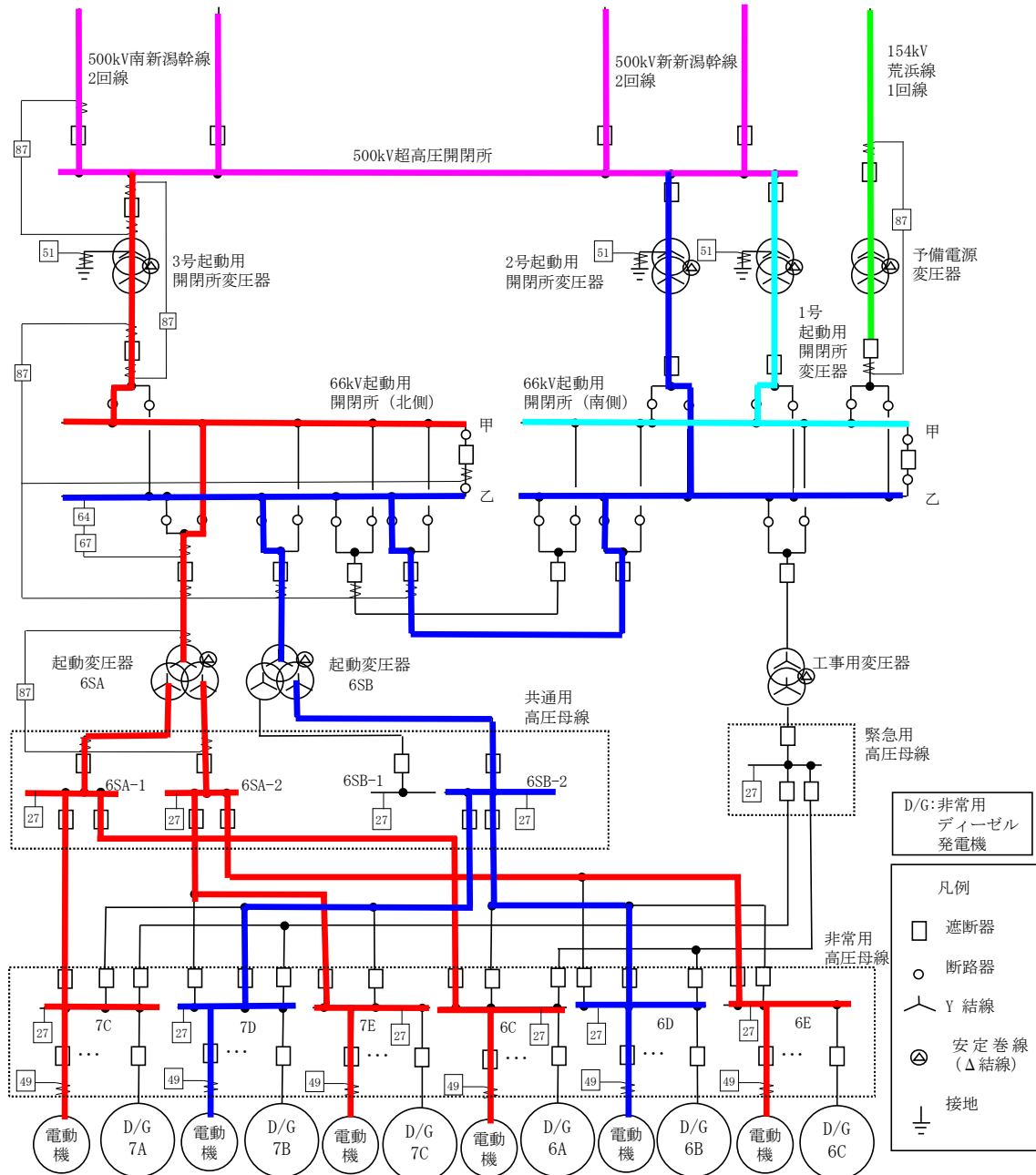


第5-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

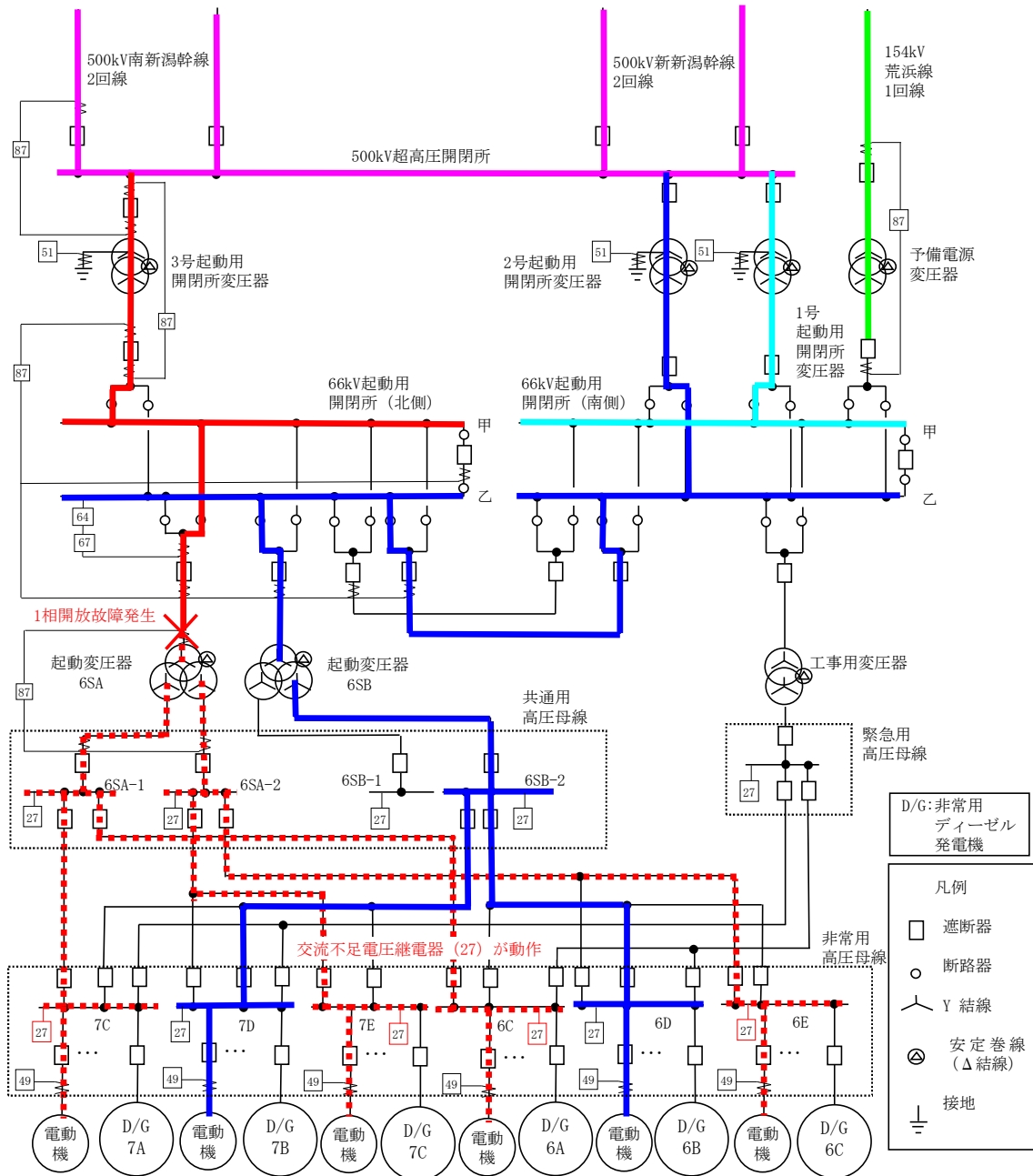
第6-1図の通り、500kV送電線から500kV超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



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

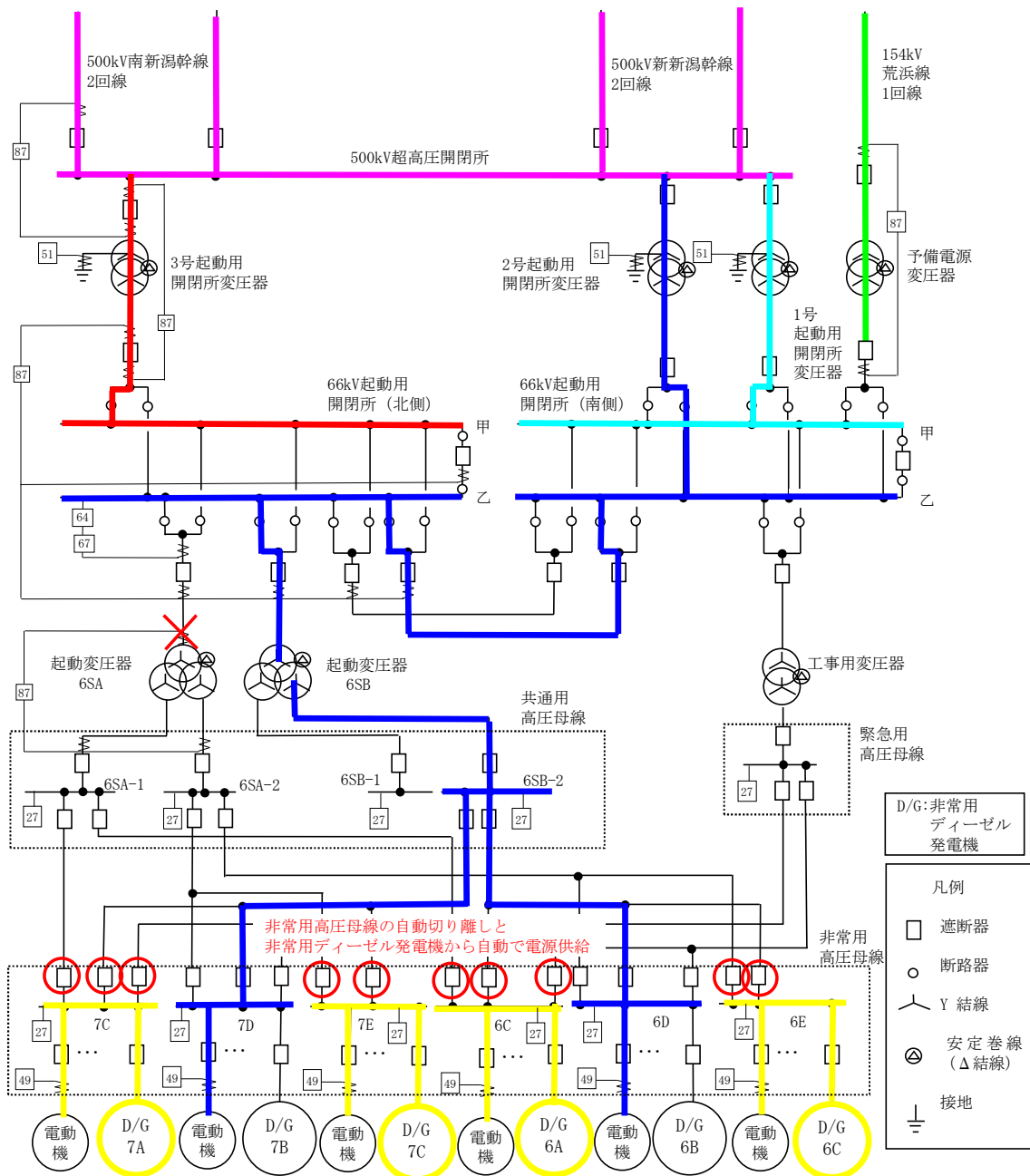
第6-2図の通り、起動変圧器6SAの1次側で1相開放故障が発生すると、起動変圧器6SAから受電していた複数の母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。このことから運転員は、起動変圧器6SAにて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



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。

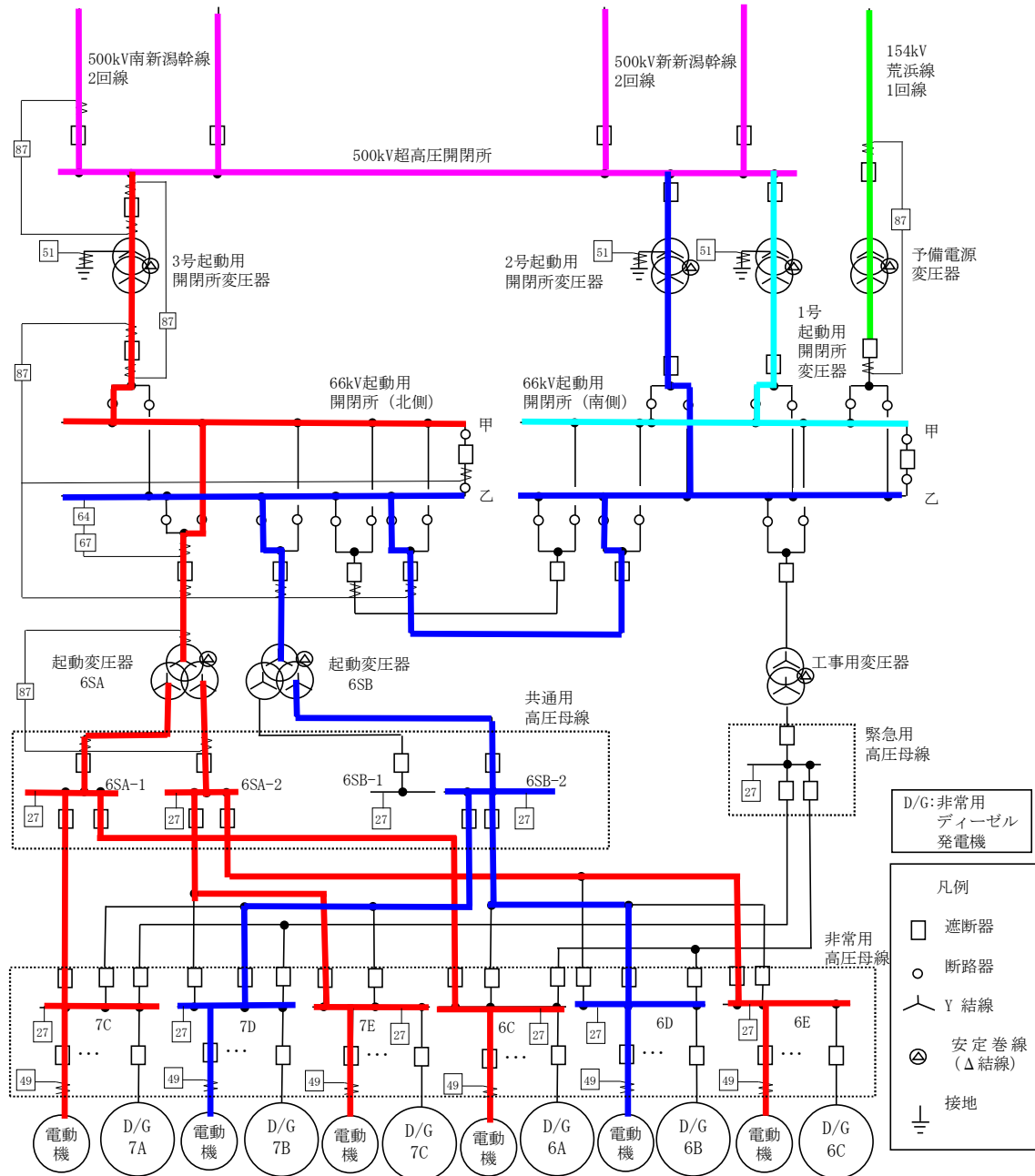


第6-3図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

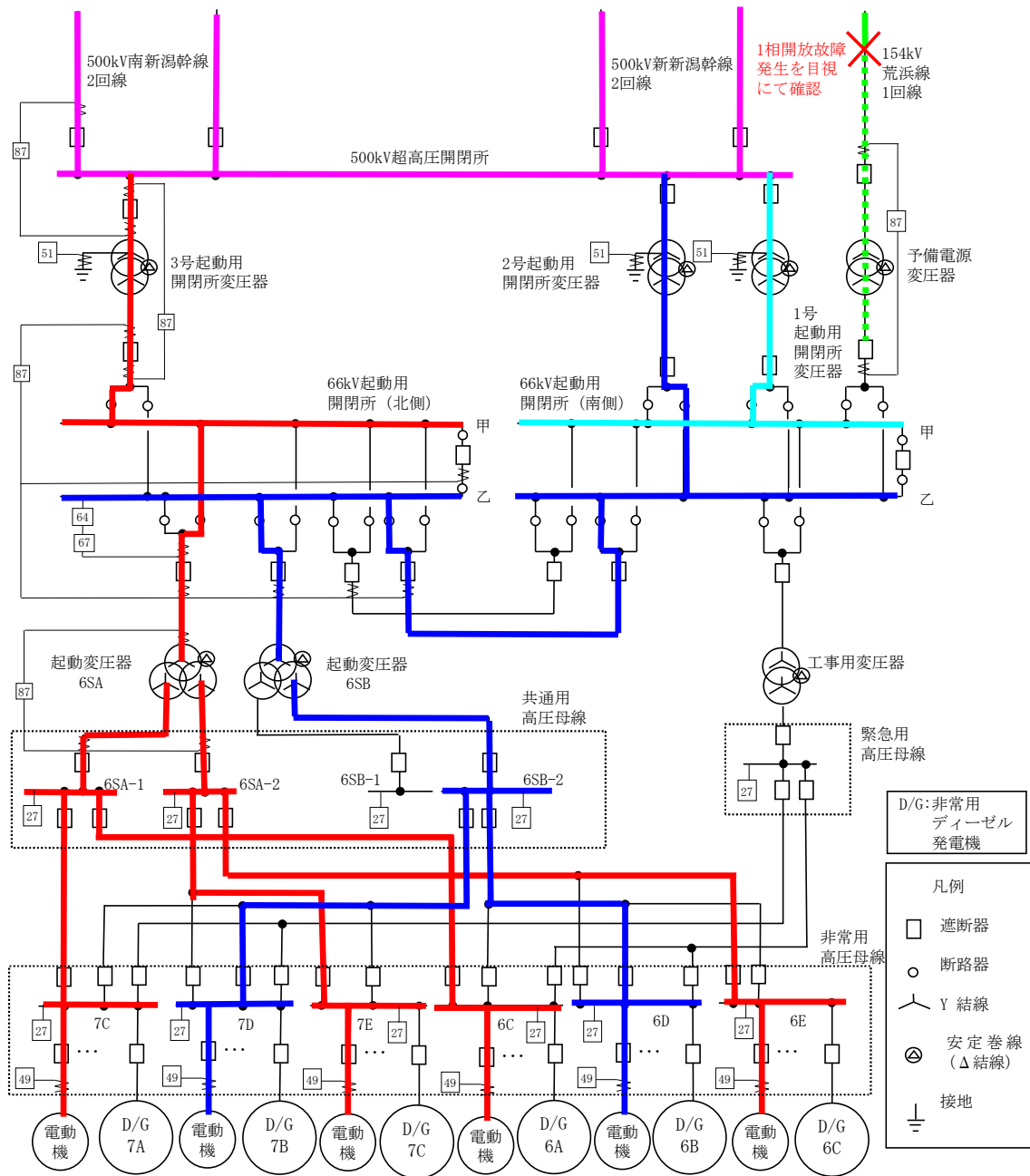
第 7-1 図の通り、500kV 送電線から 500kV 超高压開閉所、起動用開閉所変圧器、66kV 起動用開閉所、起動変圧器、共通用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態(通常時の電源供給ルート)を想定する。



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

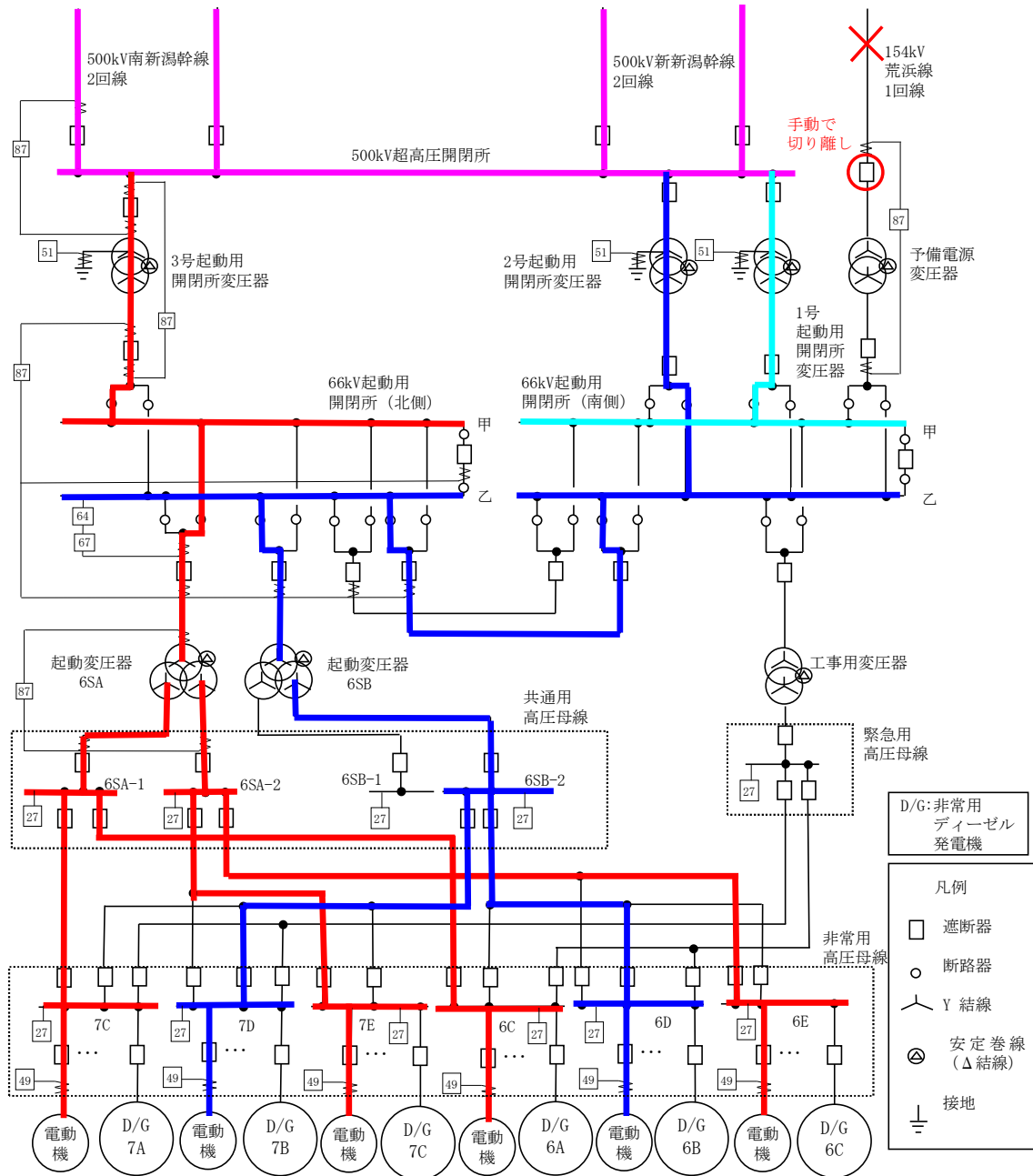
第7-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備電源変圧器1次側にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。



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。



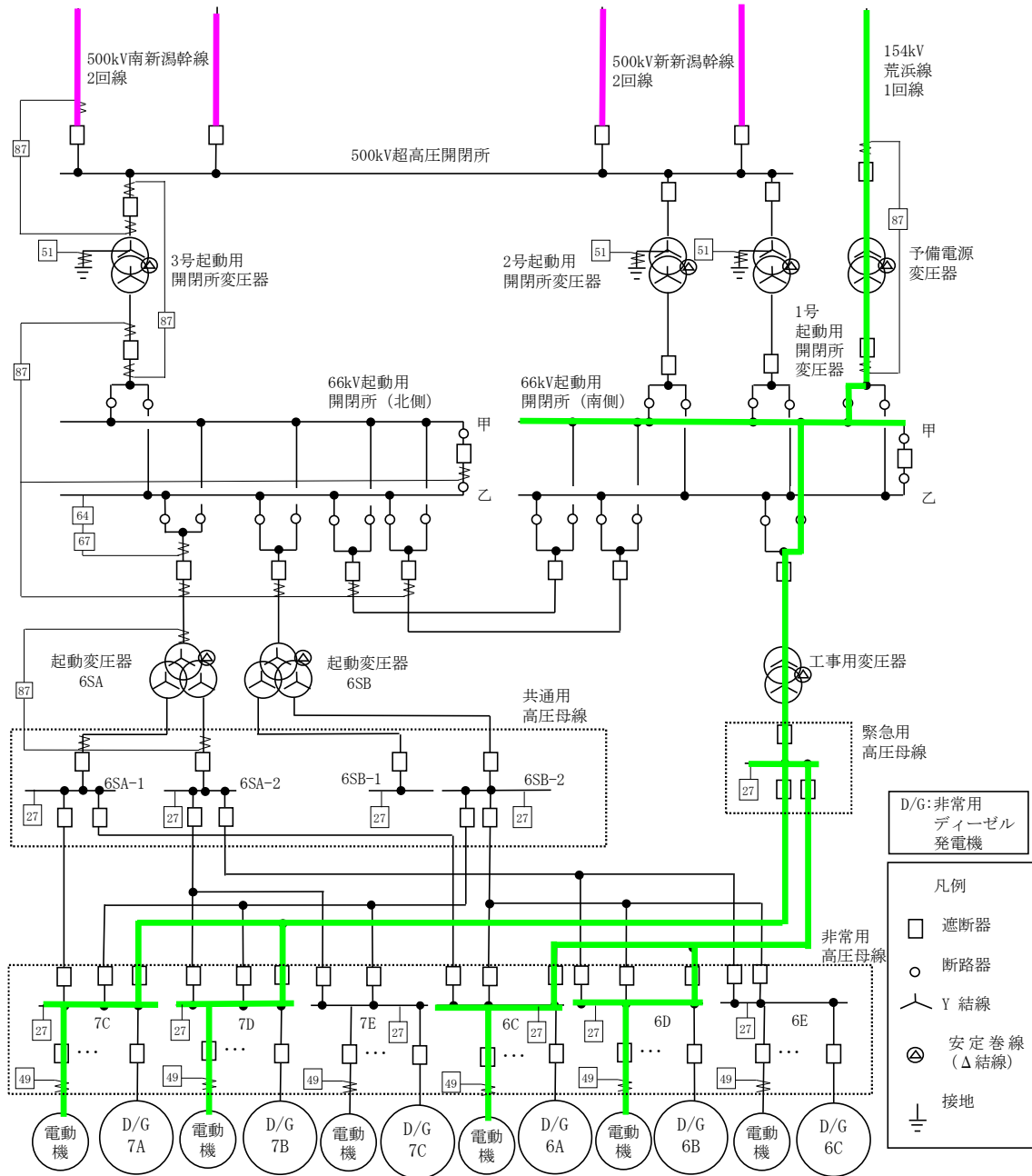
第7-3図 故障箇所を隔離した状態



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

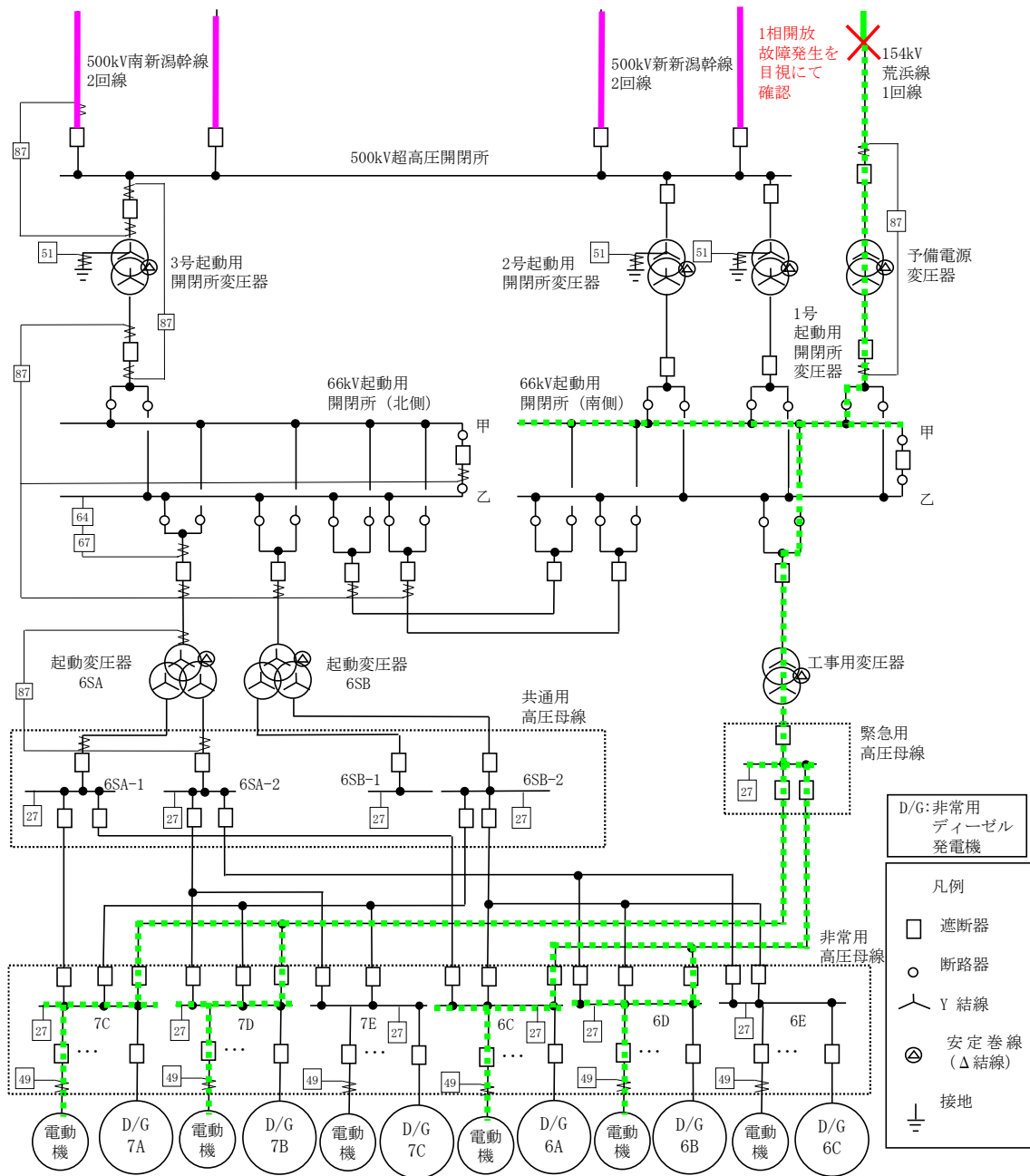
第 8-1 図の通り、154kV 送電線から予備電源変圧器、66kV 起動用開閉所、工所用変圧器、緊急用高压母線を経由し、非常用高压母線を受電している状態を想定する。



第 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

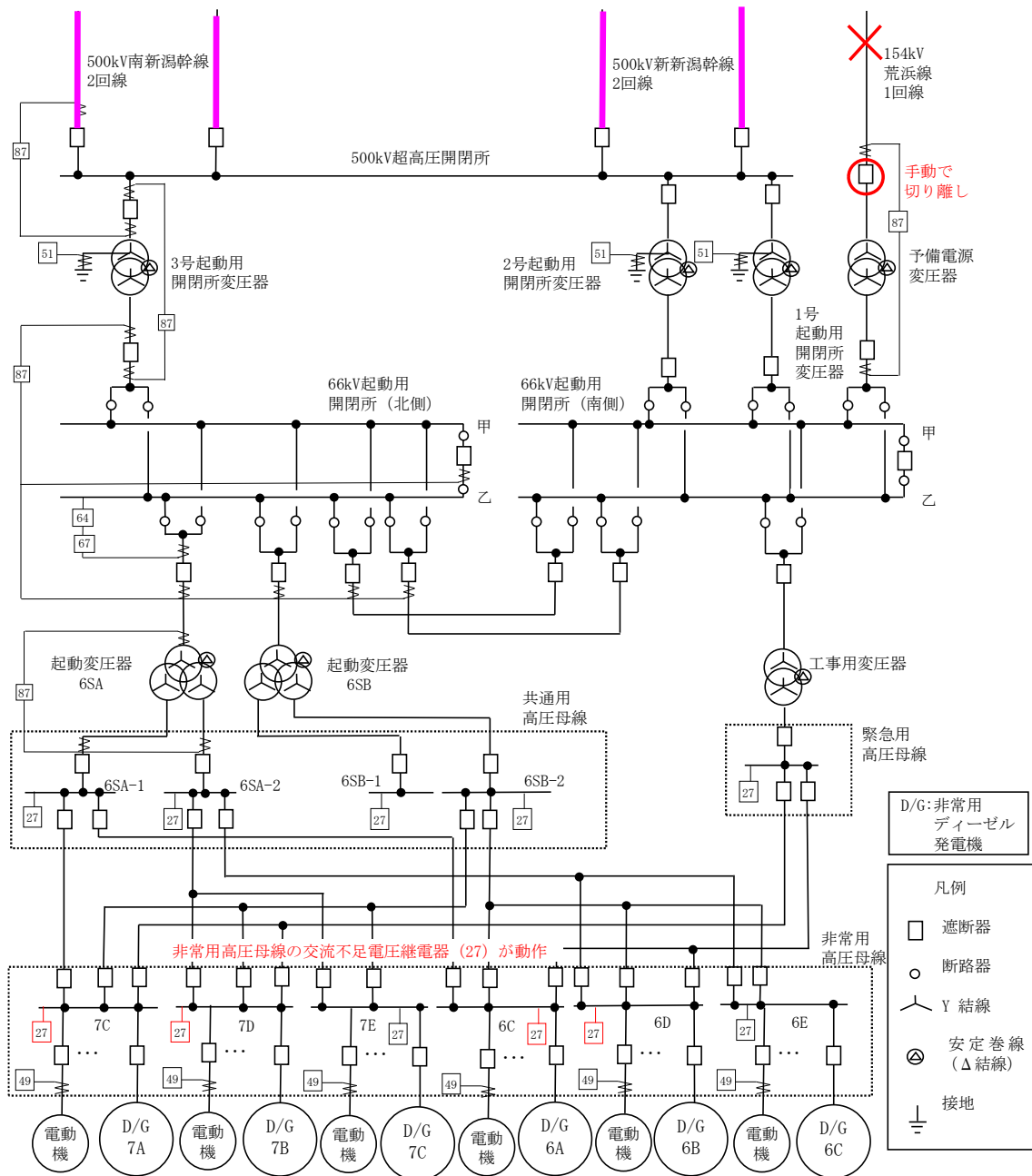
第8-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備電源変圧器1次側にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。



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

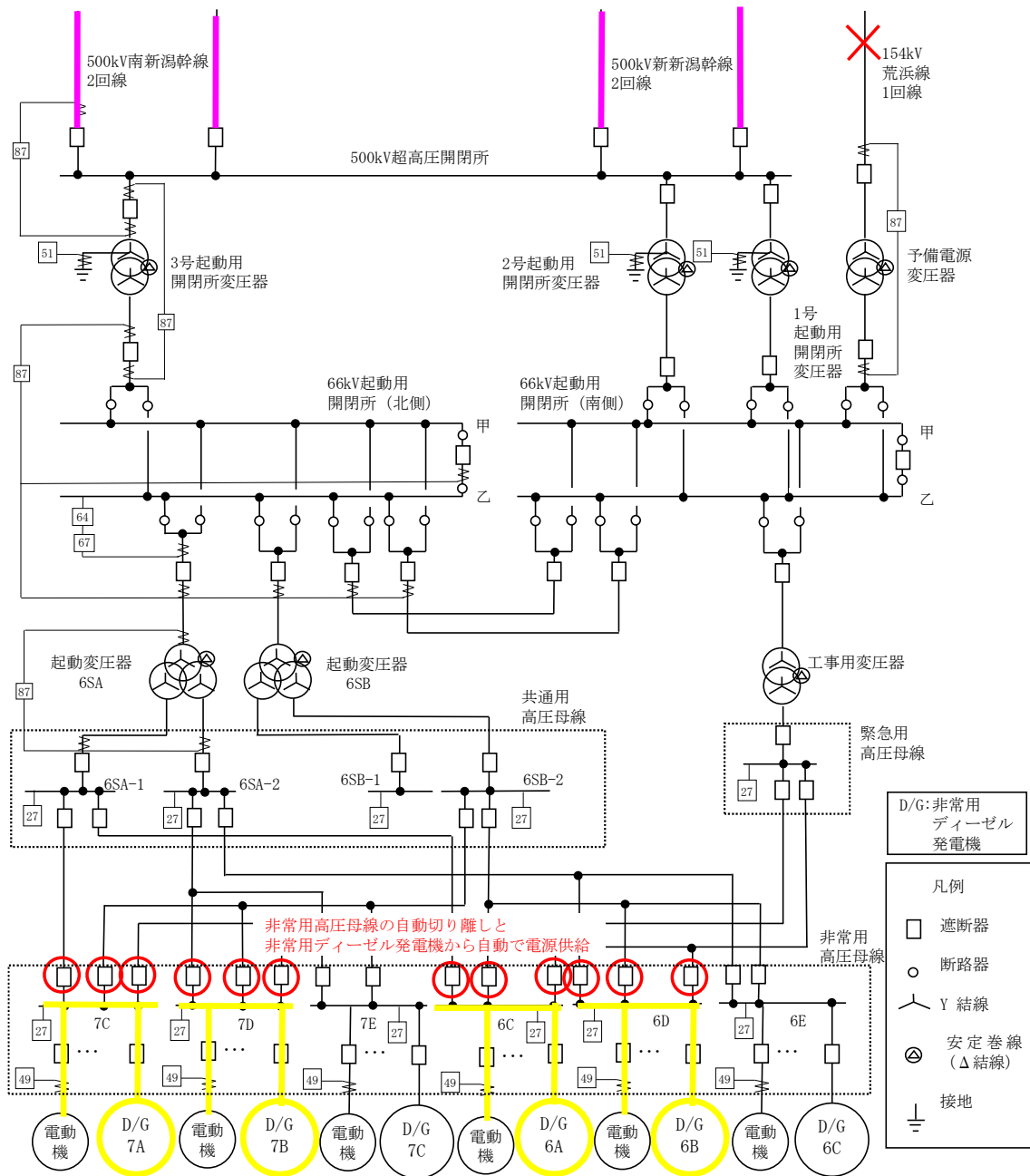
第 8-3 図の通り、運転員の手動操作により、予備電源変圧器を外部電源系から隔離すると、予備電源変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器 (27) が動作する。



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。

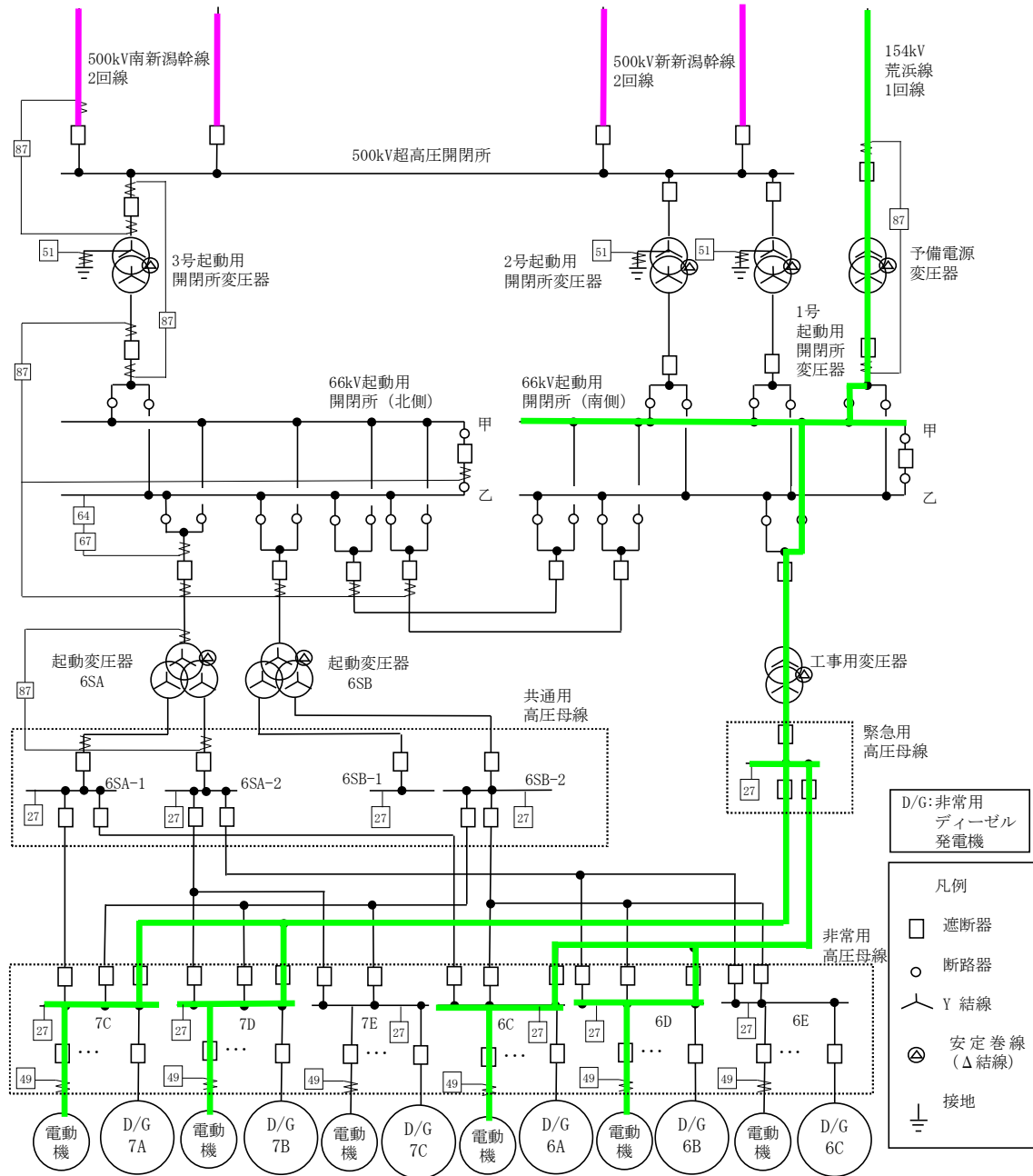


第8-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

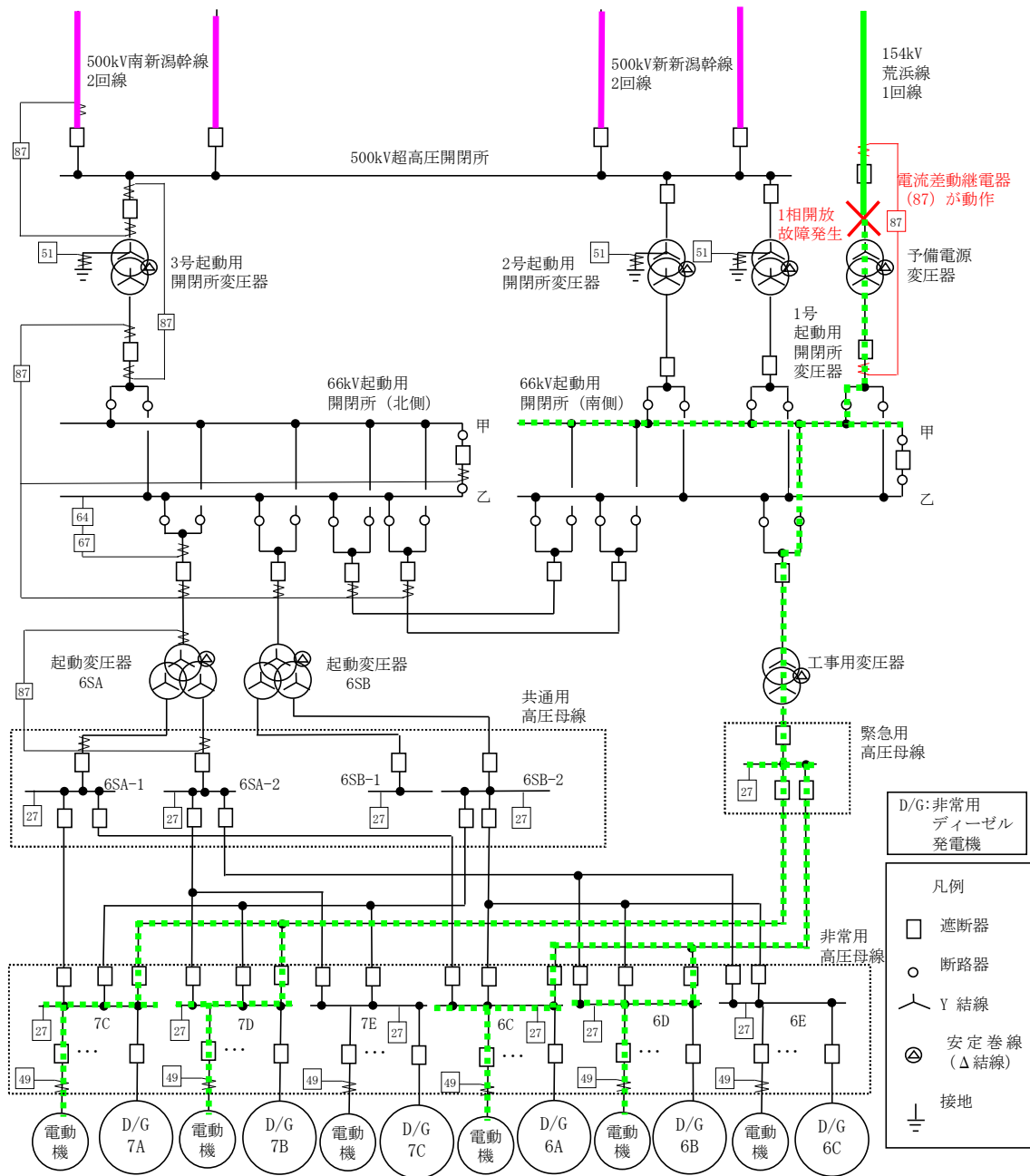
第 9-1 図の通り, 154kV 送電線から予備電源変圧器, 66kV 起動用開閉所, 工所用変圧器, 緊急用高圧母線を経由し, 非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



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

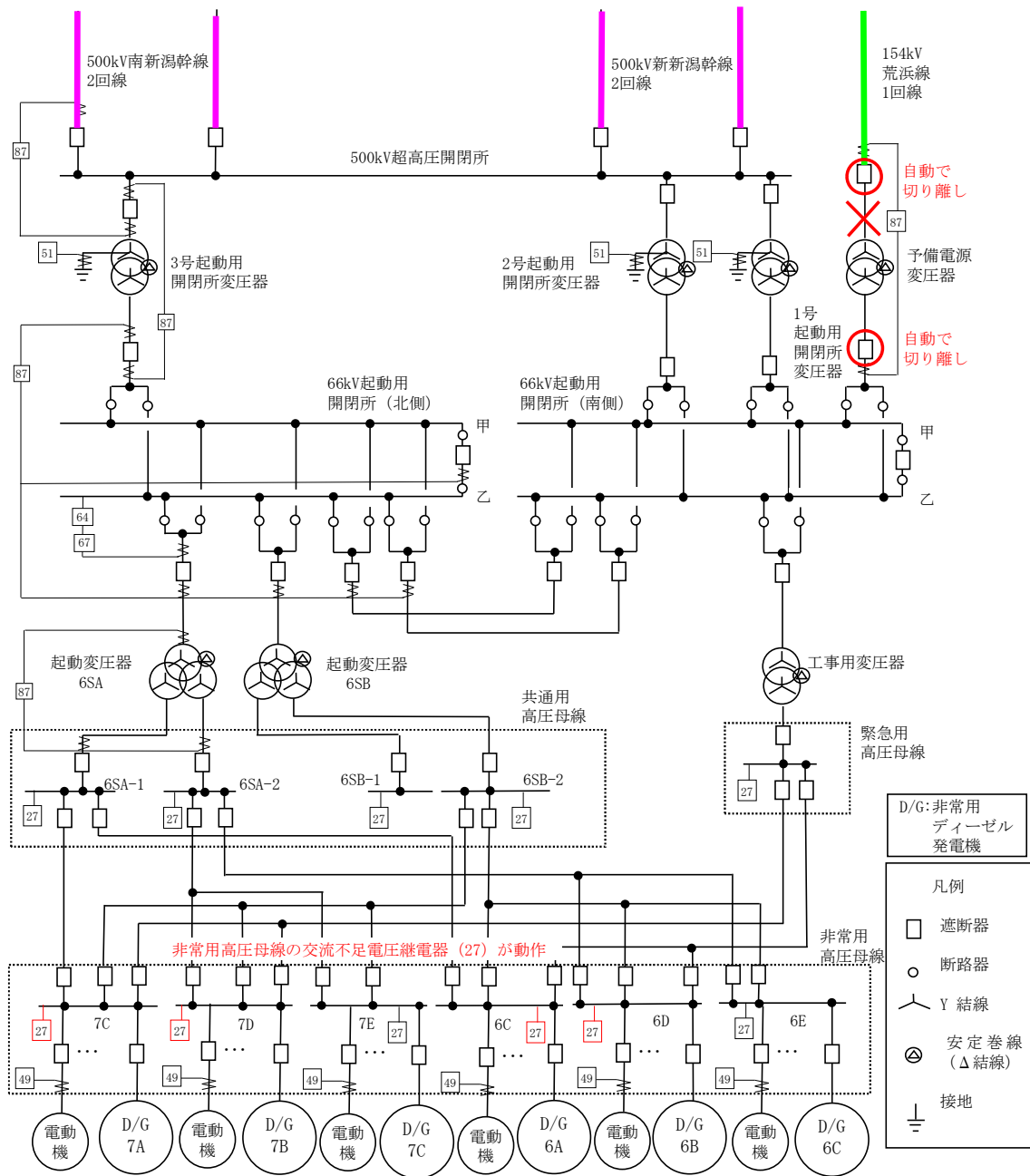
第9-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、予備電源変圧器の電流差動継電器(87)が動作する。このことから運転員は、予備電源変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



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

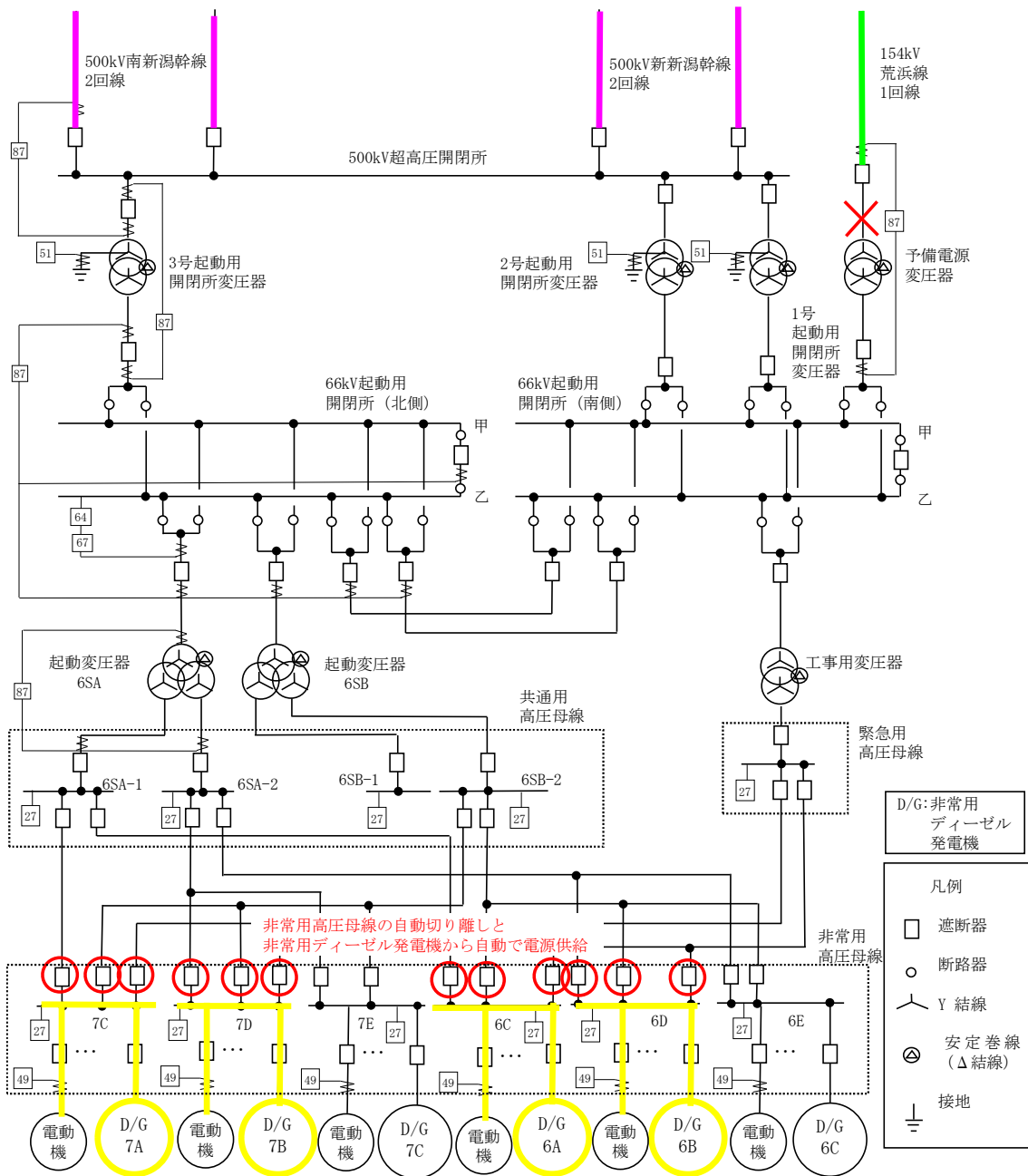
第9-3図の通り、電流差動継電器(87)の自動操作により、予備電源変圧器を外部電源系から隔離すると、予備電源変圧器から受電していた複数の非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。



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。



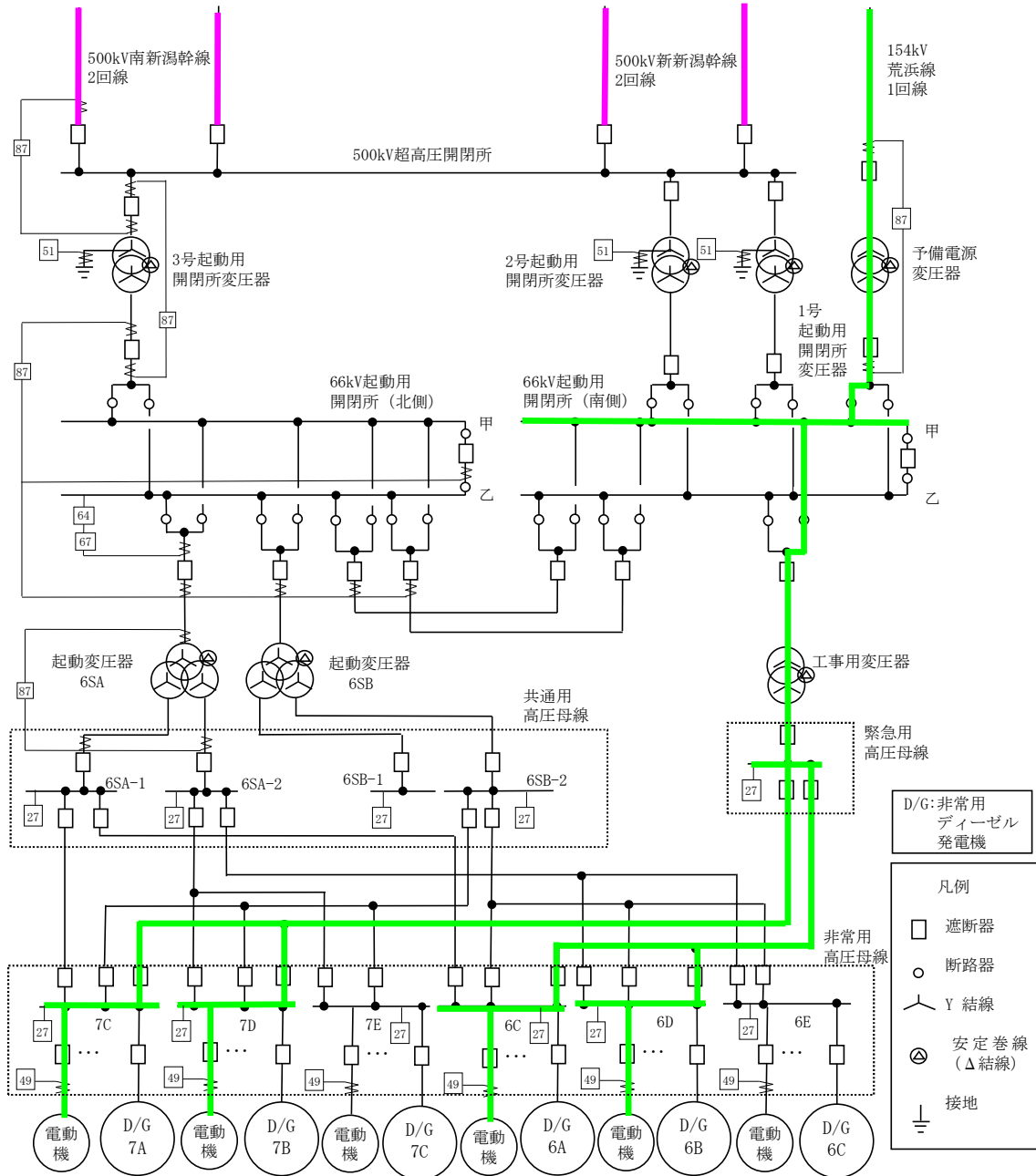
第9-4図 非常用高圧母線を隔離した状態



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

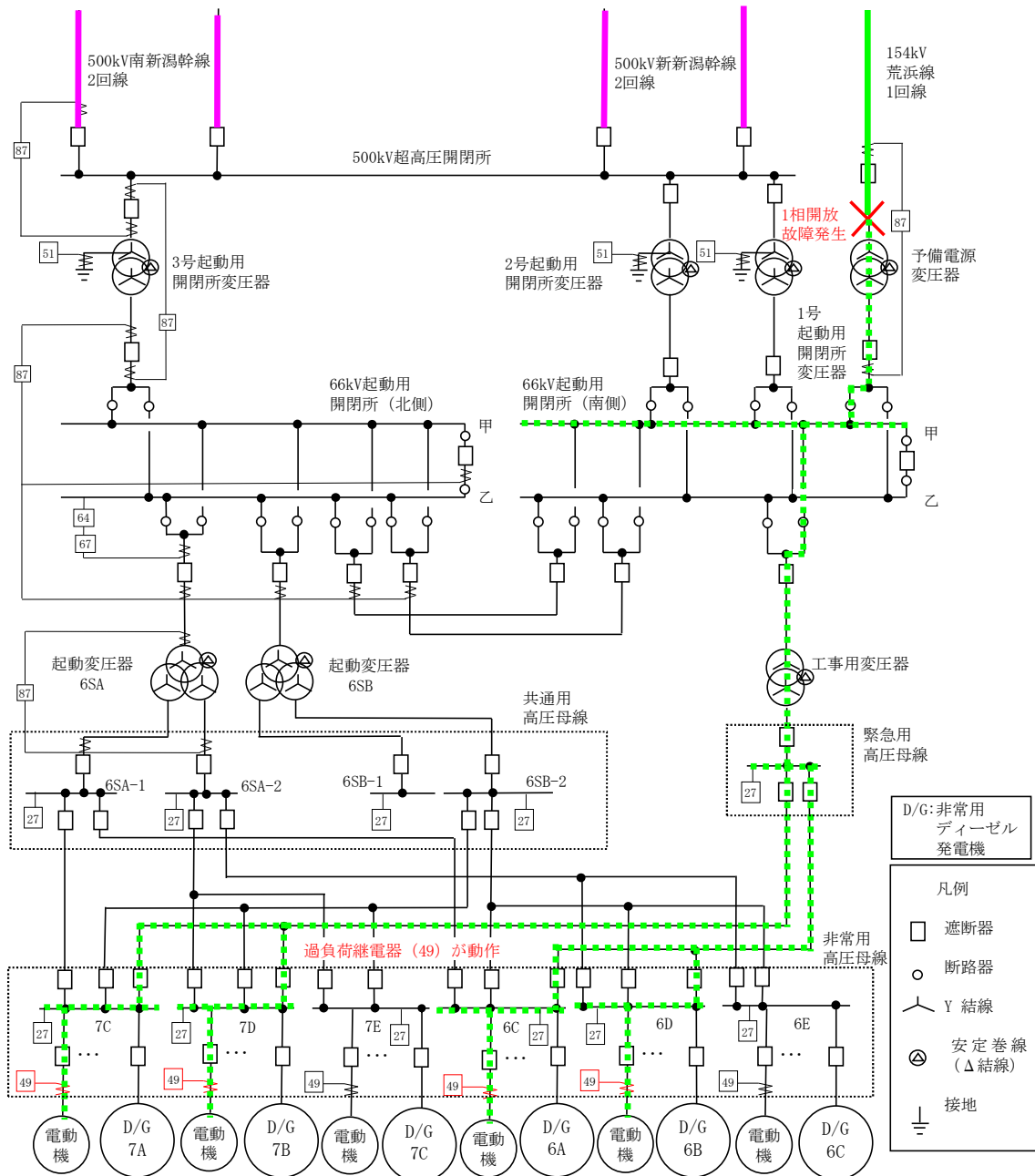
第 10-1 図の通り、154kV 送電線から予備電源変圧器、66kV 起動用開閉所、工所用変圧器、緊急用高圧母線を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



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

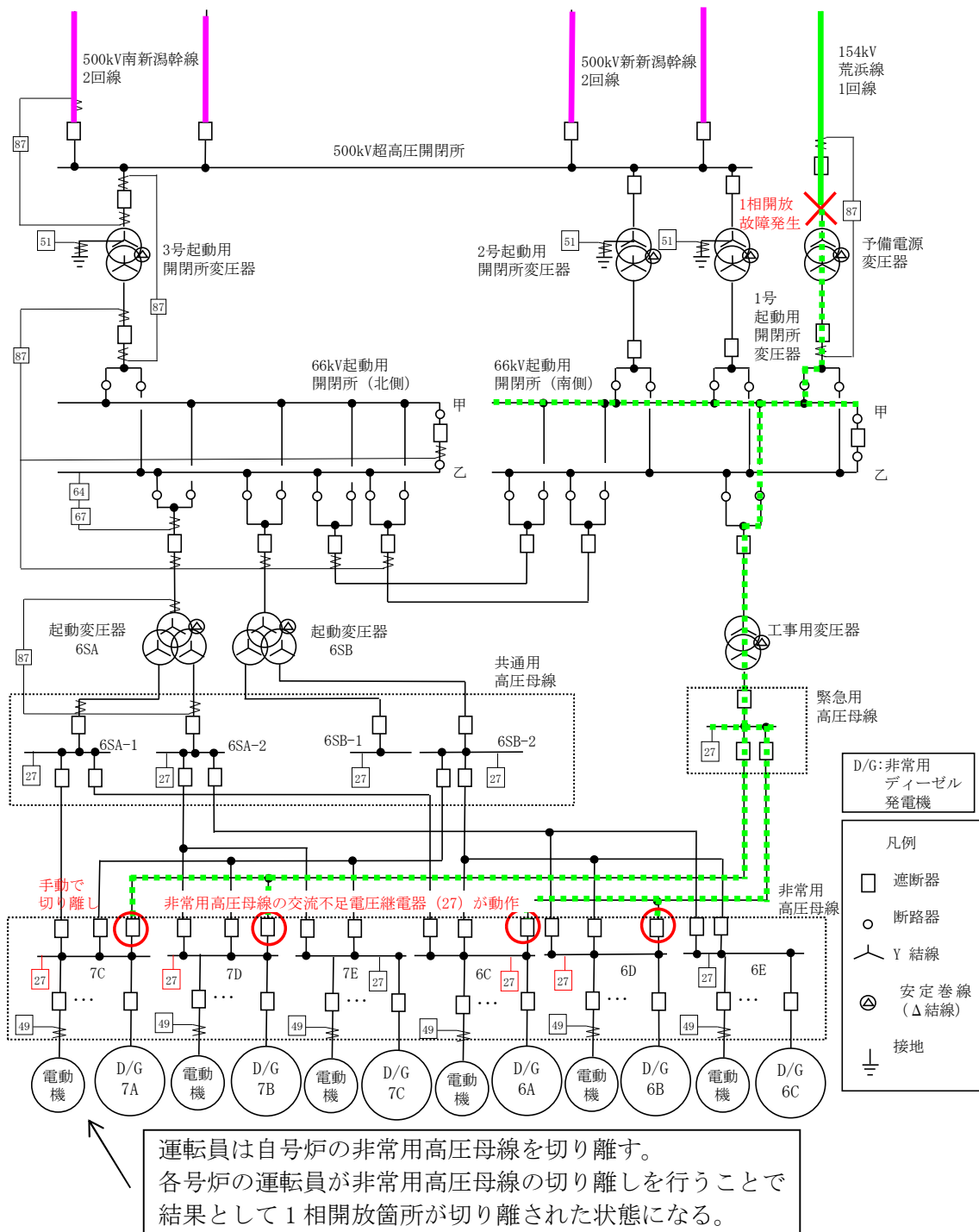
第10-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、予備電源変圧器から受電していた複数の負荷の過負荷継電器(49)が動作する。2台以上の電動機で過負荷継電器が発生している場合、非常用高圧母線の電圧を確認することにより、外部電源系にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



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

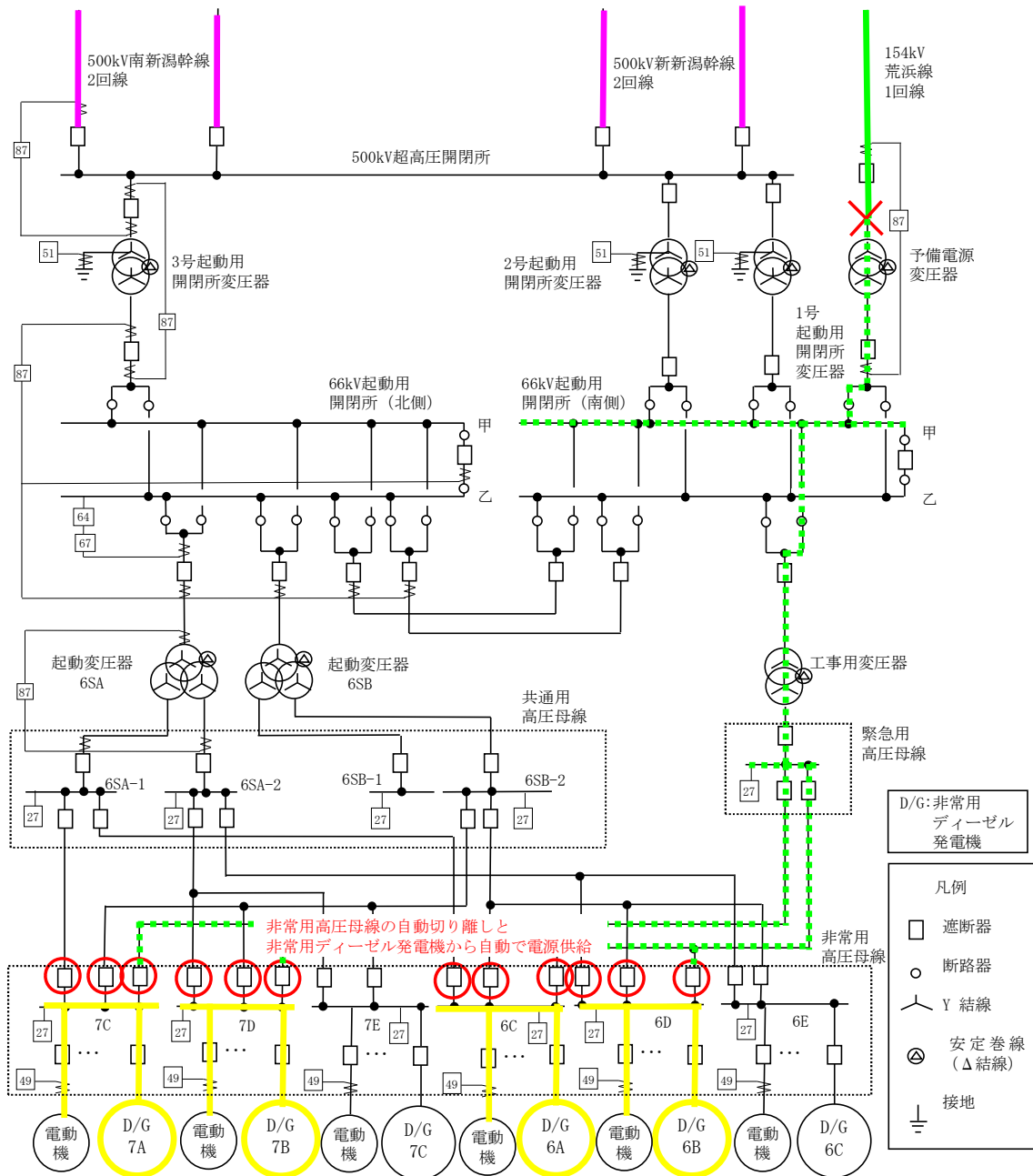
第10-3図の通り、運転員の手動操作により、過負荷継電器(49)が動作した非常用高圧母線を外部電源系から隔離すると、当該非常用高圧母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。



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。

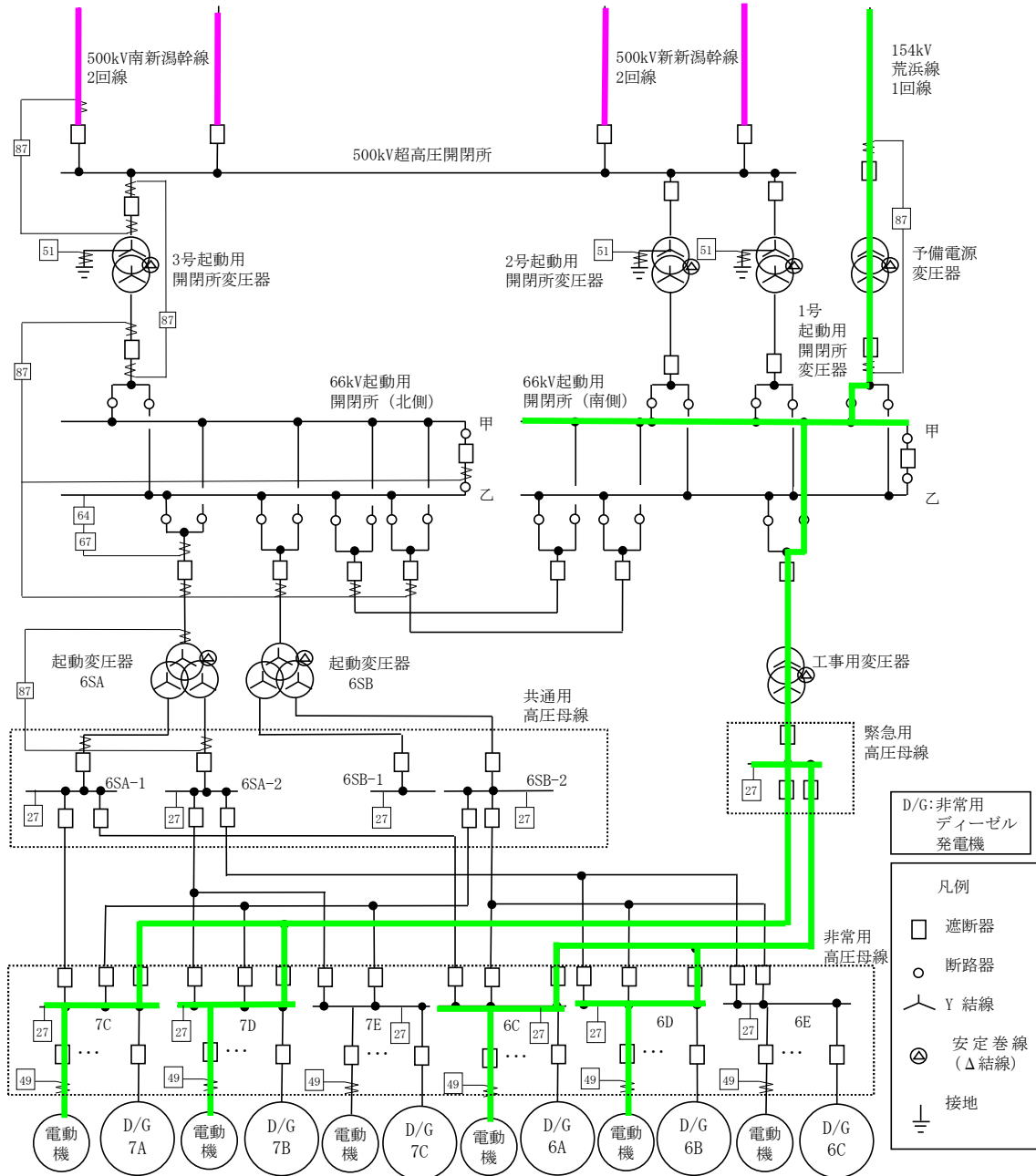


第10-4図 非常用高圧母線を隔離した状態

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

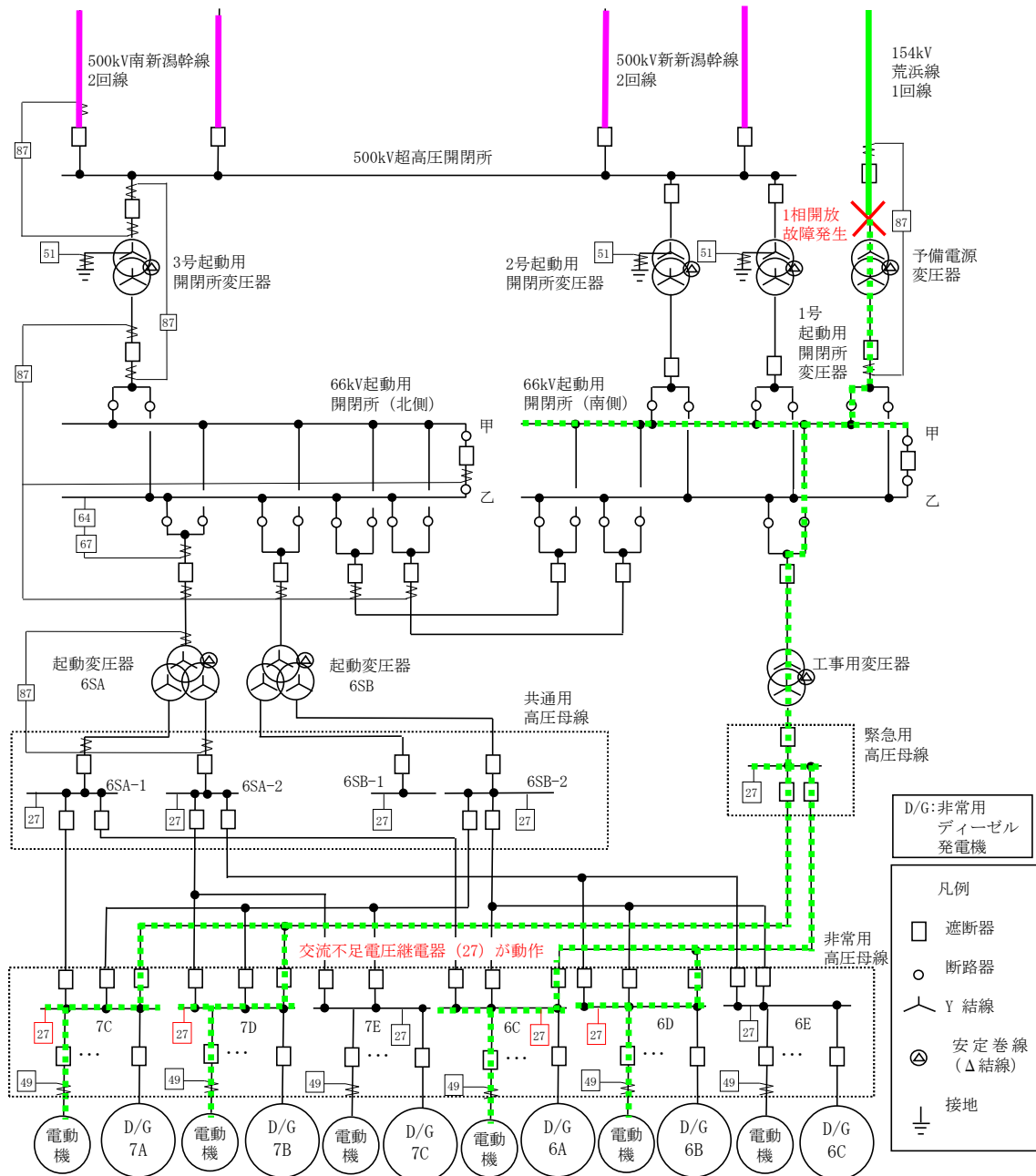
第 11-1 図の通り、154kV 送電線から予備電源変圧器、66kV 起動用開閉所、工所用変圧器、緊急用高圧母線を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



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

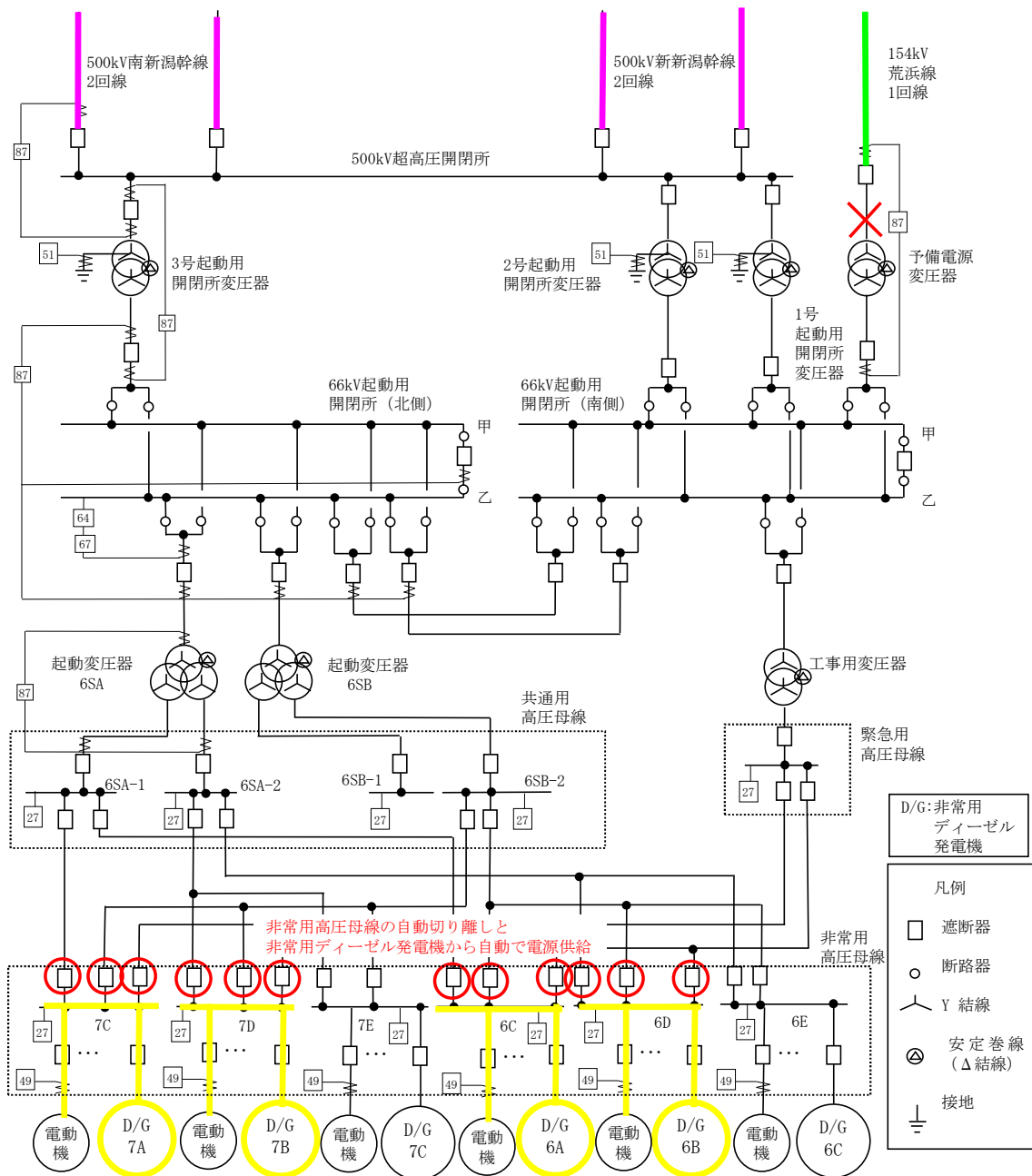
第11-2図の通り、予備電源変圧器の1次側で1相開放故障が発生すると、予備電源変圧器から受電していた複数の母線の交流不足電圧継電器(27)が動作する。このことから運転員は、予備電源変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



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



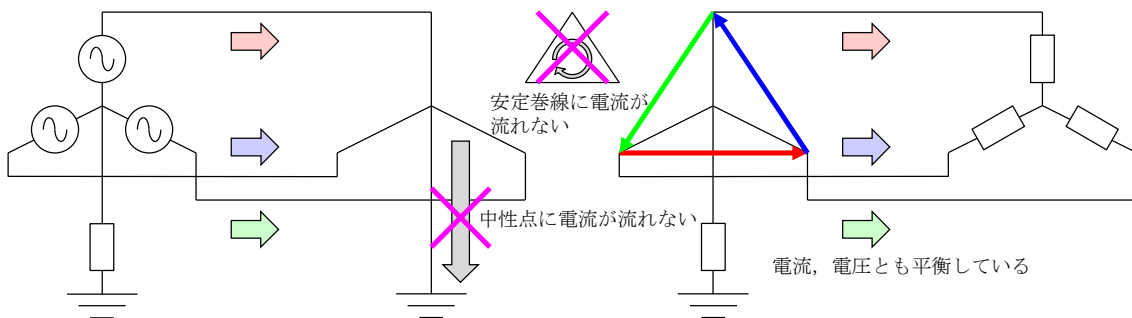
1 起動用開閉所変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ起動用開閉所変圧器が重負荷

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。

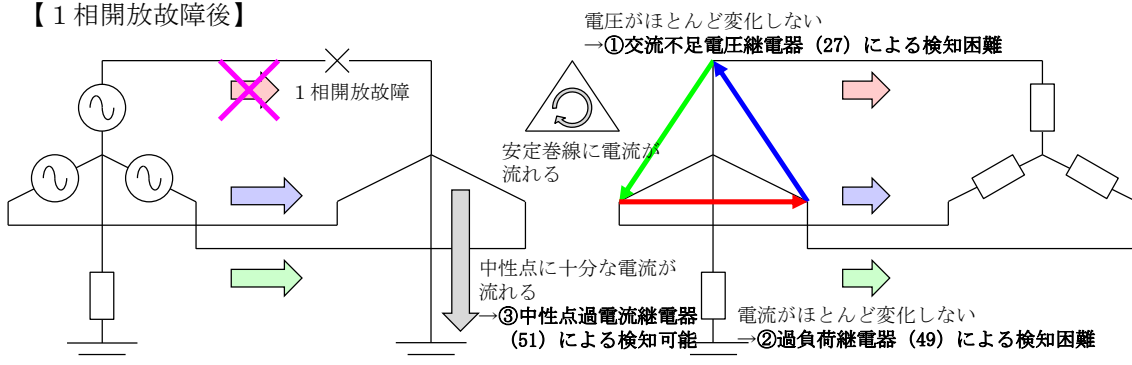
第 1-1 表 各保護継電器での検知の可否

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

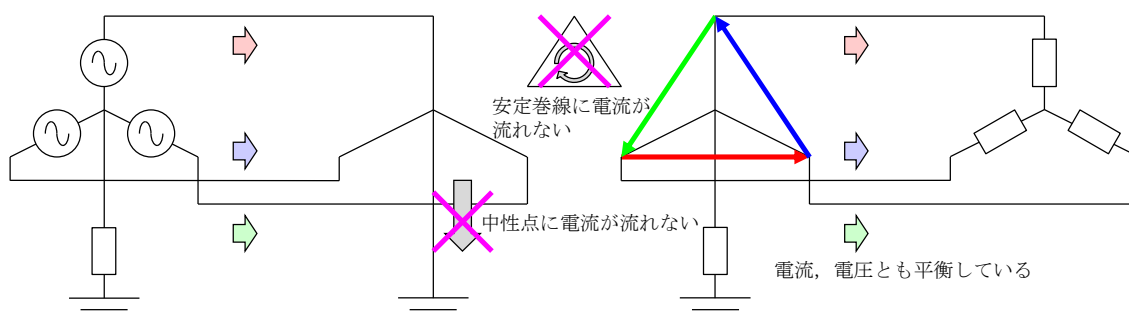
2 起動用開閉所変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ起動用開閉所変圧器が軽負荷

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。

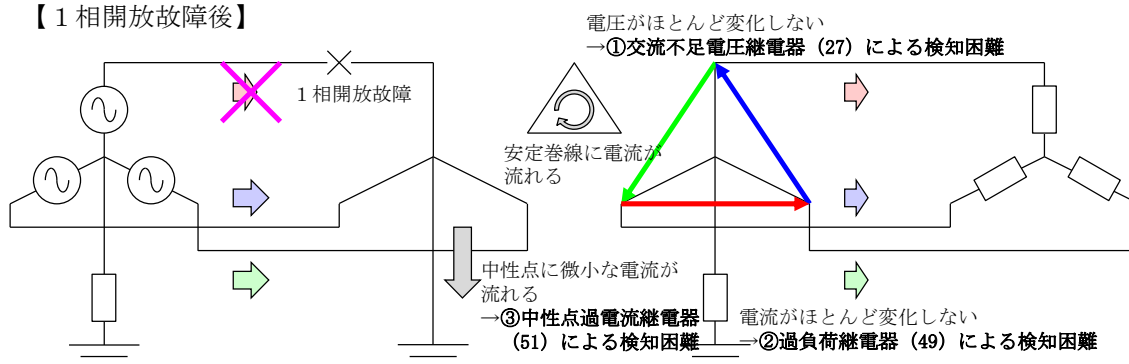
第 2-1 表 各保護継電器での検知の可否

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

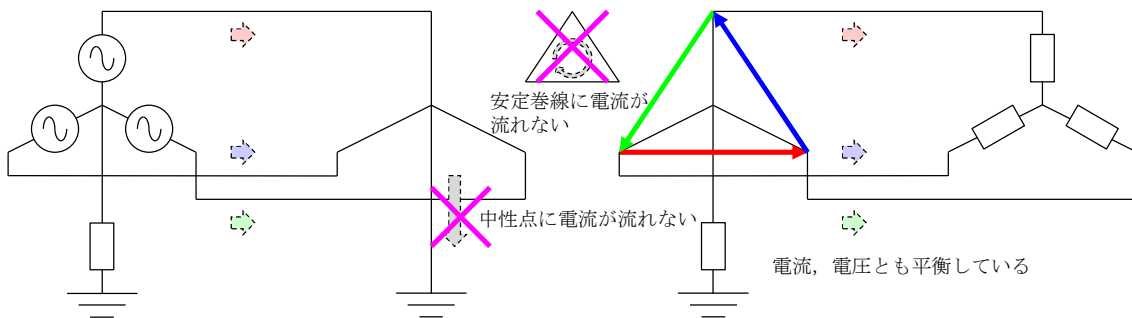
### 3 起動用開閉所変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ無負荷

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。

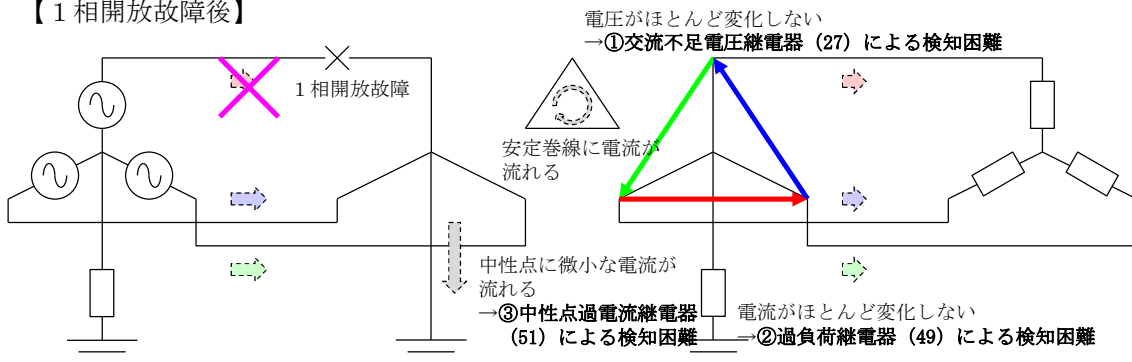
第 3-1 表 各保護継電器での検知の可否

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

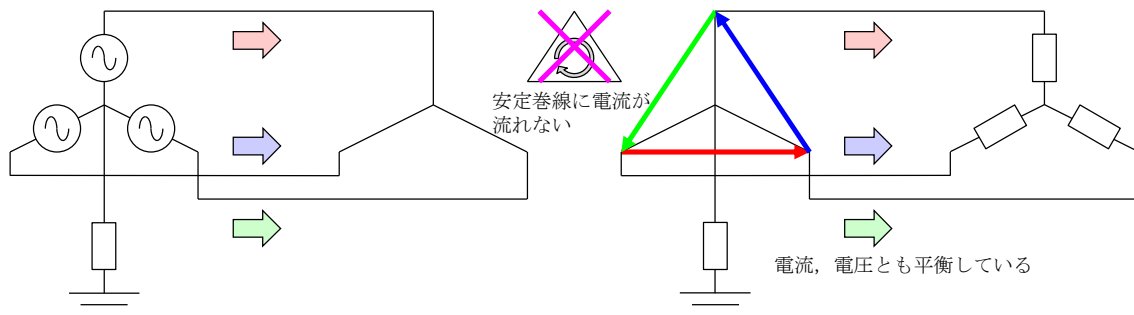
4 起動変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ非常用高圧母線が重負荷

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。

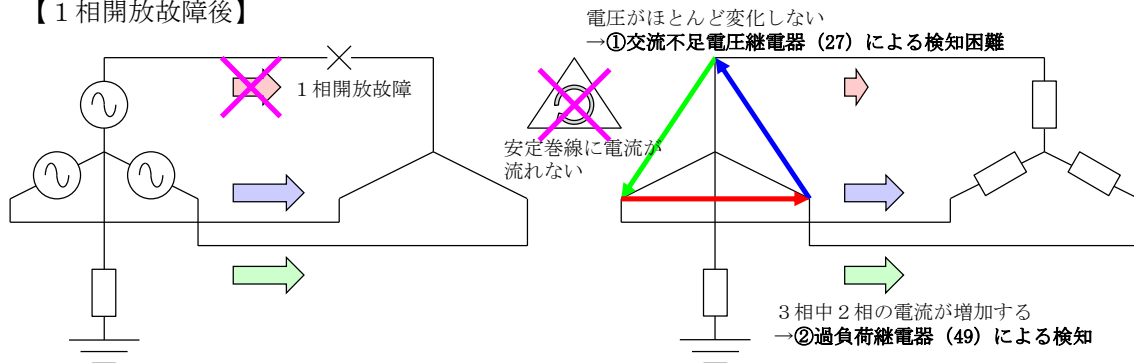
第 4-1 表 各保護継電器での検知の可否

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

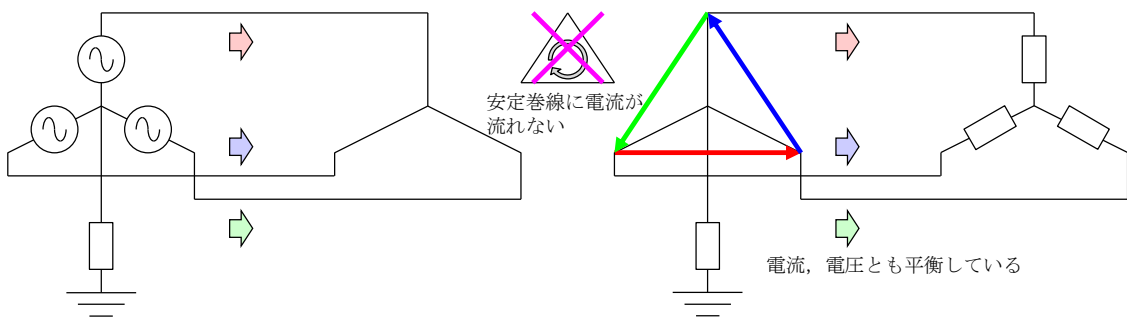
5 起動変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ非常用高圧母線が軽負荷

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。

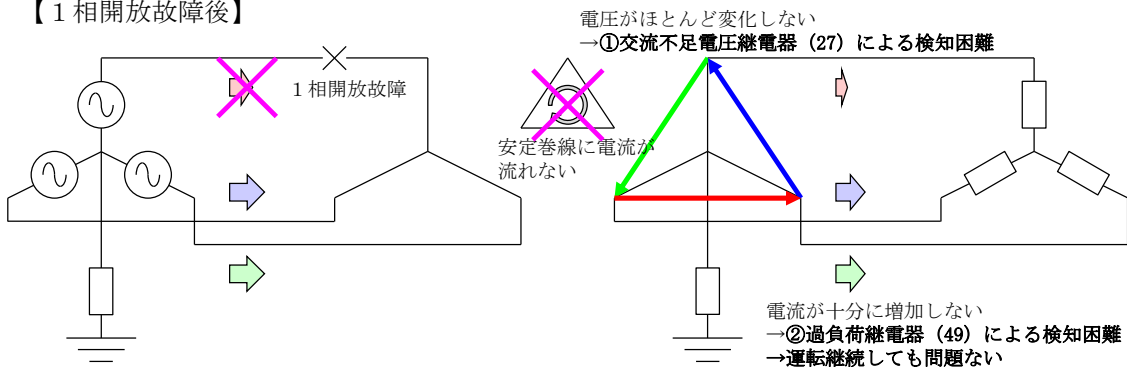
第 5-1 表 各保護継電器での検知の可否

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

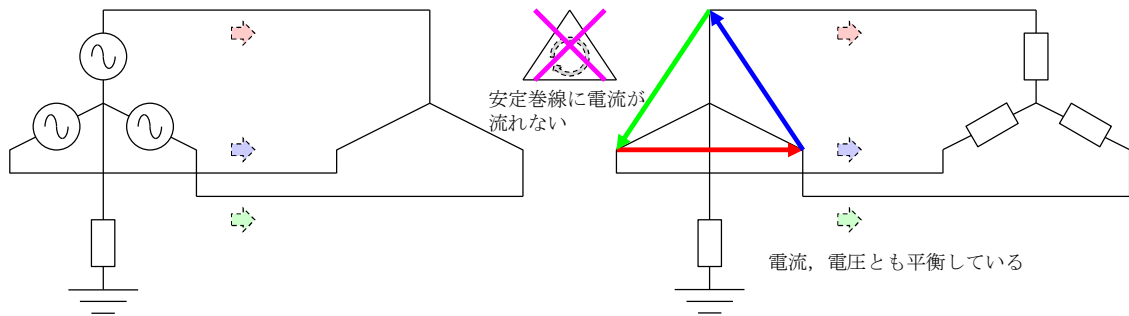
6 起動変圧器 1 次側の 1 相開放故障かつ無負荷

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。

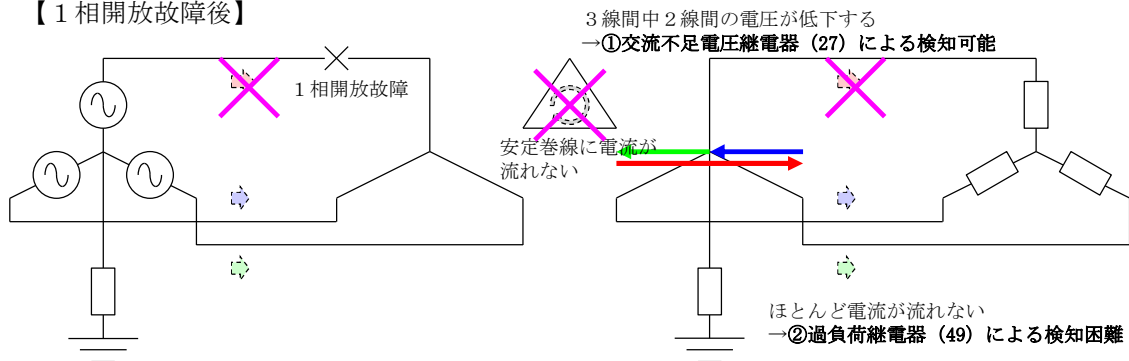
第 6-1 表 各保護継電器での検知の可否

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。

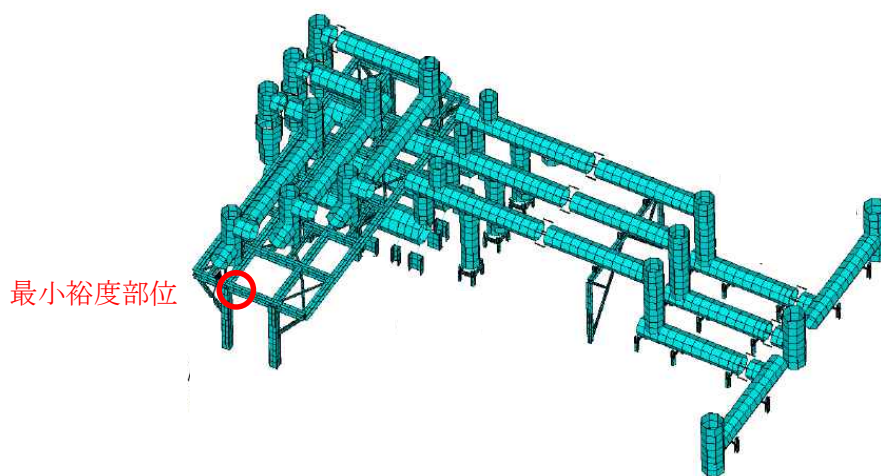
※「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601 - 2008）」に準拠

### (3) 耐震性評価結果

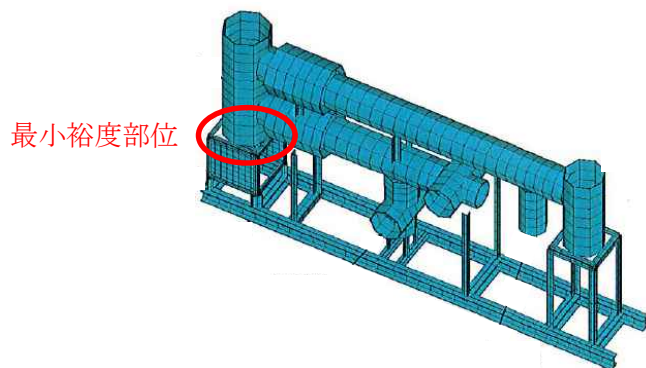
開閉所設備の評価結果を第 1 表及び変圧器の評価結果を第 2 表に示す。概略図を第 1 図～第 3 図に示す。評価の結果、500kV 送電線からの外部電源受電回路の設備（500kV 超高压開閉所、66kV 起動用開閉所、起動用開閉所変圧器、起動変圧器）については、基準地震動 Ss に対して許容応力を満足しており信頼性を有している。

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



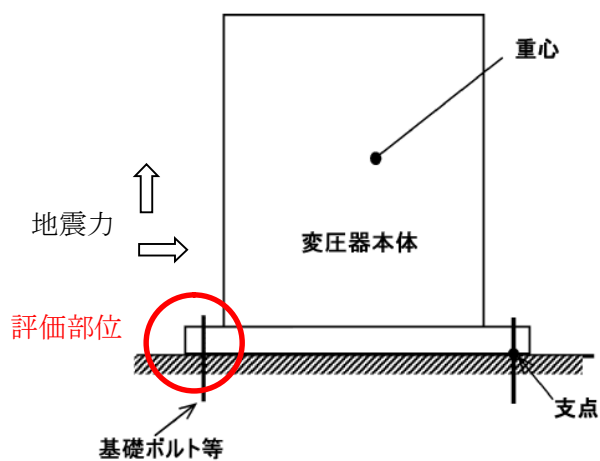
第 1 図 500kV ガス絶縁開閉装置における最小裕度部位



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



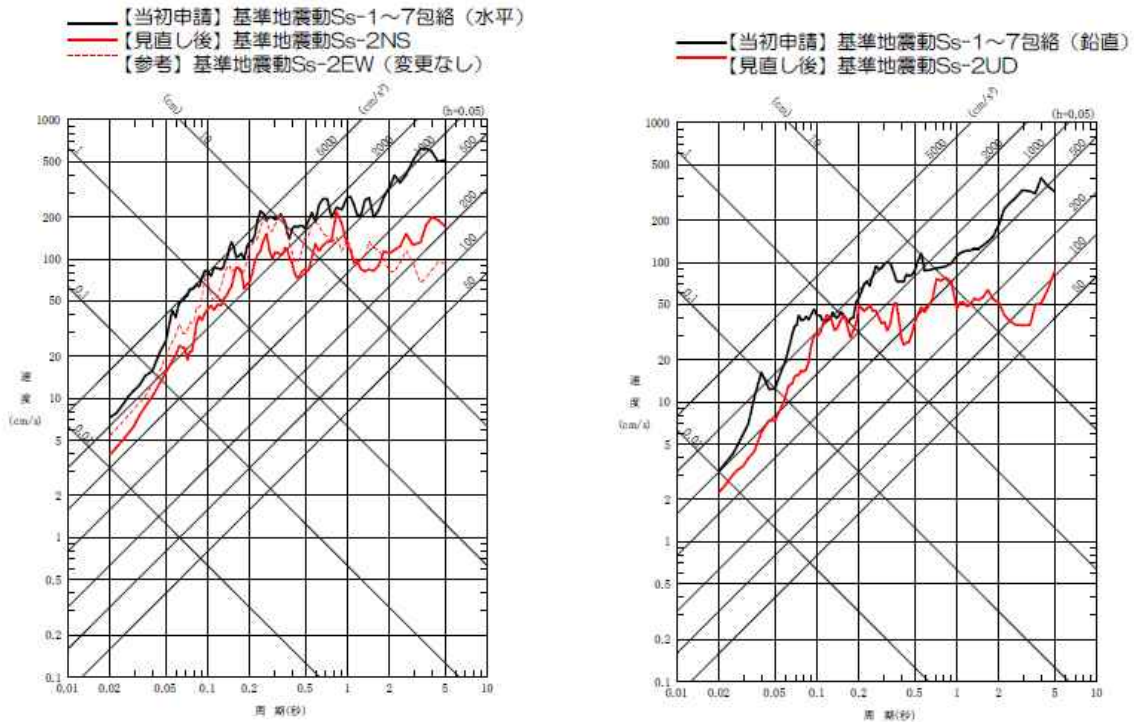
第3図 変圧器評価の概念図



(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。

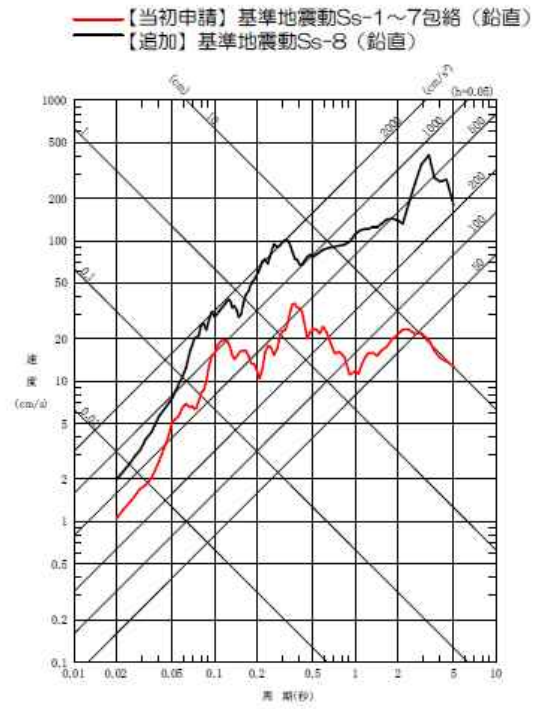
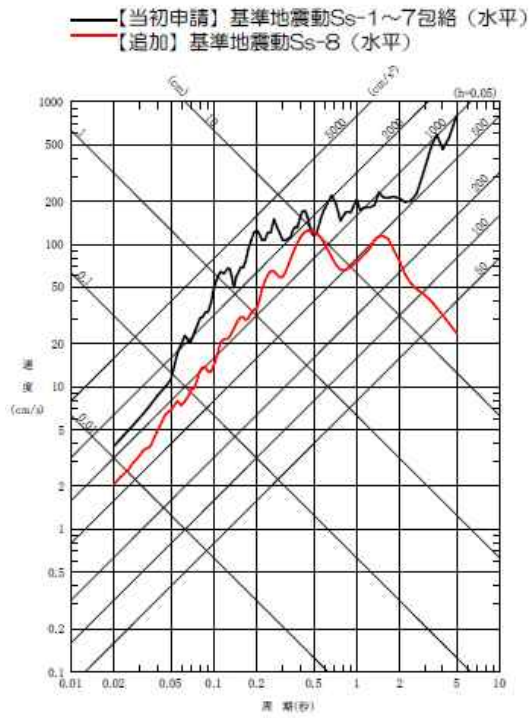


(a) 水平方向

(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。



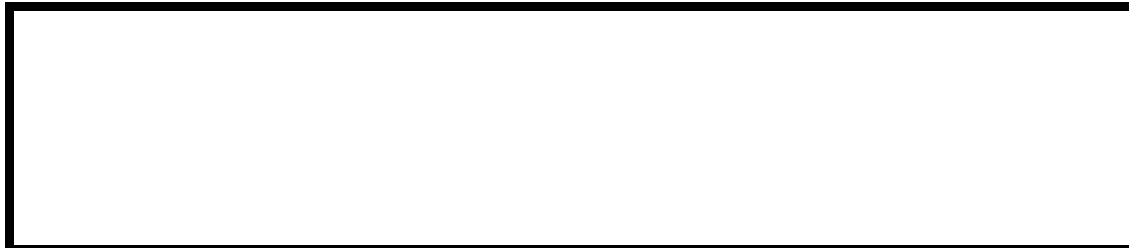
(a) 水平方向 (B) 鉛直方向  
 第5図 大湊側 申請時基準地震動 Ss と変更後基準地震動 Ss の比較

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。

## 別添7 電気設備の配置の基本方針

電気設備は、区分ごとに区画された部屋に設置し、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。

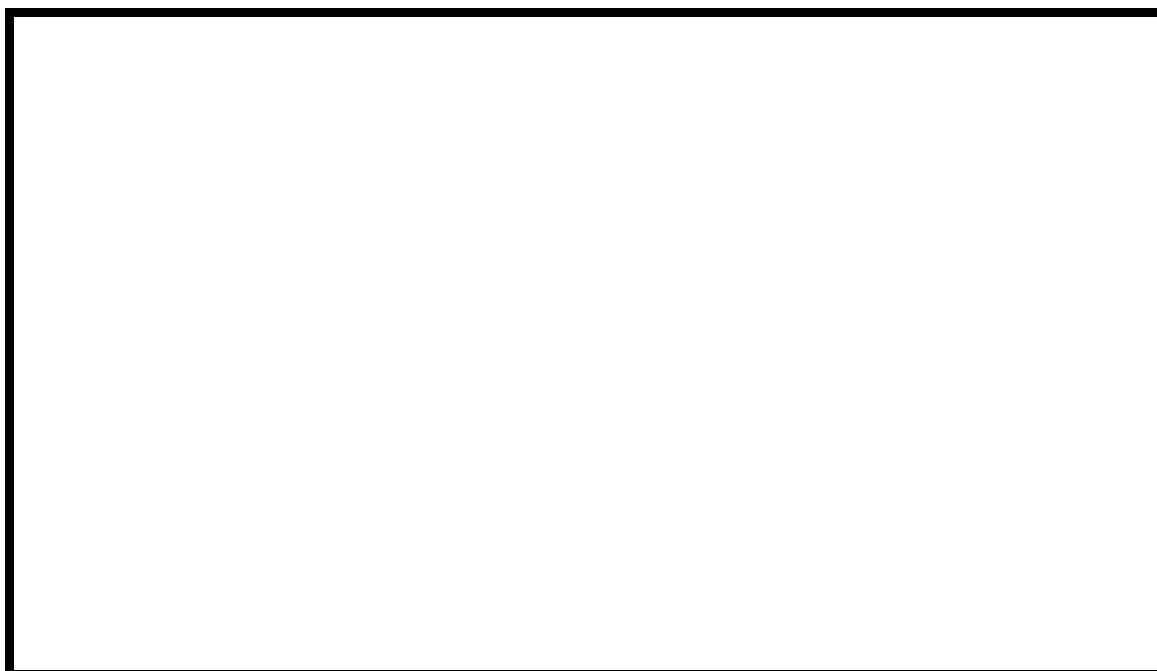
プラント全体の配置設計コンセプトにおいて、電気品室は非放射性機器から構成されているため、原子炉建屋の二次格納施設外に配置している。また、電気設備はケーブル、トレイ等の物量削減のため、電源供給を行う対象設備の近傍に配置している。



電気設備を配置するうえでの基本的なコンセプトは、以下の通りである。

- 非放射性機器で構成されるため、原子炉建屋の二次格納施設外へ配置
- ヒューマンエラーの発生を極力低減する配置
- ケーブル等の物量が極力低減される配置
- 地震、津波、火災、溢水に対する頑健性を確保する配置
- 同じ機能を有する設備は運転性、保守性に配慮し集中配置

6号及び7号炉の電気設備の配置及び動線は第1図の通りであり、上記の基本的なコンセプトを満足している。



第1図 現状の電気設備の配置と動線

ここでケーススタディとして、電気設備の区分分離の考え方について、現状と異なる配置を行った場合の得失の検討を行う。検討対象として、下記の3ケースの配置パターンについて、検討を行った。

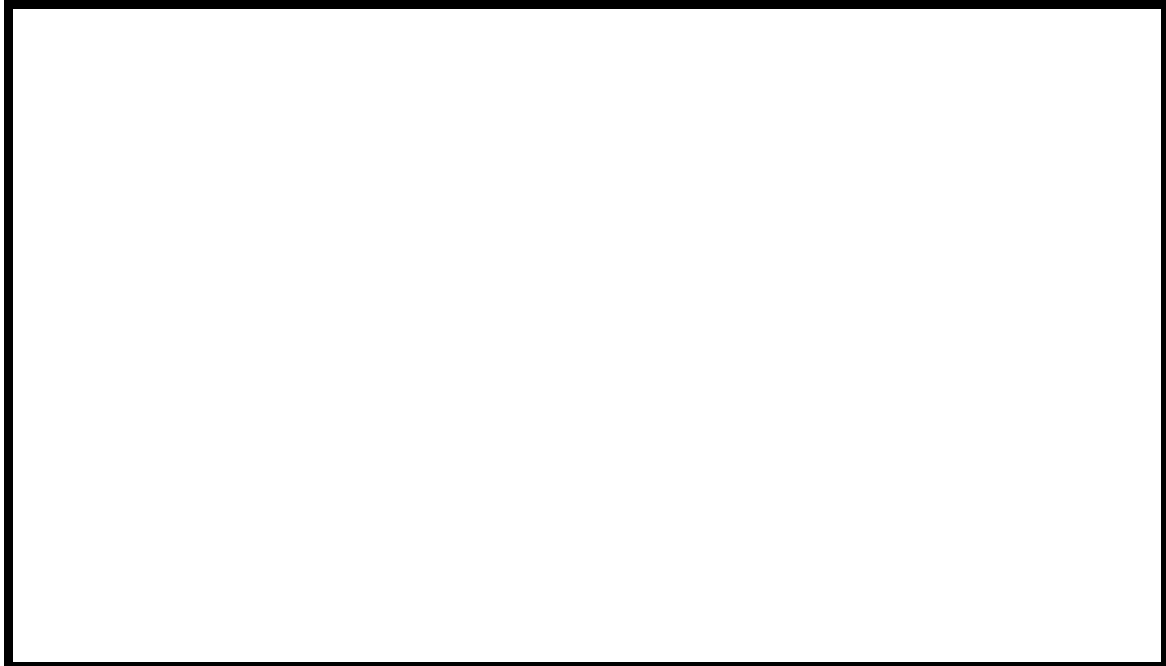
- (1) 原子炉建屋二次格納施設内外に電気設備を分離配置する場合
- (2) 6号炉と7号炉で電気設備を互い違いに配置する場合
- (3) 区分ごとに配置する建屋を分離する場合

## 1 原子炉建屋二次格納施設内外に電気設備を分離配置する場合

原子炉建屋二次格納施設内外に電気設備を分離配置するケースを検討した場合の配置図を第2図、現状と比較した得失を第1表に示す。

図は原子炉建屋内の区分Ⅱの電気設備を原子炉建屋二次格納施設の外から内に変更する場合を想定している。

この場合、二次格納施設内へのアクセスで不要な被ばくが生じることになる。不要な被ばくを避け、プラントの運転及び保守を踏まえた動線とするためには、電気設備を原子炉建屋二次格納施設外に配置することが望ましい。



第2図 原子炉建屋二次格納施設内外に電気設備を分離配置する場合の配置と動線

第1表 原子炉建屋二次格納施設内外に電気設備を分離配置する場合の得失

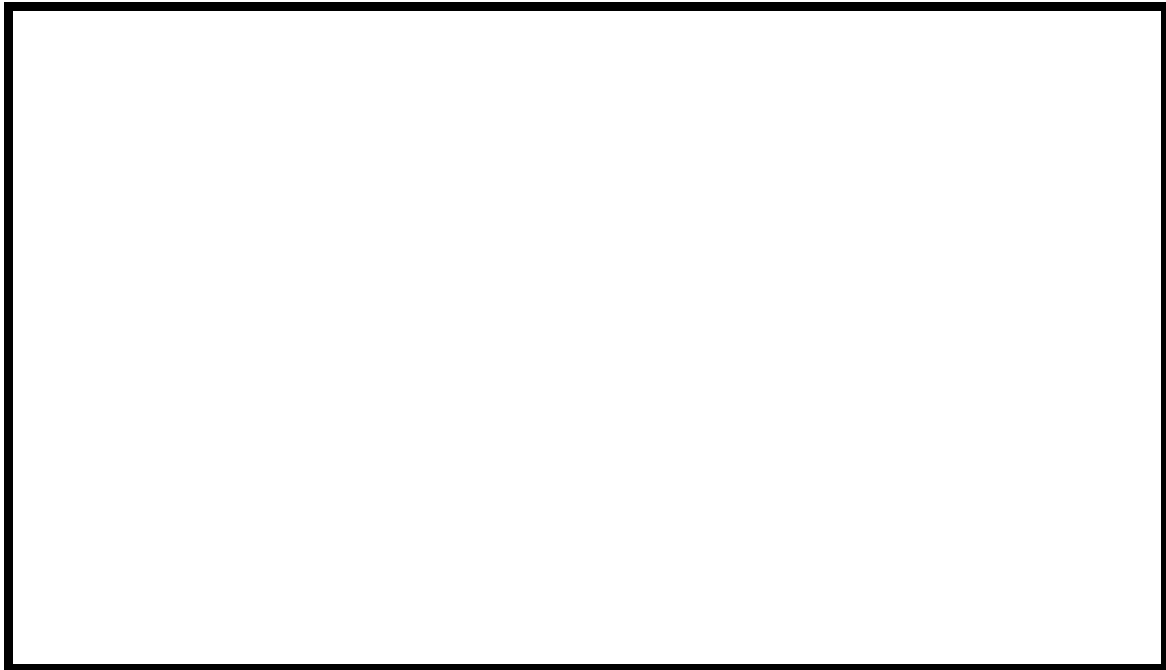
評価項目	現状と比較した場合の得失
地震及び火災等防護	同等
人的安全性	低下（動線上に管理区域があるため不要な被ばくをする）
運転及び保守性	低下（動線が長くなる）
物量	増加（ケーブル、トレイ、貫通部等の物量増大）

## 2 6号炉と7号炉で電気設備を互い違いに配置する場合

6号炉と7号炉で電気設備を互い違いに配置するケースを検討した場合の配置図を第3図、現状と比較した得失を第2表に示す。

図は6号炉と7号炉の原子炉建屋及びコントロール建屋に配置している区分Ⅱ及び区分Ⅳの電気設備を、入れ替えて配置する場合を想定している。

この場合、各々の電源供給対象設備のケーブルが6号炉と7号炉で混在、また運転中ユニットのエリアに当該ユニット以外の監視操作、点検対象設備が存在することになる。号炉毎の配置エリア単位による識別管理ができなくなることから、運転操作性、保守性向上の阻害（ヒューマンエラー等）が発生する可能性が高くなるおそれがある。



第3図 6号炉と7号炉で電気設備を互い違いに配置する場合の配置と動線

第2表 6号炉と7号炉で電気設備を互い違いに配置する場合の得失

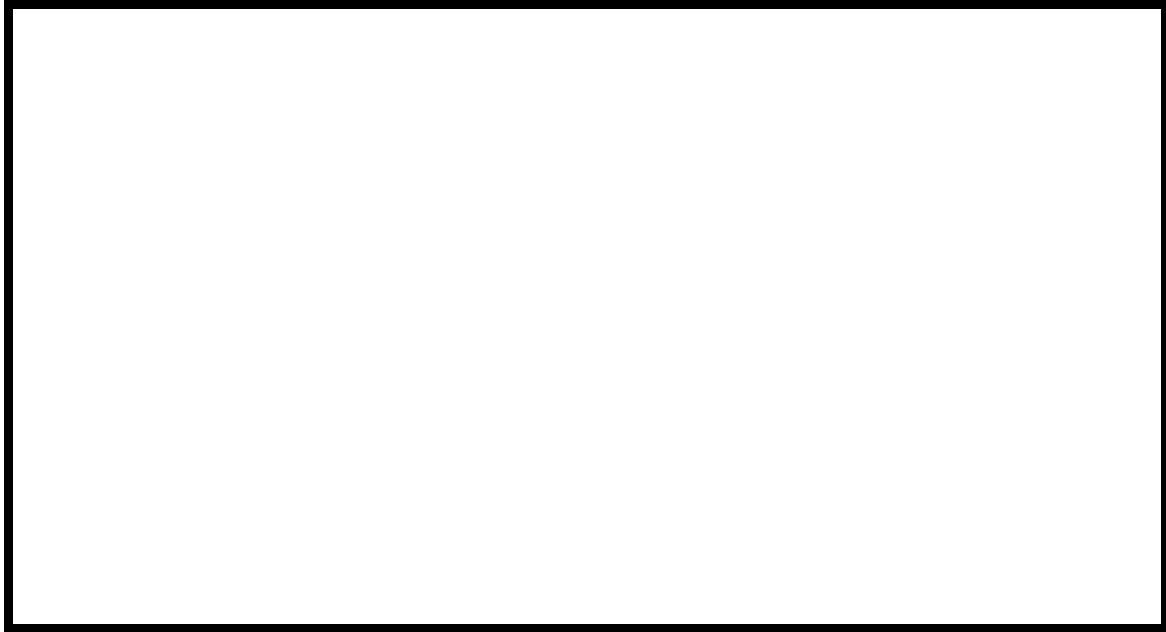
評価項目	現状と比較した場合の得失
地震及び火災等防護	同等
人的安全性	同様
運転及び保守性	低下（動線が長くなる、ヒューマンエラーの懸念あり）
物量	増加（ケーブル、トレイ、貫通部等の物量増大）

### 3 区分ごとに配置する建屋を分離する場合

区分ごとに配置する建屋を分離するケースを検討した場合の配置図を第4図、現状と比較した得失を第3表に示す。

図は区分Ⅰと区分Ⅲの電気設備をそれぞれ原子炉建屋に、区分Ⅱと区分Ⅳの電気設備をそれぞれコントロール建屋に集中配置する場合を想定している。

この場合、ケーブルの取り合いが複雑化し、建屋間を行き来するケーブルの物量や必要スペースが増えるデメリットがある。このことから電気設備は電源供給を行う対象設備の近傍に配置することが最適である。



第4図 区分ごとに配置する建屋を分離する場合の配置と動線

第3表 区分ごとに配置する建屋を分離する場合の得失

評価項目	現状と比較した場合の得失
地震及び火災等防護	同等
人的安全性	同様
運転及び保守性	低下（動線が長くなる）
物量	増加（ケーブル、トレイ、貫通部等の物量増大）

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用, 手順設備資料

保安電源設備



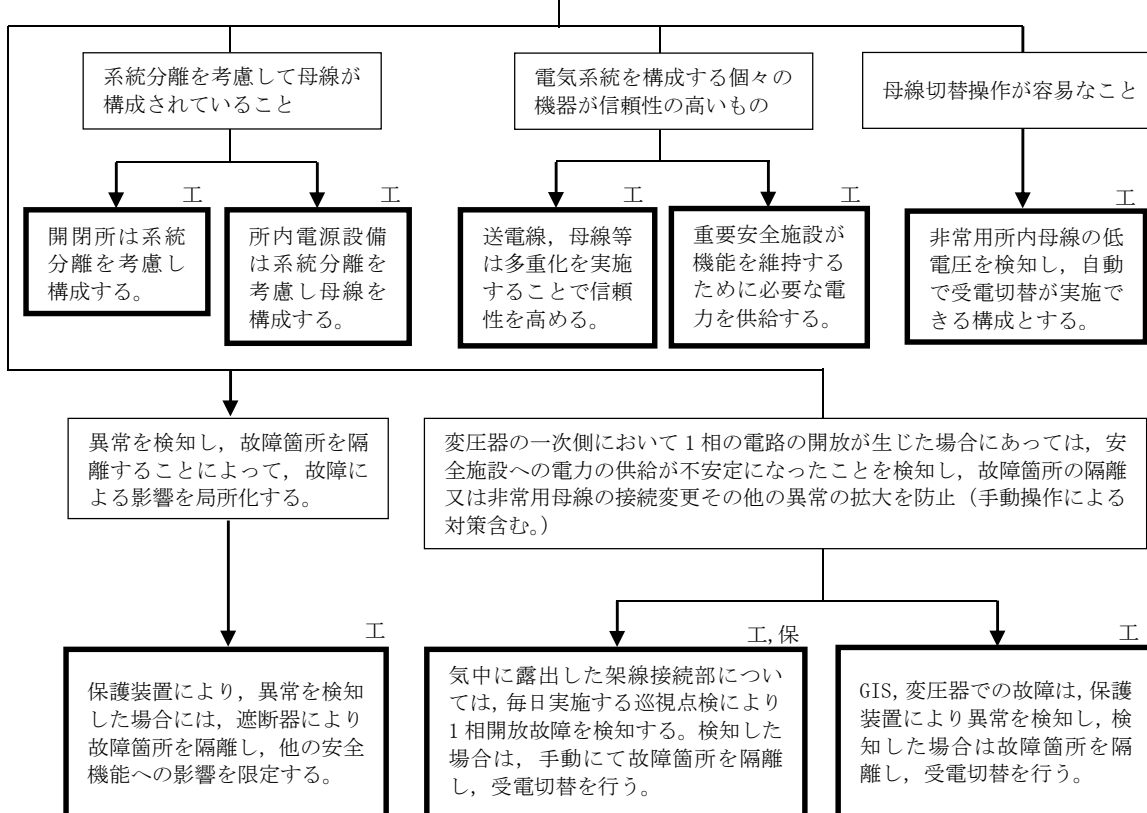
### 第 33 条 保安電源設備（追加要求事項）

3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

**【解釈】**

第3項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多重性を損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学安全施設を含む重要安全施設への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。

第3項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡、地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において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、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ことをいう。



**【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）

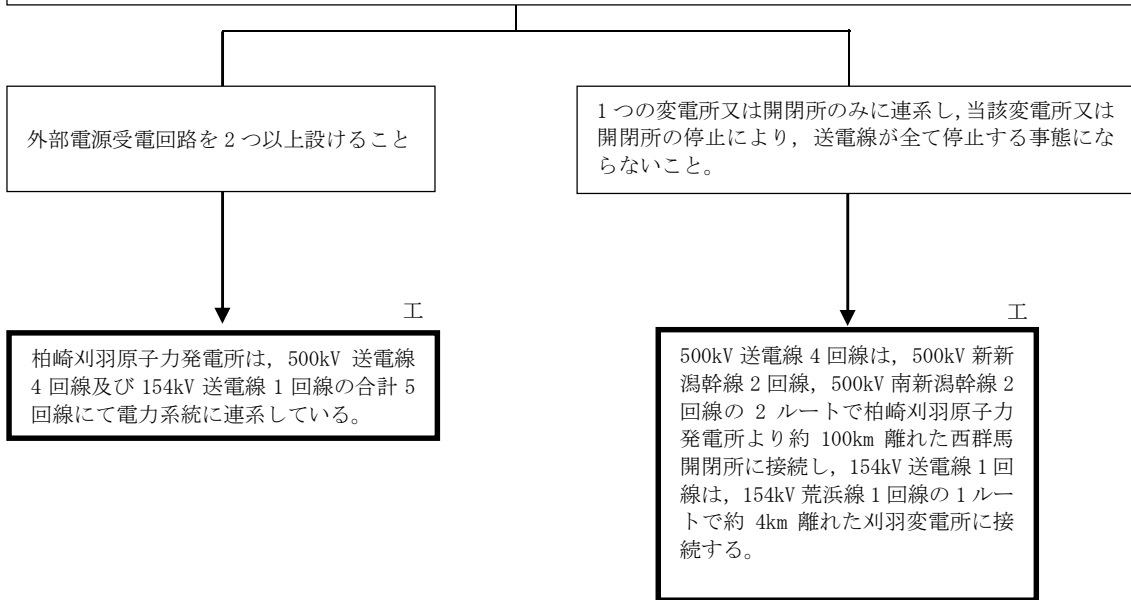
**【添付六，八への反映事項】**  
：添付六，八に反映  
：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであつて、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

【解釈】

第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電可能な回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。

第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。



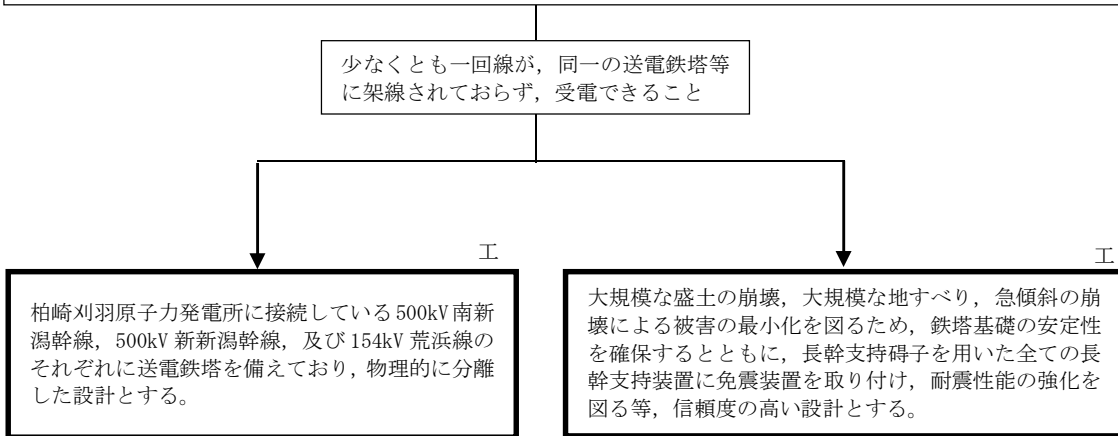
柏崎刈羽原子力発電所は、500kV 送電線 4 回線及び 154kV 送電線 1 回線の合計 5 回線にて電力系統に連系している。

500kV 送電線 4 回線は、500kV 新新潟幹線 2 回線、500kV 南新潟幹線 2 回線の 2 ルートで柏崎刈羽原子力発電所より約 100km 離れた西群馬開閉所に接続し、154kV 送電線 1 回線は、154kV 荒浜線 1 回線の 1 ルートで約 4km 離れた刈羽変電所に接続する。

5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

【解釈】

第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電線鉄塔等に架線されていないことをいう。



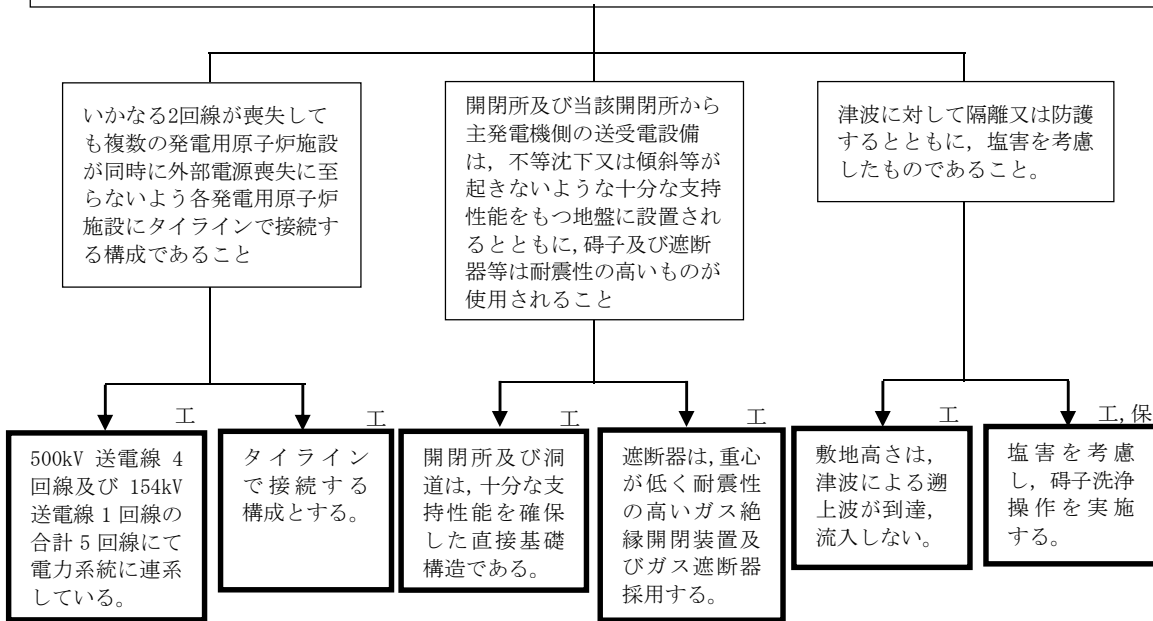
柏崎刈羽原子力発電所に接続している 500kV 南新潟幹線、500kV 新新潟幹線、及び 154kV 荒浜線のそれぞれに送電鉄塔を備えており、物理的に分離した設計とする。

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とともに、長幹支持碍子を用いた全ての長幹支持装置に免震装置を取り付け、耐震性能の強化を図る等、信頼度の高い設計とする。

6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの**発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。**

【解釈】

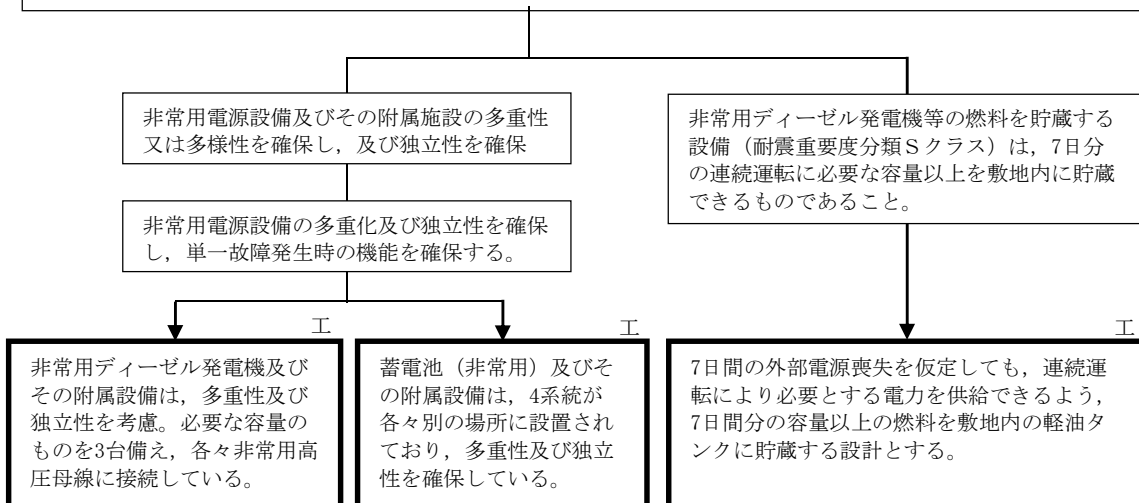
第6項に規定する「同時に停止しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、**いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。**なお、上記の「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、**開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下又は傾斜等が起きないように十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。**さらに、**津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。**



7 非常用電源設備及びその附属設備は、**多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し**、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために**十分な容量を有するものでなければならない。**

【解釈】

第7項に規定する「十分な容量」とは、**7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。**非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。



8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

【解釈】

第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。

非常用電源設備を共用する場合、過度に依存しないものでなければならない。

設計基準事故において、発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備は、原子炉毎に単独で設置し、他の原子炉施設と共用しない設計とする。

工

非常用所内電源設備を号炉ごとに設置

表 1 (1/5) 技術的能力に係る運用対策等 (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 33 条 保安電源 設備	開閉所設備, 所内電気設備の 系統分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	送電線, 母線等 の多重化	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	重要安全施設へ の電力供給	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	受電系統の 自動切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	保護装置による 異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表 1 (2/5) 技術的能力に係る運用対策等 (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 33 条 保安電源 設備	保護装置による 異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	電流不平衡の 監視又は開閉所 碍子の巡視点検	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・変圧器一次側において 1 相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替えを実施する。</li> <li>・1 相開放故障が検知されない状態において，安全系機器に悪影響が生じた場合にも，運転員がそれを認知し，適切な対応を行えるよう手順書等を整備する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	故障箇所の隔 離，受電切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表 1 (3/5) 技術的能力に係る運用対策等 (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 33 条 保安電源 設備	500kV 送電線 4 回線及び 154 kV 送電線 1 回線	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	送電線の物理的 分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	鉄塔基礎の安定 性, 碍子の耐震 性強化	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表 1 (4/5) 技術的能力に係る運用対策等 (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 33 条 保安電源 設備	500kV 送電線 4 回線及び 154 kV 送電線 1 回線, タイライン構成	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤 (十分な支持性能)	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	遮断器 (ガス絶 縁開閉装置, ガ ス遮断器)	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤 (津波の影響を 受けない敷地高 さ)	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	碍子洗浄	運用・手順	・電気設備の塩害を考慮し, 定期的に 碍子洗浄操作を実施する。 ・また, 碍子の汚損が激しい場合は, 臨 時に碍子洗浄操作を実施する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—



表 1 (5/5) 技術的能力に係る運用対策等 (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 33 条 保安電源 設備	ディーゼル発電 機の多重性及び 独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	蓄電池の多重性 及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	7 日間分の容量 以上の燃料貯 蔵, 燃料輸送	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	非常用電源設備 を号炉毎に設置	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—