

東海第二発電所

誤操作防止について

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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対策
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 東海第二発電所 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 1.1-1 表)

第 1.1-1 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（以下「設計基準事故等」という。）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（原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射能閉じ込め機能）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26年5月20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、設計基準事故等時に必要な操作(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
- ・ 原子炉保護系母線停止操作
- ・ 燃料プール冷却・給水機能復旧操作
- ・ 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作
- ・ 中央制御室外原子炉停止操作

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、設計基準事故等を想定する。

これらの起回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。

管理番号
DB10-1, 2
, 4, 11, 15
に対する
ご回答

第 2.2-1 表 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」ことを社内規程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」に関する審査資料を参照)
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	中央制御室内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」ことを社内規程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」に関する審査資料を参照)
地震	余震	中央制御室は、原子炉建屋附属棟（耐震 S クラス）に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計としている。 中央制御室の照明ルーバーに対し落下防止措置を講じている。 余震時には、運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し、指示計、記録計等による原子炉施設の監視を行うことができる。 今後、余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し制御盤に手すりを設置する。

第 2.2-1 表 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	中央制御室での操作性 (操作の容易性) を確保するための設計方針
地震	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>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^{※1}、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、蓄電池内蔵型照明を備え、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」に関する審査資料を参照)</p> <p>※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。</p> <p>地震：耐震 S クラスであり、基準地震動に対して、健全性を確保する。</p> <p>竜巻：設計基準の竜巻による複合荷重 (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。</p> <p>風：設計基準の風 (台風) 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。</p> <p>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。</p> <p>落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷設備や保安器等による防護で健全性を確保する。</p> <p>外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対しては離隔距離の確保によって健全性を確保する。また、ばい煙の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</p> <p>火山：想定する降下火砕物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、降下火砕物の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</p>
竜巻・風 (台風)		
積雪		
落雷		
外部火災 (森林火災)		
火山		
外部火災 (森林火災)		
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	(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), 外部からの衝撃による損傷の防止 (火山)」に関する審査資料を参照)
凍結	低温による中央制御室内環境への影響	中央制御室の換気系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 (凍結)」に関する審査資料を参照)

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

起因事象	同時にもたらされる中央制御室以外 ^{※1} の環境条件	中央制御室以外 ^{※1} 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」に関する審査資料を参照)
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」に関する審査資料を参照)
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」ことを社内規程類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 ^{※2} 、機能が喪失することはない設計とし、また、蓄電池内蔵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」に関する審査資料を参照)
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系は、外気取り入れ口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、換気系を停止し、外気取り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)、外部からの衝撃による損傷の防止(火山)」に関する審査資料を参照)
火山	降下火砕物による建屋内環境への影響	(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)、外部からの衝撃による損傷の防止(火山)」に関する審査資料を参照)
凍結	低温による建屋内環境への影響	建屋換気系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(凍結)」に関する審査資料を参照)

※1 中央制御室以外の現場操作の確認結果は、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、以下を考慮した設計とする。

(a) 温度

中央制御室の換気系により、運転操作に適した室温（21～26℃）に調整可能な設計としている。

(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運転員常駐箇所は通常 1,000 ルクスを確保可能な設計とする。

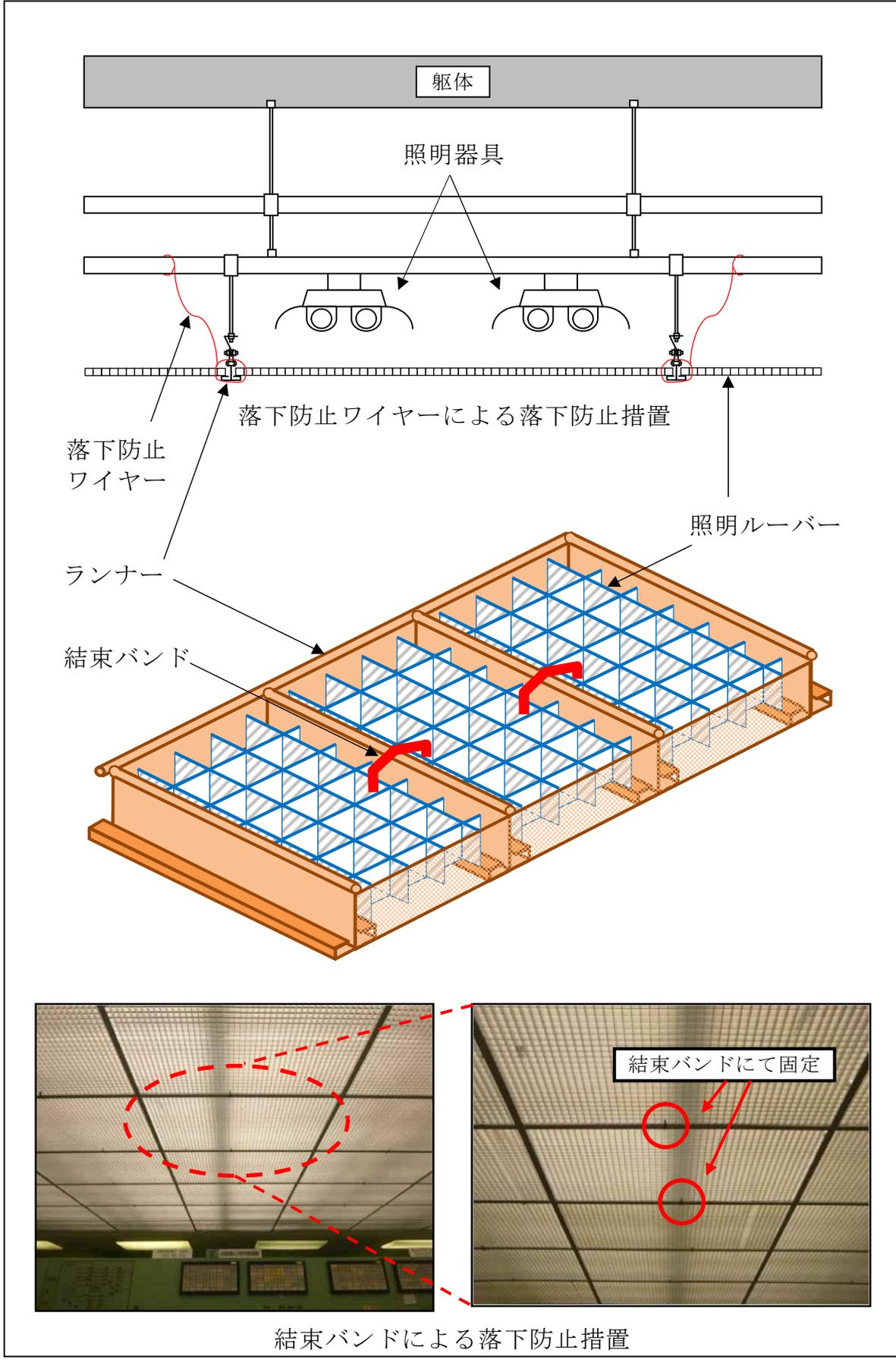
なお、不快なグレア（ディスプレイに照明が映り込むことによる見えづらさ）の軽減及び視認性を高めるため、天井に照明ルーバーを設置しており、照明ルーバーは地震等での落下を防止するため、落下防止ワイヤー及び結束バンドにより固定する。

(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(室内騒音条件として 85dB(A)未満^{※1}の設計)とする。

※1 騒音障害防止のためのガイドラインに基づく、管理区分Ⅰ（「作業環境の継続的維持に努める」としている管理区分）となる基準値

管理番号
DB10-7,12
,14 に対
するご回
答



第 2.3-1 図 中央制御室照明ルーバー落下防止措置

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

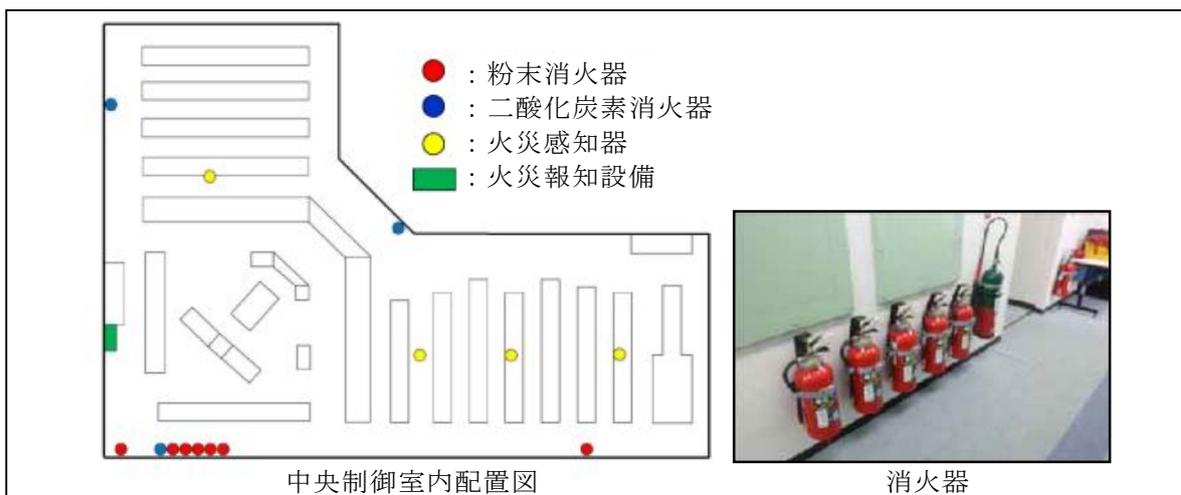
中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(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程に定め、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。

(b) 地震

中央制御室及び制御盤は、耐震Sクラスの原子炉建屋附属棟内に設置し、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、制御盤に手すり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。



第 2.3-2 図 中央制御室の火災防護措置

(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（森林火災）及び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からの給電により、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（制御盤デスク部：300ルクス以上）を確保する設計とする。

また、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明の他、中央制御室には可搬型照明を配備し、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とする。

運転員常駐箇所にも常用照明及び非常用照明が配置されている。

- 常用照明
- 非常用照明
- 直流非常灯
- ▲ 蓄電池内蔵型照明

〔設備仕様〕
中央制御室照明 照度
○ 常用照明：1,000ルクス（設計値）
○ 非常用照明 300ルクス以上（法令値）
○ 直流非常灯 1ルクス以上（法令値）

中央制御室照明配置図

通常点灯時
(常用照明及び非常用照明点灯)

非常用照明点灯時
(常用照明消灯)

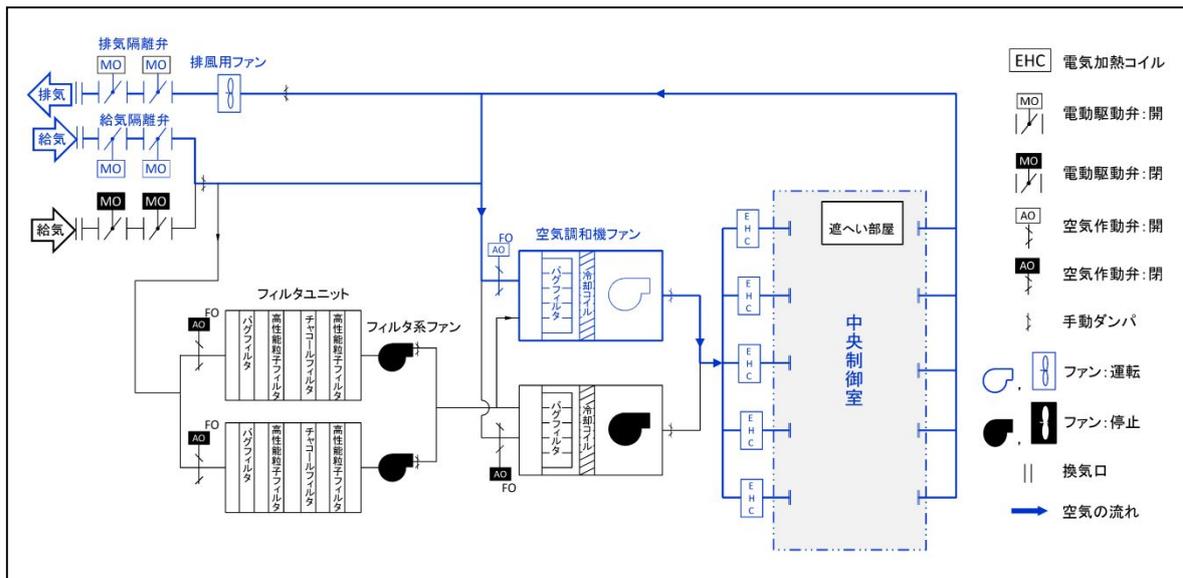
直流非常灯点灯時
(常用照明及び非常用照明消灯)

第 2.3-3 図 中央制御室の照明設備

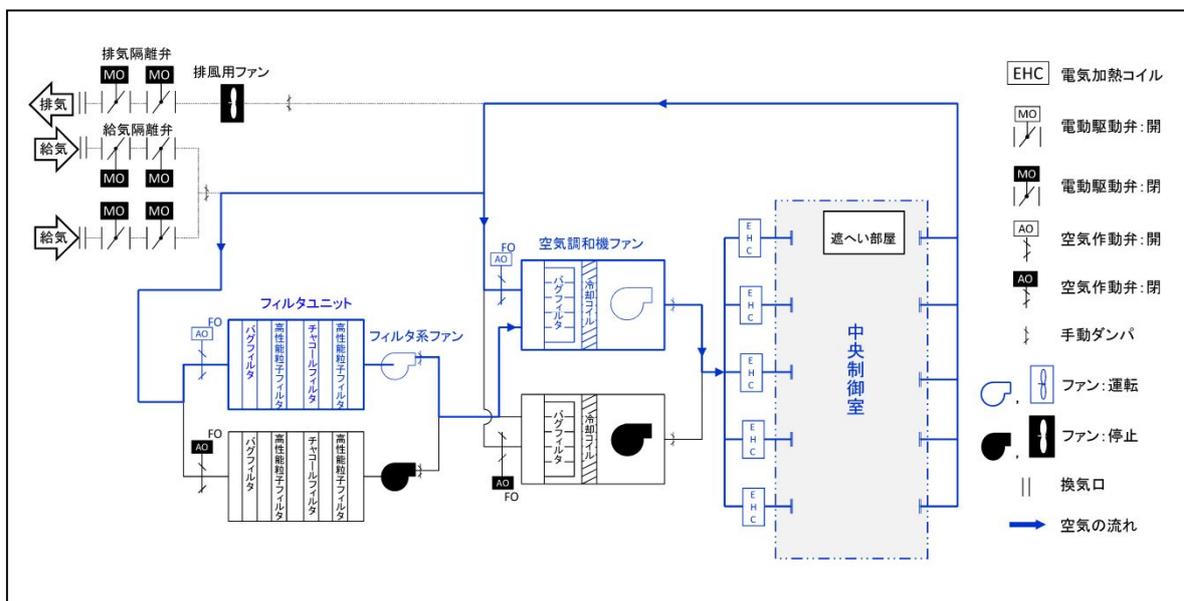
(d) ばい煙等の発生による中央制御室内環境への影響

ばい煙及び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、手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路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。

- 中央制御室換気系について、通常運転時は給気隔離弁、空気調和機ファン及び排気用ファンにより中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は、空気調和機ファンにより中央制御室に供給し、排気用ファンにより中央制御室外に直接排気する設計とする。



- ・ 事故時は、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作することで、外気から隔離し、室内空気を空気調和機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フィルタユニット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、給気隔離弁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 2.3-5 図 中央制御室換気系の概要図（閉回路循環運転時）

- ・ ばい煙及び有毒ガス並びに降下火砕物に対しては、手動で給気隔離弁、排気隔離弁を閉操作し、閉回路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。

中央制御室換気系仕様

空気調和機ファン	台数：2台	容量：約40,000m ³ /h/台
排気用ファン	台数：1台	容量：約3,400m ³ /h
フィルタ系ファン	台数：2台	容量：約5,100m ³ /h/台
フィルタユニット	台数：2台	
高性能粒子フィルタ		粒子除去効率：99.97%以上
チャコールフィルタ		よう素除去効率：97%以上

(e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室内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

中央制御室の換気系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) 原子炉保護系母線停止操作

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(b) 燃料プール冷却・給水機能復旧操作

溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により燃料プールの冷却及び給水機能を維持する必要がある、その際に現場での手動弁操作が必要となる。

第 2.3-1 表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作機器		設置区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR(A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)
E12-F170B	RHR(B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)

(c) 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

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に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(d) 中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置において、原子炉スクラム後の高温状態から低温状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、かつ、時間的余裕

がある場合は、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施する。
スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計とする。

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) 原子炉保護系母線停止操作における現場操作

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため、想定火災としては原子炉保護継電器盤を発火箇所とする。

それに対し、操作場所である は、発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作も可能である。

現場において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。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。

(b) 燃料プール冷却・給水機能復旧操作

溢水事象発生時に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）の観点から評価し、アクセス性に影響はなく、操作も可能である。

現場弁等を操作する際に使用する工具については、現場弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し、操作が容易に実施可能である。

(c) 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

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においても操作できるように、蓄電池内蔵型照明を設置することにより、アクセス性に影響はなく、操作も可能である。また、可搬型照明を配備していることから、必要により使用することが可能である。

全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該電源盤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、負荷切り離し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。

(d) 中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作も可能である。

現場にて操作を行う制御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。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、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。）の設計基準事故等の対応操作に必要な各種指示の確認及び原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系並びに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、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統毎にグループ化して主制御盤に集約し、操作方法来に統一性を持たせ、運転員の動線や運転員間のコミュニケーションを考慮した配置とすることにより、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、設計基準事故等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。

なお、運転開始以降に発生した、スリーマイルアイランド事故等から得られた運転員の誤操作防止に関する知見を反映しており、重要な指示計及び記録計の識別表示、警報の重要度に応じた色分け、ディスプレイの設置、操作器具の識別等を行っている。

(1) 視認性

a. 中央制御室制御盤の配置

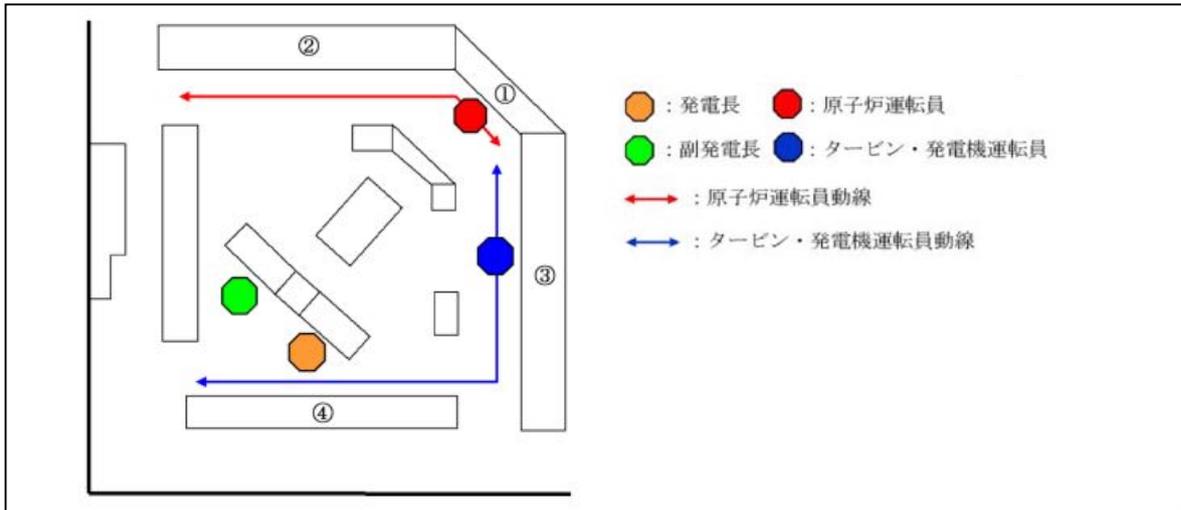
- (a) 中央制御室制御盤は、主制御盤及び補助制御盤から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、主制御盤に配置する。主制御盤は、左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記以外で中央制

御室に配置することで運転上のメリットが高いものについては、補助制御盤に配置する。



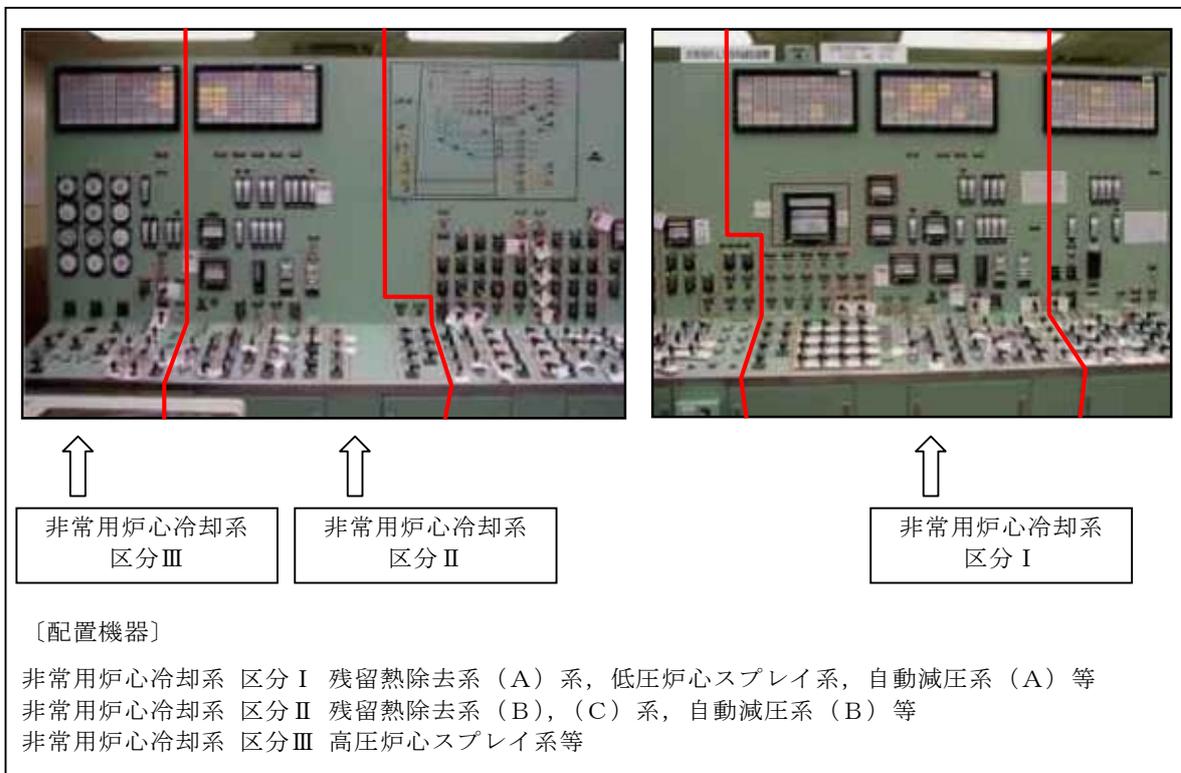
第 2.4.1-1 図 中央制御室の制御盤配置

(b) 主制御盤は、集中して運転操作及び監視が可能であり、運転員の動線やコミュニケーションを考慮した配置となっている。



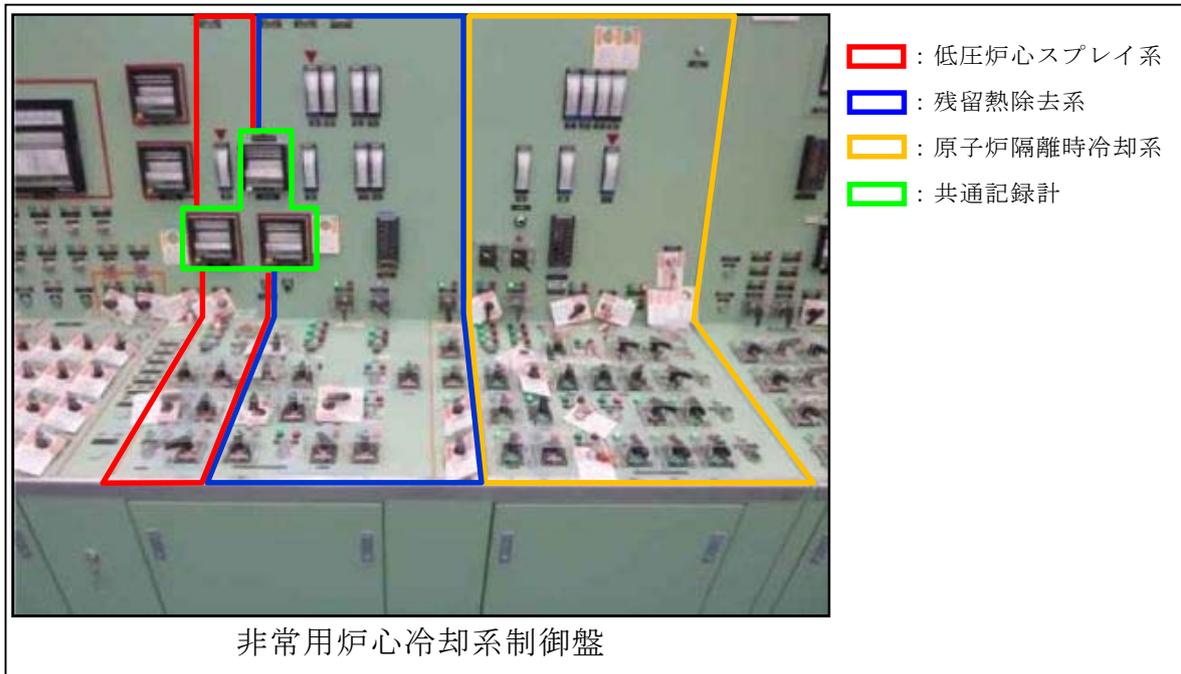
第 2.4.1-2 図 主制御盤の配置及び運転員の動線

(c) 非常用炉心冷却系制御盤については、制御盤自体で系統区分を行い配置している。



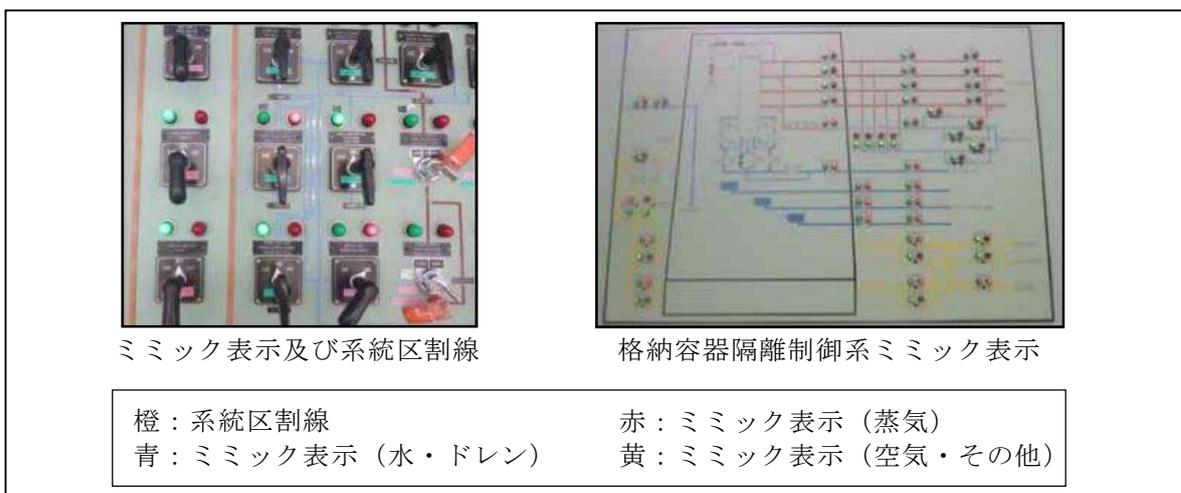
第 2.4.1-3 図 非常用炉心冷却系制御盤の盤面配列

(d) 運転員の誤判断及び誤操作防止を考慮し、盤面を系統毎に分割して配置している。



第 2.4.1-4 図 制御盤の系統分割 (例)

(e) 異なる系統間には、系統区割線を設置し系統間の識別を容易にしておき、非常用炉心冷却系統、原子炉隔離時冷却系統、格納容器隔離制御系統の制御盤については、誤操作防止のため、ミミック表示を行っている。



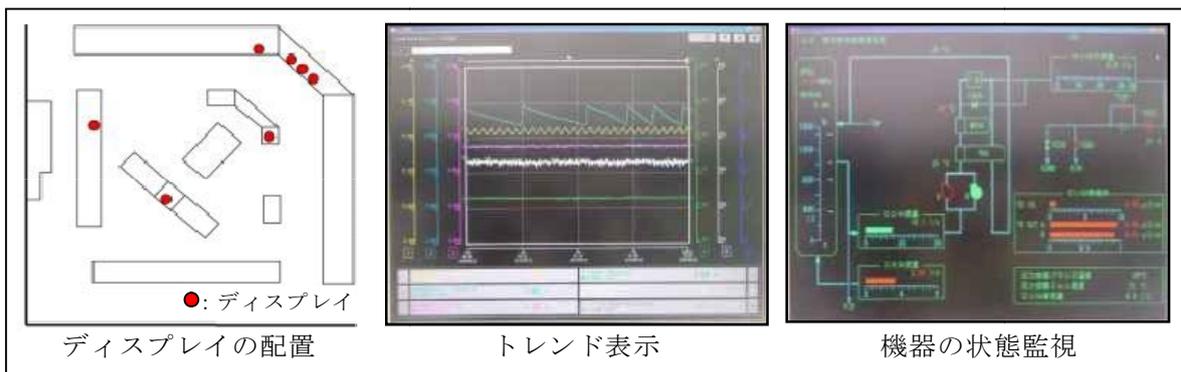
第 2.4.1-5 図 ミミック表示及び系統区割線 (例)

- (f) 設計基準事故等において運転員がプラントの状態をよりの確に判断できるように原子炉圧力，水位等重要な指示計及び記録計について識別表示（色，形状，位置）を行っている。



第 2.4.1-6 図 重要指示計等の識別表示 (例)

- (g) 原子炉施設の状態を監視するための運転支援装置としてディスプレイを設置している。ディスプレイは機器の状態監視，パラメータの指示及びトレンドを監視することに使用できる。



第 2.4.1-7 図 ディスプレイによる状態監視 (例)

- (h) 警報発報時に警報重要度の識別を可能とし、また、事故時のような短時間に多数の警報発報がある場合でも、それらの重要度を確実かつ容易に識別し判断できることで運転員の負荷が軽減されるよう、警報の色分けを行っている。

①重故障：赤 ②中故障：緑 ③軽故障：白



警報表示灯

重要度に応じた色分けによる分類

①重故障：赤

- ・工学的安全施設の作動を示す警報。
- ・原子炉，タービン発電機の緊急停止及び 275kV 電源喪失，所内用変圧器，起動用変圧器トリップを示す警報。
- ・放射能の発電所外異常放出を示す警報。

②中故障：緑

- ・重要補機のトリップを示す警報。
- ・工学的安全施設の異常を示す警報。
- ・非常用ディーゼル発電機起動を示す警報。
- ・6.9kV 母線喪失を示す警報。

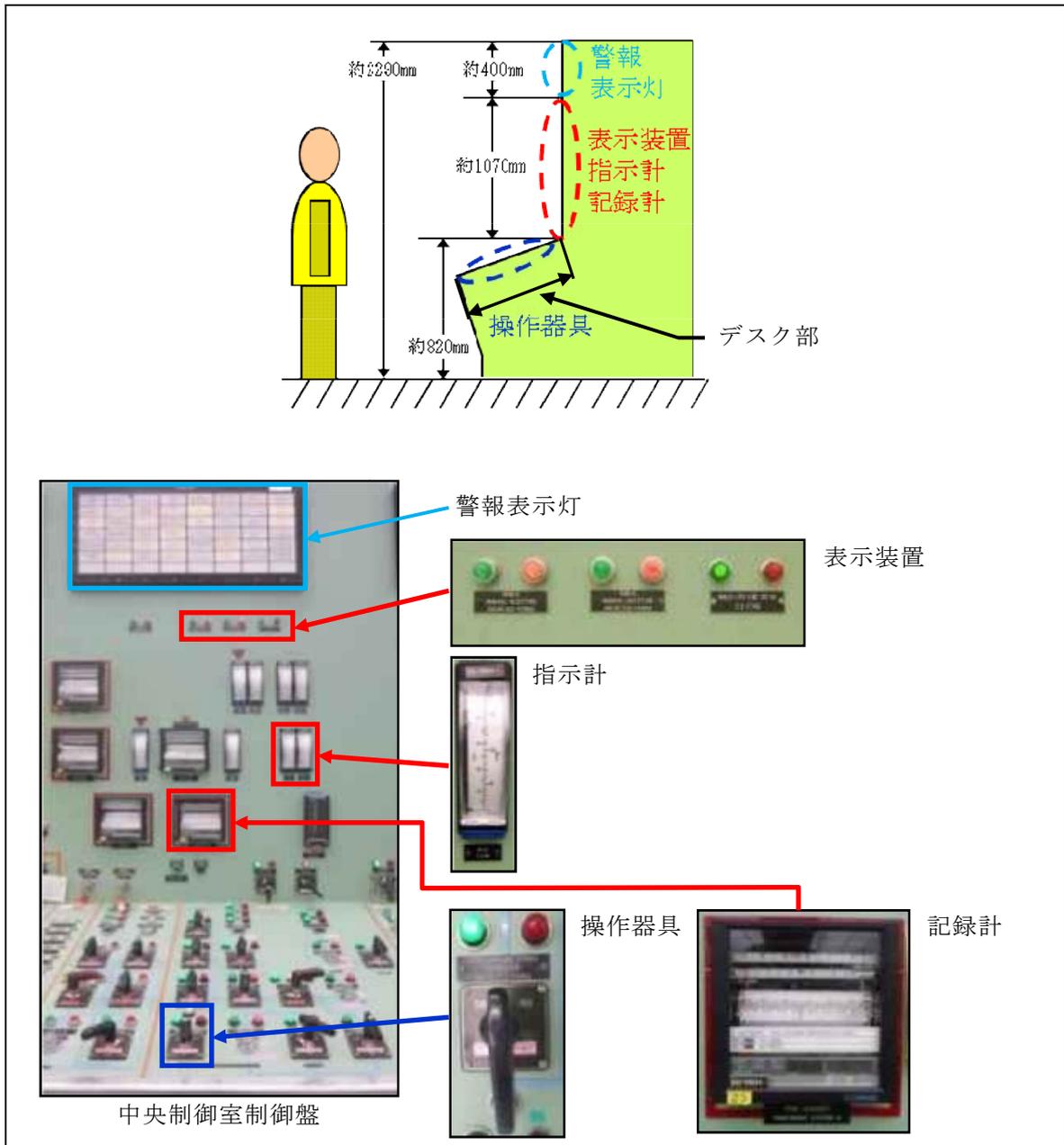
③軽故障：白

- ・機器の単体故障等“重故障”“中故障”以外のもの。

第 2.4.1-8 図 警報の重要度識別

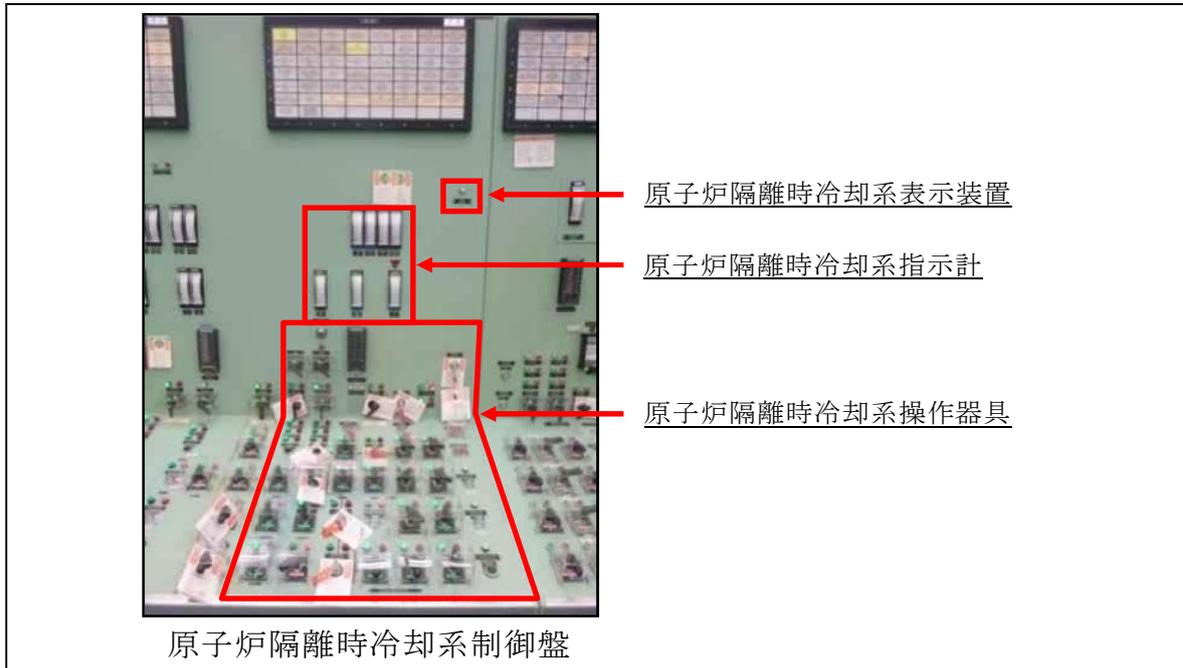
b. 盤面器具の配列

- (a) 運転員の操作に関連する指示計，記録計，表示装置は，操作を行う位置から監視が可能である。また，操作頻度の高い操作器具については操作性を考慮し，盤面デスク部に配置している。



第 2.4.1-9 図 制御盤の盤面配置

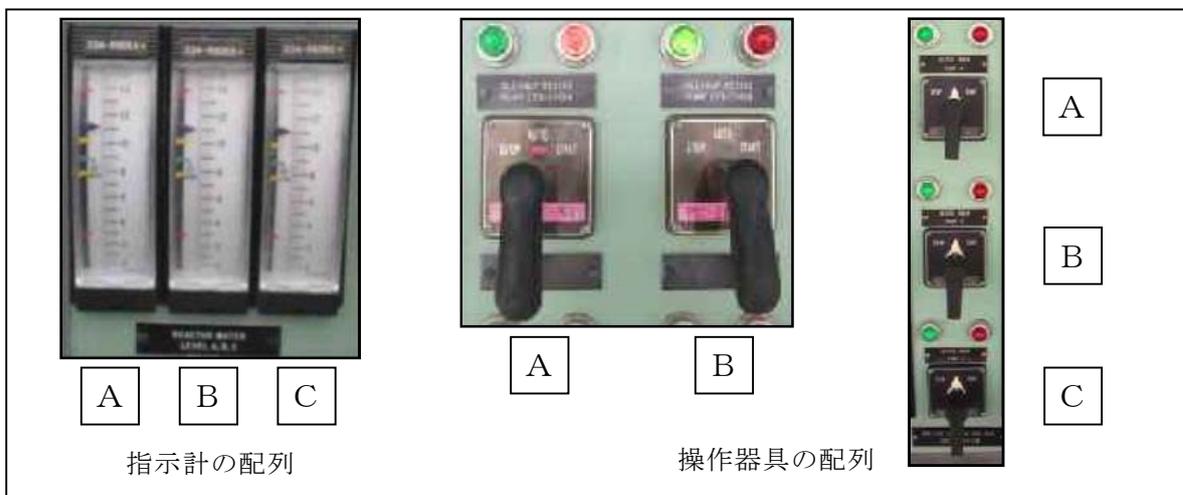
- (b) 関連の深い指示計，記録計，表示装置及び操作器具は近接配置とされている。



第 2.4.1-10 図 指示計等の近接配置 (例)

- (c) 中央制御室制御盤に設置されている同種の指示計及び操作器具は向かって左又は上から A，B，C の順に配列している。

なお，一部の現場制御盤で機器配置と操作器具の配列が異なることによる誤認識を防止するため，機器配置に合わせて配列している。



第 2.4.1-11 図 同種指示計等の配列 (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、操作器具の大きさや形状等は統一し、操作方法等も一貫性を持たせた設計とする。また、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. 操作器具

- ・操作器具は、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具に触れることがないように配置）、保護カバーの設置、鍵操作型スイッチの設置、ボタン型スイッチを設置する。



第 2.4.1-12 図 操作器具 (例)

- ・操作器具の操作方法は、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：操作器具は右が「入（開）」，左が「切（閉）」)
- ・操作器具は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器の色、形状、操作方法は一貫性を持ち、用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また、安全上の重要な操作器具は他の操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。



ピストル型（黒・赤） キー付ピストル型 ステッキ型 オーバル型 キクヒラ型

操作器具の識別例

a. 操作器具の形状：ピストル型（ポンプ，遮断器等），キー付ピストル型（原子炉モードスイッチ等），ステッキ型（弁等），オーバル型（周波数及び電圧等調節用），キクヒラ型（選択スイッチ等）

b. 操作器具の色 ：赤（重要機器），黒（その他の機器）



操作器具の操作方法

← 時計回り方向
：動作（起動，開弁）

← 反時計回り方向
：リセット（停止，閉弁）

← 反時計回り方向＋引き抜き方向
：ロック（固定式保護機構）

第 2.4.1-13 図 操作器具の識別（例）

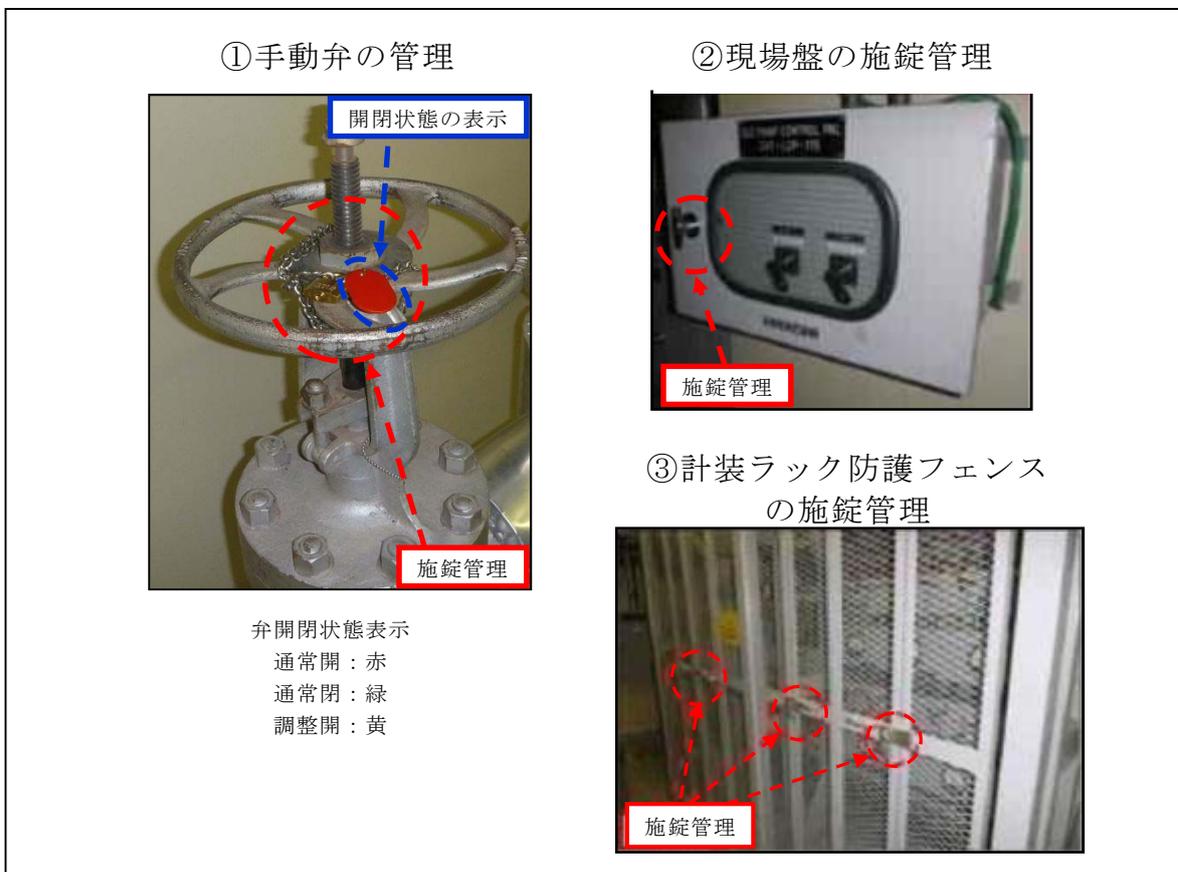
2.4.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

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・外部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している。

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

原子炉施設の安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の開閉状態表示及び施錠管理を行う。また、重要な計装ラックには、防護フェンスを設置し、施錠管理を行う。



第 2.4.2-1 図 施錠管理 (例)

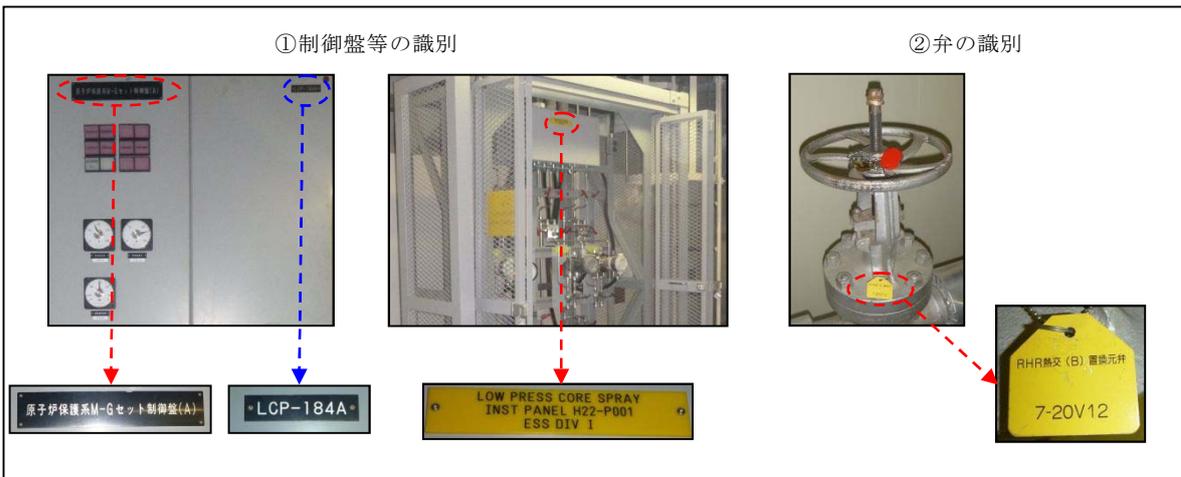
(2) 識別管理

系統名称の表示，配管の色分けによる識別管理を行うことにより，現場での誤操作を防止している。また，内包する流体等の流れ方向を示す矢印を表示している。



第 2.4.2-2 図 配管の識別管理（例）

制御盤等及び弁については，機器名称及び機器番号が記載された銘板を取付けることにより識別を行っている。現場操作時は，これら銘板と使用する手順書，操作禁止札に記載されている機器名称及び機器番号を照合し，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。



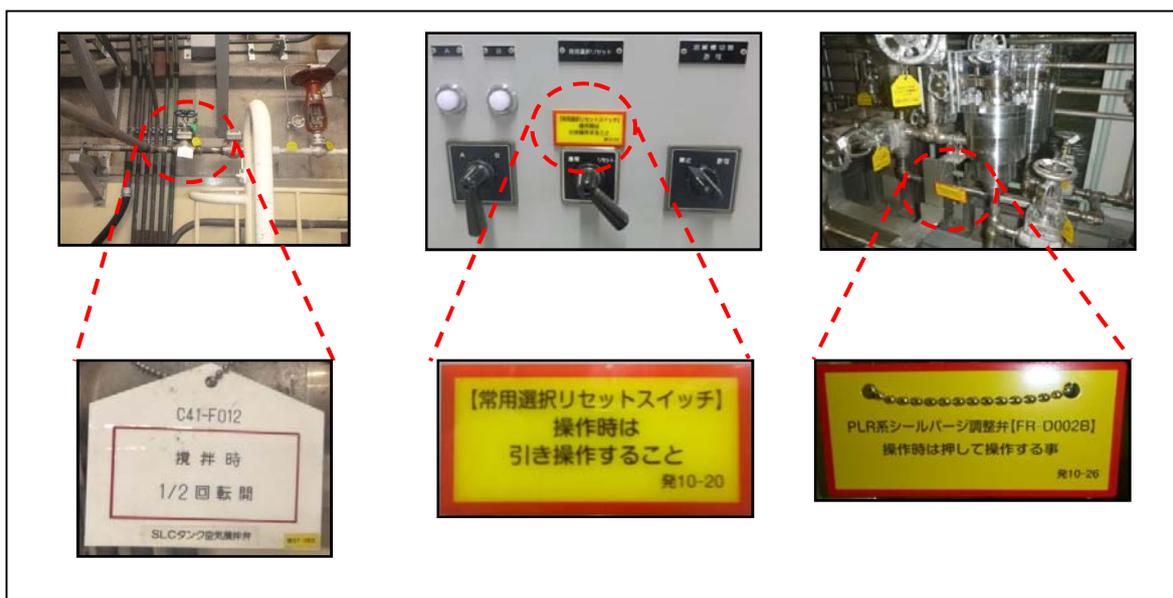
第 2.4.2-3 図 制御盤等及び弁の識別管理（例）

(3) 注意喚起表示

開度調整時の補助（目安）として、運転手順書に記載されている開度を注意喚起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。

また、通常とは異なる操作が必要な機器等に対しては、注意喚起表示を現場に掲示し、機器破損（誤操作）を防止する。



第 2.4.2-4 図 注意喚起表示による識別（例）

(4) 工具等・可搬型照明の配備

現場弁の操作については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を運転員が常駐している中央制御室内（管理区域外）、及び現場操作の起点としている廃棄物処理操作室近傍（管理区域内）に運転操作に必要な数を配備する。操作の対象が高所にある場合には、近傍に配備した移動式架台を使用することにより、容易に操作が可能である。なお、移動式架台については、安全設上重要な設備への接触による悪影響を防止するため、固縛を行う。

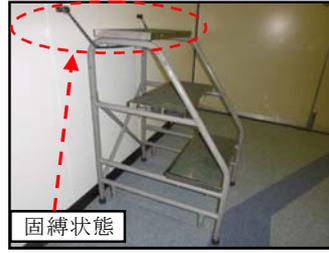
外部電源の喪失に対して、必要な箇所には非常用ディーゼル発電機から給電される照明を設置しているため、機能を喪失することはない。また、全交流動力電源喪失に対しては、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を必要な箇所に設置することで、現場操作及び現場へのアクセスに影響がない設計とする。また、中央制御室には可搬型照明を配備しており、必要に応じてこれらを使用できるようにしている。



第 2.4.2-5 図 弁操作作用工具の保管場所



弁操作用工具



固縛状態

移動式架台

第 2.4.2-6 図 弁操作用工具及び移動式架台（例）



LEDライト



ヘッドライト



ランタン

第 2.4.2-7 図 可搬型照明（例）

2.4.3 その他の誤操作防止対策

(1) 操作禁止札による識別

機器の点検等の作業を実施する場合、安全処置事項を明記した「操作禁止札」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。

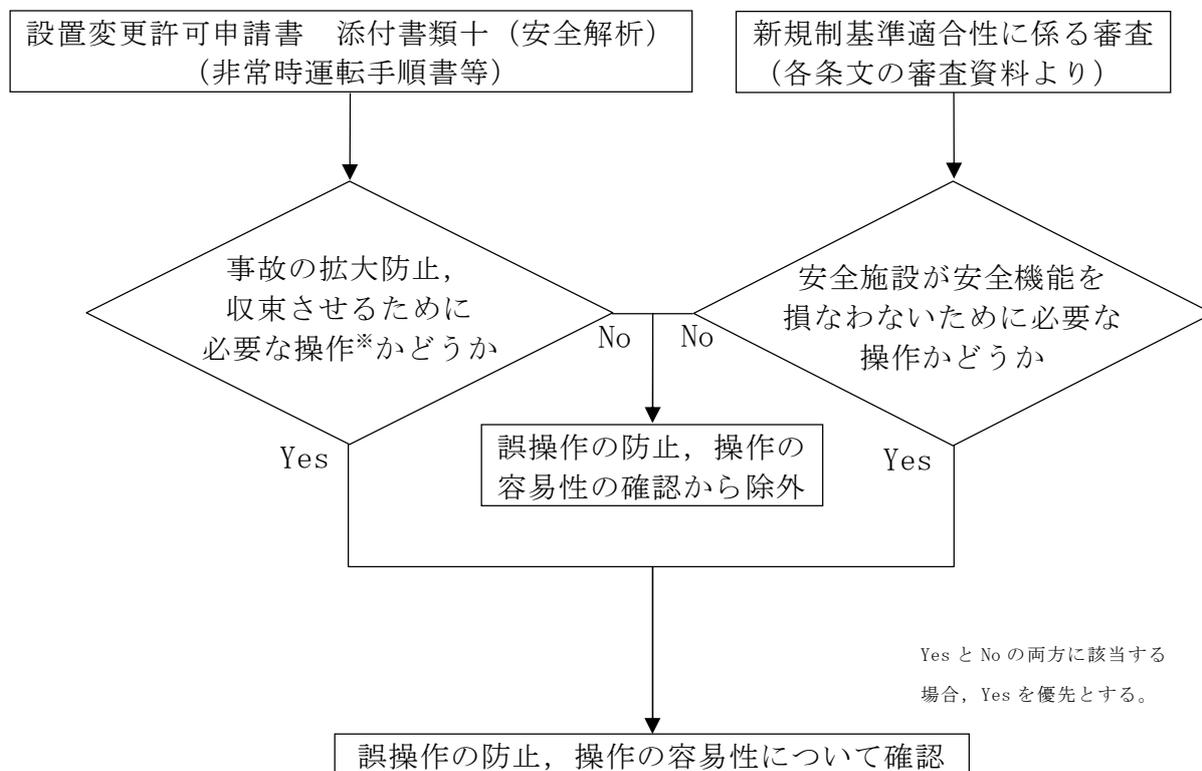


第 2.4.3-1 図 操作禁止札による識別 (例)

現場操作の確認結果について

設計基準事故等時に必要な操作（事故発生から冷温停止まで）について、設置変更許可申請書 添付書類十（安全解析）及び非常時運転手順書等より抽出した（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 図とおり。



※「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には、「緊急性を要しない操作・確認、財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

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。

管理番号
DB10-1, 2
, 4, 11, 15
に対する
ご回答

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1 / 1 2)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の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。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
S6G1, G2 リセット	中央制御室				
固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉降圧	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (2 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 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。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器内バージ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		ブロコン オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作 (PLR FCV)	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作 (CR)	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP 1 台停止 TD2→TD1	中央制御室		
		O2 注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉出力降下操作 (PLR FCV MINI POS)	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉出力降下操作 (CR)	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
所内電源切替 所変→起変	中央制御室				
クロスアラウンドドレン弁 開	中央制御室				
給水流量減少確認	中央制御室				
発電機出力降下 (負荷制限)	中央制御室				
解列前基幹給連絡	中央制御室				
発電機解列準備	中央制御室				
発電機解列	中央制御室				
発電機解列所内周知, 基幹給連絡	中央制御室				
タービン側ドレン弁開	中央制御室				
発電機界磁遮断器開放	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (3 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	AVR 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		発電機コアモニター停止	中央制御室		
		IPB ファン停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する 操作のため, 対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替 確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験 準備	中央制御室		
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室		
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室		
		CUW RPV 底部ドレン弁 開	中央制御室		
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室		
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/ 現場	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントーニング確認	中央制御室		
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室	財産保護の観点で実施する 操作のため, 対象外	
		タービン側過冷却防止操作	現場		
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室		
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室		
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室		
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」 位置切替	中央制御室		
		原子炉停止後点検	中央制御室		
M. SJAE→OGSJAE 切替確認	中央制御室				
SDC モード運転	中央制御室				
HPCP 全停	中央制御室				
コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (4 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室		
		MSIV 全弁閉操作	中央制御室		
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室		
		復水器真空破壊	中央制御室		
		原子炉冷却	中央制御室		
		復水器内負圧保持	中央制御室		
		タービン側機器停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、再循環ポンプ駆動電動機遮断器開等により、再循環ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	非常時運転手順書 I 再循環ポンプトリップ事故	PLR 1 台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SRI 作動確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」, FCV「MIN POS」	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉 →5 分後全開	中央制御室		
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認, FCV 40%以下	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室		
				02 注入系注入量調整	現場
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する。	対応手順なし (再循環ポンプは自動起動する設備ではなく、起動条件として温度制限も設けているため、余熱なしで起動することはない。)				

管理番号
DB10-1, 2
, 4, 11, 15
に対する
ご回答

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (5 / 1 2)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 I 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C, 2D, HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD ターニング確認	中央制御室		
		タービン機器 CS 「PtoL」 「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RPS MG セット起動, 受電	中央制御室/ 現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		外部電源状況確認	中央制御室		
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室				
CUW 再起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
タービントーニング確認	中央制御室				
RCIC 停止	中央制御室				
東海原子力線 1, 2 号復旧確認	中央制御室				
275kV 母線復旧	中央制御室				
所内電源復旧	中央制御室				

管理番号
DB10-1, 2
, 4, 11, 15
に対する
ご回答

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (6 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6) 給水加熱喪失 【事象の想定】 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、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故	「(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(7) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故	「(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(8) 負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 I 275kV 電源喪失事故	「(5) 外部電源喪失」と同様			
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、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。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及び RHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		M. SJAЕ 停止	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
格納容器隔離動作確認	中央制御室				
MSIV CS「CLOSE」	中央制御室				
給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (7 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、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。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故 (続き)	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAЕ 起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器隔離, AC 系リセット, 復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却, S/P 水位調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力, 炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービントーニング確認	中央制御室		
RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフ ラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
PLR 停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
RHR SDC モード運転	中央制御室				
RCIC 停止, SRV 開閉停止	中央制御室				
(10) 給水制御系の故障 【事象の想定】 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、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン 確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (8 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10) 給水制御系の故障 (続き) 【事象の想定】 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、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I タービン発電機トリップ事故 (続き)	SRV 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		OG 流量調整	中央制御室		
(11) 原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12) 給水流量の全喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起り原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 I 給復水系故障による原子炉スクラム事故	復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		L-2 到達, MSIV 閉, RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (9 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12) 給水流量の全喪失 (続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 I 給復水系故障による 原子炉スクラム事故 (続き)	L-8 到達, RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 及び RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
(13) 原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により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損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 I 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変一起変)	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認 (RCIC 自動起動)	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP, TGO, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/P スプレー切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W, S/P H2 濃度及びγ線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
FCS 手動起動	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (10 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価			
				評価内容	評価結果		
(14) 原子炉冷却材 流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、2台の再循環 ポンプが何らかの 原因でトリップす ることにより炉心 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 冷却能力が低下す る。	非常時運転手順書 I 再循環ポンプトリッ プ事故	PLR2 台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
		SRI 作動確認	中央制御室				
		発電機出力確認, 給復水系確認	中央制御室				
		原子炉状態確認	中央制御室				
		原子炉安定確認	中央制御室				
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室				
		復水器真空調整	中央制御室				
		02 注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する 操作のため, 対象外	対応不要		
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要		
(15) 原子炉冷却材 ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、1台の再循環 ポンプの回転軸が 何らかの原因で固 着することにより、 炉心流量が急減し て、炉心の冷却能力 が低下する。	非常時運転手順書 I 再循環ポンプトリッ プ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様					
(16) 制御棒落下 【事象の想定】 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 入と出力分布変化 が生じる。	非常時運転手順書 I 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室				
		放射線モニター確認	中央制御室				
		原子炉側操作	中央制御室				
		タービン側操作	中央制御室				
				所内ボイラー2 缶運転確認	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要
				MS RAD HI による MSIV 隔離確認後、 CS「閉」位置	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
				MDRFP, HPCP 一台運転	中央制御室		
				コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要
				RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
				制御棒落下確認	中央制御室		
				プラント状態確認	中央制御室		
				原子炉出力降下操作	中央制御室		
				落下制御棒状態確認	中央制御室		
		制御棒単体スクラム	中央制御室/ 現場	代替措置 (原子炉手動スク ラム等) により実施可能な ため, 対象外	対応不要		
		落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
		落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要		

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1 1 / 1 2)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 【事象の想定】 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（以下「オフガス系」という。）の一部が破損した場合には、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 I 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE 室 ADM 指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG 系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		シャッター、扉閉操作	現場	建屋境界扉は常時開放しておらず、作業等で扉を開放している場合で事故が発生した場合は、作業員等により速やかに閉止が可能のため、対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により、実施可能なため、対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スクラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG 系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場		
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
原子炉未臨界確認	中央制御室				
原子炉水位回復確認	中央制御室				
所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (12 / 12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (続き)	非常時運転手順書 I 気体廃棄物処理施設の破損事故 (続き)	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV, MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18) 主蒸気管破断 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19) 燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 I 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		6F 作業員退避誘導	現場	代替措置 (ペーキング等による退避連絡) により、実施可能なため、対象外	対応不要
		FRVS/SGTS 1 系統起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター指示上昇報告	中央制御室		
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備 (ITV, 警報等) により確認可能なため、対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW, FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
放射線モニター監視	中央制御室				
(20) 可燃性ガスの発生 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により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損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 I 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

第 2 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」	原子炉保護系母線 停止操作	火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場 [] での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。
2	第九条 「溢水による損傷 の防止等」	燃料プール冷却・給 水機能復旧操作	溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により燃料プールの冷却及び給水機能を維持する必要がある、その際に現場（原子炉建屋原子炉棟 3 階，4 階）での手動弁操作が必要となる。
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 失時の負荷切り離 し操作	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に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。
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 炉停止操作	火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置 [] において、原子炉スクラム後の高温状態から低温状態に移行させる操作が必要となる。

1. 原子炉保護系母線停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所(第2図参照)



b. 想定される環境条件

炎, 熱, 煙 (起因事象: 内部火災)

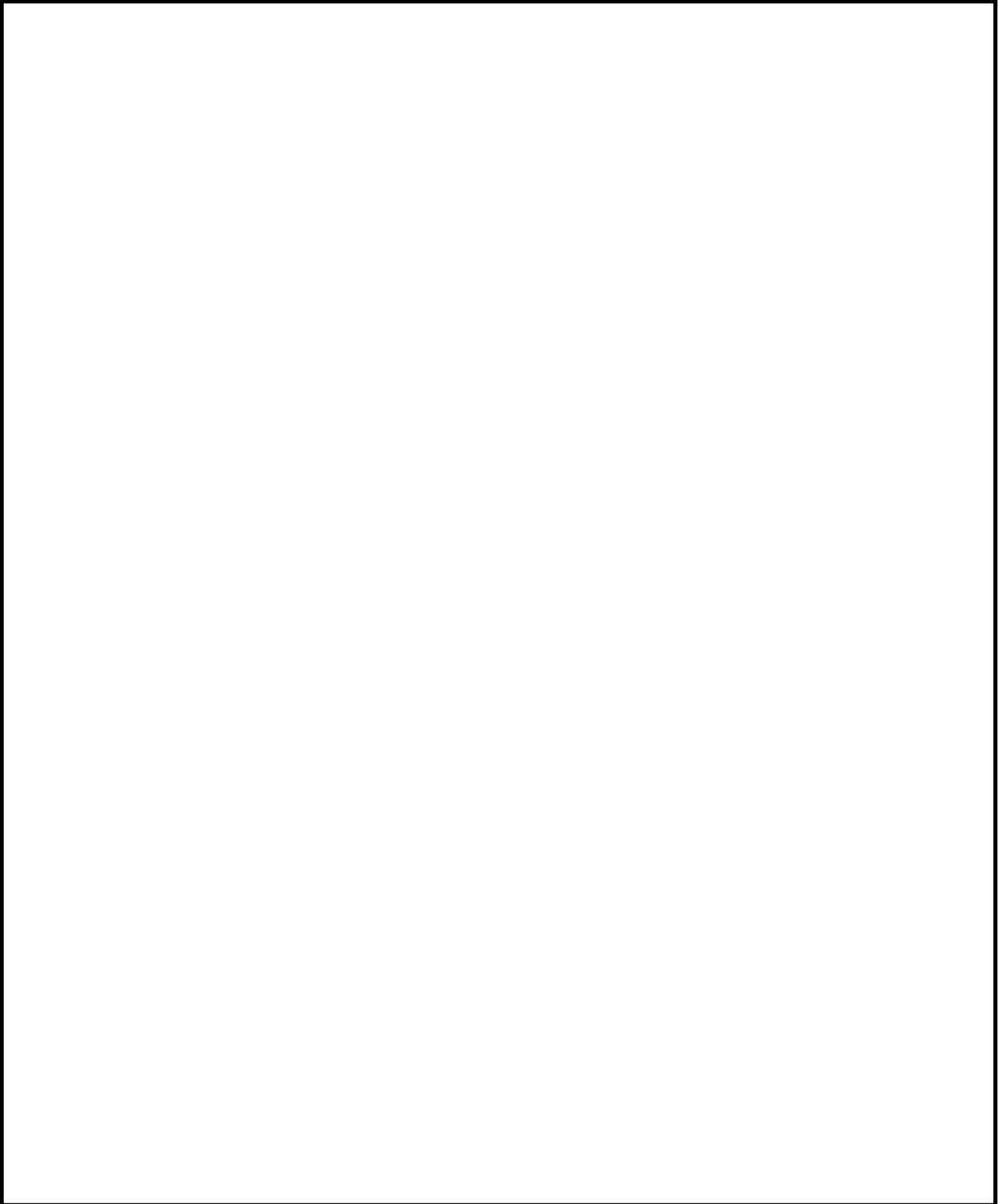
c. 操作場所の評価 (アクセス性含む)

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため, 想定火災としては原子炉保護継電器盤を発火箇所とする。

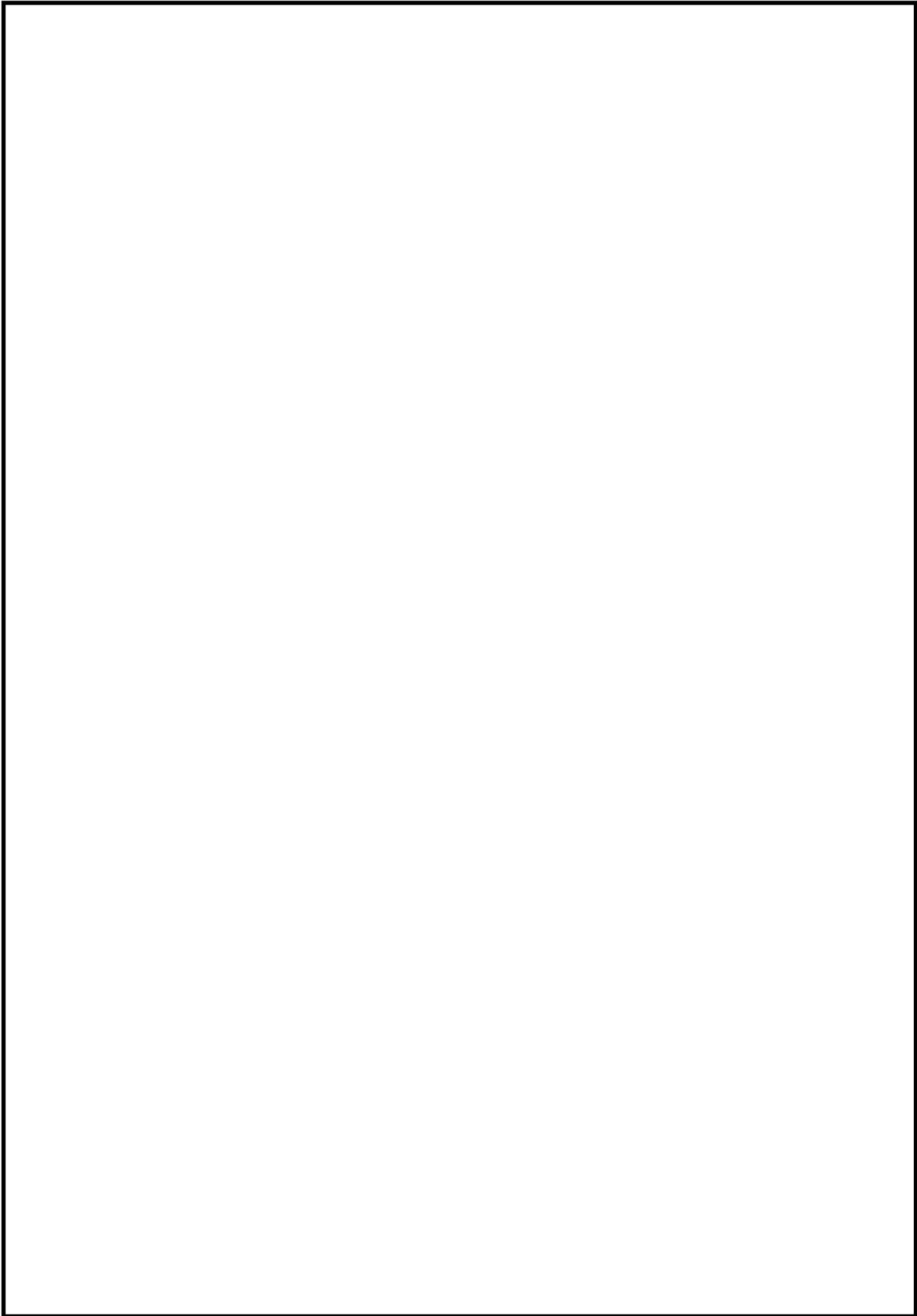
それに対し, 操作場所である  は, 発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており, 想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく, 操作も可能である。

d. 操作内容の評価

現場において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。また, 本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより, 操作が実施されたことの確認も容易である。



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (1 / 6)



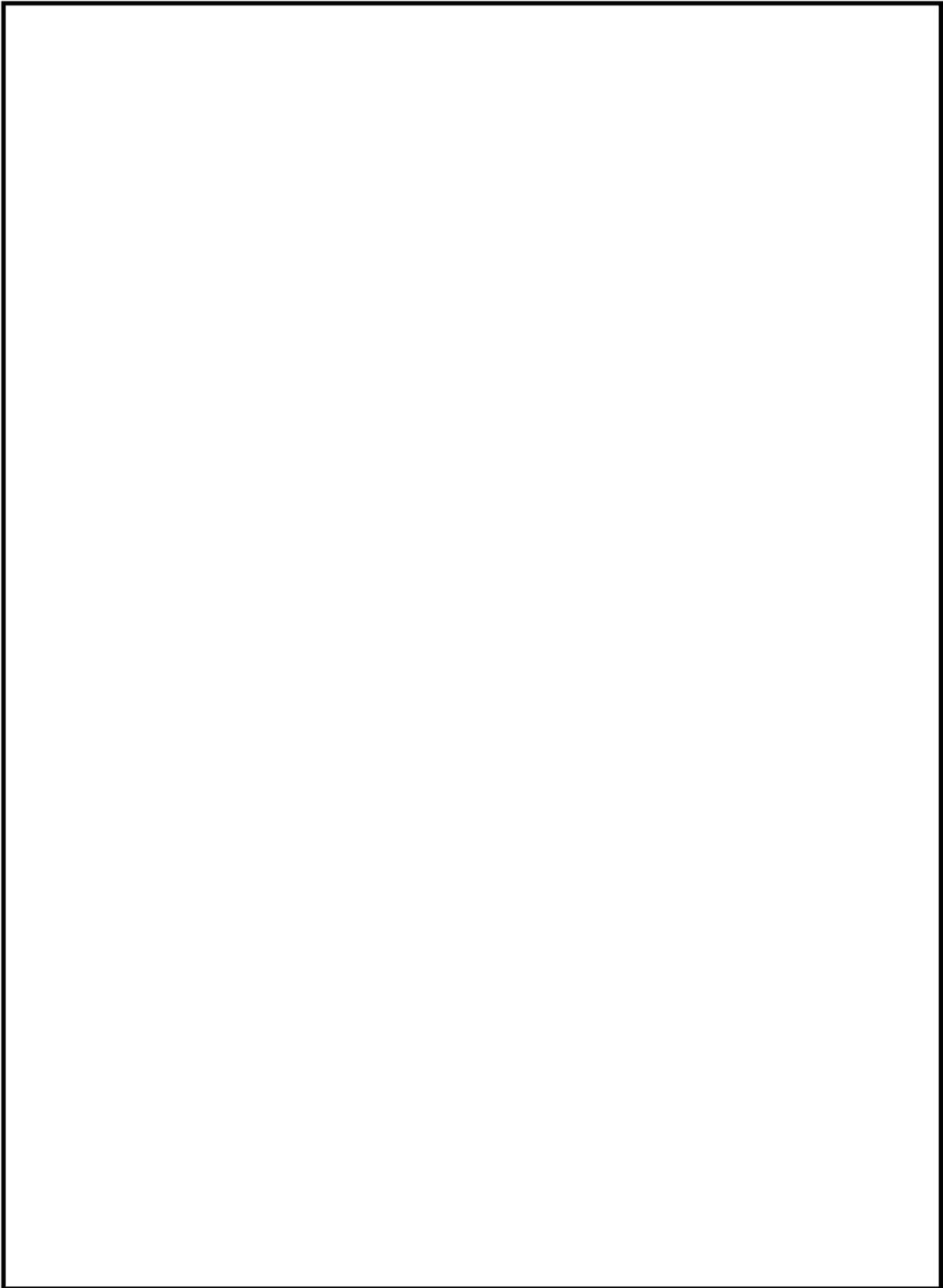
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (2 / 6)



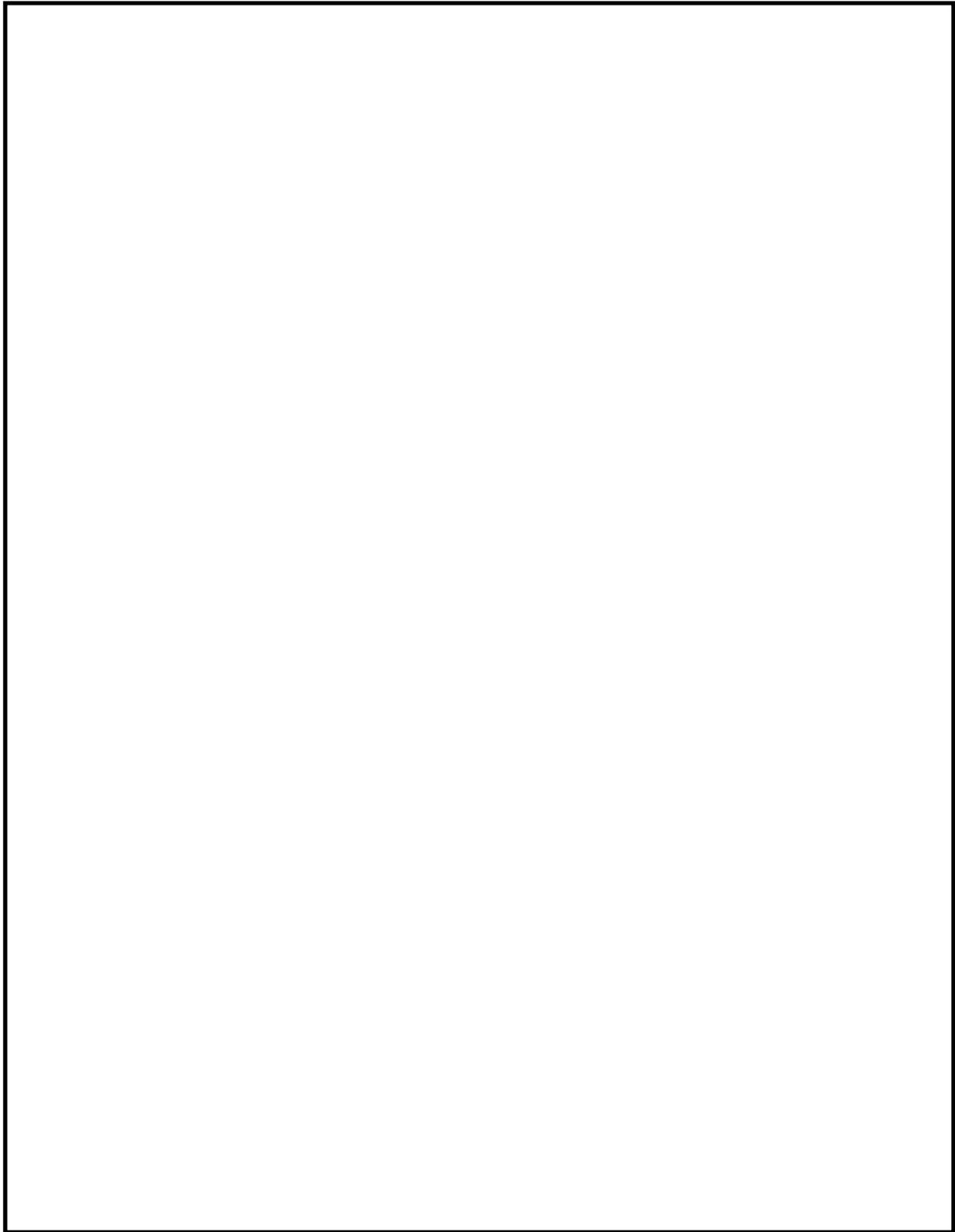
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (3 / 6)



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (4 / 6)



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (5 / 6)

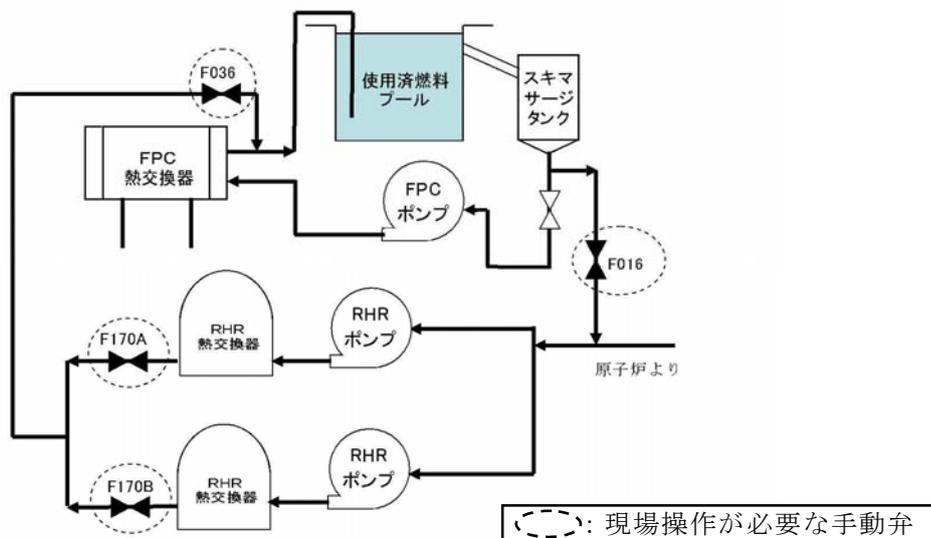


第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (6 / 6)

2. 燃料プール冷却・給水機能復旧操作

(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の機能が喪失した際に、残留熱除去系により燃料プールの冷却及び給水機能を維持する必要がある、その際に現場での手動弁操作が必要となる。



第3図 現場操作が必要な機器

第3表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作機器		設置区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR (A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)
E12-F170B	RHR (B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第4図参照）

原子炉建屋原子炉棟3階 MSIV-LCS マニホールド室

原子炉建屋原子炉棟4階 エレベータ正面

原子炉建屋原子炉棟4階 FPCポンプ室

b. 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）

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

溢水事象発生時に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）の観点から評価し，アクセス性に影響はなく，操作も可能である。

想定される環境条件の評価結果については以下に示す。

- ・水位については，ハッチ等の開口部より下階へと排出され，滞留水位は堰高さ程度に抑えられることから，アクセス性への影響はない。
- ・温度については，溢水源のうち高温の流体を内包する系統は原子炉冷却材浄化系であるが，漏えい発生時は自動で漏えいを検知し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量は限定される。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。そのため，アクセス性及び操作性への影響はない。
- ・線量については，放射性物質を内包する溢水が発生してもハッチ等の開口部より下階へと排水されるが，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ことから，アク

セス性及び操作性への影響はない。

- ・化学薬品については、希釈された状態で存在するため、漏えいした場合でもアクセス性への影響はない。また、防護服等を配備することで更なる安全性向上を図ることとしている。
- ・照明については、中央制御室から操作場所までのアクセスルート上に常用電源、非常用電源から電源供給される作業用照明が設置されている。また、作業用照明が機能喪失した場合であっても、中央制御室等に可搬型照明を配備していることからアクセス性への影響はない。
- ・感電については、電気設備が溢水の影響を受けた場合、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ことから、アクセス性への影響はない。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いる。
- ・漂流物については、屋内に設置されているラック等は、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らないことから、アクセス性への影響はない。

第4表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作箇所
までのアクセス性

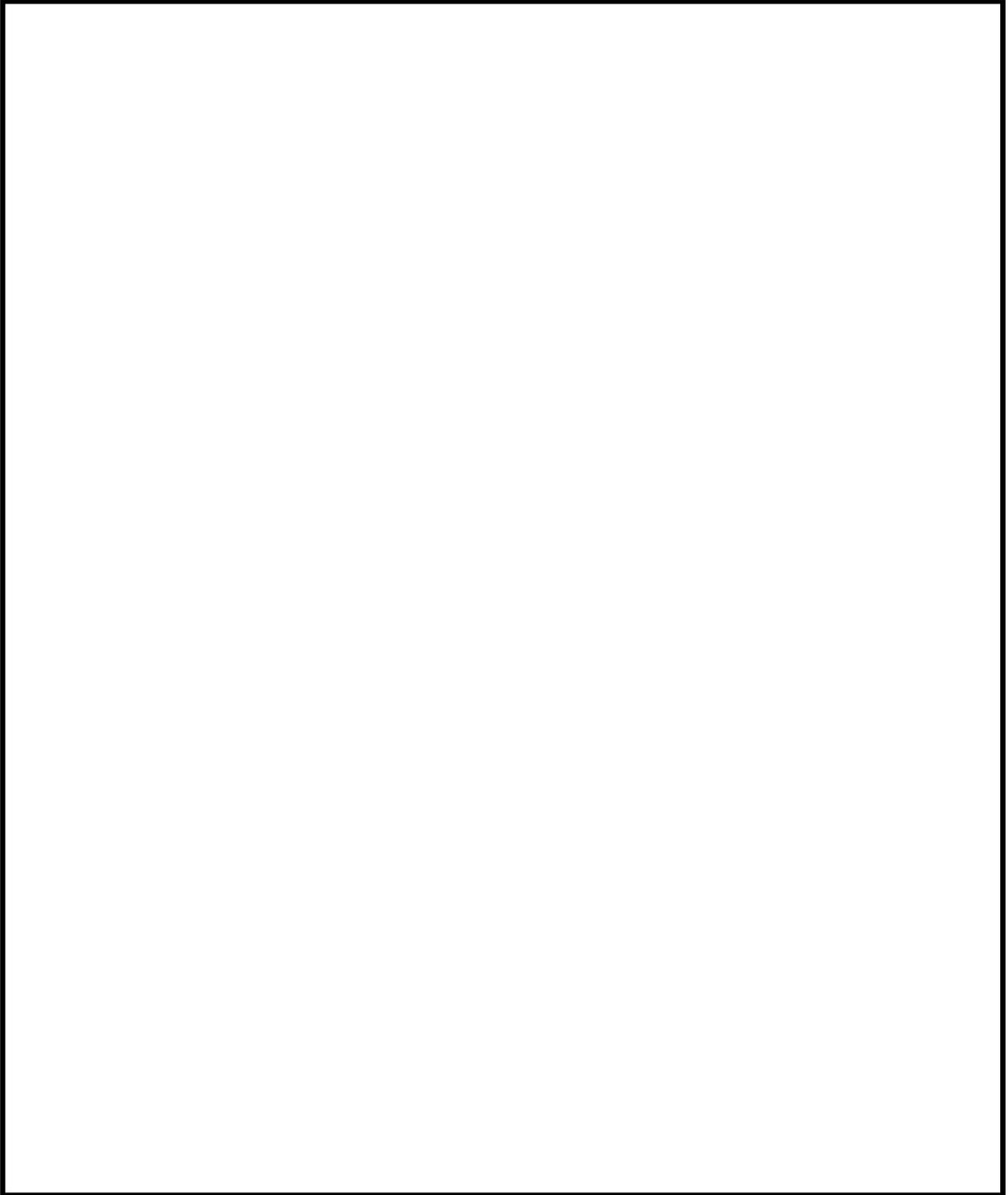
アクセス区画	溢水水位 (m)	アクセス可否
CS-2-1	0.00	可
TB-1-2	0.00	可
RW-1-4	0.00	可
RB-1-1	0.00	可
RB-2-8	0.03	可
RB-3-2	0.01	可
RB-3-1 [※]	0.02	可
RB-4-2	0.13	可
RB-4-1 [※]	0.05	可
RB-4-20	0.05	可
RB-4-19 [※]	0.00	可

※操作場所

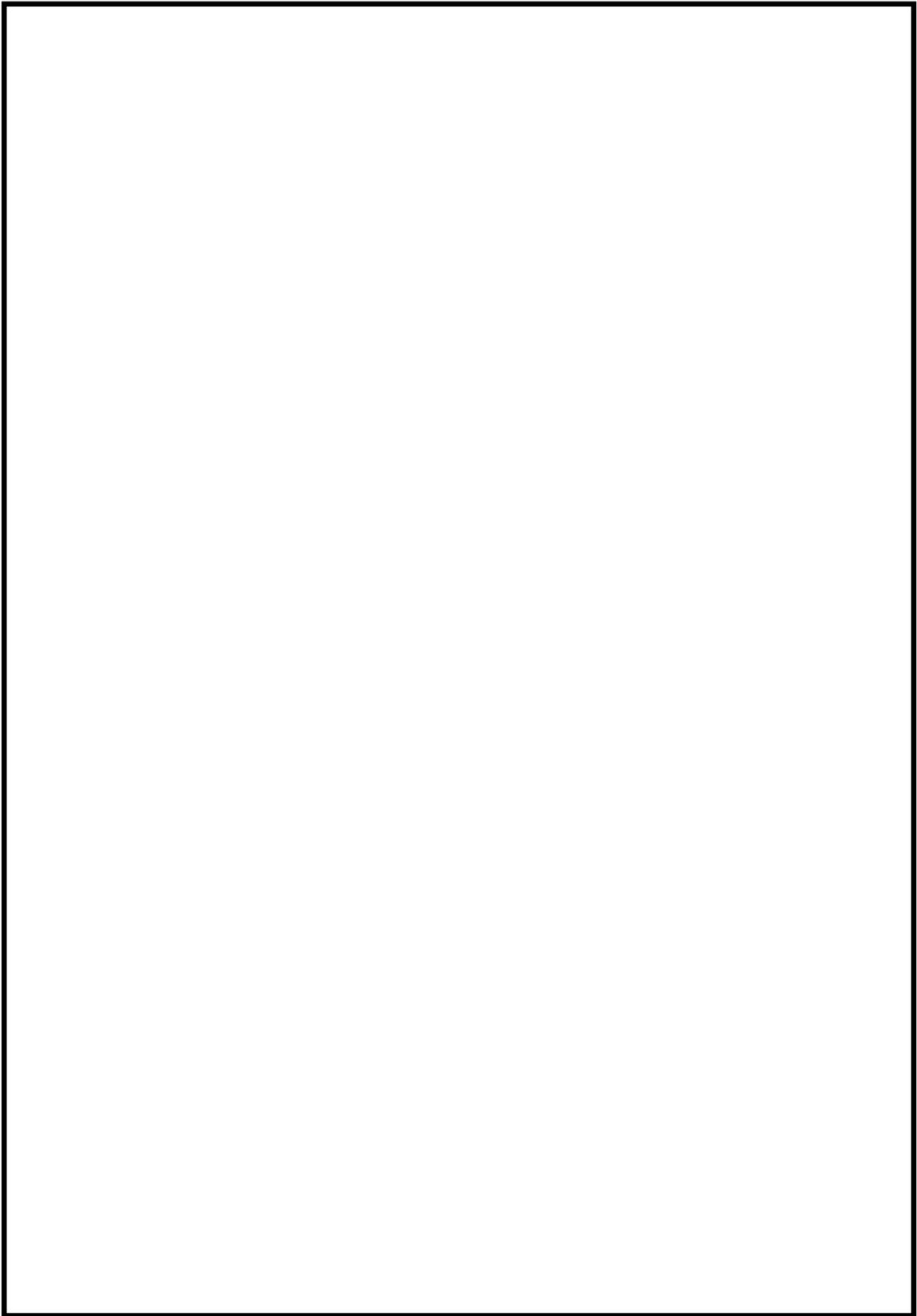
d. 操作内容の評価について

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内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し、操作が容易に実施可能である。

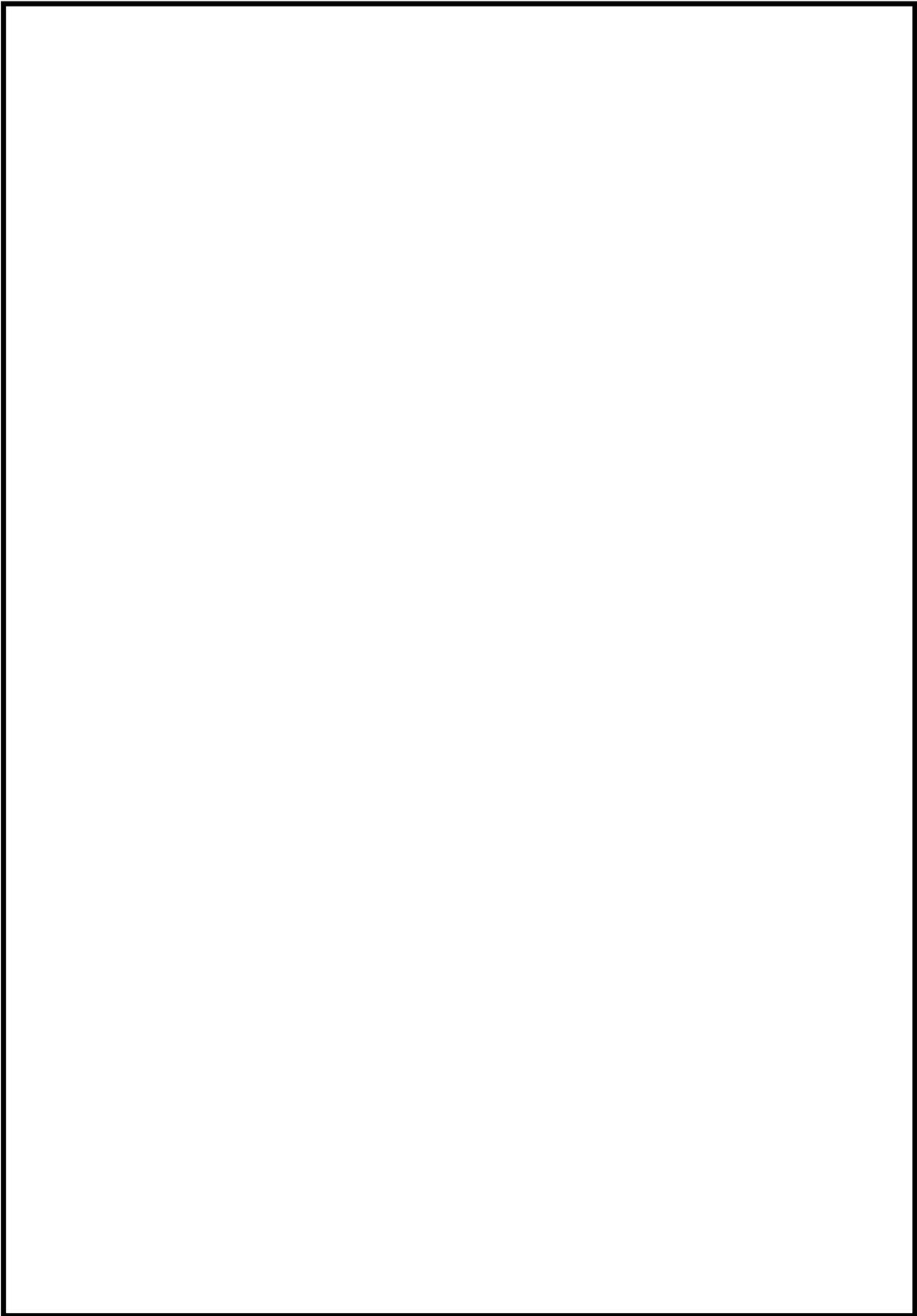
なお、弁の操作時には、対象弁に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。



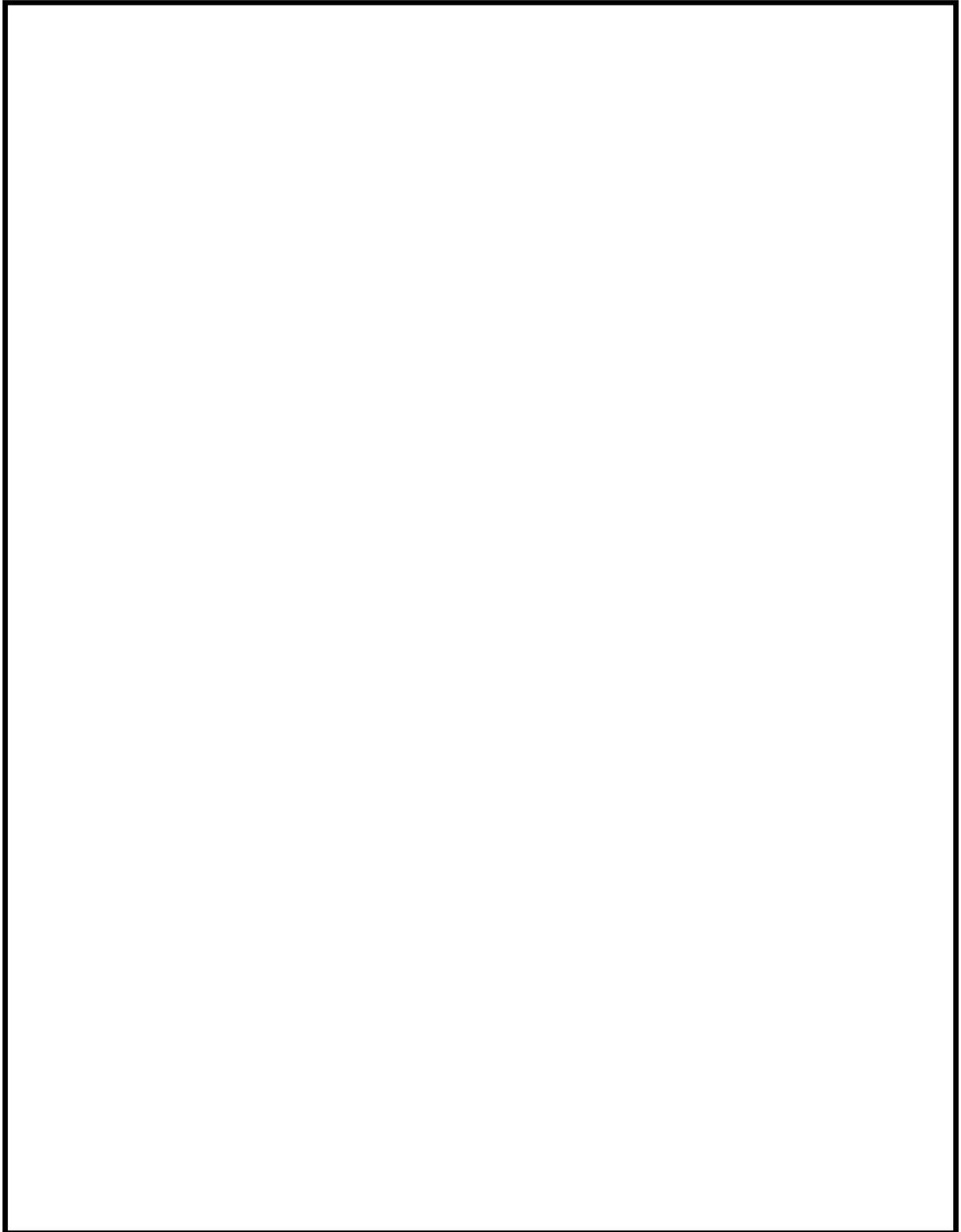
第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (1 / 7)



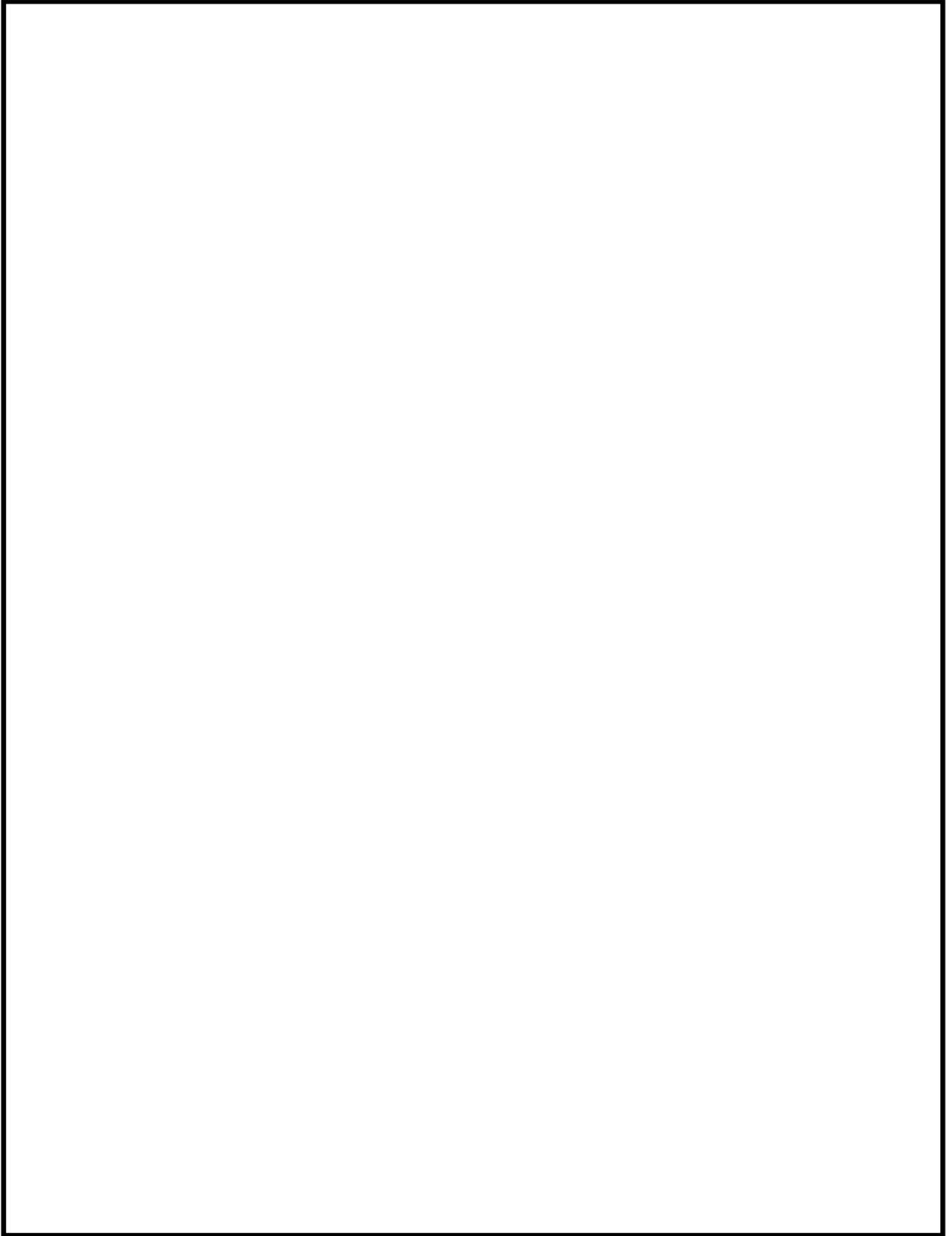
第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (2 / 7)



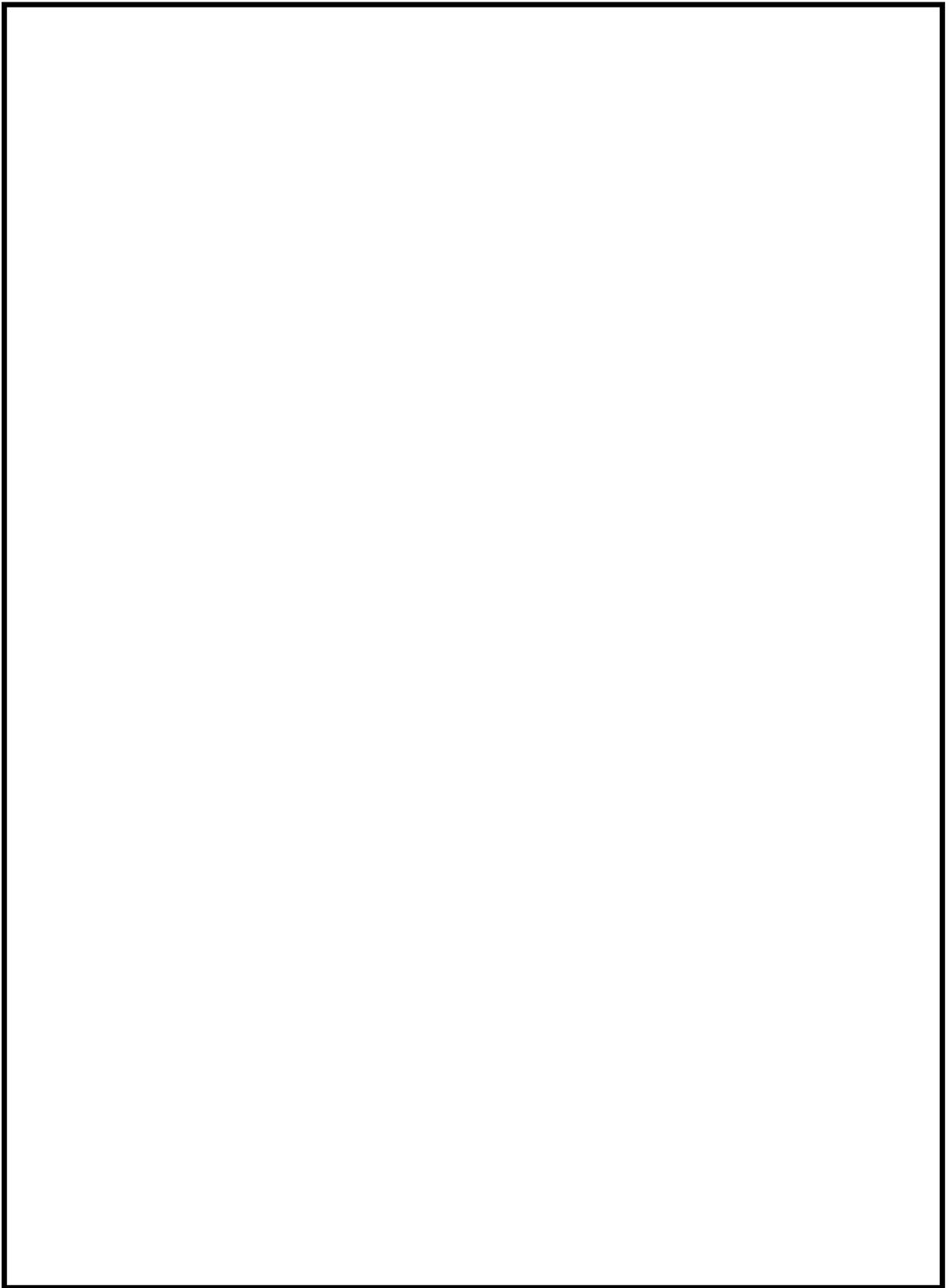
第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (3 / 7)



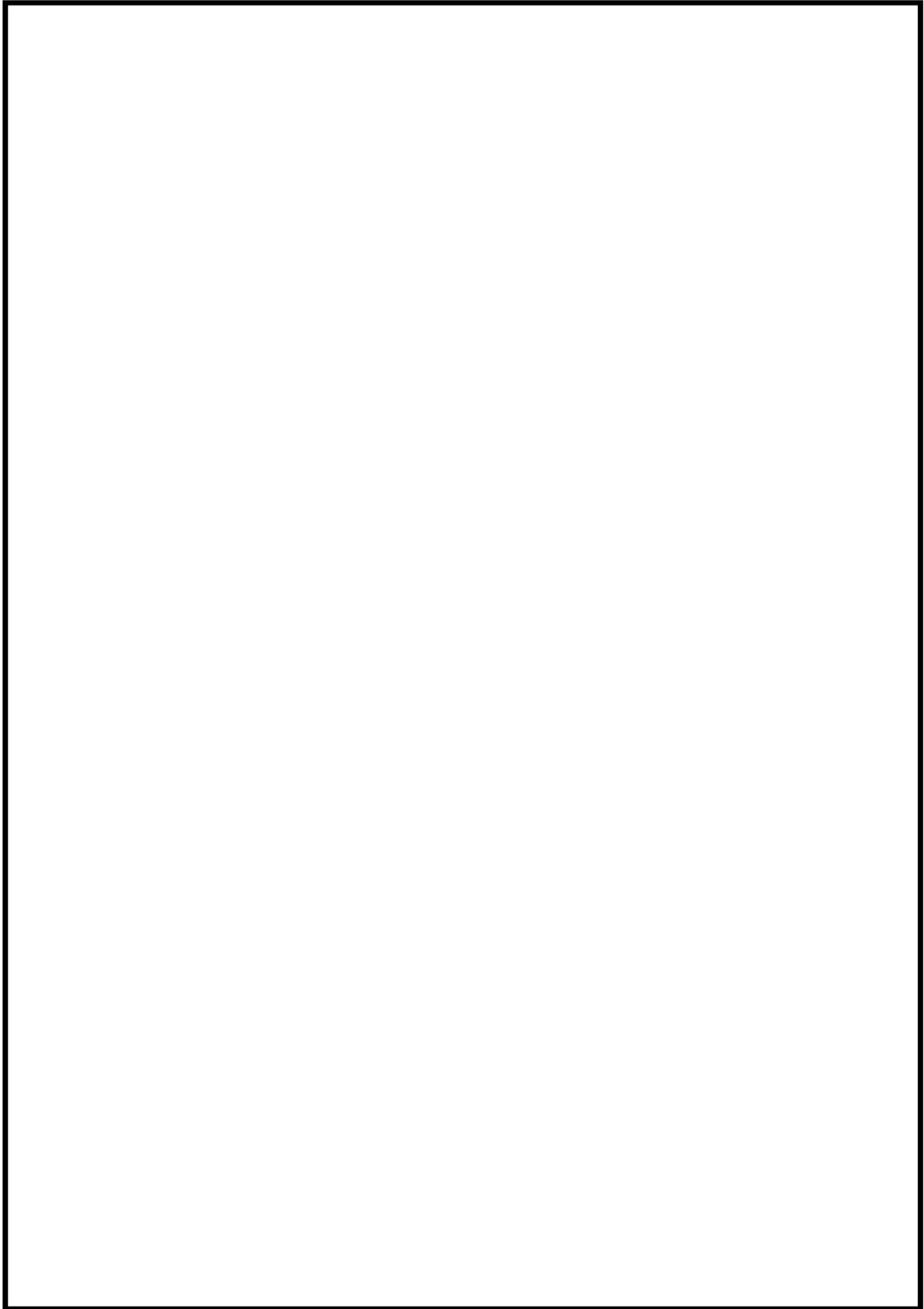
第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (4 / 7)



第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (5 / 7)



第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (6 / 7)



第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (7 / 7)

3. 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

(1) 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に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第5図参照）

原子炉建屋附属棟1階，地下1階，地下2階（電気室）

b. 想定される環境条件

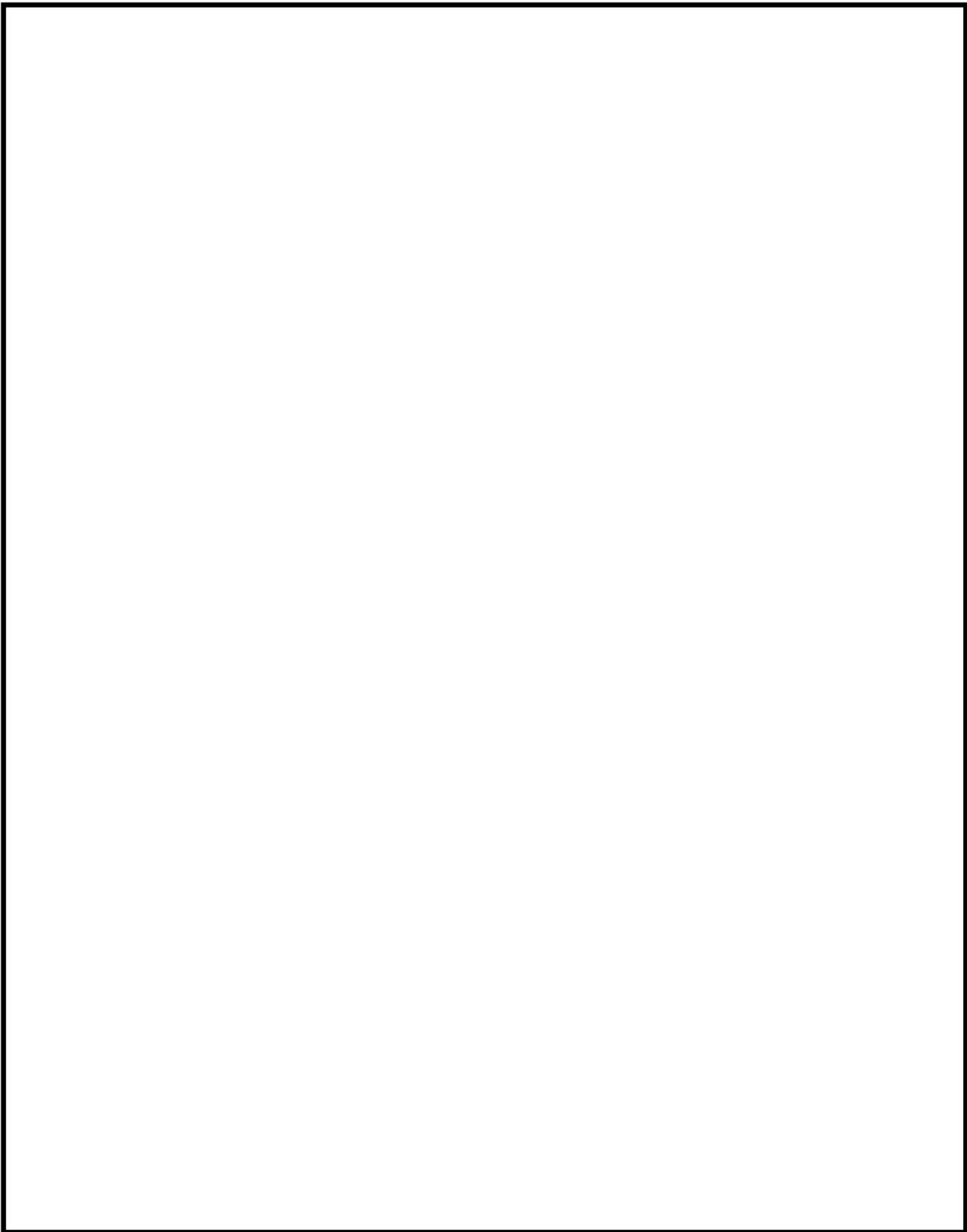
交流照明喪失（起因事象：全交流動力電源喪失）

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

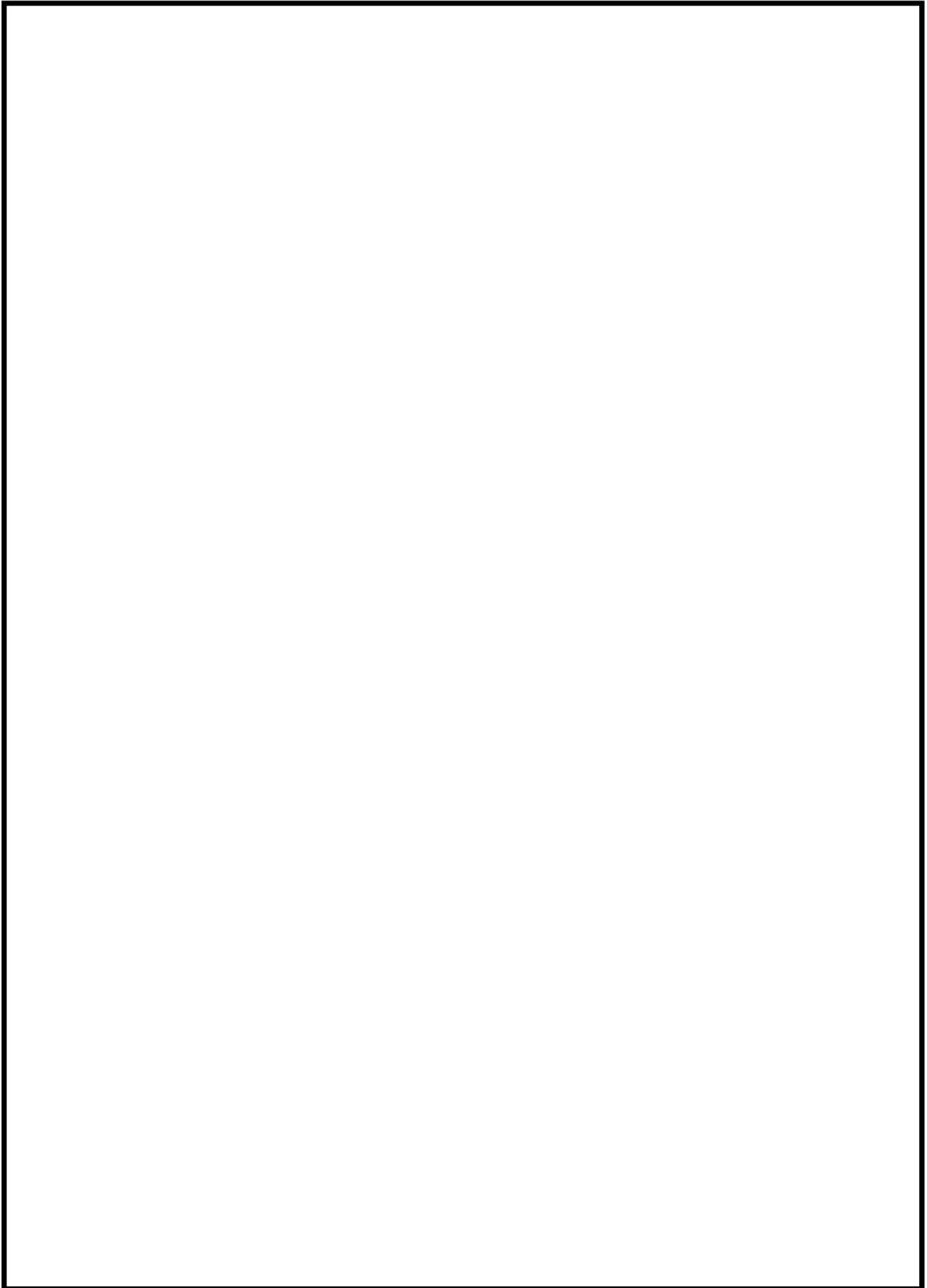
全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても操作できるように、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置することにより、アクセス性に影響はなく、操作も可能である。また、可搬型照明を配備していることから、必要により使用することが可能である。

d. 操作内容の評価

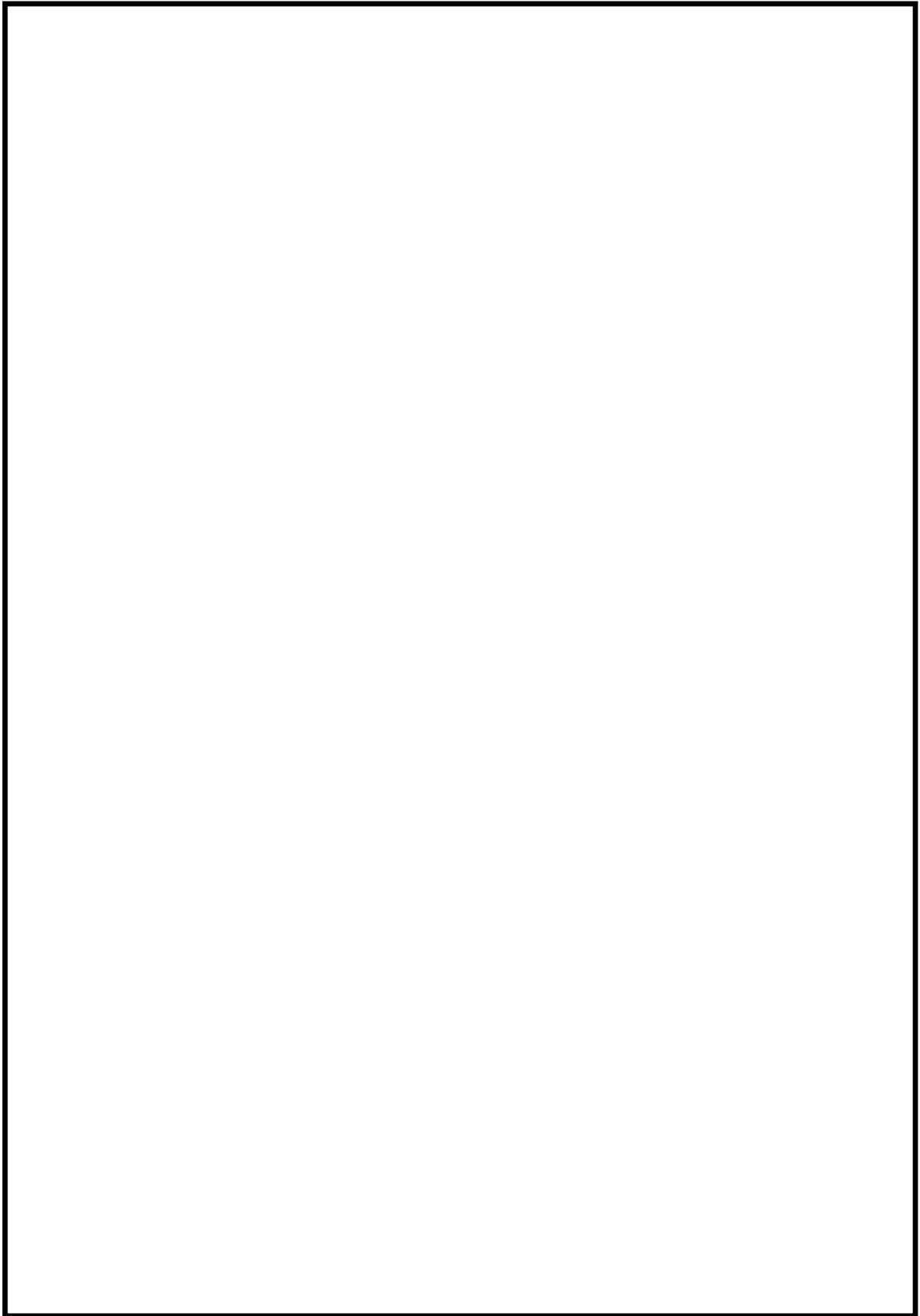
全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該電源盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。なお、負荷切り離し操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (1 / 8)



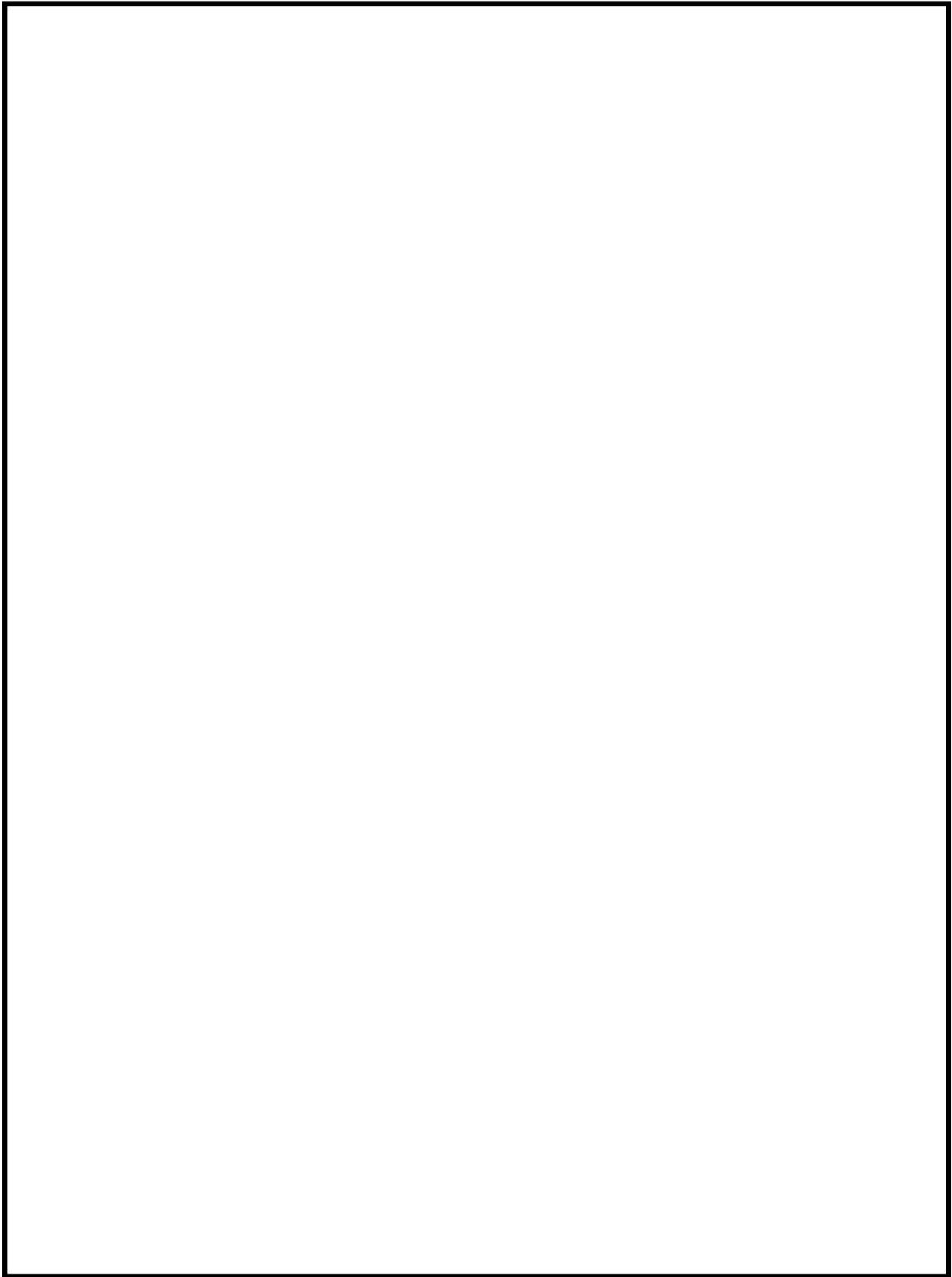
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (2 / 8)



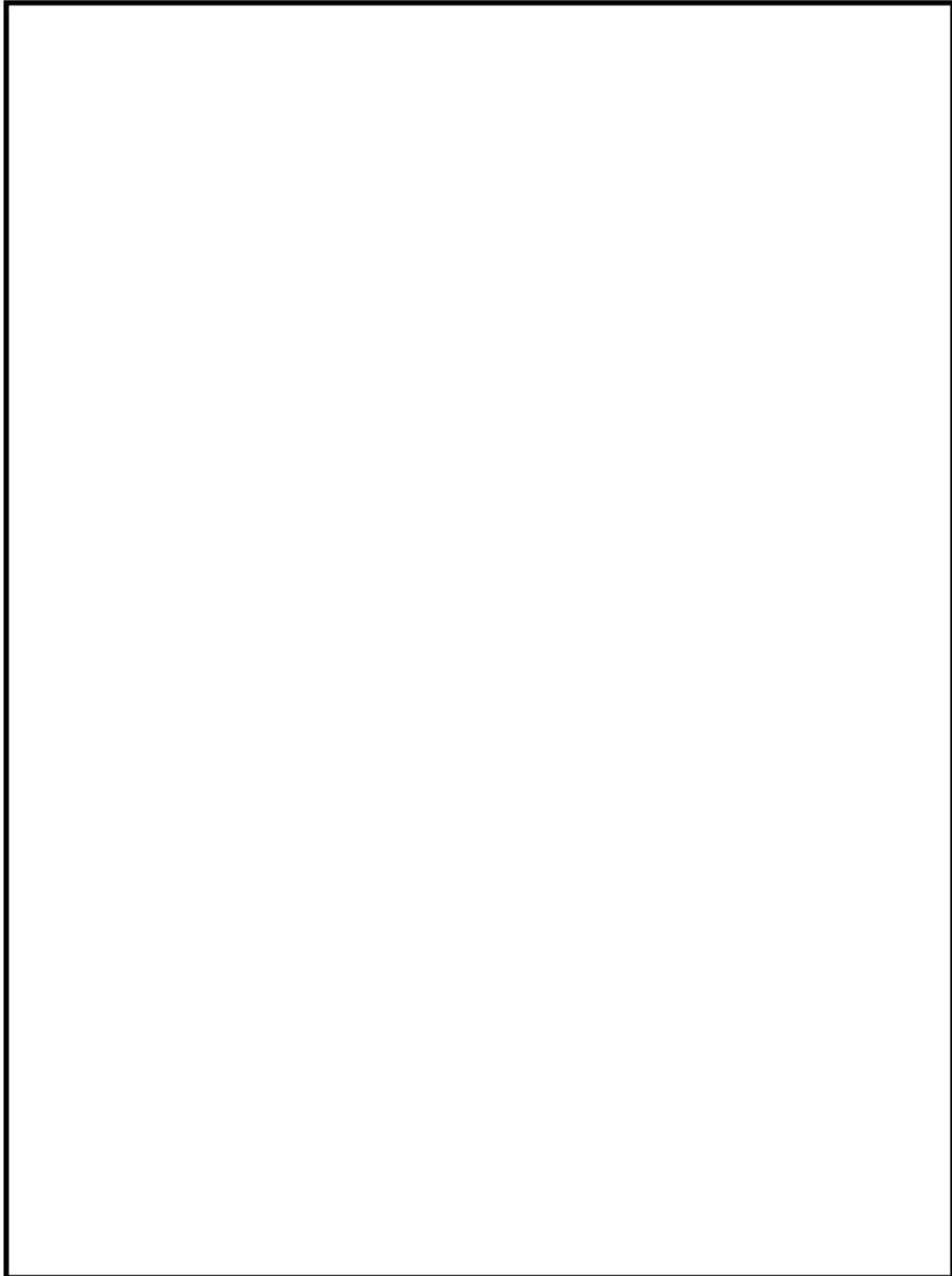
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (3 / 8)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (4 / 8)



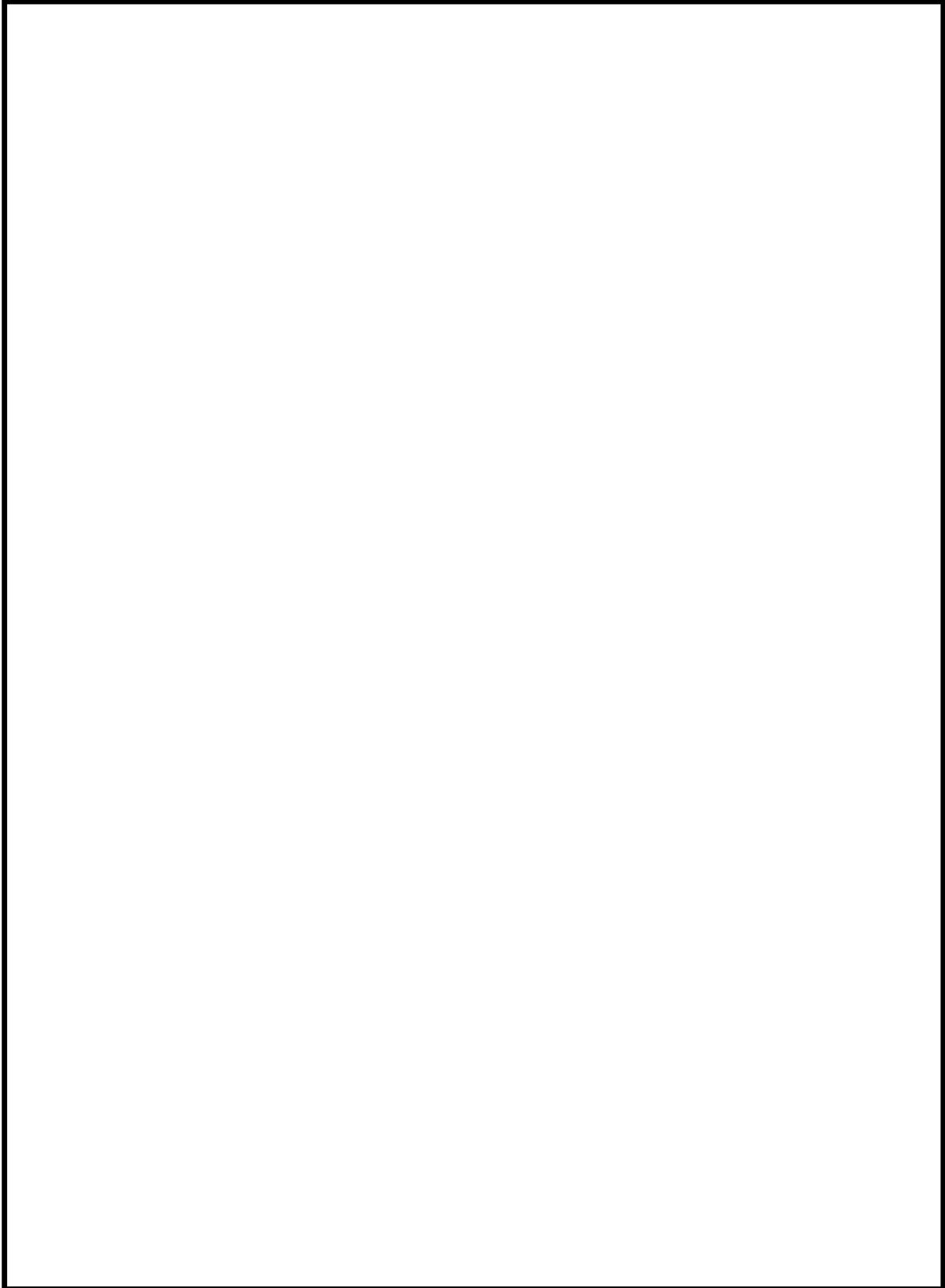
第 5 図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (5 / 8)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (6 / 8)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (7 / 8)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (8 / 8)

4. 中央制御室外原子炉停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置において、原子炉スクラム後の高温状態から低温状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施するが、スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計としている。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第6図参照）

（中央制御室外原子炉停止装置）

b. 想定される環境条件

炎，熱，煙（起因事象：内部火災），その他の異常な事態

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

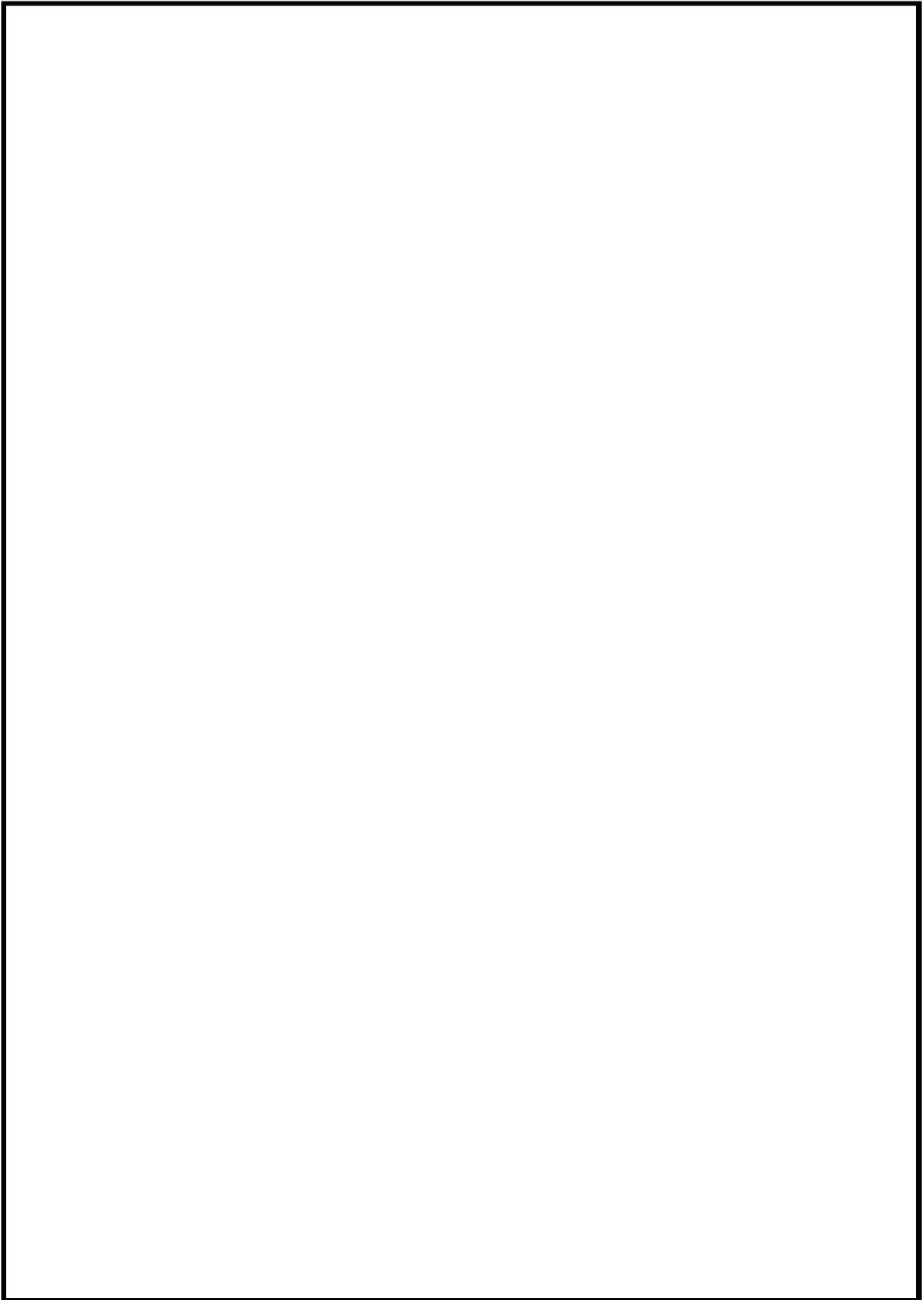
火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作も可能である。

d. 操作内容の評価

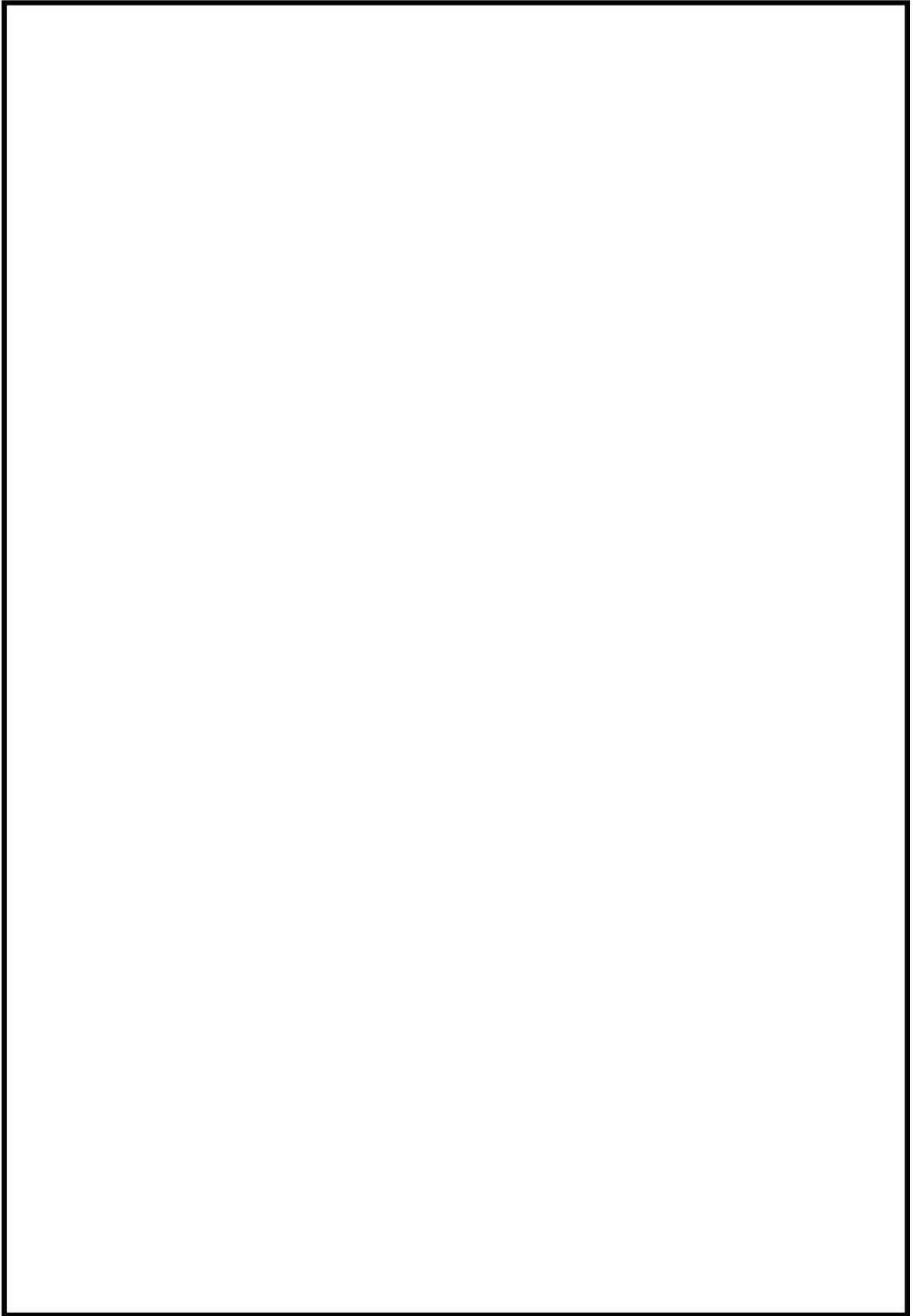
現場にて操作を行う制御盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。



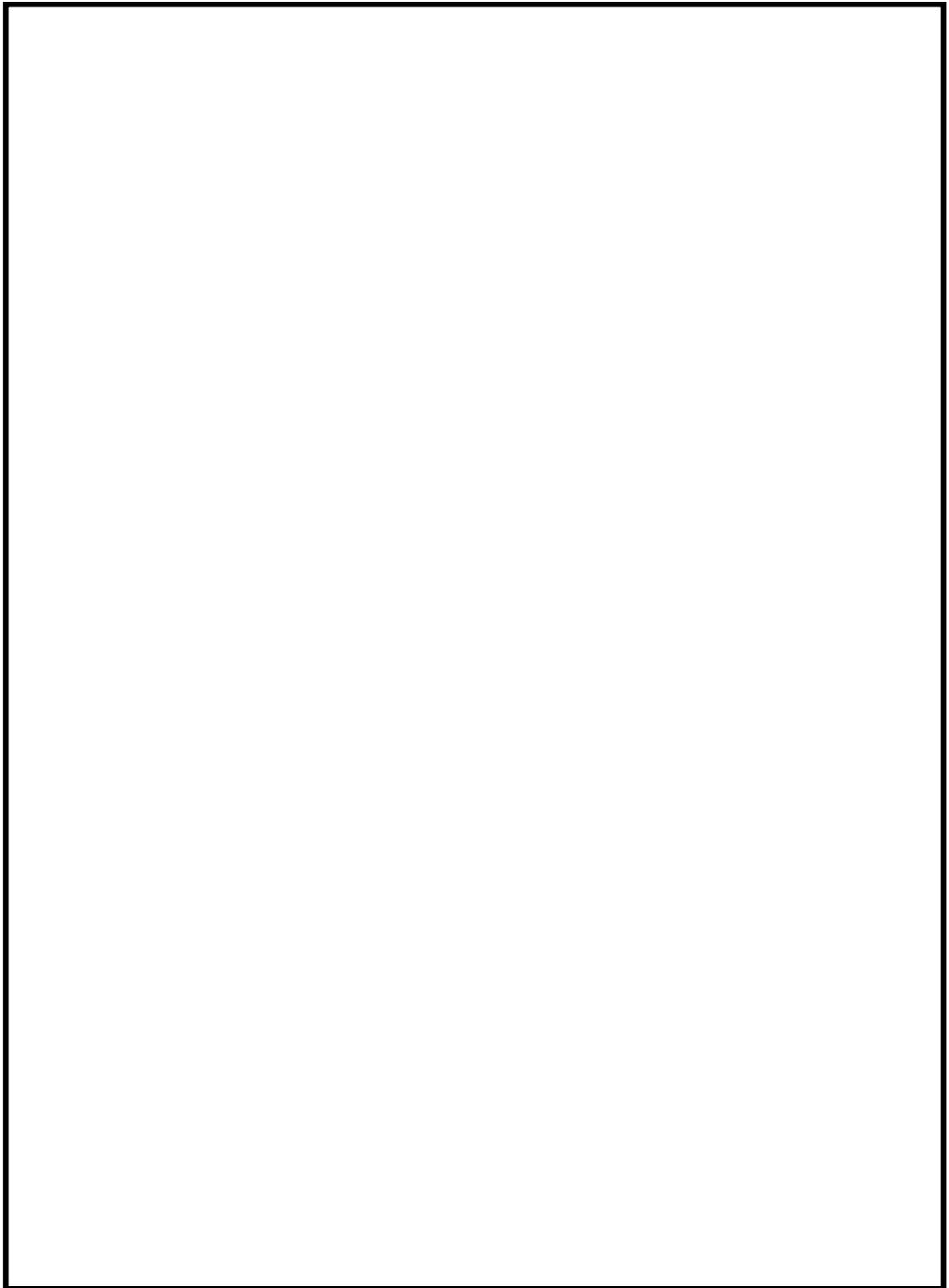
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (1 / 7)



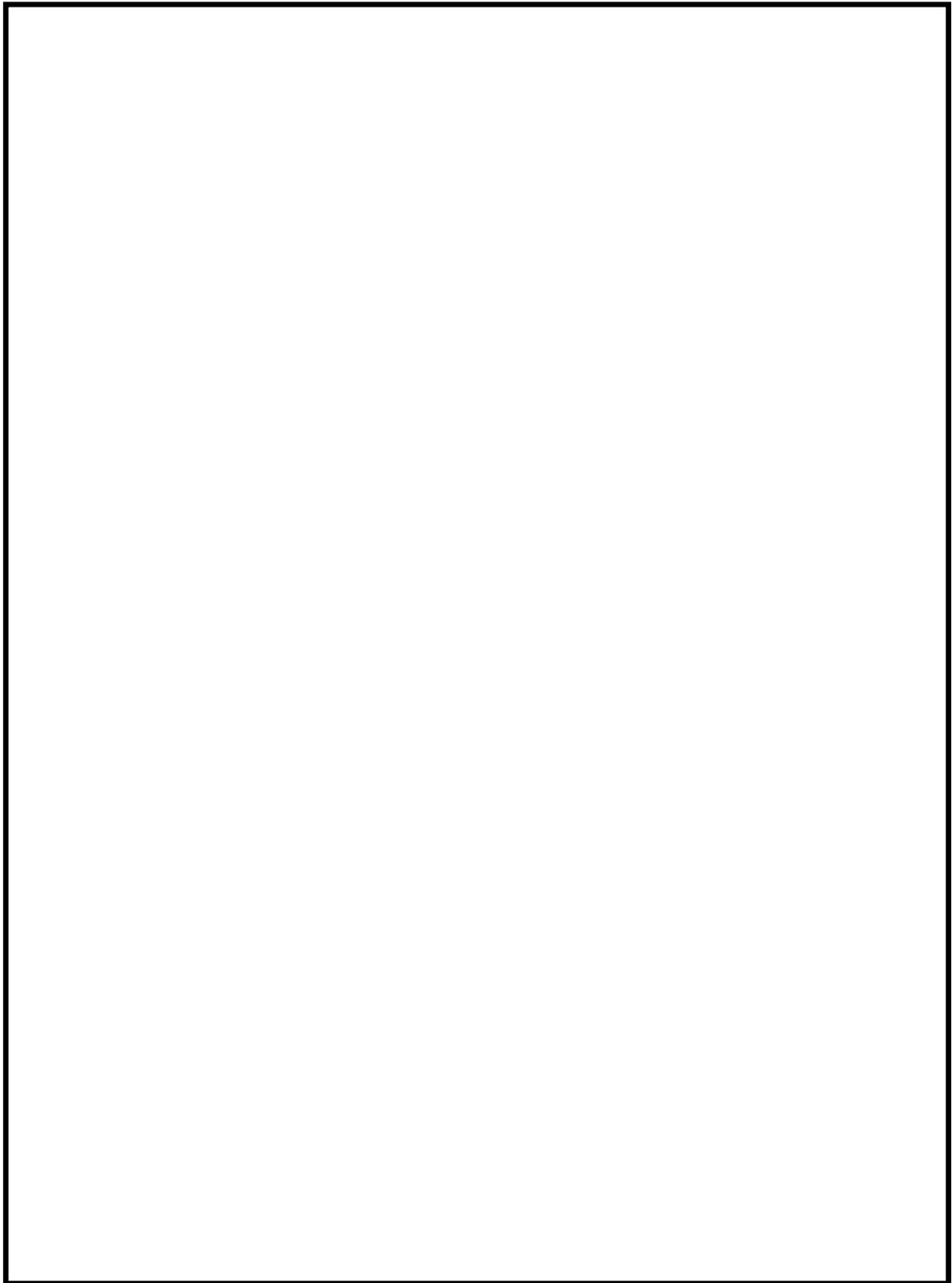
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (2 / 7)



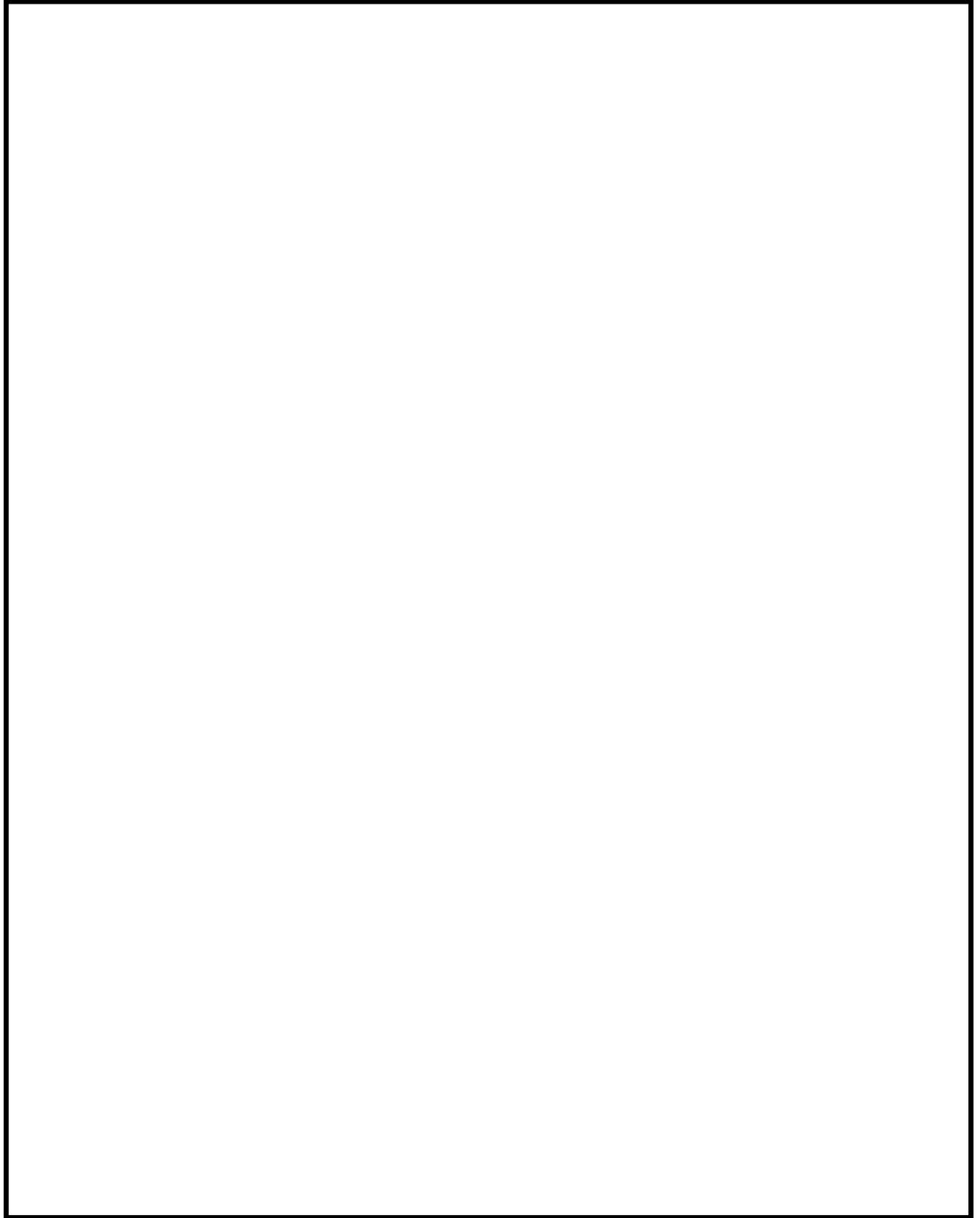
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (3 / 7)



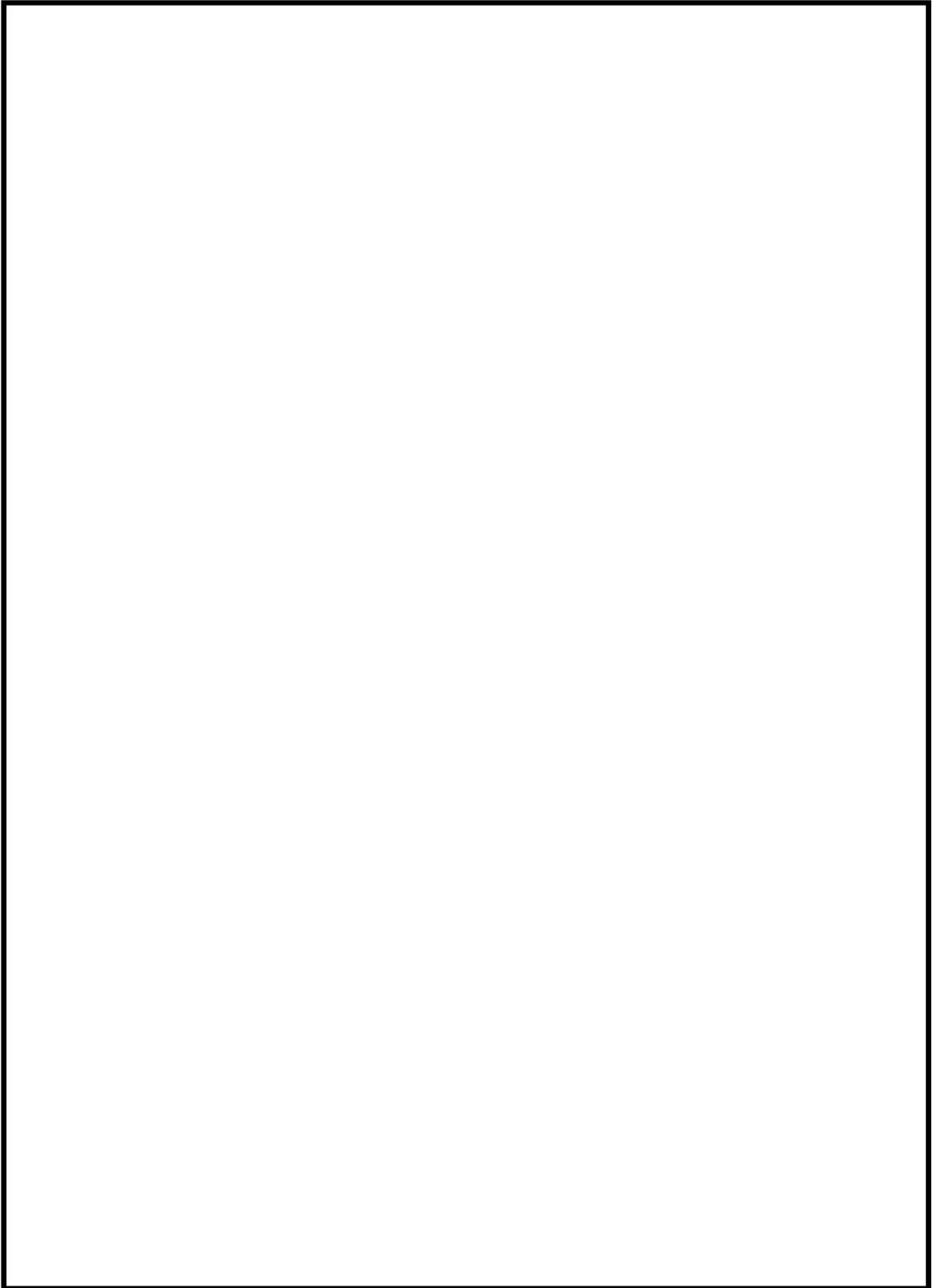
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (4 / 7)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (5 / 7)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (6 / 7)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (7 / 7)

制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について

現在の制御盤等の設計方針は、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、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すること等により、誤操作の防止及び操作の容易性を確保することとしている。

制御盤等を追加・改造する場合においても、社内規程類に定める以下に示す設計プロセスを実施することにより、上記の設計方針が適切に反映されることを管理している。

第 1 表 各設計プロセスにおける実施内容

設計の計画	個々の設計に必要な設計段階の区分、各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の実施時期、方法等を明確にする。
設計へのインプット	設計業務に必要な原子力施設の要求事項に関連するインプットを技術検討書等で明確にする。
設計の各ステップ	概念設計、基本設計、詳細設計を行う。
設計からのアウトプット	インプットと対比した検証ができる形式でアウトプットを作成し、次のプロセスへ移行する前に審査する。
設計レビュー	設計に関連する部署の長及び当該設計に係る専門家を含む会議体による確認又は関係者による文書の確認をする。
設計検証	設計からのアウトプットが設計へのインプットで与えられた要求事項を満たしていることを検証する。
設計の妥当性確認	検査、試験又は試運転等、当該設計業務に適した方法で設計の妥当性確認を実施する。

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	—
		閉止版	—
		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
		取水ピット水位計	監視のみ
		潮位計	監視のみ
		防潮堤	—
		防潮壁	—
		止水壁	—
		止水蓋	—
		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	—
		竜巻飛来物防護対策設備（防護ネット，防護板）	—
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	—
		蓄電池室内水素検知器	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	—
		3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	—
		ケーブルラッピング(分離対策)	—
ケーブル防火シート	—		

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 制御盤手すり	—
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
		取水ピット水位計	監視のみ
		潮位計	監視のみ
		酸素濃度計	—
		二酸化炭素濃度計	—
第三十一条	監視設備	モニタリング・ポスト（無線伝送）	—
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	携帯型有線通話装置	—
		無線連絡設備（固定型）	—
		無線連絡設備（携帯型）	—
		衛星電話設備（固定型）	—
		衛星電話設備（携帯型）	—
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話，IP-FAX）	—
		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） ※安全パラメータ表示システム	—
		必要な情報を把握できる設備（SPDS）（データ表示装置）	監視のみ
		必要な情報を把握できる設備（SPDS）（SPDSデータ表示装置）	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)～(11)のとおりに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	独立盤または独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	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，中央制御室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	独立盤または独立パネルであり、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) 取水ピット水位計，潮位計

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) 蓄電池室内水素検知器

盤配置及び作業空間	独立盤または独立パネルであり、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	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	独立盤または独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	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，中央制御室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	独立盤または独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	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，中央制御室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	独立盤または独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	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，中央制御室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	独立盤または独立パネルであり，他操作による画面展開ない。
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) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

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	—

(10) 必要な情報を把握できる設備（データ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤または独立パネルであり，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	—

(11) 必要な情報を把握できる設備（SPDSデータ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤または独立パネルであり，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	—

東海第二発電所

運用，手順説明資料
誤操作の防止

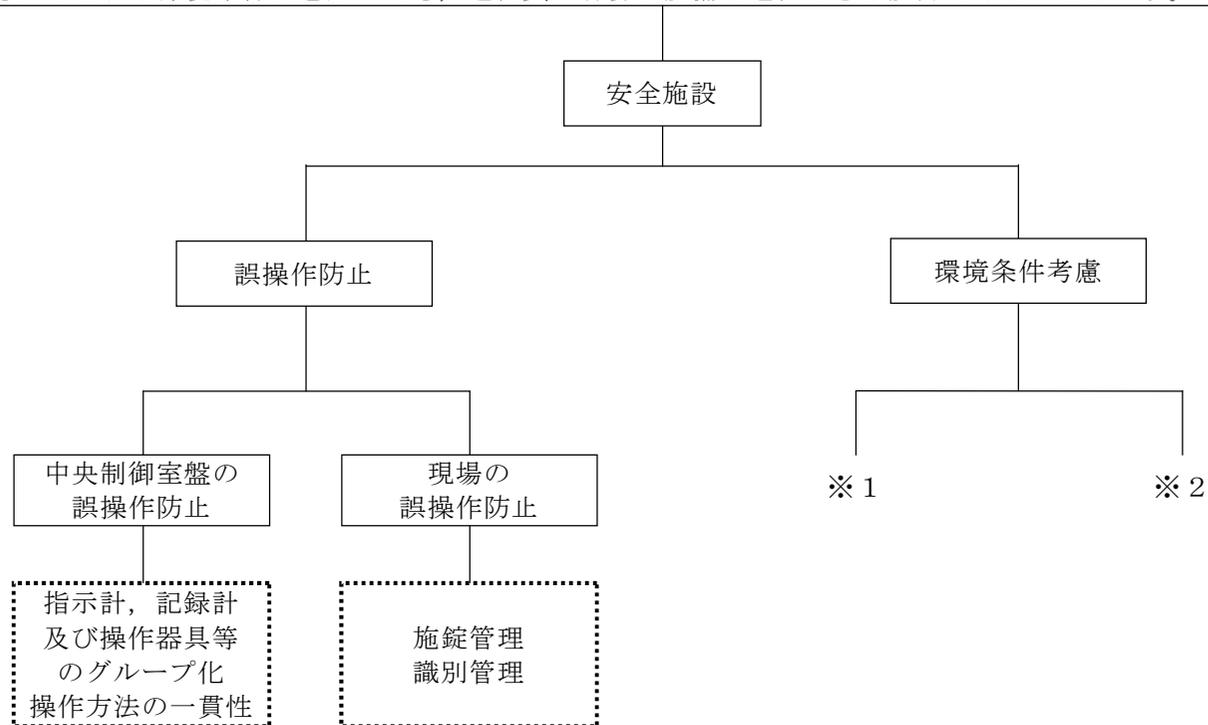
設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止

設置許可基準規則 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。



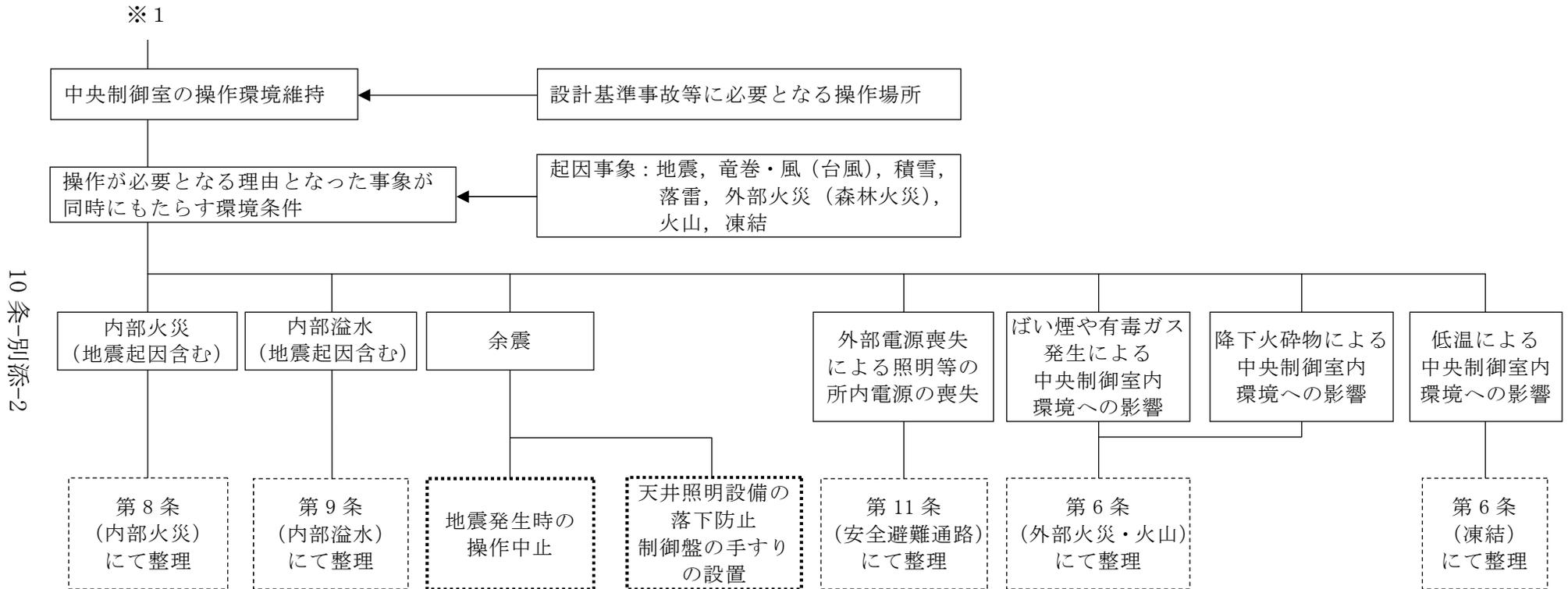
【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定
 （運用，手順の係る事項，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）

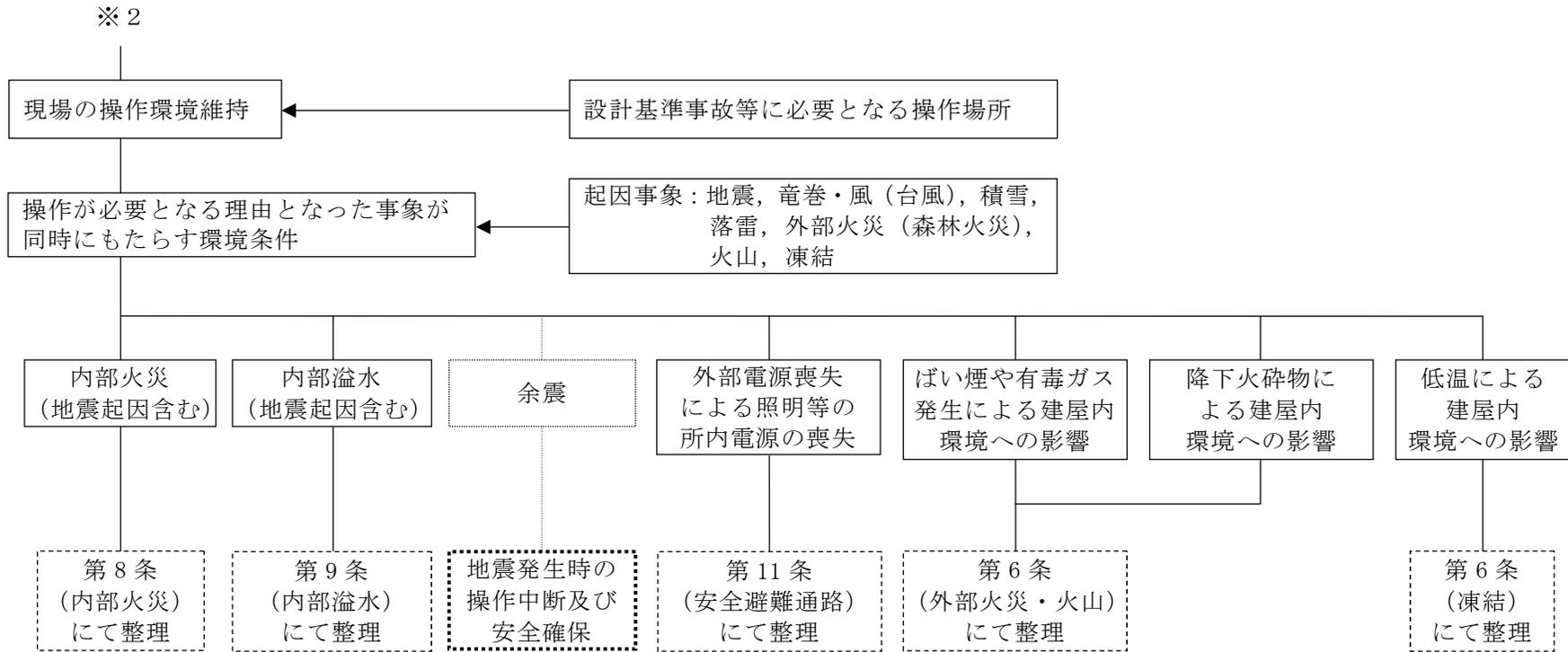
設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止



10条-別添-2

<p>【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，手順の係る事項，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】 ■■■■■：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）</p>
--	---

設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止



10条-別添-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，手順の係る事項，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）

表 1 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可 基準規則 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 10 条 誤操作の 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，保修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	（運転員による運転操作）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

安全避難通路等について

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 11 条 安全避難通路等について

<目次>

1.	基本方針	1
1.1	要求事項の整理	1
1.2	適合のための基本方針	1
2.	追加要求事項に対する適合方針	2
2.1	設計基準事故対策のための作業場所の抽出	2
2.2	作業用照明の設計方針	4
2.3	可搬型照明の設計方針	18
3.	別紙	
	別紙 1 現場操作の確認結果について	
	別紙 2 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難 通路等について	
4.	別添	
	別添 東海第二発電所 運用, 手順説明資料 安全避難通路等	

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全避難通路等について、設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条において、追加要求事項を、第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条 要求事項

設置許可基準規則 第 11 条 (安全避難通路等)	技術基準規則 第 13 条 (安全避難通路等)	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明	発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明	変更なし
<u>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u>	<u>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u>	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 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する基本方針

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

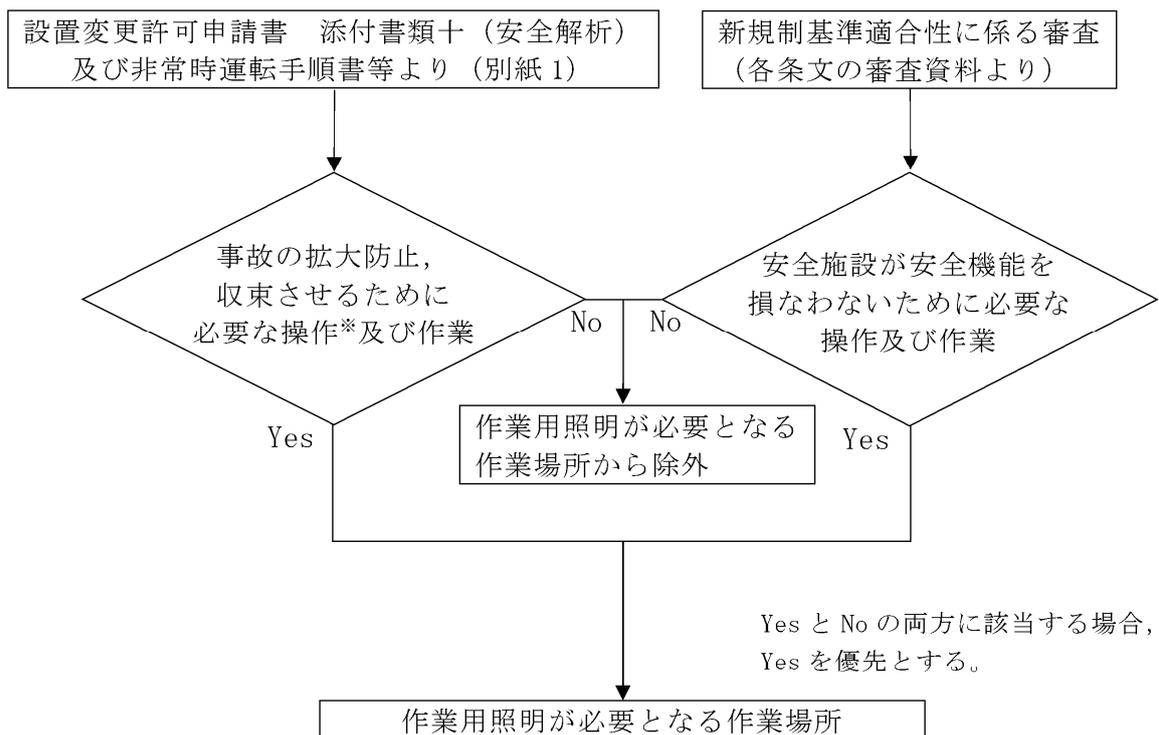
非常灯及び誘導灯については、避難用の照明の電源が喪失した場合においても、点灯可能な設計とする。

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

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出

設計基準事故が発生した場合に事故の拡大防止，収束させるために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所，及び安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所を第 2.1-1 図のとおり抽出し，第 2.1-2 表のとおり，原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室，現場機器室，緊急時対策所及び現場機器室へのアクセスルートに，避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。



※ 「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には，「緊急性を要しない操作・確認，財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

第 2.1-1 図 作業用照明が必要となる作業場所の抽出フロー

第 2.1-2 表 作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	設置箇所
①原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作	<発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に示す事故> 1) 中央制御室
②第八条（火災による損傷の防止）：内部火災発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，原子炉をスクラムさせる必要がある場合に，現場での原子炉保護系母線停止操作を実施> 1) 電気室・・・原子炉建屋附属棟 1 階
③ 第九条（溢水による損傷の防止等）：内部溢水発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により燃料プールの冷却及び給水機能維持のため現場での手動弁操作を実施> 1) M S I V - L C S マニホールド室 ・・・原子炉建屋原子炉棟 3 階 2) エレベータ正面 ・・・原子炉建屋原子炉棟 4 階 3) F P C ポンプ室 ・・・原子炉建屋原子炉棟 4 階
④ 第十四条（全交流動力電源喪失対策設備）：全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始される前までに必要な操作を実施する現場機器室	<全交流動力電源喪失時に非常用ディーゼル発電機または外部電源復旧が不可能な場合に，常設代替交流電源設備からの受電準備の現場操作として，不要な負荷の切り離し操作を実施> 1) 電気室・・・原子炉建屋附属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階
⑤ 第二十六条（原子炉制御室等）：中央制御室退避事象時に必要な操作を実施する現場機器室	1) 中央制御室外原子炉停止装置 ・・・原子炉建屋附属棟地下 1 階
⑥ 第三十四条（緊急時対策所）：②～⑤に対処するために必要な指示を実施する緊急時対策所	1) 緊急時対策所
⑦ 中央制御室から現場機器室までの建屋内アクセスルート	1) 通路

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

2.2 作業用照明の設計方針

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

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

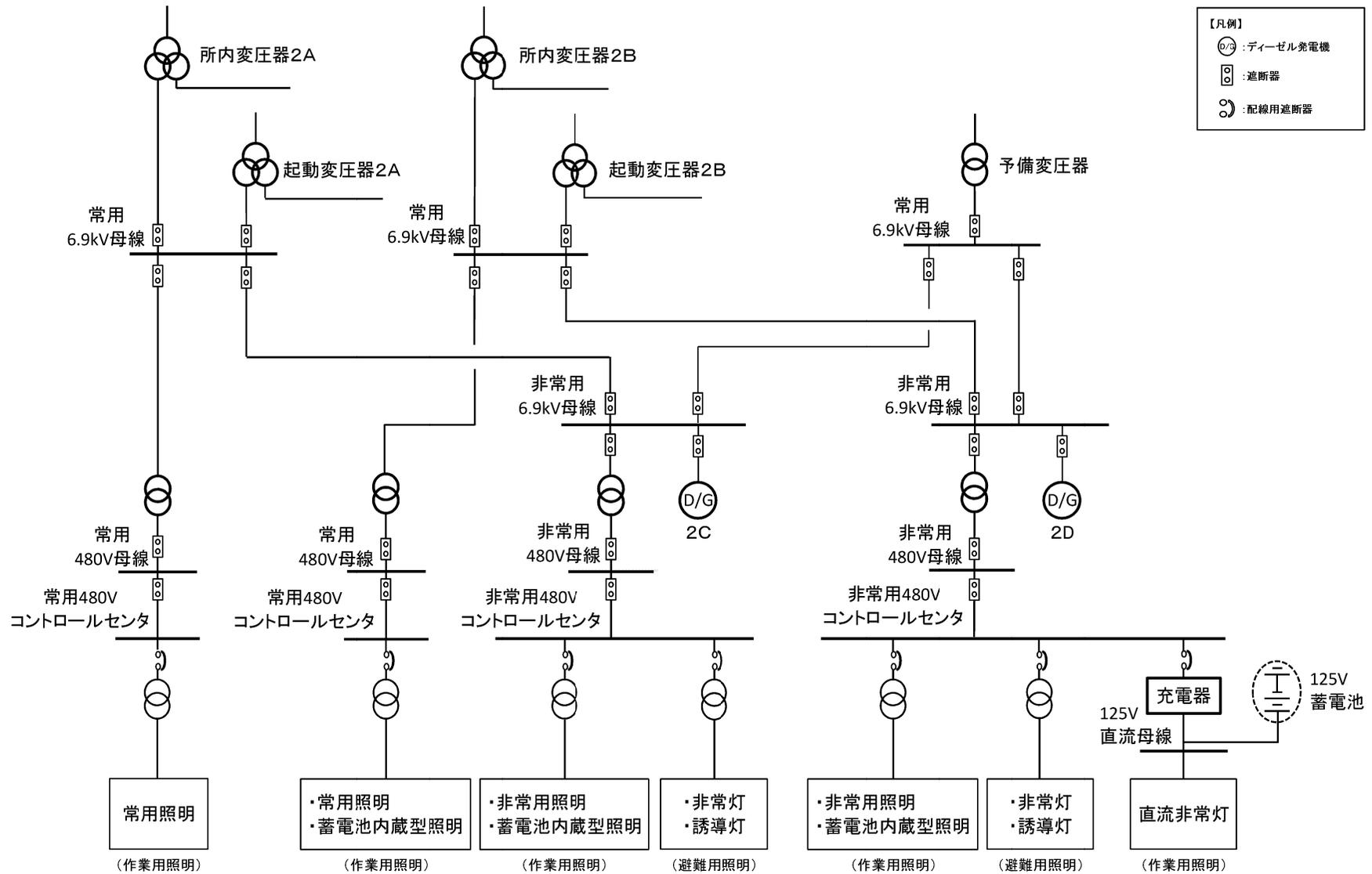
直流非常灯もしくは蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び電気室に設置し、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで(約 90 分間)においても点灯可能な設計とする。

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

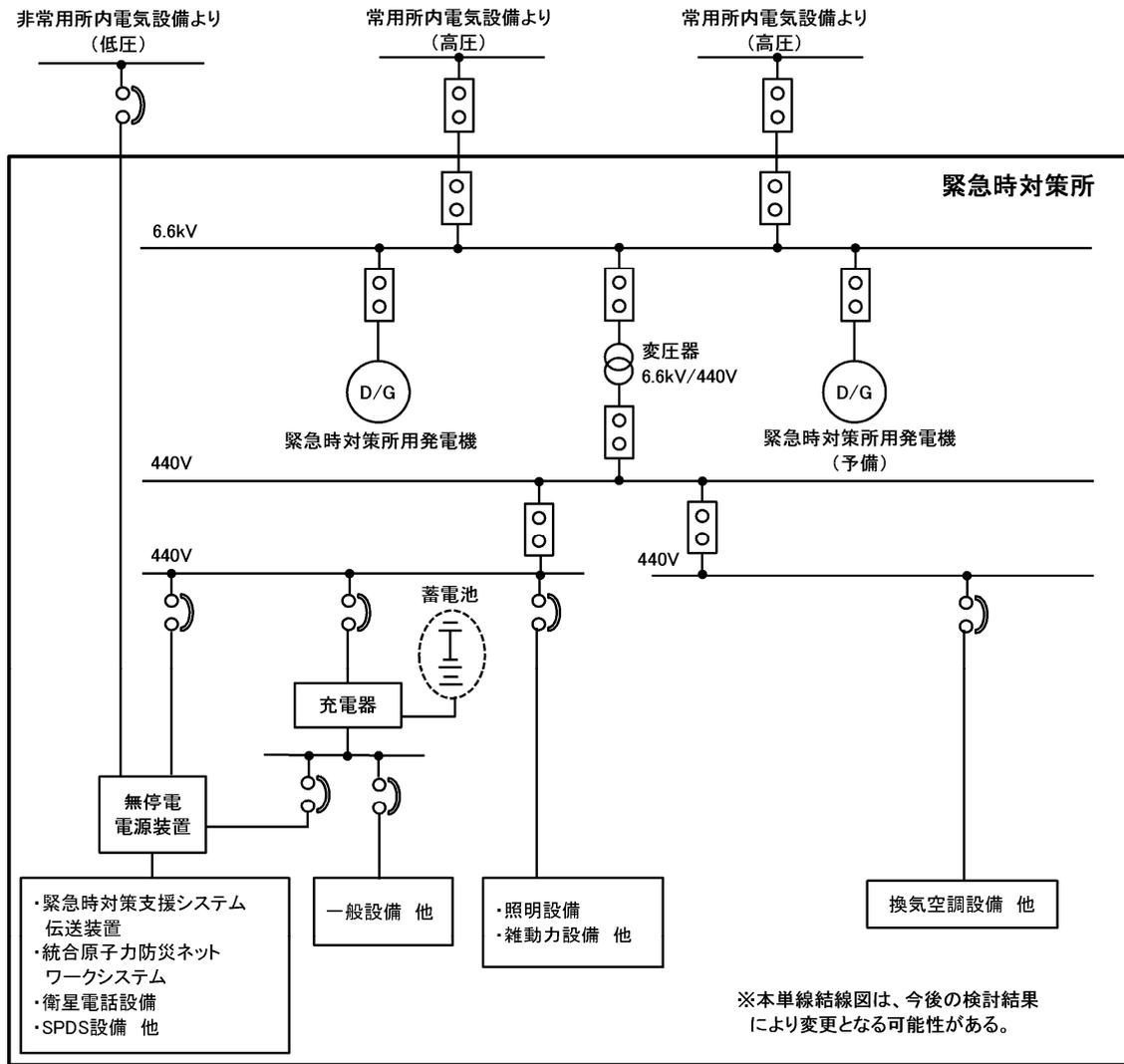
第 2.2-1 表 作業用照明の種類，給電元及び設置場所

	給電元	設置場所
常用照明 (蛍光灯，白熱灯，水銀灯)	常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
	緊急時対策所用電源	緊急時対策所
非常用照明 (蛍光灯，白熱灯，水銀灯)	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
	緊急時対策所用電源	緊急時対策所
直流非常灯	非常用直流母線	中央制御室
蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池	中央制御室
	(常用低圧母線)	現場機器室
	(非常用低圧母線)	アクセスルート
	(緊急時対策所用電源)	緊急時対策所

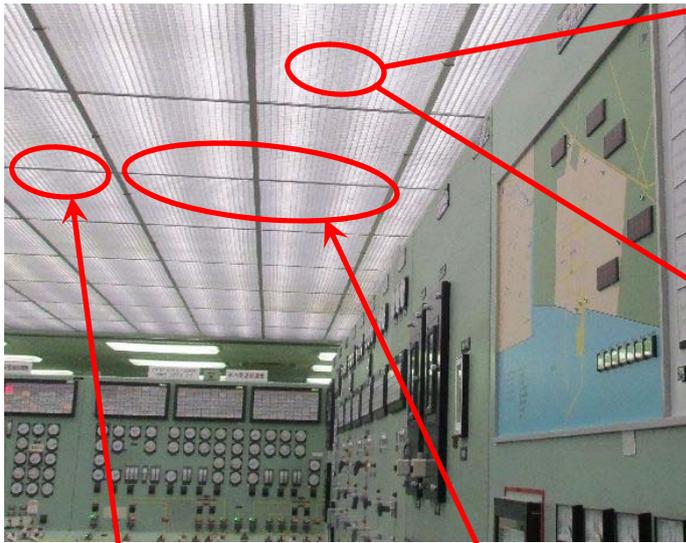
作業用照明電源系統図，作業用照明装置及び作業用照明配置図を，各々第 2.2-2 図，第 2.2-3 図及び第 2.2-4 図に示す。



第 2.2-2 図 作業用照明電源系統図 (既設系統) (1/2)



第 2.2-1-2 図 作業用照明電源系統図 (緊急時対策所) (2/2)



< 直流非常灯 >

- ・ 定格電圧：DC125V
- ・ 1ルクス以上（設計値）
- ・ 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源から開始されるまでの間として想定する90分以上点灯可能。

< 非常用照明（蛍光灯） >

- ・ 定格電圧：AC200V
- ・ 300ルクス以上（法令値）

< 常用照明（蛍光灯） >

- ・ 定格電圧：AC200V
- ・ 1,000ルクス（設計値）

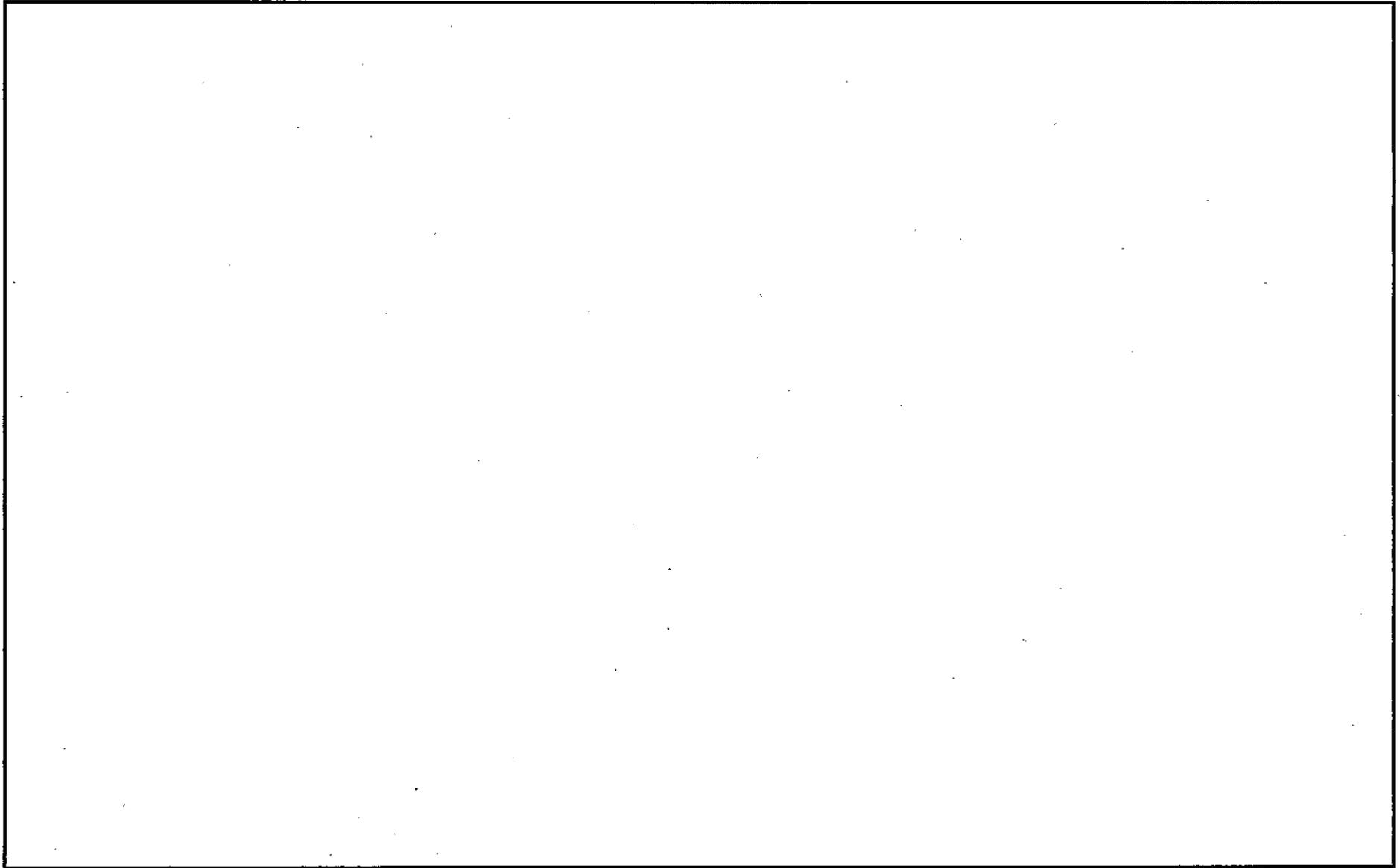


< 蓄電池内蔵型照明 >

- ・ 定格電圧：AC100V
- ・ 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源から開始されるまでの間として想定する90分以上点灯可能。

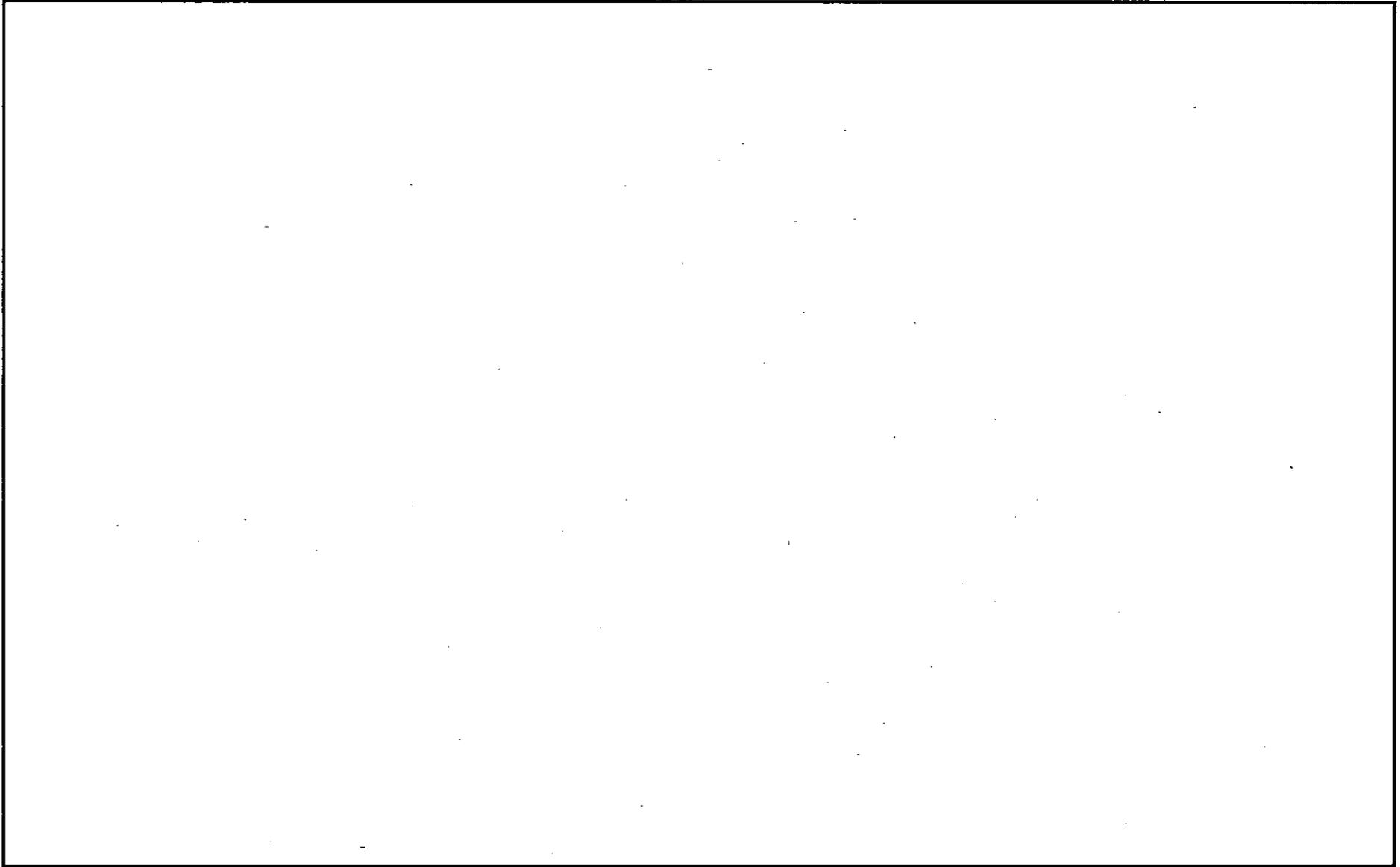
第 2.2-3 図 作業用照明装置（例）

11条-9



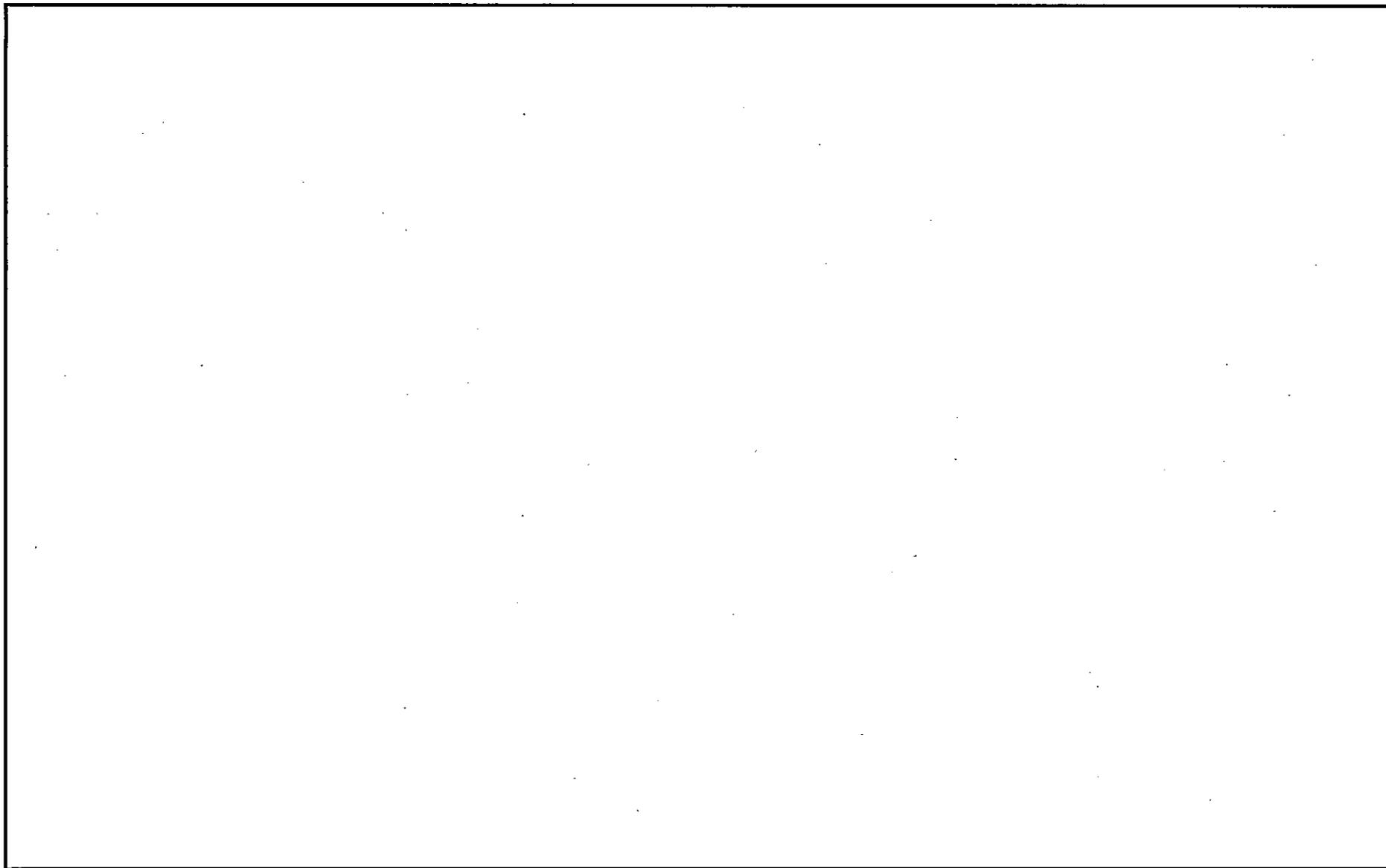
第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (1/9)

11条-10

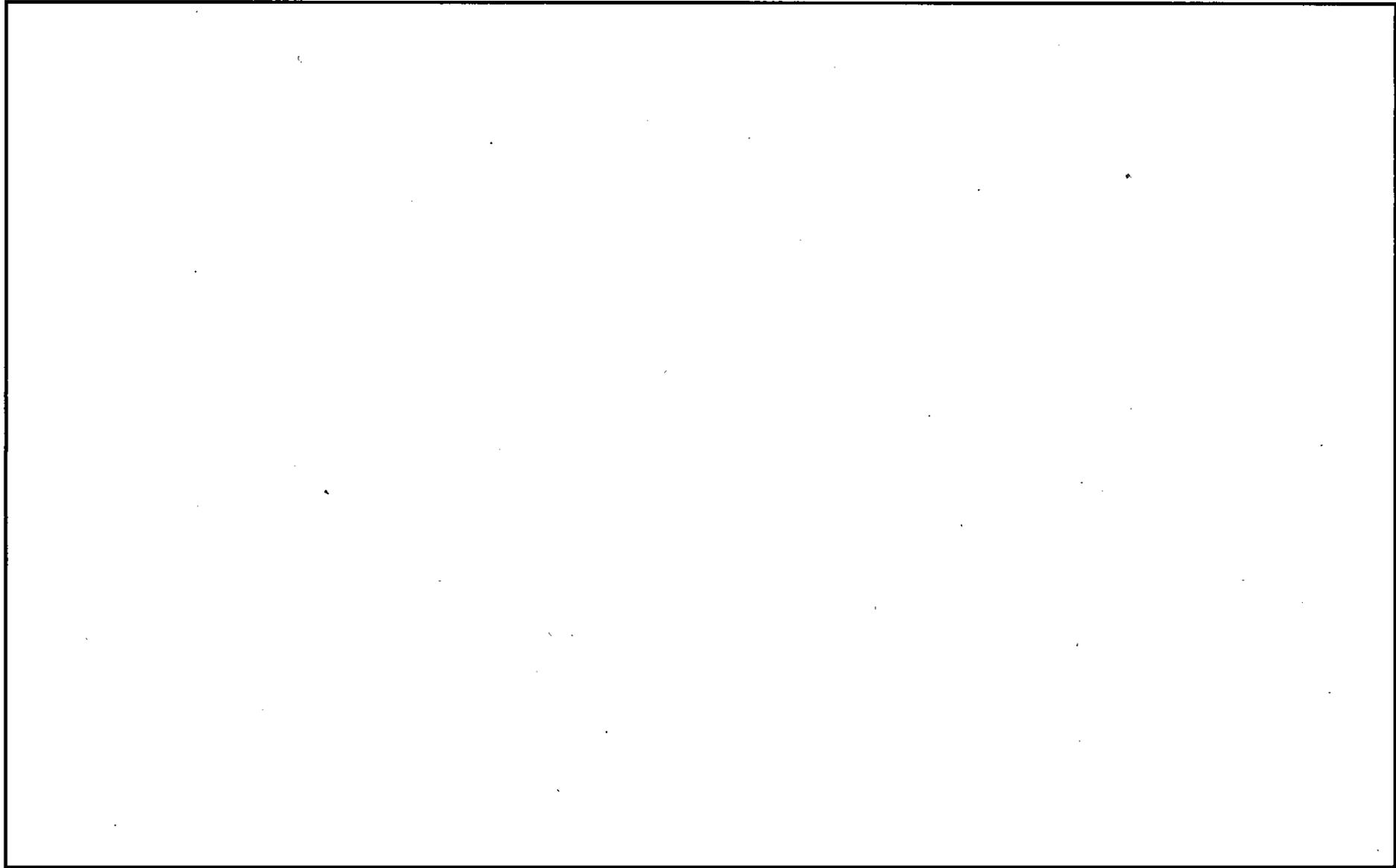


第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (2/9)

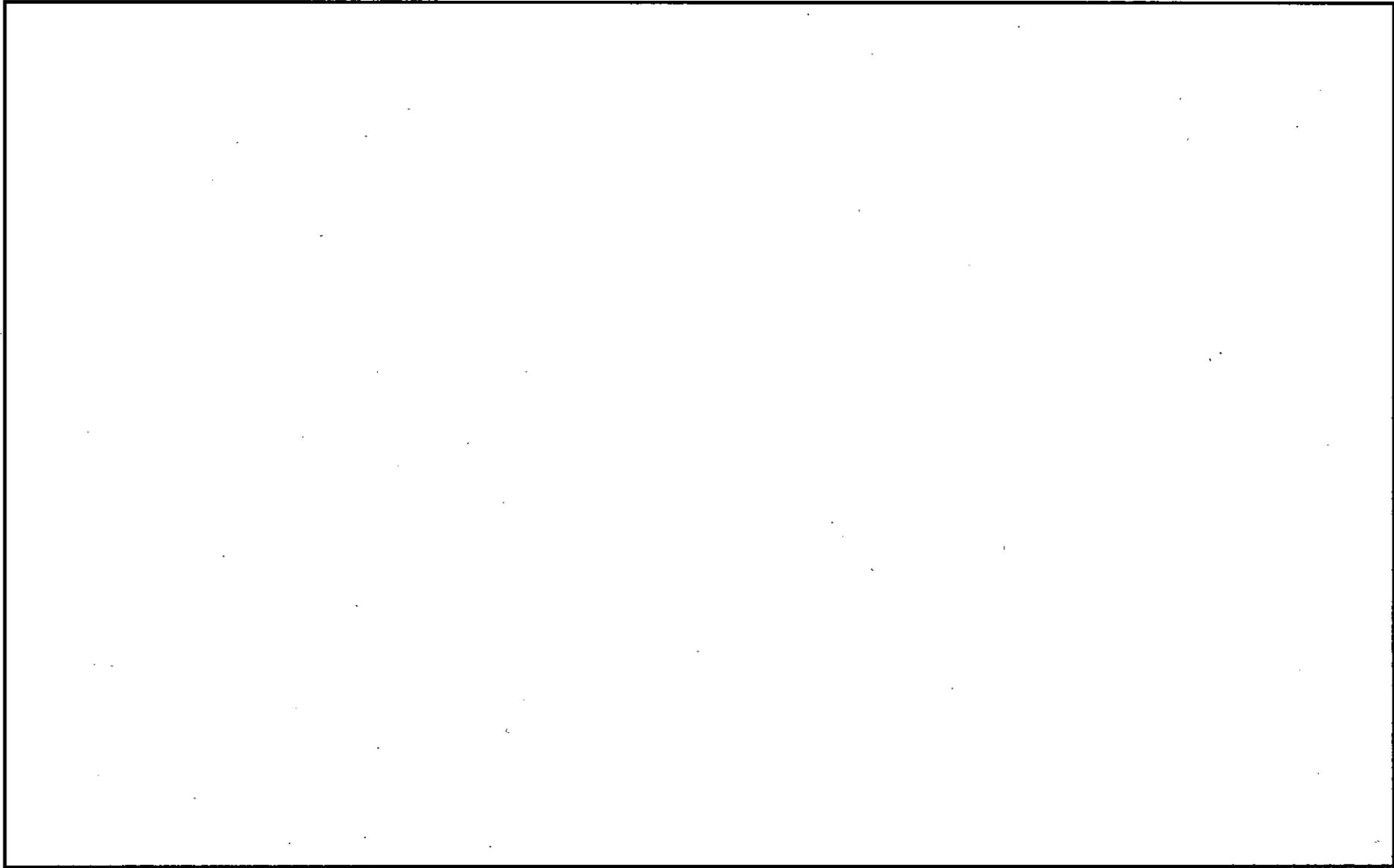
11条-11



第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (3/9)

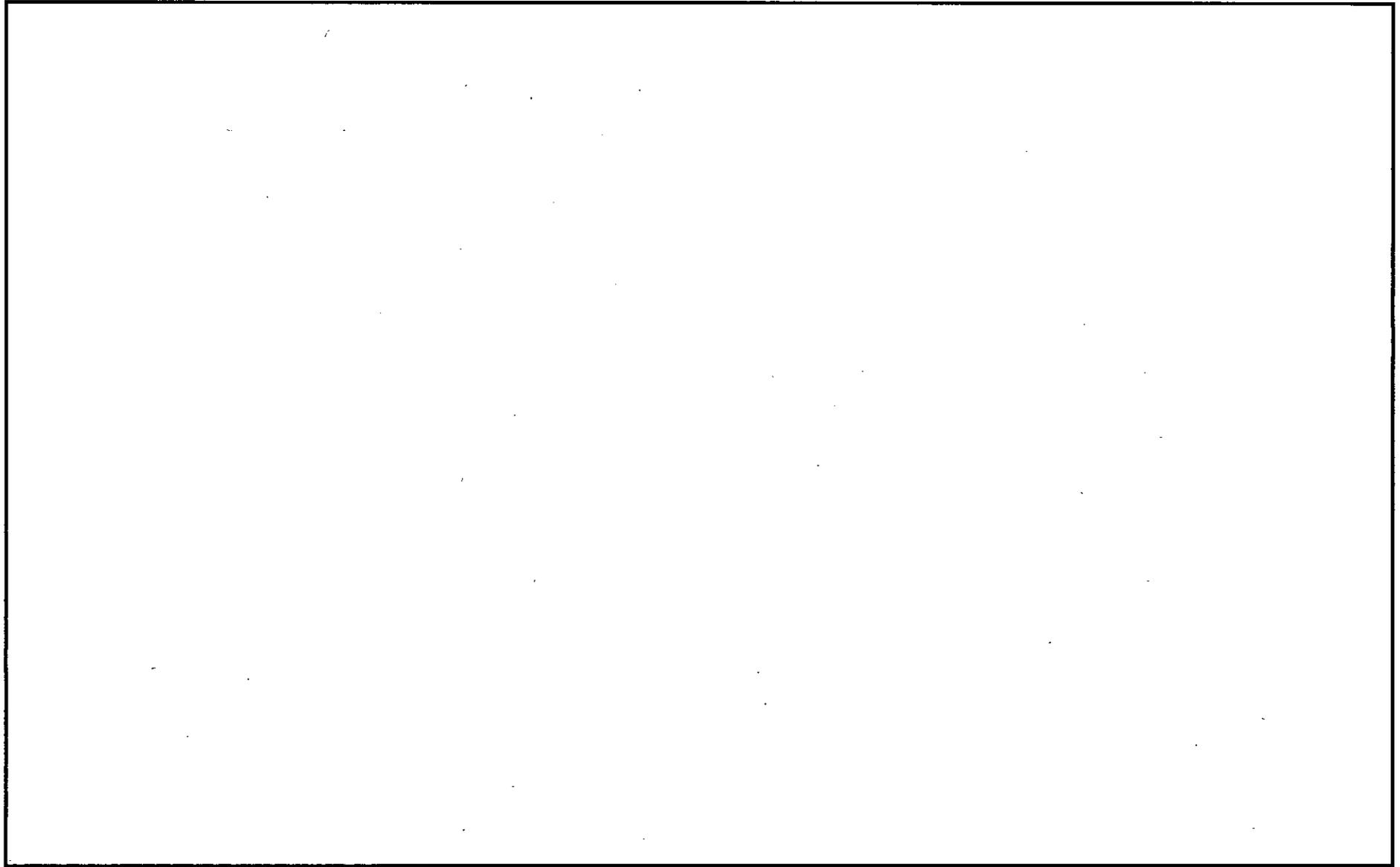


第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (4/9)

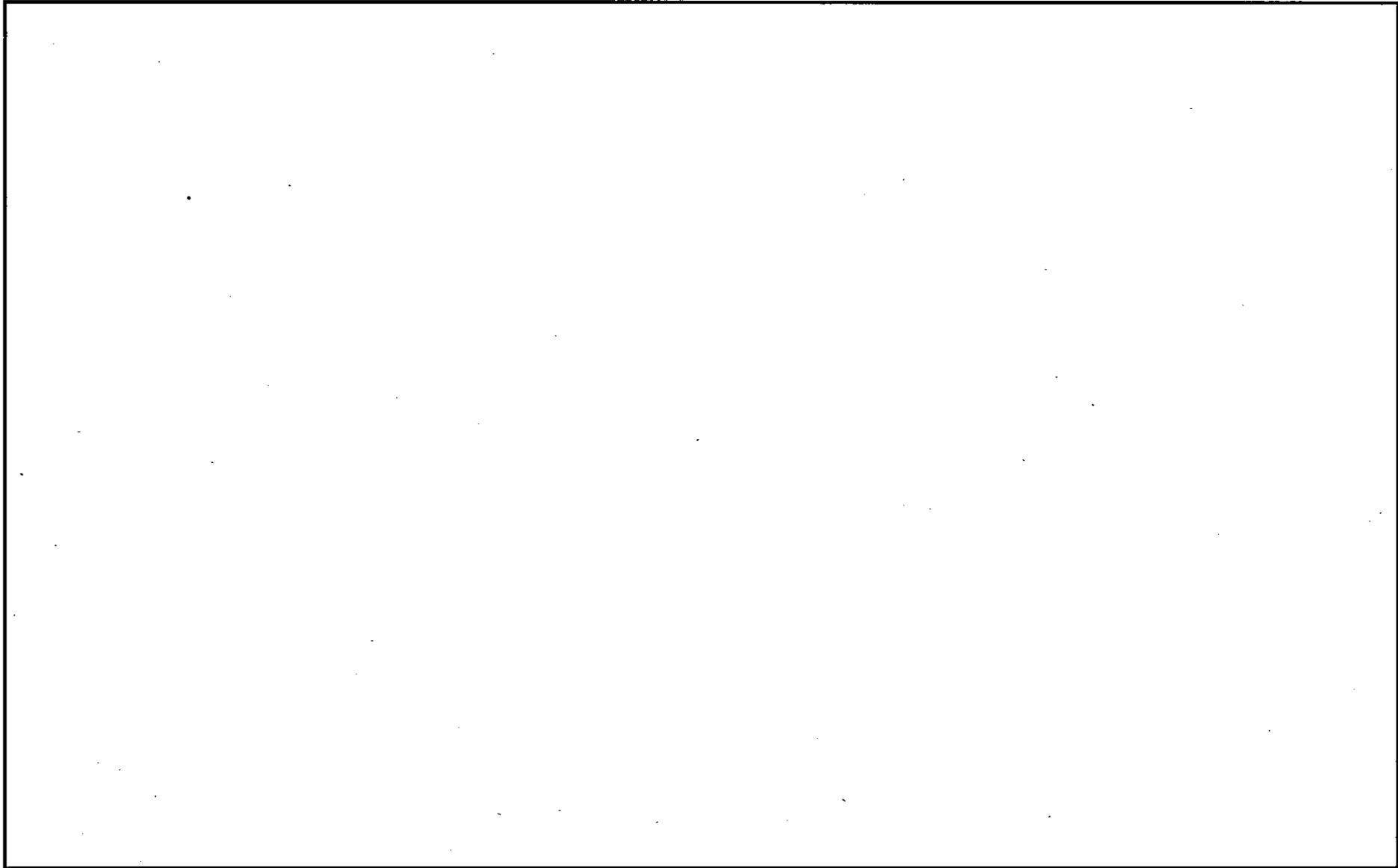


第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (5/9)

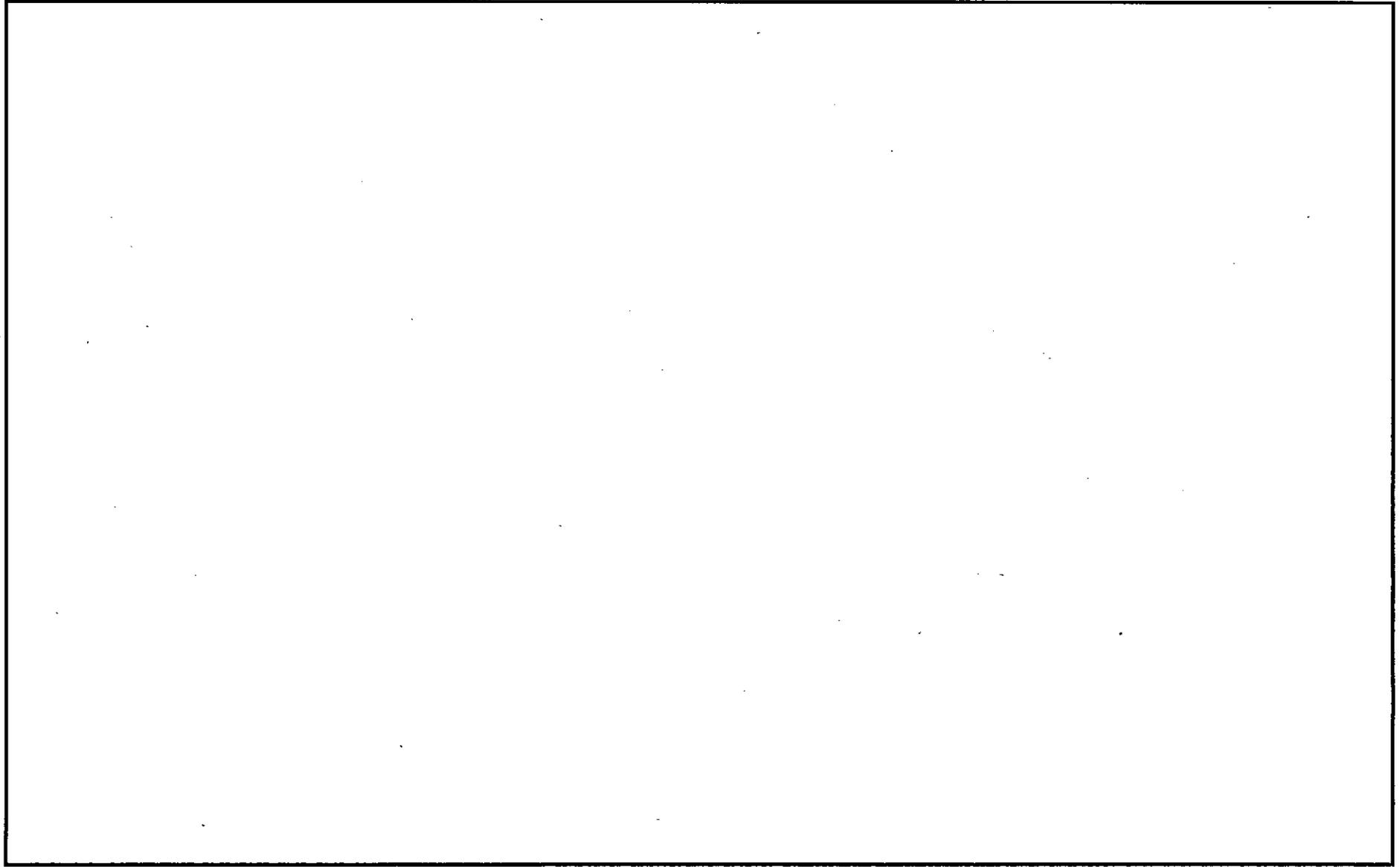
11条-14



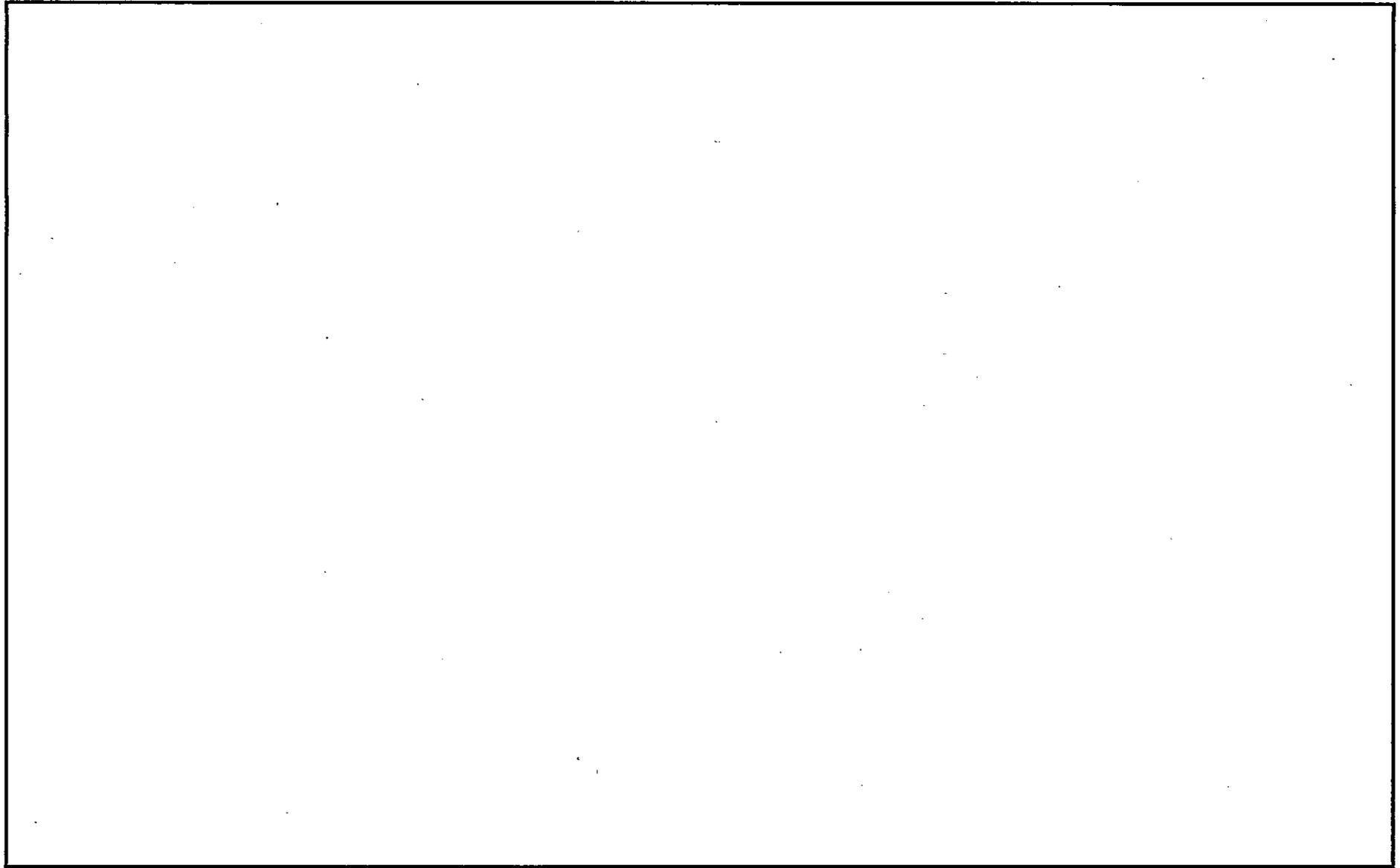
第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (6/9)



第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (7/9)



第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (8/9)



第 2.2-4 図 作業用照明配置図 (9/9)

2.3 可搬型照明の設計方針

設計基準事故時における対応操作，また全交流動力電源喪失時に現場操作等の対応が必要となる電気室については，現場への移動や操作を考慮した位置に蓄電池内蔵型照明等の作業用照明を設置している。

作業用照明により操作に必要な照明は確保されるが，念のため，運転員が通常滞在している中央制御室等に十分な数量の可搬型照明（ヘッドライト，LEDライト，ランタン）を配備し，昼夜，場所を問わず作業を可能とする。

また，複数の可搬型照明（例えば，現場対応時はLEDライトとヘッドライト）と予備の乾電池を用意することにより，照明を確保し，電池交換を可能とする。

なお，乾電池については，可搬型照明が7日間使用可能な数量を確保する。

可搬型照明の保管場所，数量及び仕様を，第2.3-1表に示す。

第 2.3-1 表 可搬型照明の保管場所、数量及び仕様

	保管場所	数量	仕様
LEDライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電池： 内蔵蓄電池 点灯可能時間： 約 4～8 時間 (調光により 変化)
	廃棄物処理 操作室	5 個 〔運転員分 2 個＋ 管理区域内用予 備 3 個〕	
ランタン 	中央制御室	20 個 (中央制御室 主盤エリア用 として 9 個＋ 補助照明 7 個＋ 予備 4 個)	電源：乾電池 (単一×4) 点灯可能時間： 約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電源：乾電池 (単三×3) 点灯可能時間： 約 12 時間

※個数(予備数を含む)については、運用を考慮し今後変更となる場合がある。

別紙 1 現場操作の確認結果について

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1/12)

：手順書で要求のある現場操作又は現場確認を行う機器

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の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。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
給水制御系「手動」切替	中央制御室				
S6G1, G2 リセット	中央制御室				
固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉降圧	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
タービントラニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (2/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 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。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器内バージ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		プロコン オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（PLR FCV）	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP 1 台停止 TD2→TD1	中央制御室		
		O2 注入系停止	中央制御室/ 現場		財産保護の観点で実施する操作のため、対象外
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（PLR FCV MINI POS）	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		所内電源切替 所変→起変	中央制御室		
クロスアラウンドドレン弁 開	中央制御室				
給水流量減少確認	中央制御室				
発電機出力降下（負荷制限）	中央制御室				
解列前基幹給連絡	中央制御室				
発電機解列準備	中央制御室				
発電機解列	中央制御室				
発電機解列所内周知、基幹給連絡	中央制御室				
タービン側ドレン弁開	中央制御室				
発電機界磁遮断器開放	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (3/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	AVR 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		発電機コアモニター停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		IPB ファン停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験準備	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントリップ後操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW RPV 底部ドレン弁 開	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/ 現場	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」位置切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉停止後点検	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		M. SJAE→OGSJAE 切替確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SDC モード運転	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP 全停	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (4/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価		
				評価内容	評価結果	
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)		
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室			
		4S H/B 切替確認	中央制御室			
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室			
		MSIV 弁全閉操作	中央制御室			
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室			
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室			
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室			
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室			
		復水器真空破壊	中央制御室			
		原子炉冷却	中央制御室			
		復水器内負圧保持	中央制御室			
			タービン側機器停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、再循環ポンプ駆動電動機遮断器開等により、再循環ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	非常時運転手順書1 再循環ポンプトリップ事故	PLR1台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)		
		SRI 作動確認	中央制御室			
		発電機状態確認	中央制御室			
		原子炉状態確認	中央制御室			
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」, FCV「MIN POS」	中央制御室			
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉 →5分後全開	中央制御室			
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認, FCV 40%以下	中央制御室			
		原子炉安定確認	中央制御室			
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室			
		復水器真空調整	中央制御室			
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室			
			02 注入系注入量調整			現場
			コンデミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する。	対応手順なし (再循環ポンプは自動起動する設備ではなく、起動条件として温度制限も設けているため、余熱なしで起動することはない。)					

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (5/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 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。	非常時運転手順書 I 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C, 2D, HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD ターニング確認	中央制御室		
		タービン機器 CS 「PtoL」 「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RPS MG セット起動, 受電	中央制御室/ 現場	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位確保確認	中央制御室		
		外部電源状況確認	中央制御室		
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
CUW 再起動	中央制御室/ 現場			緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室				
タービントーニング確認	中央制御室				
RCIC 停止	中央制御室				
東海原子力線 1, 2 号復旧確認	中央制御室				
275kV 母線復旧	中央制御室				
所内電源復旧	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (6/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6) 給水加熱喪失 【事象の想定】 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、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故			「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様	
(7) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I 原子炉スクラム事故			「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様	
(8) 負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電システムの故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 I 275kV 電源喪失事故			「(5)外部電源喪失」と同様	
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、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。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及び RHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		復水系統全確認	中央制御室		
		M. SJAE 停止	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
格納容器隔離動作確認	中央制御室				
MSIV CS「CLOSE」	中央制御室				
給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (7/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、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。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故 (続き)	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAE 起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器隔離, AC 系リセット, 復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却, S/P 水位調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力, 炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービントワーニング確認	中央制御室		
		RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフ ラッシング	中央制御室/ 現場		
		PLR 停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RHR SDC モード運転	中央制御室		
		RCIC 停止, SRV 開閉停止	中央制御室		
(10) 給水制御系の故障 【事象の想定】 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、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン 確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (8/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10) 給水制御系の故障 (続き) 【事象の想定】 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、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 I タービン発電機トリップ事故 (続き)	SRV 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
OG 流量調整	中央制御室				
(11) 原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12) 給水流量の全喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起り原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 I 給復水系故障による原子炉スクラム事故	復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		L-2 到達, MSIV 閉, RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (9/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12) 給水流量の全喪失 (続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 I 給復水系故障による 原子炉スクラム事故 (続き)	L-8 到達, RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 及び RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		SRV 手動閉閉停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
(13) 原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により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損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 I 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認 (RCIC 自動起動)	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/P スプレー切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W, S/P H2 濃度及び γ 線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (10/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(14) 原子炉冷却材 流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、2台の再循環 ポンプが何らかの 原因でトリップす ることにより炉心 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 冷却能力が低下す る。	非常時運転手順書 I 再循環ポンプトリッ プ事故	PLR2 台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SRI 作動確認	中央制御室		
		発電機出力確認, 給復水系確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		02 注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する 操作のため, 対象外	対応不要
コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要		
(15) 原子炉冷却材 ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、1台の再循環 ポンプの回転軸が 何らかの原因で固 着することにより、 炉心流量が急減し て、炉心の冷却能 力が低下する。	非常時運転手順書 I 再循環ポンプトリッ プ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様			
(16) 制御棒落下 【事象の想定】 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 入と出力分布変化 が生じる。	非常時運転手順書 I 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		原子炉側操作	中央制御室		
		タービン側操作	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転確認	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要
		MS RAD HI による MSIV 隔離確認後, CS「閉」位置	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		MDRFP, HPCP 一台運転	中央制御室		
		コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要
		RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		制御棒落下確認	中央制御室		
		プラント状態確認	中央制御室		
		原子炉出力降下操作	中央制御室		
		落下制御棒状態確認	中央制御室		
制御棒単体スクラム	中央制御室/ 現場	代替措置 (原子炉手動スク ラム等) により実施可能な ため, 対象外	対応不要		
落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のた め, 対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (11/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
<p>(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>【事象の想定】 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（以下「オフガス系」という。）の一部が破損した場合には、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。</p>	非常時運転手順書 I 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE 室 ADM 指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG 系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		シャッター、扉閉操作	現場	建屋境界扉は常時開放しておらず、作業等で扉を開放している場合で事故が発生した場合は、作業員等により速やかに閉止が可能のため、対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（ページング等による退避連絡）により、実施可能なため、対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スクラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG 系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場		
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
原子炉未臨界確認	中央制御室				
原子炉水位回復確認	中央制御室				
所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (12/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (続き)	非常時運転手順書 I 気体廃棄物処理施設の破損事故 (続き)	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV, MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18) 主蒸気管破断	非常時運転手順書 I MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19) 燃料集合体の落下	非常時運転手順書 I 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		6F 作業者退避誘導	現場	代替措置 (ベージング等による退避連絡) により、実施可能なため、対象外	対応不要
		FRVS/SGTS 1 系統起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター指示上昇報告	中央制御室		
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備 (ITV, 警報等) により確認可能なため、対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW, FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
放射線モニター監視	中央制御室				
(20) 可燃性ガスの発生	非常時運転手順書 I 冷却材喪失事故	「(13) 原子炉冷却材喪失」と同様			

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

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 1 号によって要求される『その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路』については，追加設備である緊急時対策所に安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 2 号によって要求される『照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明』については，追加設備である緊急時対策所に用いる避難用の照明の電源が喪失した場合においても，点灯可能なよう非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する。

2. 安全避難通路について

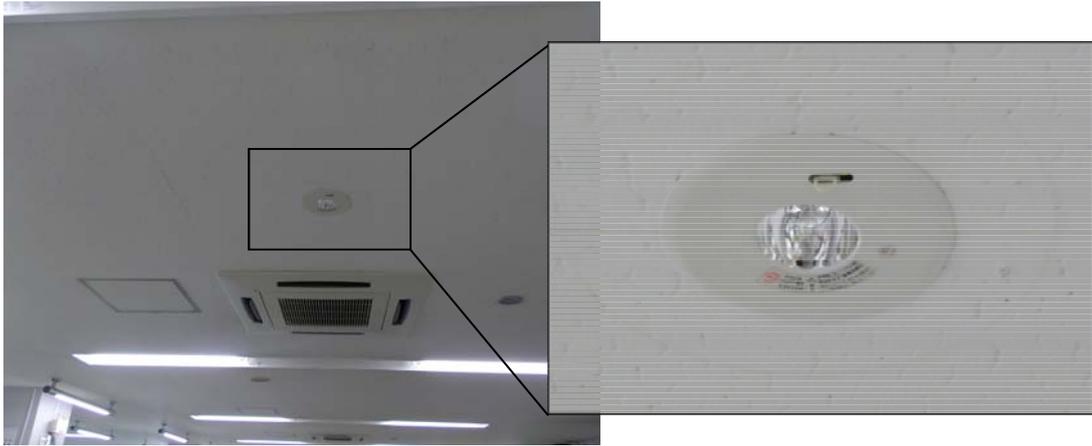
安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として，以下に準拠した蓄電池内蔵の非常灯及び誘導灯を緊急時対策所に設置する。

非常灯：建築基準法施行令第 126 条の四，五及び昭和 45 年建設省告示第 1830 号

誘導灯：消防法施行令第 26 条および消防法施行規則第 28 条

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

避難用の照明装置を, 第 2-1 図に示す。



非常灯



避難口誘導灯



通路誘導灯（廊下・通路）

第 2-1 図 避難用の照明装置（例）

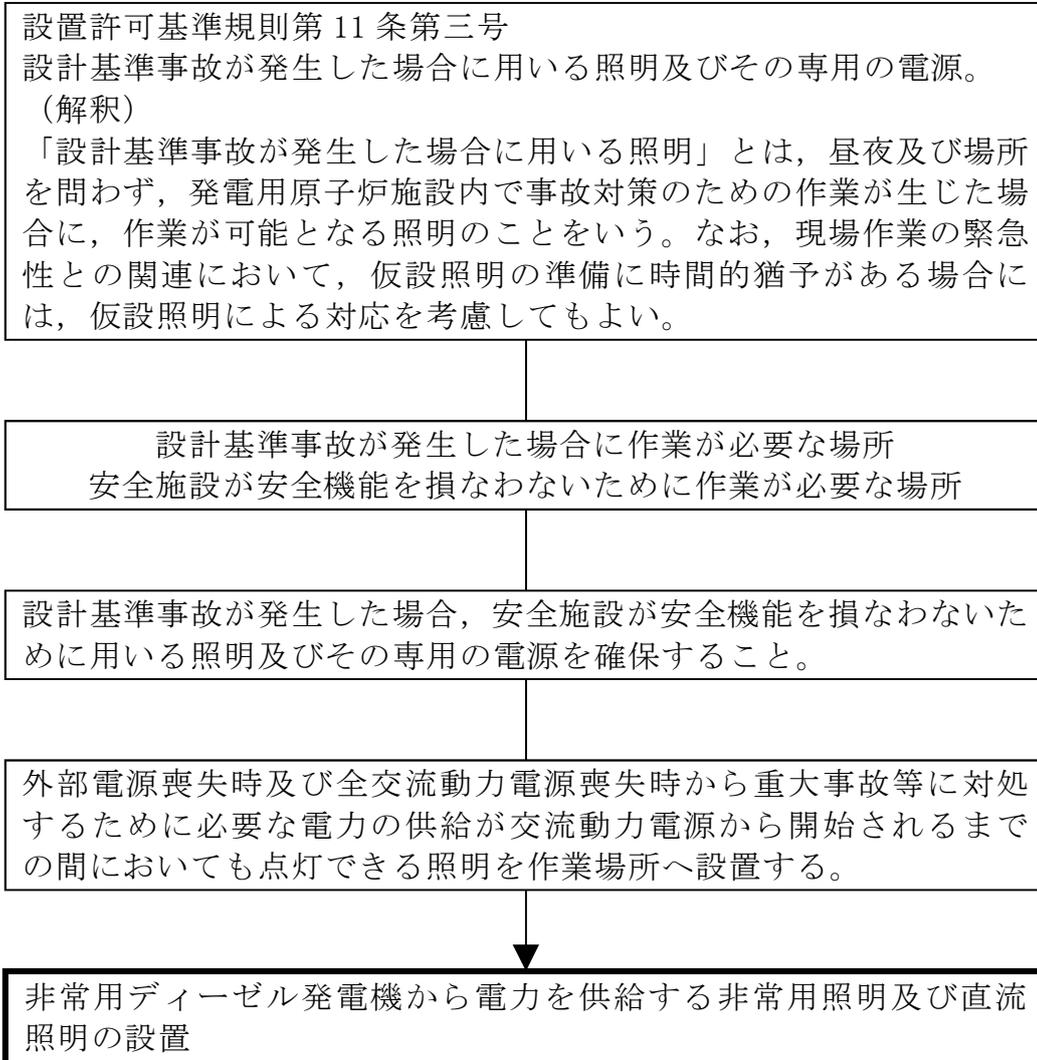
別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全避難通路等

11 条 安全避難通路等



工

【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 (下位文章を含む)
- 核 : 核防護規定 (下位文章を含む)

【添付六, 八への反映事項】

- : 工認 (基本設計方針, 添付書類)
- : 当該条文に関係しない (他条文での反映事項他)

運用，手順に係る対策等（設計基準）

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

東海第二発電所

安全施設

(静的機器の単一故障)

目 次

1.	基本方針	1
1.1	要求事項の整理	1
1.2	追加要求事項に対する適合性	2
2.	静的機器の単一故障	3
2.1	長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出	3
2.2	静的機器の基準適合性確認	5
2.3	原子炉建屋ガス処理系の基準適合性	7
2.4	格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）の基準適合性	25
2.5	中央制御室換気系の基準適合性	34

添付資料

添付 1	重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表
添付 2	重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表
添付 3	重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果
添付 4	設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について
添付 5	静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について
添付 6	静的機器単一故障時の格納容器冷却機能代替性確認評価
添付 7	修復作業の成立性に関する検討について
添付 8	配管及びダクトの内部点検の実施状況について
添付 9	小規模破損の検知及び修復について
添付 10	中央制御室換気系の外気取入ラインについて
添付 11	故障・トラブル情報の活用について
添付 12	東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

< 概 要 >

1. において、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（以下「設置許可基準規則」という。）、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「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設のうち、静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条の要求事項を第 1-1 表に示し、追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び 15 条の

要求事項

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 14 条 (安全設備)	追加要求事項
1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	—	変更なし
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。	静的機器の単一故障に関する考え方の明確化
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件にお	2 安全性設備は、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	変更なし

いて、その機能を発揮することができるものでなければならぬ。	発揮することができるよう、施設しなければならない。	
-------------------------------	---------------------------	--

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	追加要求事項
一	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	変更なし
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。	変更なし
一	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、弁その他の機械又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。	変更なし
5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	変更なし

<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項（相互接続に関する要求追加）</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器

の単一故障，又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性及び補修作業性並びに当該作業期間における従事者及び周辺公衆の被ばくを考慮する。

- ・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
- ・中央制御室換気系のダクトの一部

格納容器冷却スプレイ系（残留熱除去系）のスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については，単一設計とするが，安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても，原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また，他の系統を用いて当該機能を代替できる設計とする。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，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想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

また，安全施設は，その健全性及び能力を確認するために，その安全機能の重要度に応じ，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないように設計する。

(2) 安全設計方針

1. 1 安全設計の方針

1. 1. 1 安全設計の基本方針

1. 1. 1. 7 多重性又は多様性及び独立性

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1. 1. 1. 8 単一故障

安全施設のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計とする。

なお、重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とする場合には、単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計、他の系統を用いてその機能を代替できる設計又は単一故障を仮定しても安全機能を達成できる設計とする。

1. 1. 1. 9 試験検査

安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(3) 適合性説明

- 1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。
- 7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設

と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

安全施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

(1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「PS」という。）。

(2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。）。

また、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとする。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

b. クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

c. クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

第1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類		安全施設		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
重要度による分類				
安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス1	PS-1	MS-1	
	クラス2	PS-2	MS-2	
	クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

2について

安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該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、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする。単一故障は、短期間では動的機器の単一故障を仮定し、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障を仮定するものとする。ここで、長期間とは24時間以上を基本とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した

場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、最も過酷な条件になる全周破断を想定する。この故障においては、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。また、設計基準事故時に、全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは「添付資料十 3. 4 環境への放射性物質の異常な放出」の基準値に対して十分な裕度を確保でき、修復作業期間における作業員の被ばくは緊急時作業に係る線量限度以下とできることから、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復が可能である。

中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障として、最も過酷な条件となる全周破断を想定する。この故障においては、単一故障による中央制御室の運転員の被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。また、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、中央制御室の運転員の被ばく量は緊急作業時における線量限度に対して十分な裕度を確保でき、修復作業期間における作業員の被ばくは緊急時作業に係る線量限度以下とできることから、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復が可能

である。

単一設計とするスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）を有する格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。動的機器の単一故障として格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）1系列の不作動を、静的機器の単一故障としてスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、静的機器の単一故障としてスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても、残留熱除去系2系統にてドライウエルスプレイを行うか、又は1系統をドライウエルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

3について

安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、さらされると考えられる全ての環境条件において、その機能が発揮できる設計とする。

4について

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して適切な方法により発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

5について

(1) 格納容器内の配管の破損（破断又は漏えい）時に、破損した配管がジェット反力によるホッピングによって他の主要配管、格納容器を損傷しないよう、必要に応じて適宜破損した配管の動きを制限する構造物を設ける設計とする。

(2) 格納容器は、流出流体のジェット力及び流出流体の加熱による熱応力に対して耐えられるように設計する。

(3) 安全施設のうち、独立性を要求されているものは、各系統相互の離隔距離又は障壁によって分離し、ある区分で発生した飛散物が他の区分の構築物、系統及び機器に影響を与えず、かつ、ある区分の内部発生飛散物による配管の破損、機器の故障等の二次的影響が他の区分に波及しないこと、及び1区分の損傷により安全機能が喪失されない設計とする。

(4) 非常用炉心冷却系の各ポンプ等が配置してある原子炉建屋最下階（地下2階）は、何らかの原因で原子炉建屋内に溢水事故が発生したとしても、非常用炉心冷却系の機能が喪失しないように、区分毎（区分Ⅰ、Ⅱ及びⅢ）に隔壁を設ける設計とする。

(5) タービンミサイルについては、蒸気タービン及び発電機破損防止対策を行うことにより、蒸気タービン及び発電機の破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全施設の損傷確率を低くすることによって、発電用原子炉の安全を損なう可能性を極めて低くする設計とする。

(6) 再循環ポンプは、原子炉再循環配管破断を想定しても、ポンプミサイルが生じないように、破壊限界に対し十分な強度をもつ設計とする。

(7) ガス爆発、重量機器の落下等については、LOCA時の水素濃度が燃焼限度以下であることの確認や、クレーン落下防止設計等により飛来物が発生しないことの確認、あるいは飛来物が発生しても原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

6及び7について

今回の変更申請においては該当しない。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等

8. 2 換気空調設備

8. 2. 1 換気設備

8. 2. 1. 2 設計方針

(6) 中央制御室換気系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を過度の放射線被ばくから防護するように設計する。

(7) 重要度が特に高い安全機能を有する換気空調設備においては、単一故障を仮定してもその安全機能を失うことのないよう原則として多重性を備える設計とする。また、中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

9. 2 原子炉格納容器スプレイ系

9. 2. 2 設計方針

(3) 単一故障

原子炉格納容器スプレイ系は、事故後の動的機器の単一故障、又は想定さ

れる静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される安全機能を達成できる設計とする。

単一設計とするスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を仮定した場合でも、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

9. 4 原子炉建屋ガス処理設備

9. 4. 2 設計方針

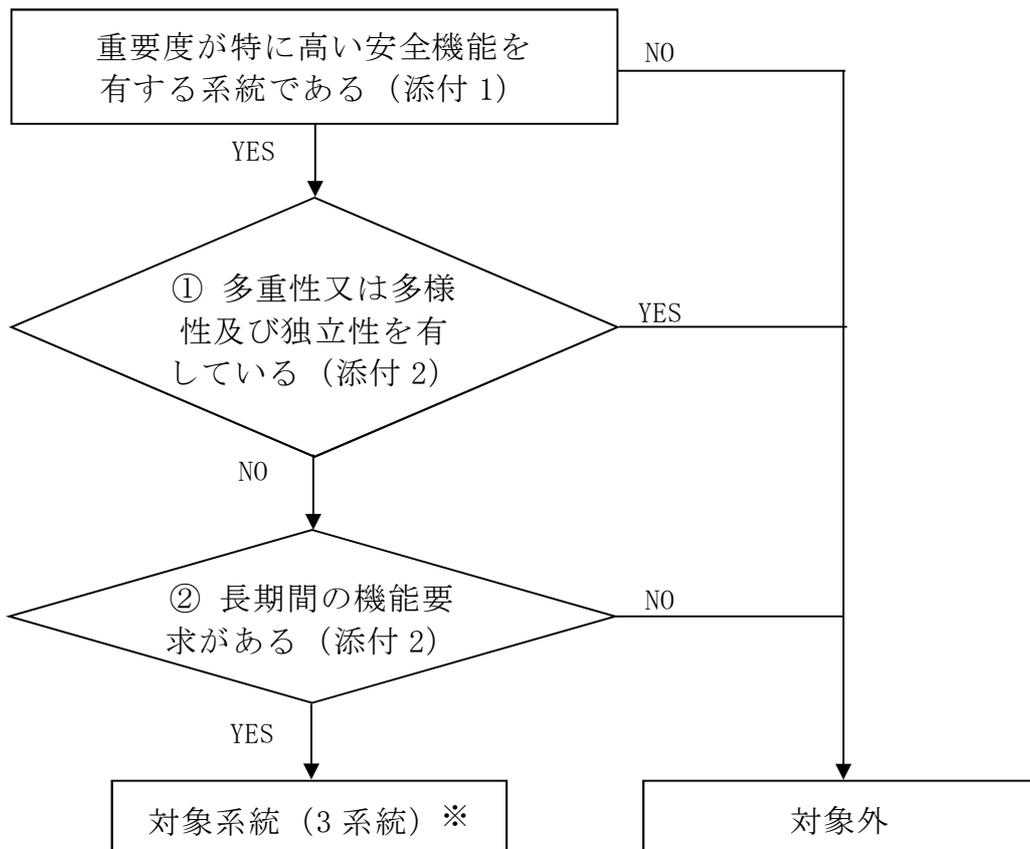
(1) 原子炉冷却材喪失事故時に、短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を達成できる設計とする。

なお、単一設計とする配管の一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

2. 静的機器の単一故障

2.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出

東海第二発電所において、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している系統を抽出した。



※ 現有設備では、ディーゼル発電機の燃料系である軽油貯蔵タンクが1基（単一設計）であるが、今回の申請において軽油貯蔵タンクを2基に変更し、多重性を有する設計とする。

抽出に当たっては、設置許可基準規則の解釈第12条第3項の表に規定された安全機能を有する系統を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」並びに社団法人日本電気協会「安全機能を有する

電気・機械装置の重要度分類指針」(JEAG4612-2010)及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(JEAG4611-2009)に示される安全施設の中から選定した。その結果を添付1に示す。

添付1で選定した系統について、多重性又は多様性及び独立性の有無並びに長期間にわたる要求の有無について整理した。整理した結果を添付2に示す。

添付2で整理した結果に基づき、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間(24時間以上若しくは運転モード切替以降)にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している以下の3系統を抽出した。

(1) 原子炉建屋ガス処理系

- ・単一設計箇所：配管の一部

(2) 格納容器スプレイ冷却系(残留熱除去系)

- ・単一設計箇所：スプレイヘッド(サブプレッション・チェンバ側)

(3) 中央制御室換気系

- ・単一設計箇所：ダクトの一部

2.2 静的機器の基準適合性確認

設置許可基準規則の解釈第12条の第5項に以下の記載がある。

- 5 第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点が短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。

また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

上記内容から、単一故障を仮定しなくてもよい場合及び多重性の要求が適用されない場合の条件は以下のとおりとなる。

- ① 単一故障が想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる。
- ② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる。
- ③ 単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であって

も、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる。

2.1 で抽出した静的機器について、①～③の条件に照らして基準適合性を確認した結果、第 2-1 表に示すとおりとなった。

第 2-1 表 静的機器の基準適合性確認結果一覧

系統	対象機器	適合条件		
		①	②	③
原子炉建屋ガス処理系	配管の一部	○	—	—
格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）	スプレイヘッド （サプレッション・チェンバ側）	—	—	○
中央制御室換気系	ダクトの一部	○	—	—

基準への適合性について、詳細を以降に示す。

2.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性

(1) 設備概要

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり、原子炉建屋（原子炉棟）（以下「原子炉建屋」という。）内に設置している。事故時に原子炉建屋の放射能レベルが高くなる場合に、原子炉建屋から外部へ放散される放射性物質を吸着し、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させる。

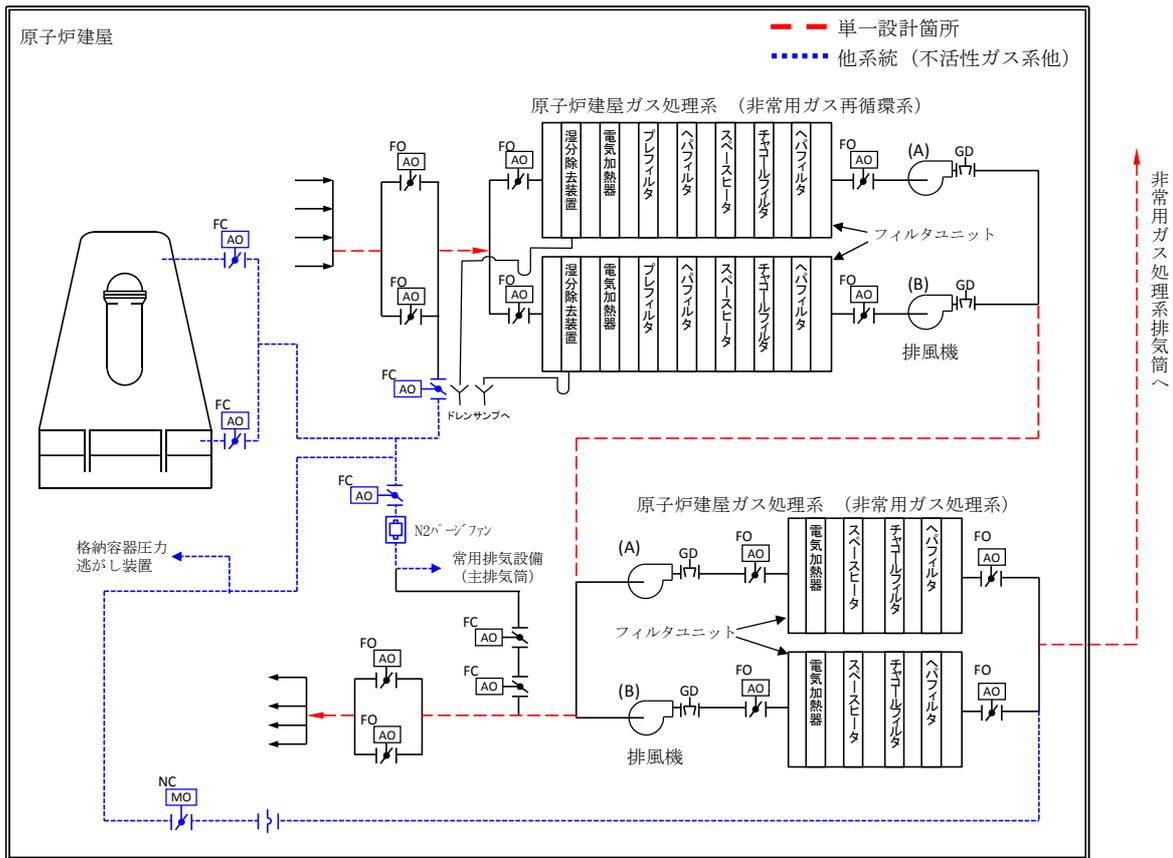
非常用ガス再循環系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタユニット、排風機及び弁などから構成されており、原子炉建屋内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。

非常用ガス処理系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタユニット、排風機及び弁などから構成されており、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、排気筒と隣接して同じ高さまで設置している非常用ガス処理系排気筒を通して、大気へ放出させ、原子炉建屋を負圧に保つ。

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

原子炉建屋ガス処理系は、第2-1図に示すとおり、配管の一部は単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該配管の仕様を第2-2表に示す。



第 2-1 図 原子炉建屋ガス処理系系統概要図

第 2-2 表 配管仕様表

機器		最高使用 圧力 (MPa [gage])	最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
非常用ガス 再循環系 配管	吸込側	0.014	72	609.6	12	SM41A
	吐出側			406.4	9.5	SM41B
非常用ガス 処理系配管	吸込側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B
	吐出側			457.2	14.3	SM41B

※外面塗装

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

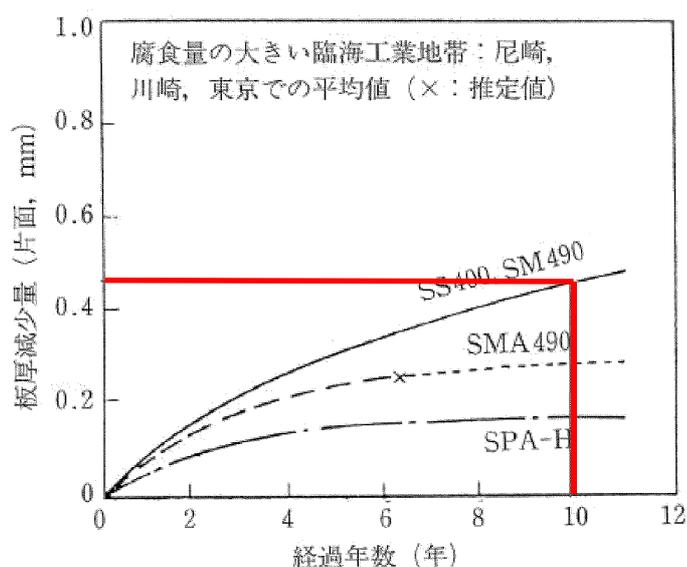
(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

原子炉建屋ガス処理系の配管の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2-3 表に示す。この結果、原子炉建屋ガス処理系の配管は十分な信頼性を有している。

第 2-3 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
配管	腐食	建屋内外に設置した配管は、防食塗装を施しており、腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない。配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

さらに、炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。この減肉量は配管肉厚（最小 9.5 mm）に対して十分小さいことから、配管は十分な信頼性を有している。



第 2-2 図 我が国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果
（社団法人腐食防食協会「腐食・防食ハンドブック」に加筆）

(b) 保守管理

原子炉建屋ガス処理系は、第 2-4 表に示すとおり配管の外観点検を定期的に行っており、有意な腐食が発生していないことを確認している。また、第 2-5 表に示すとおり、保安規定に基づく定期試験により系統の健全性を確認している。

この結果、原子炉建屋ガス処理系の配管は適切な保守管理を実施しており、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2-4 表 配管点検内容

機器	想定される 経年劣化事象	点検内容
配管	腐食	外観点検 亀裂，変形，腐食，塗装の剥離等の有意な異常がないことを目視にて確認する。

第 2-5 表 定期試験内容

定期試験	試験内容
原子炉建屋ガス処理系手動起動試験	非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機を起動し，系統流量が必要流量以上で正常に運転できることを確認する。

(c) 過去の故障実績

これまで，原子炉建屋ガス処理系の配管については保守管理を適切に実施しており，工事報告書及び不適合管理票により確認した結果，機能性能に影響を及ぼすような故障実績はなかった。

また，原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果，当該系統である原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）に関する故障実績はなかった。

しかし，自社プラントにおいて換気空調ダクトの腐食による故障が発生している。この水平展開として，東海第二発電所では管理区域とのバウンダリとなる屋内外のダクト（原子炉建屋ガス処理系配管を含む）について外観点検（1回／年）を実施し，腐食等の有無を確認し，必要に応じて補修塗装等の対応を実施することとした。また，当該系統の中で最も腐食環境にある非常用ガス処理系排気筒については定期的に肉厚測定を実施し，異常のないことを確認しており，このことから機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR 事業者協議会（JBOG），一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

原子炉建屋ガス処理系配管の一部について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を調査した。上述のとおり、当該配管については軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。

なお、原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない。配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

c. 仮定した故障による影響評価

原子炉建屋ガス処理系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去した後に、原子炉建屋内ガスを環境へ放出することで、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させるものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、非居住区域境界外の被ばく評価を行う。

前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、原子炉建屋ガス処理系の機能を期待している原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下とする。

(a) 故障箇所の想定

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第2-3図に故障想定箇所の概要を示す。

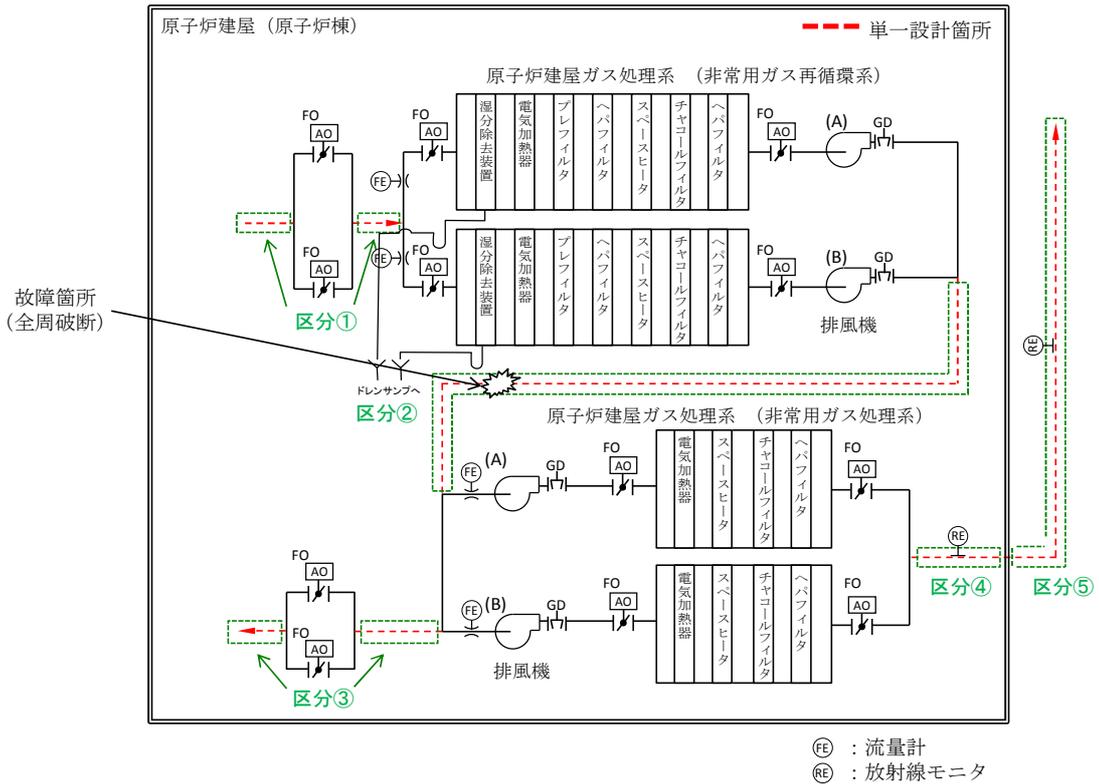
区分① 非常用ガス再循環系吸気配管

区分② 非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管

区分③ 非常用ガス再循環系戻り配管

区分④ 非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋内）

区分⑤ 非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋外）



第 2-3 図 故障想定箇所概要図

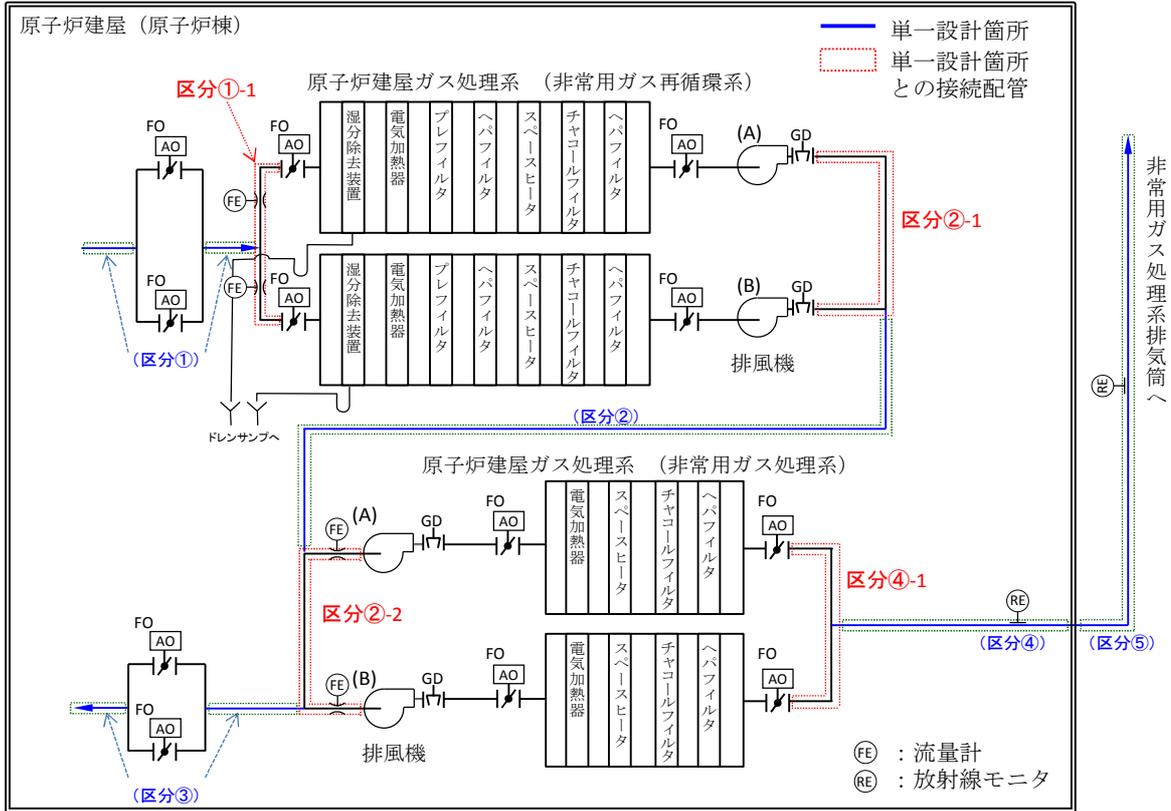
- ・ 区分① : 配管の全周破断を想定しても、破断口からの吸気により非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが高所から環境に放出されることになるため、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。
- ・ 区分② : 配管の全周破断を想定すると、破断口から原子炉建屋内の雰囲気ガスが、直接非常用ガス処理系に流入することになる。非常用ガス処理系は非常用ガス再循環系で処理したガスが入る

ことを前提としているため、評価に当たっては、非常用ガス処理系が停止することを仮定する。したがって、非常用ガス再循環系が原子炉建屋内のガスを処理し続けるものの、非常用ガス処理系の停止により、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなり、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響が大きくなる。

- ・区分③：配管の全周破断を想定しても、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の運転に影響を与えないことから、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。
- ・区分④：配管の全周破断を想定すると、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理したガスは原子炉建屋内に放出されることとなり、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなるが、非常用ガス処理系の運転が継続されるため、区分②と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。
- ・区分⑤：配管の全周破断を想定した場合、排気筒放出から地上放出になるが、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが原子炉建屋外に排気されるため、区分④と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

以上から、評価上最も厳しくなる区分②を、保守的に故障想定箇所とする。

なお、二重化された部分であっても、単一設計部分に接続され隔離がなされない部分については、全周破断が発生した場合には両系統に影響を及ぼすが、単一設計箇所の評価に包絡されることを確認している。第2-4図に該当部を示す。



第2-4図 原子炉建屋ガス処理系 故障想定箇所

- ・ 区分①-1 : 流入した気体は全量フィルタ処理される。
- ・ 区分②-1 : 配管内の全量放出を想定した区分②に包絡される。
- ・ 区分②-2 : 配管内の全量放出を想定した区分②に包絡される。
- ・ 区分④-1 : 配管内の全量放出を想定した区分④に包絡される。

(b) 故障の発生時期

故障が発生する時期は、設置許可基準規則の解釈第12条の第5項に基づき、事故発生から24時間後とする。

(c) 評価条件

i) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失において、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で単一設計箇所内の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第2-6表に示す。なお、評価に当たっては、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第2-6表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>(事故発生～24時間)</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>(24時間以降)</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>(実効放出継続時間※)</p> <p>[事故発生～24時間]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：10時間 ・よう素：20時間 <p>[24時間以降]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：140時間 ・よう素：210時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>[24時間以降] 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) (相対濃度 (χ/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 8.9×10^{-7} (s/m³)</p> <p>[24時間以降] 7.0×10^{-6} (s/m³)</p>	<p>(実効放出継続時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：24時間 ・よう素：24時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>4.5×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (χ/Q))</p> <p>8.0×10^{-7} (s/m³)</p>

※：実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

ii) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下において、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で静的機器の単一故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第2-7表に示す。なお、評価に当たっては、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第2-7表 評価条件の比較（燃料集合体の落下）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>(事故発生～24時間)</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>(24時間以降)</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>(実効放出継続時間[※])</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：10時間 ・よう素：1時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>[24時間以降] 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) (相対濃度 (χ/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 2.0×10^{-6} (s/m³)</p> <p>[24時間以降] 2.4×10^{-5} (s/m³)</p>	<p>(実効放出継続時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：15時間 ・よう素：5時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>5.1×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (χ/Q))</p> <p>2.0×10^{-6} (s/m³)</p>

※：実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

(d) 評価結果

i) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失について単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②(非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管)が全周破断した場合の評価結果は、第2-8表に示すとおり約 1.0×10^{-2} mSvであり、判断基準(実効線量5mSv以下)を満足することを確認した。

第2-8表 評価結果の比較(原子炉冷却材喪失)

項 目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 4.0×10^{12} Bq
	地上放出	約 3.2×10^{12} Bq	—
環境に放出されるよう素(I-131等価量－小児実効線量係数換算)	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 4.8×10^9 Bq
	地上放出	約 1.4×10^{11} Bq	—
実効線量	希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量	約 8.2×10^{-4} mSv	約 1.8×10^{-4} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 9.6×10^{-3} mSv	約 3.6×10^{-5} mSv
	原子炉建屋内からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 5.7×10^{-5} mSv	約 5.7×10^{-5} mSv
	合 計	約 1.0×10^{-2} mSv	約 2.7×10^{-4} mSv

ii) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下について単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②(非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管)が全周破断した場合の評価結果は、第2-9表に示すとおり約 5.9×10^{-2} mSvであり、判断基準(実効線量5mSv以下)を満足することを確認した。

第2-9表 評価結果の比較(燃料集合体の落下)

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス(γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)	排気筒放出	約 2.4×10^{14} Bq	約 3.1×10^{14} Bq
	地上放出	約 7.7×10^{13} Bq	—
環境に放出されるよう素(I-131等価量－小児実効線量係数換算)	排気筒放出	約 6.0×10^{10} Bq	約 6.1×10^{10} Bq
	地上放出	約 2.0×10^{10} Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 5.0×10^{-2} mSv	約 1.6×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 8.4×10^{-3} mSv	約 1.7×10^{-3} mSv
	合計	約 5.9×10^{-2} mSv	約 1.8×10^{-2} mSv

d. 安全上支障のない期間の考え方

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

(3) 故障箇所の修復

a. 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視しており、各区分の配管に全周破断が発生した場合は、パラメータ変動の確認により異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。

第2-3図、第2-4図の各区分の全周破断想定箇所について、それぞれ以下のように検知可能である。

- ・区分①，①-1：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分②，②-1，②-2：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分③：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分④，④-1：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ，FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分⑤：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

原子炉建屋内の現場確認の範囲は限定（約13m×約44m）されており、

確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約150mSv/hであるため数十分程度は現場確認可能である。さらに、必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認を継続することも可能である。なお、警報機能付個人線量計の着用による線量管理，必要に応じて全面マスク等の防護具の着用，サーベイメータによる雰囲気線量率の確認を行うことで線量低減を図ることが可能である。

b. 修復性

配管の修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。[修復作業の一例を第2-5図に示す。](#)

なお、現場確認により、単一設計箇所と二重化された箇所での配管の形状（直管、エルボ管、分岐管）に違いはないことを確認しており、修復方法も様々な配管形状に対応できる工法であることから、いずれの箇所でも故障が発生した場合でも修復可能である。

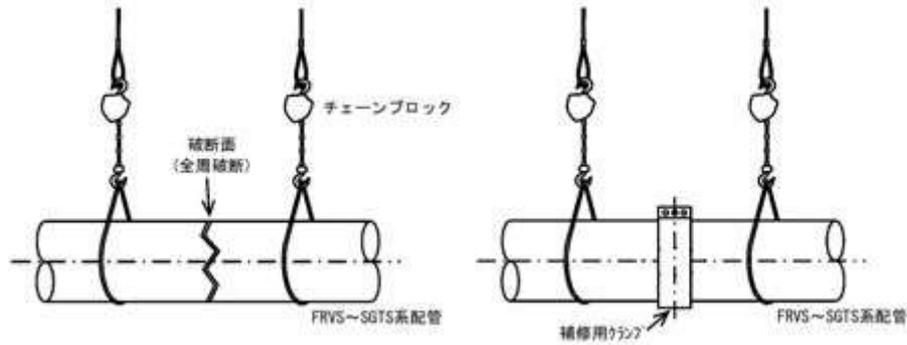
① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

- ・[現場の状況（修復箇所表面の温度、作業エリアの汚染の状況等）に応じた保護具を装着する。](#)
- ・[作業安全確保のため、原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止”及び電源“切”）を行う。](#)

- ③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し、チェーンブロック等により芯合せを行う。
- ④ 配管破断箇所、修復用資機材（補修用パテ、クランプ等）を取り付ける。



第2-5図 配管修復イメージ

修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要な隔離作業は排風機の電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

また、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c. 修復作業での被ばく評価

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し、修復作業における被ばく評価を実施した。

原子炉建屋ガス処理系の配管修復を行う際的前提を、条件が厳しくなる燃料集合体の落下として、以下の条件で被ばく評価を行った。

- ・ 事故発生から20日後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を4時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所です。フィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。
- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 52mSv となり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2-10 表に示す。

第 2-10 表 配管修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率 (mSv/h)	実効線量 (mSv)
配管修復 (全周破断)	約13	約52

なお、修復作業の被ばく評価にあたっては、事故発生から 20 日後に作業を開始することとしている。これは、緊急作業時の線量限度（100mSv）を満足できる範囲で、原子炉建屋ガス処理系の機能を最も早期に回復させるために設定した作業実施時期である。

実運用においては、作業員の被ばく低減を考慮した上で、修復作業の実施時期を決定する。

d. 修復後について

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障箇所について補修用パテ、クランプ等で修復することとしているが、これらは早期に安全機能を回復し、故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって、事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理

を行う。

(4) 総合評価

原子炉建屋ガス処理系の配管のうち単一設計の箇所について、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定される配管の全周破断を仮定した。

これまでの評価により、設計基準事故時において、非居住区域境界外での被ばくによる実効線量の評価値及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから、単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認した。

以上から、基準に適合している。

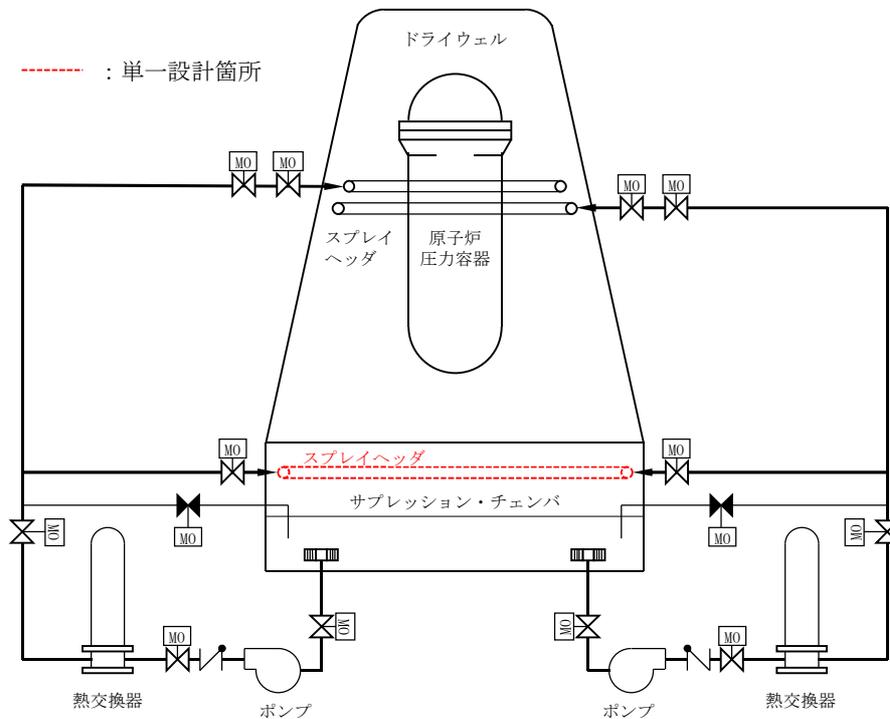
2.4 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）の基準適合性

(1) 設備概要

残留熱除去系の運転モードの一つである格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失後にサブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、格納容器の温度、圧力を低減させるとともに、格納容器内に浮遊している放射性物質が格納容器外に漏えいするのを抑制する機能を有する。本系統の流量のうち、約95%がドライウェル内に、残りの約5%がサブプレッション・チェンバ内にスプレイされる。

本系統の機器は耐震Sクラスで設計している。

格納容器スプレイ冷却系は、第2-6図に示すとおり、スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）については単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。当該スプレイヘッダの仕様を第2-11表に示す。



第2-6図 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）系統概要図

第 2-11 表 スプレイヘッド仕様

機器	最高使用 圧力 (MPa[gage])	最高使用 温度(°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
スプレイヘッド (サブ プレッション・チェンバ 側)	3.45	76.7	114.3	6	SA-333 Gr.6 (炭素鋼)

※外面塗装

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

スプレイヘッド (サブプレッション・チェンバ側) の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2-12 表に示す。この結果、スプレイヘッド (サブプレッション・チェンバ側) は十分な信頼性を有している。

第 2-12 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される 故障	設計上の考慮
スプレイヘッ ダ	腐食	スプレイヘッドは防食塗装を施しており、腐食の発生を抑制する設計としている。また、通常運転中は窒素ガスを封入した格納容器内に設置している。
	閉塞	水源であるサブプレッション・プールにはストレーナが設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径に対して十分小さい。

さらに、前述の炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。また、スプレイヘッダは内部に水が停滞しない構造であり、加えて、プラント運転中のサブプレッション・チェンバは窒素置換により酸素濃度を低減しており、腐食速度は更に低いと考えられることから、スプレイヘッダは十分な信頼性を有している。

(b) 保守管理

残留熱除去系は、第 2-13 表に示すとおり保安規定に基づく定期試験により系統の健全性を確認している。

これにより、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2-13 表 定期試験内容

定期試験名	試験内容
残留熱除去系電動弁 作動試験（1 回／ 月）	低圧注水系における電動弁（サブプレッションプールスプレイ弁含む）が開することを確認する。
残留熱除去系ポンプ 手動起動試験 （1 回／月）	残留熱除去系ポンプの吐出圧力、流量が規定値以上であることを確認する。

(c) 過去の故障実績

格納容器スプレイ冷却系の単一設計箇所について工事報告書及び不適合管理票により確認した結果、当該箇所についてこれまでに故障実

績はなかった。

また、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果、格納容器スプレイヘッドに関する故障実績はなかった。さらに、ファイバースコープによる内部点検やノズルを取り外しての目視点検を行い、腐食等の異常がないことを確認している。このため、機能性能に影響を与える腐食が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR事業者協議会（JBORG）、一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、上述のとおり軽微な腐食程度しか想定されず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、全周破断の発生は考えにくい。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。

なお、以下の理由によりスプレイヘッドに閉塞事象が発生することはない。

- ・ 水源であるサブプレッション・プールにはストレーナ（孔径 2.0 mm）が設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径（4.4mm）に対して十分小さい。また、サブプレッション・プールについては、塗装状態の確認や異物混入状況の確認を実施している。
- ・ 系統内における異物として、脱落した機器の内部部品や配管内の

クラッドが想定される。機器の内部部品については弁の弁体、ポンプのインペラが考えられるが、これらは多重化された範囲内に設置されており、形状的に各機器内に留まるためスプレイヘッドを閉塞させることはない。また、当該系統はテストラインを使った定期試験により水を循環運転させていることから、スプレイノズルを閉塞させるようなクラッドの発生はない。

なお、サプレッション・チェンバースプレイラインの隔離弁からスプレイヘッドまでの配管はサプレッション・チェンバとつながっており、プラント運転中は窒素置換され酸素濃度を低減した環境となっている。

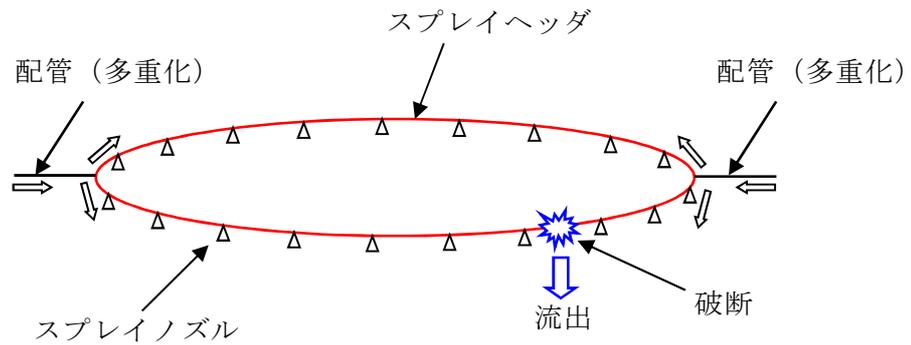
c. 仮定した故障による影響評価

格納容器スプレイ冷却系は、事故時に上昇する格納容器の圧力、温度を低減するものであることから、単一設計箇所での静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として格納容器の圧力、温度の評価を行う。

前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、格納容器スプレイ冷却系の機能を期待している原子炉冷却材喪失とする。

(a) 故障箇所の想定

スプレイヘッドはリング状になっており、スプレイヘッドのどの部位に全周破断を想定しても同じ評価結果となる。[故障想定箇所の概略](#)を第2-7図に示す。



第2-7図 スプレィヘッド (サブプレッション・チェンバ側)

配管全周破断箇所の想定

(b) 故障の発生時期

残留熱除去系の格納容器スプレィ冷却系への手動切替は，事故後15分であることから，故障が発生する時間は，設置許可基準規則の解釈第12条第5項に基づき，事故発生から15分後とする。

(c) 評価条件

スプレィヘッドが全周破断した場合であっても，熱交換器で冷却したプール水が，破断口よりサブプレッション・チェンバ内に注水されることとなる。原子炉冷却材喪失において，ドライウエルに放出された蒸気は，サブプレッション・プール内で凝縮されるため，サブプレッション・チェンバにおいては，スプレィと注水で圧力及び温度の挙動に大きな相違はなく，評価結果への影響は小さい。

しかしながら，評価上は保守的に破断口から注水される水がサブプレッション・チェンバの冷却に寄与しないものとした。

原子炉冷却材喪失における，動的機器の単一故障を仮定したベースケースと，追加で単一設計箇所（静的機器）の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2-14 表に示す。

第 2-14 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

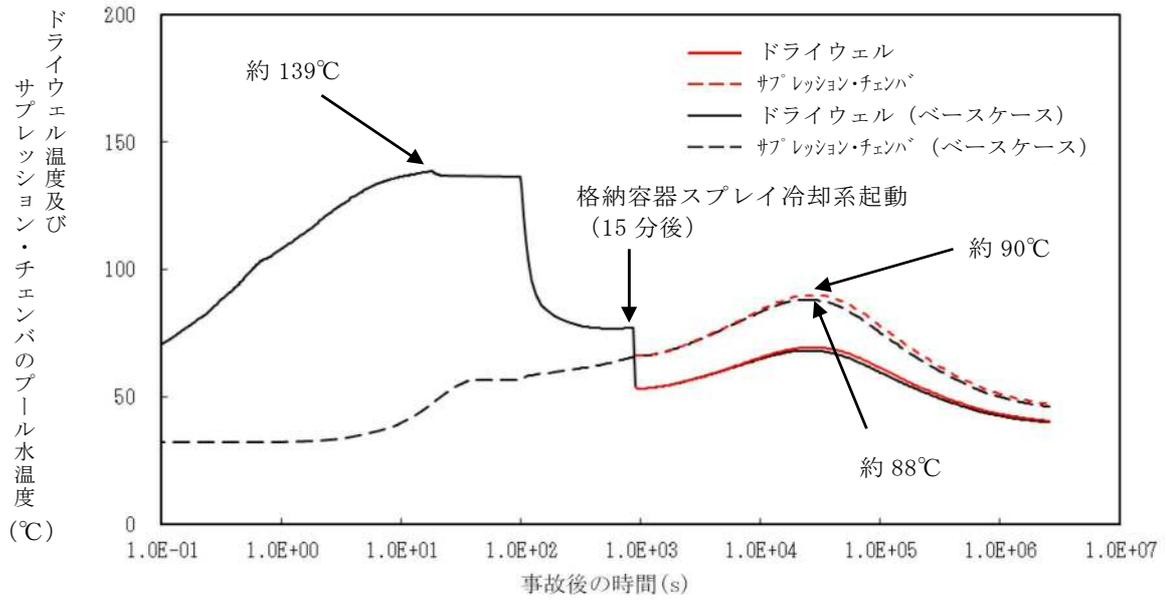
項目	影響評価	ベースケース
格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッション・チェンバ側： 0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッション・チェンバ側： 5%
作動系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却 1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却 1系統

(d) 評価結果

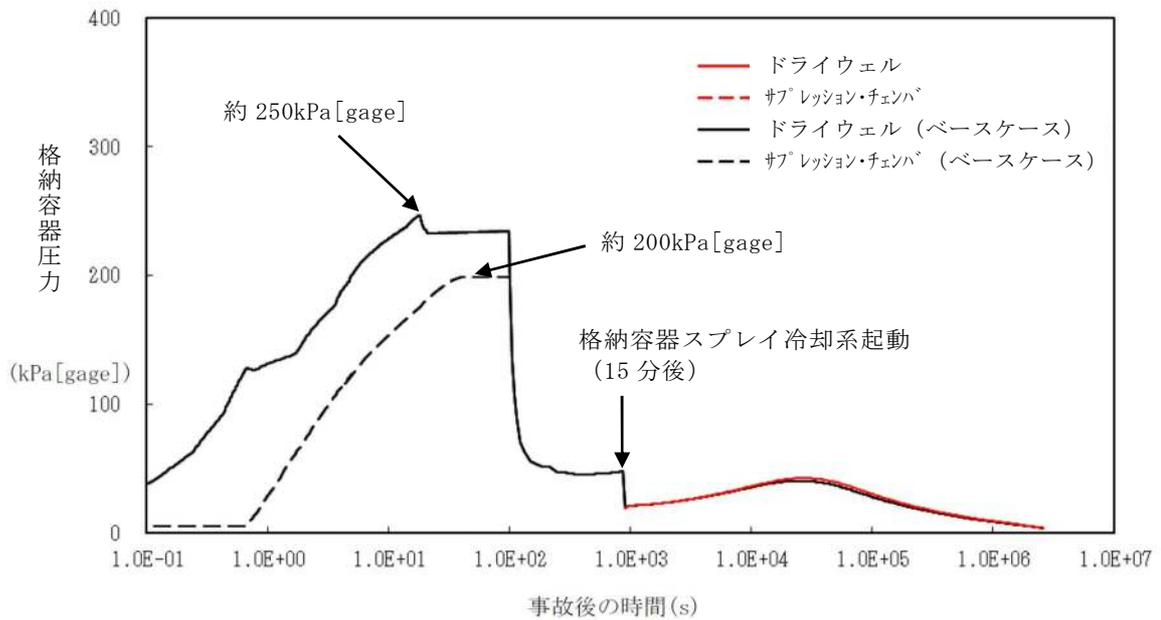
第 2-15 表，第 2-8 図及び第 2-9 図に示すとおり，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えないことを確認した。

第 2-15 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウエル最高温度 (°C)	約 139	約 139	171
ドライウエル最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	310
サブプレッション・チェンバプール水最高水温 (°C)	約 90	約 88	104
サブプレッション・チェンバ最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	310



第 2-8 図 評価結果 (格納容器温度)



第 2-9 図 評価結果 (格納容器圧力)

(3) 機能の代替性

静的機器であるスプレイヘッドの故障を考慮した場合には、本来、動的機器の故障を考慮する必要がなく、残留熱除去系 2 系統の作動に期待できる。

格納容器の冷却機能における代替性を確認する観点から、単一故障としてスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を想定し、残留熱除去系 2 系統の作動に期待する解析を実施した。

評価条件及び評価結果を添付 6 に示す。

当該評価結果より、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）に単一故障が発生し、機能喪失したとしても、残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで、格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また、単一故障としての想定は、既設置許可で実施している動的機器の単一故障を想定する評価の方が、静的機器の単一故障を想定する評価に比べて保守的であることを確認した。

(4) 総合評価

格納容器スプレイ冷却系の単一設計箇所について、当該設備に要求される格納容器の冷却機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる全周破断を仮定した。結果として、単一設計箇所の機能喪失を仮定しても格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えることはなく、残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また、動的機器の単一故障を想定する既設置許可の保守性を確認した。

2.5 中央制御室換気系の基準適合性

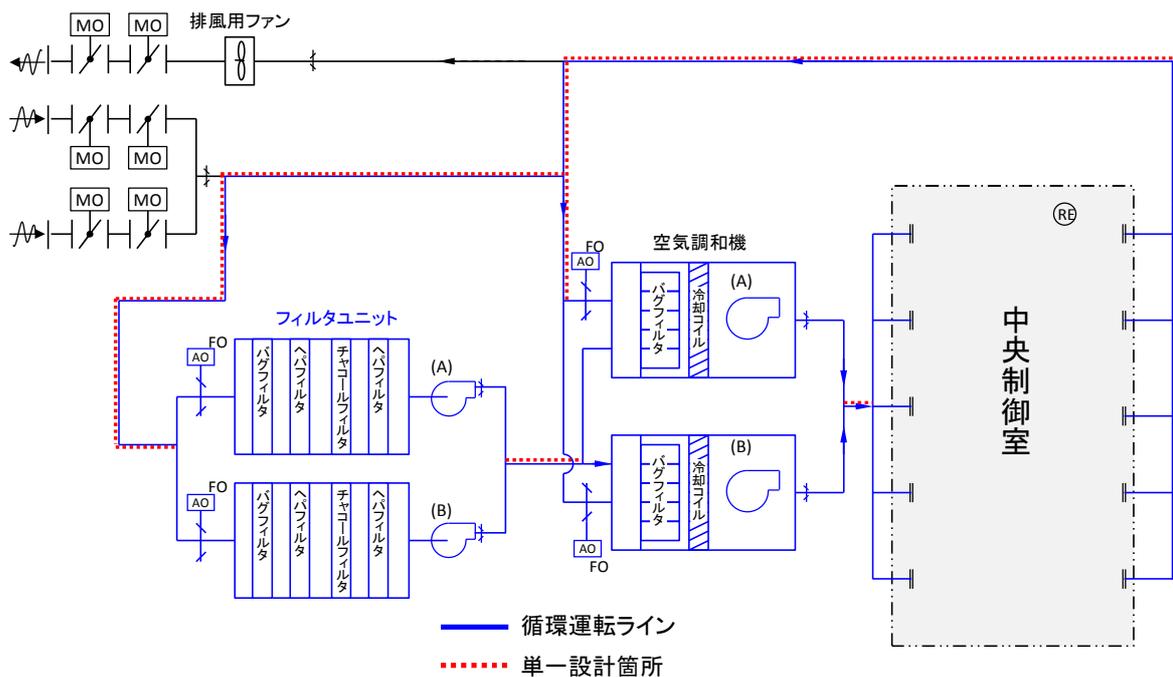
(1) 設備概要

中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する。

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

中央制御室換気系は、第2-10図に示すとおり、ダクトの一部が単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該ダクトの仕様を第2-16表に示す。



第 2-10 図 中央制御室換気系系統概要図

第 2-16 表 ダクト仕様

機器	運転圧力 (kPa[gage])	運転温度 (°C)	厚さ (mm)	材料※
ダクト	0.98 以下	10~40	0.6~1.2 等	亜鉛鉄板

※塗装なし

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

中央制御室換気系のダクトの信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2-17 表に示す。この結果、中央制御室換気系のダクトは十分な信頼性を有している。

第 2-17 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
ダクト	腐食	建屋内に設置したダクトは溶融亜鉛めっきが施されており、建屋内の環境下において腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	中央制御室換気系ダクトは、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはなく、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。（当該ダクトの最小口径は 460 mm×460 mmである）

(b) 保守管理

ダクトは第 2-18 表に示す内容で、外観点検を定期的に行っており、有意な腐食は発生していないことを確認している。

また、第 2-19 表に示す内容で、保安規定に基づく定期試験により、系統の健全性を確認している。

これにより、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2-18 表 配管点検内容

機器	想定される経年劣化事象	点検内容
ダクト	腐食	外観点検 各部に有意な腐食・破損がないことを目視にて確認する。

第 2-19 表 定期試験内容

定期試験	試験内容
中央制御室非常用循環系 手動起動試験	中央制御室換気系（非常用循環系）を手動で起動させ、各部に異常のないことを確認する。

(c) 過去の故障実績

中央制御室換気系ダクトについて、過去の故障実績を工事報告書や不適合管理票により確認した結果、東海第二発電所においては機能性に影響を与えるような故障は確認されていない。

しかし、自社のプラントにおいては中央制御室換気空調ダクトの腐

食孔や屋外ダクトの腐食による故障が発生している。また、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例も確認している。

この水平展開として、東海第二発電所では中央制御室換気系のダクトの外観点検（1回／年）により腐食等の有無を確認し、必要に応じて補修等を実施することとしている。また、外気取入口近傍のダクトについては、定期的に隔離弁を取り外し、開口部からダクト内面の腐食等の有無を目視にて点検することとしている。

以上から東海第二発電所では継続的に保守管理を改善しており、当該設備の機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

中央制御室換気系ダクトの一部について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を故障を検討した。上述のとおり、当該ダクトについては健全性を確保しており、軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。

なお、中央制御室換気系ダクトは、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。

c. 仮定した故障による影響評価

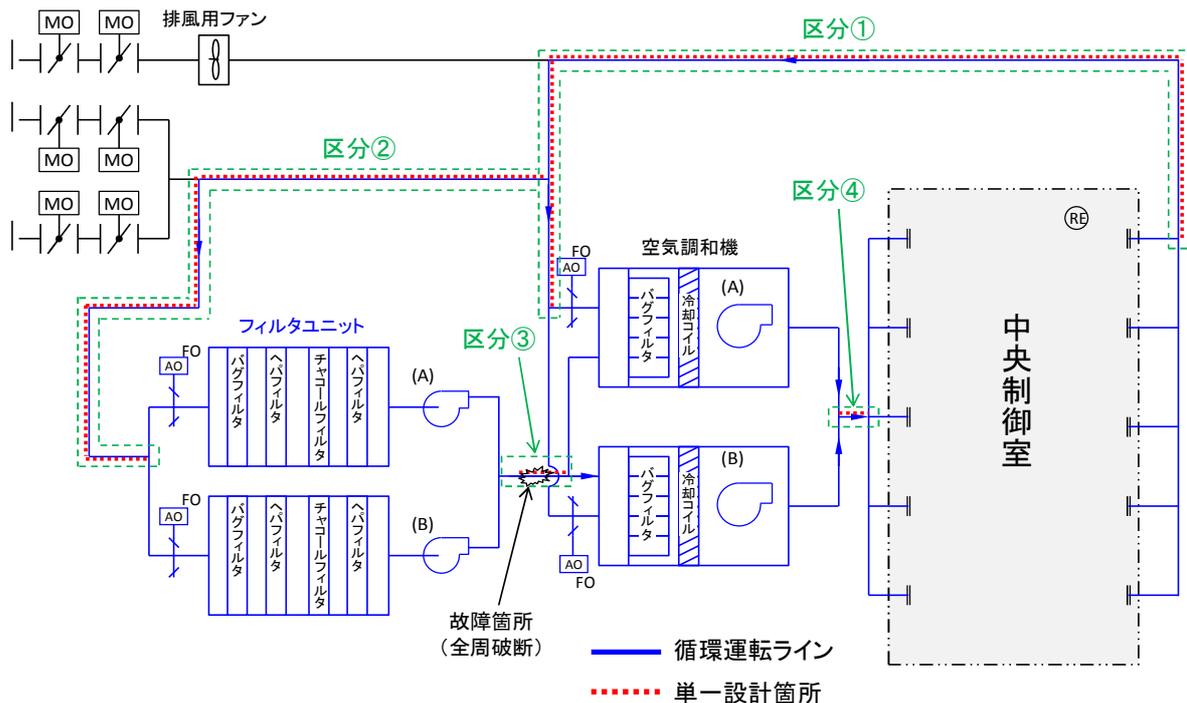
中央制御室換気系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去することにより、運転員の被ばくを低減するものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、運転員の被ばく評価を行う。

運転員の被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）（以下「内規」という。）に従い実施することとし、前提とする事故については、内規に示される、主蒸気管破断（仮想事故）及び原子炉冷却材喪失（仮想事故）を評価対象とする。

(a) 故障箇所の想定

中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第 2-11 図に故障想定箇所の概要を示す。

- 区分① 中央制御室からの戻りダクト
- 区分② フィルタユニットの吸込みダクト
- 区分③ フィルタユニットー空気調和機の連絡ダクト
- 区分④ 中央制御室への給気ダクト



第2-11図 故障想定箇所概要図

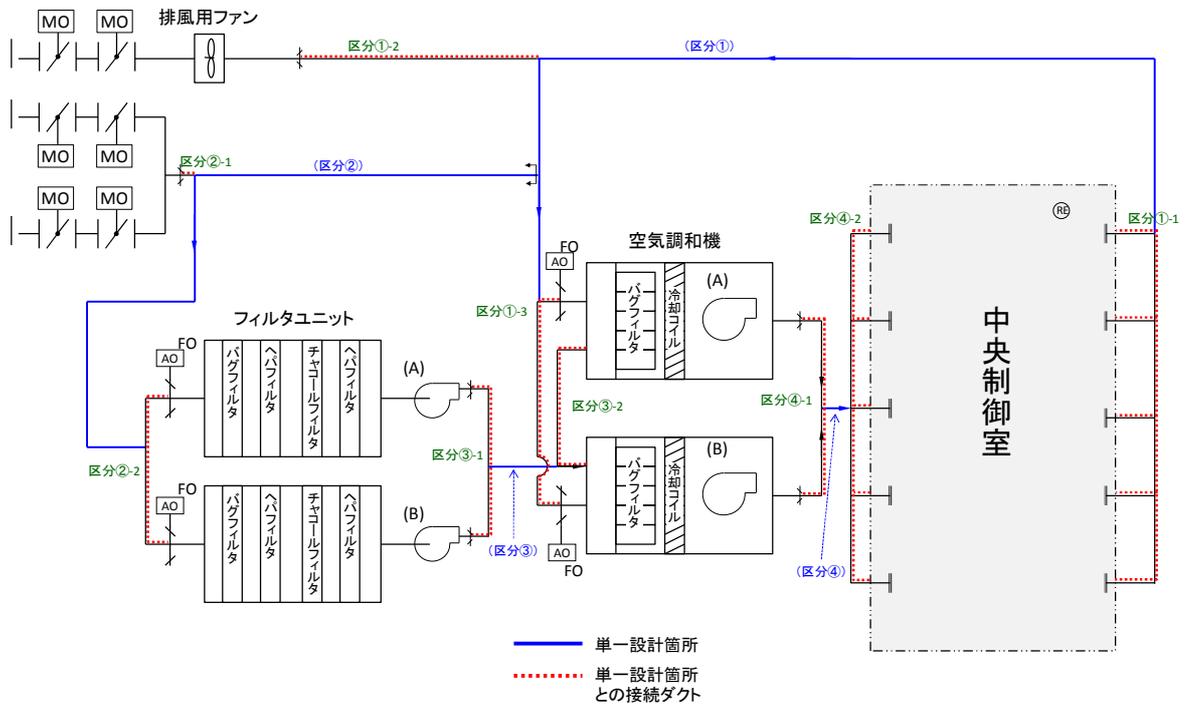
- ・ 区分① : ダクトの全周破断箇所から、空気調和機の容量 (42,500 m³/h) に相当する外気が流入するが、フィルタユニットの排風機の容量 (5,100 m³/h) に相当する空気がフィルタ処理され、系統に戻されるため、区分③と比べて、運転員の被ばく評価への影響は小さい。
- ・ 区分② : ダクトの全周破断を想定しても、破断口から流入した外気はフィルタユニットを通過し、処理された空気が中央制御室に送風されることから、運転員の被ばく評価への影響は小さい。
- ・ 区分③ : ダクトの全周破断箇所から、フィルタユニットで処理した空気の全量 (5,100 m³/h) が系統外に流出し、フィルタを通過しない外気のみが中央制御室に送風されることになるため、運転員の被ばく評価への影響が大きくなる。
- ・ 区分④ : 空気調和機の容量 (42,500 m³/h) に相当する空気が中

中央制御室から引かれるため、それと同量の外気がダクトの全周破断箇所より中央制御室に流入することとなる。そのため、区分③とほぼ同様な条件となる。

以上より、評価上最も厳しくなる区分③を、保守的に故障想定箇所とする。

なお、二重化された部分であっても、単一設計部分に接続され隔離がなされない部分については、全周破断が発生した場合には両系統に影響を及ぼすが、単一設計箇所の評価に包絡されることを確認している。第2-12図に該当部を示す。

空気調和機は、構造及び運転条件等から瞬時に全周破断することはないため、全周破断の想定は不要である。



第2-12図 中央制御室換気系 故障想定箇所

- ・ 区分①-1 : 外気が流入するが, 区分①に比べ少ない。
- ・ 区分①-2 : 外気が流入するが, 区分①に比べ少ない。
- ・ 区分①-3 : ダクト内の全量放出を想定した区分①に包絡される。
- ・ 区分②-1 : 流入した外気は全量フィルタ処理される。
- ・ 区分②-2 : 流入した外気は全量フィルタ処理される。
- ・ 区分③-1 : ダクト内の全量放出を想定した区分③に包絡される。
- ・ 区分③-2 : ダクト内の全量放出を想定した区分③に包絡される。
- ・ 区分④-1 : ダクト内の全量放出を想定した区分④に包絡される。
- ・ 区分④-2 : 外気が流入するが, 区分④に比べ少ない。

(b) 故障の発生時期

故障が発生する時期は, 設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき, 事故発生から 24 時間後とする。

(c) 評価条件

内規に基づく中央制御室換気系の評価と, 追加で単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2-20 表に示す。なお, 評価に当たっては, 保守的に中央制御室換気系ダクトの破断箇所の修復は行わないものとし, ダクト破断後は外気が中央制御室内に流入し続けるものとする。

第 2-20 表 評価条件の比較

項目	影響評価	内規に基づく評価
中央制御室換気系の機能	事故発生より15分後*～24時間 非常用循環流量：5,100m ³ /h 外気取込量：0m ³ /h インリーク：1回/h	事故発生15分後*～30日： 再循環流量：5,100m ³ /h 外気取込量：3,400m ³ /h (間欠：27時間循環運転後3時間外気取込) インリーク：1回/h
	24時間～30日 非常用循環流量：0m ³ /h 外気取込量：45,900m ³ /h インリーク：1回/h	

※：事故発生後に手動操作にて非常用循環系ファンを起動させるが、時間余裕を考慮して事故発生より15分後に起動させるものとする。

(d) 評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）を前提とした事故発生後30日間について、中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所を考慮した運転員の線量評価の結果は約2.7mSvであり、判断基準（実効線量100mSv以下）を満足することを確認した。評価結果を第2-21表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）については約2.1mSvとなった。

第 2-21 表 評価結果

(単位：mSv)

項目		影響評価	内規に基づく評価
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-4}
	大気中放射性物質による被ばく	約 9.2×10^{-3}	約 9.2×10^{-3}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 2.6×10^0	約 1.5×10^0
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 2.1×10^{-3}	約 2.1×10^{-3}
	大気中放射性物質による被ばく	約 9.4×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
合計		約 2.7×10^0	約 1.6×10^0

d. 安全上支障のない期間の考え方

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

(3) 故障箇所の修復

a. 検知性

中央制御室換気系ダクト（単一設計箇所及び二重化された部分）に全周破断が発生した場合は、中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇、通風口からの破断音）及び現場確認（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定は可能である。なお，故障の位置や大きさによっては中央制御室での検知は困難であるが，巡視点検により異常の有無を現場で検知することができる。

また，現場確認の範囲は限定（約11m×約61m）されており，確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約 $5.2 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ であるため現場確認は十分可能である。

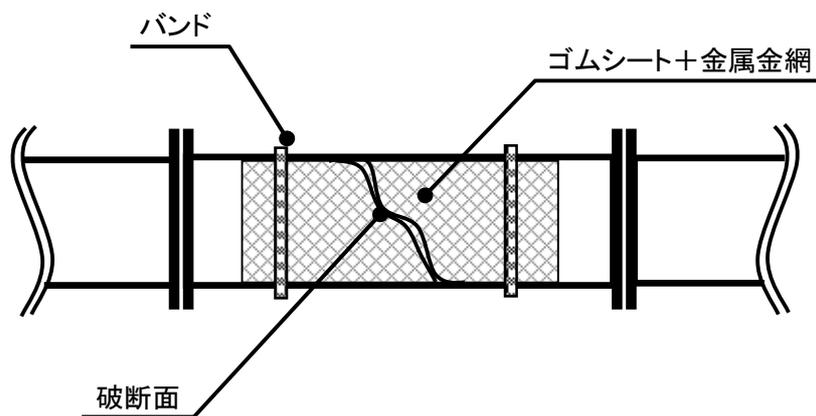
b. 修復性

ダクトの修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順で行う。修復作業の一例を第2-13図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所でダクトの形状（直管，エルボ管，分岐管，床貫通部）に違いはないことを確認しており，修復方法も様々なダクト形状に対応できる工法であることから，

いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

- ① 準備作業（修復用資機材運搬等）
 - ・ 修復用資機材は発電所構内に保管する。
 - ・ 修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。
- ② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。
- ③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。
- ④ ダクト破断箇所に，修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取り付ける。



第2-13図 ダクトの修復イメージ

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できることから，足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

なお，当該作業を実施するに当たり，必要な隔離作業はファンの電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり，手動による弁の閉止操作は必要ない。

また，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整

備する。

c. 修復作業での被ばく評価

中央制御室換気系ダクトの修復を行う際の前提を条件が厳しくなる主蒸気管破断（仮想事故）として、以下の条件で被ばく評価を行った。

- ・ 事故発生から24時間後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を12時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所ではフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。
- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2-22 表に示す。

第 2-22 表 ダクト修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率 (mSv/h)	実効線量 (mSv)
ダクト修復 (全周破断)	約 5.2×10^{-2}	約 6.2×10^{-1}

d. 修復後について

中央制御室換気系の静的機器の単一故障箇所についてゴムシート、当て板等で修復することとしているが、これらは早期に安全機能を回復し、故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって、事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4) 総合評価

中央制御室換気系ダクトのうち単一設計の箇所について、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定されるダクトの全周破断を仮定した。

これまでの評価により、運転員の被ばくによる実効線量の評価値、及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから、単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認した。

以上から、基準に適合している。

重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって, (a)炉心の著しい損傷, 又は (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器	(対象外)
				原子炉再循環ポンプ	
				配管, 弁	
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	隔離弁	【No. 22】原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
				制御棒駆動機構ハウジング	(対象外)
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心シュラウド, シュラウドサポート, 上部格子板, 炉心支持板, 制御棒案内管), 燃料集合体(ただし, 燃料を除く。)	中性子束計装管ハウジング	
				制御棒カップリング	
				制御棒駆動機構カップリング	
				炉心シュラウド	
				シュラウドサポート	
				上部格子板	
				炉心支持板	
				燃料支持金具	
制御棒案内管					
制御棒駆動機構ハウジング					
燃料集合体(上部タイプレート)	チャンネルボックス				
燃料集合体(下部タイプレート)					
燃料集合体(スパーサ)					
燃料集合体					
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))	制御棒	【No. 1】原子炉の緊急停止機能
				制御棒案内管	
				制御棒駆動機構	
				原子炉停止系の制御棒による系	

12条-添付1-1

添付1

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒	【No.2】未臨界維持機能
				制御棒カップリング	
		制御棒駆動機構カップリング	原子炉停止系の制御棒による系	制御棒駆動機構 制御棒駆動機構ハウジング	
		ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁)			
3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)	逃がし安全弁(安全弁開機能)		【No.3】原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁(手動逃がし機能)、自動減圧系(手動逃がし機能))		残留熱除去系(ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁)	【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	
			残留熱除去系	熱交換器バイパス配管及び弁	
			原子炉隔離時冷却系(ポンプ、サブプレッション・プール、タービン、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)		
			原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管、弁 ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッション・プールストレーナ 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.5】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
			高圧炉心スプレイ系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管、弁、スプレイヘッド)		

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁(手動逃がし機能)、自動減圧系(手動逃がし機能))	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管、弁	【No. 4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No. 5】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
					サブプレッション・プールストレナ	
					逃がし安全弁(手動逃がし機能)	【No. 4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
				逃がし安全弁(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	【No. 6】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
					駆動用窒素源(アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	【No. 21】圧縮空気供給機能
				自動減圧系(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	【No. 4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No. 6】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
	駆動用窒素源(アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	【No. 21】圧縮空気供給機能				

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系, 高圧炉心スプレイ系, 自動減圧系)	低圧炉心スプレイ系(ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールからスプレイ先までの配管, 弁, スプレイヘッド)	【No.7】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 【No.8】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	
				低圧炉心スプレイ系		ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレーナ
				残留熱除去系(低圧注水モード)(ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールから注水先までの配管, 弁(熱交換器バイパスライン含む), 注水ヘッド)		
				残留熱除去系		ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレーナ
				高圧炉心スプレイ系(ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールからスプレイ先までの配管, 弁, スプレイヘッド)		
				高圧炉心スプレイ系		ポンプミニマムフローライン配管, 弁 サプレッション・プールストレーナ

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系, 高圧炉心スプレイ系, 自動減圧系)	自動減圧系(逃がし安全弁)		【No.7】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 【No.9】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能 【No.21】圧縮空気供給機能
				自動減圧系(逃がし安全弁)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	
					駆動用窒素源(アキュムレータ, アキュムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)	
				6) 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器, 原子炉格納容器隔離弁, 原子炉格納容器スプレイ冷却系, 原子炉建屋, 非常用ガス処理系, 非常用再循環ガス処理系, 可燃性ガス濃度制御系	
		格納容器	ダイヤフラムフロア			
			ベント管			
			スプレイ管			
			ベント管付き真空破壊弁			
		逃がし安全弁排気管のクエンチャ				
		原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟)		原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	(対象外)
格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		【No.23】原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能				
原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源(アキュムレータ, アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管, 弁)		【No.21】圧縮空気供給機能		

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器	(対象外)
				残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)(ポンプ、熱交換器、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先(ドライウエル及びサブプレッション・プール気相部)までの配管、弁、スプレイヘッダ(ドライウエル及びサブプレッション・プール))	【No. 11】格納容器の冷却機能
				残留熱除去系	
				原子炉建屋ガス処理系(乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)	【No. 10】格納容器又は放射性物質が格納容器から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置(乾燥機能部分)
				可燃性ガス濃度制御系(再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁)	【No. 12】格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能
				可燃性ガス濃度制御系	残留熱除去系(再結合装置への冷却水供給を司る部分)
				排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能)	(対象外)
				遮蔽設備(原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)	
				2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 	【No. 25】工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能				

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器			
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系, 制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系, 非常用補機冷却水系, 直流電源系 (いずれも, MS-1 関連のもの)	非常用所内電源系 (ディーゼル機関, 発電機, 発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	【No. 13】 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 15】 非常用の交流電源機能	
				非常用所内電源系	燃料系	【No. 15】 非常用の交流電源機能
					始動用空気系 (機関～空気だめ)	
					吸気系	
					冷却水系	
				中央制御室及び中央制御室遮蔽	(対象外)	
				中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (非常用再循環送風機, 非常用再循環フィルタ装置, 空調ユニット, 送風機, 排風機, ダクト及びダンパ)	【No. 20】 原子炉制御室非常用換気空調機能	
				残留熱除去系海水系 (ポンプ, 熱交換器, 配管, 弁, ストレーナ (MS-1 関連))	※ 【No. 18】 補機冷却機能 【No. 19】 冷却用海水供給機能	
ディーゼル発電機海水系 (ポンプ, 配管, 弁, ストレーナ)						
直流電源系 (蓄電池, 蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	【No. 14】 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 16】 非常用の直流電源機能					
計装制御電源系 (MS-1 関連)	【No. 17】 非常用の計測制御用電源機能					

※直接海水冷却のため、海水系が補機冷却の機能を有する。

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系(いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ)	原子炉冷却材浄化系(原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)	(対象外)
				主蒸気系	
		原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン(原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)			
	2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	放射性気体廃棄物処理系(活性炭式希ガスホールドアップ装置)		
使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む)					
			新燃料貯蔵庫(臨界を防止する機能)(新燃料貯蔵ラック)		
			使用済燃料乾式貯蔵容器		
	3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機		
			原子炉建屋クレーン		
			使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン		
			燃料取扱設備	原子炉ウエル	
	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)	

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから燃料プールまでの配管、弁)	(対象外)	
				残留熱除去系		ポンプミニマムフローラインの配管、弁
						サブプレッション・プールストレーナ
		2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系		放射性気体廃棄物処理系(オフガス系)隔離弁
						排気筒
						燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁
				原子炉建屋原子炉棟		
				原子炉建屋		原子炉建屋常用換気空調系隔離弁
				原子炉建屋ガス処理系		
				原子炉建屋ガス処理系		乾燥装置 排気筒
2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束(起動領域計装)	【No. 26】事故時の原子炉の停止状態の把握機能		
			・原子炉スクラム用電磁接触器の状態	【No. 27】事故時の炉心冷却状態の把握機能		
			・制御棒位置	【No. 28】事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能		
			・原子炉水位(広帯域、燃料域)			
			・原子炉圧力			
			・原子炉格納容器圧力			
			・サブプレッション・プール水温度			
			・原子炉格納容器エリア放射線量率(高レンジ)			

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物, 系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウェルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度	【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	(対象外)	
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)の操作回路	
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって, PS-1及びPS-2以外の構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能(PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 試料採取管	計装配管, 弁 試料採取管, 弁 ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁	(対象外)
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管(炉内), ジェットポンプ	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッションプール水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系(低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽) 固体廃棄物処理系(CUW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫(ドラム缶))	

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)			
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって, PS-1 及び PS-2 以外の構築物, 系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッション・プール	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	(対象外)		
			水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	給水加熱器保管庫				
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備(液体及び固体の放射性廃棄物処理系)				
		4) 電源供給機能(非常用を除く。)	タービン, 発電機及びその励磁装置, 復水系(復水器を含む。), 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所		発電機及びその励磁装置(発電機, 励磁機)			
					発電機及び励磁装置		固定子冷却装置	
							発電機水素ガス冷却装置	
							軸密封油装置	
							励磁電源系	
					蒸気タービン(主タービン, 主要弁, 配管)			
					蒸気タービン		主蒸気系(主蒸気/駆動源)	
							タービン制御系	
							タービン潤滑油系	
					復水系(復水器を含む)(復水器, 復水ポンプ, 配管/弁)			
					復水系(復水器含む)		復水器空気抽出系(蒸気式空気抽出系, 配管/弁)	
					給水系(電動駆動給水ポンプ, タービン駆動給水ポンプ, 給水加熱器, 配管/弁)			
給水系	駆動用蒸気							
循環水系(循環水ポンプ, 配管/弁)								
循環水系	取水設備(屋外トレンチを含む)							
常用所内電源系(発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路(MS-1 関連以外))								
直流電源系(蓄電池, 蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1 関連以外))								
計測制御電源系(電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路(MS-1 関連以外))								

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	4) 電源供給機能(非常用を除く。)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。)、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	送電線	(対象外)	
				変圧器(所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路)		
				変圧器		油劣化防止装置 冷却装置
		5) プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)	原子炉制御系(制御棒価値ミニマイザを含む。)、原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装	開閉所(母線、遮断機、断路器、電路)		
				<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御系(制御棒価値ミニマイザを含む) 原子炉核計装 原子炉プラントプロセス計装 		
		6) プラント運転補助機能	所内ボイラ、計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備(補助ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管/弁)		
				補助ボイラ設備		電気設備(変圧器)
				所内蒸気系及び戻り系(ポンプ、配管/弁)		
				計装用圧縮空気設備(空気圧縮機、中間冷却器、配管、弁)		
				計装用圧縮空気設備		後部冷却器 気水分離器 空気貯槽
				原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)		
				タービン補機冷却水系(タービン補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)		
				タービン補機冷却水系		サージタンク
タービン補機冷却海水系(補機冷却海水ポンプ、配管/弁、ストレーナ)						
復水補給水系(復水移送ポンプ、配管/弁)						
復水補給水系	復水貯蔵タンク					

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)		
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド	(対象外)		
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系, 復水浄化系	原子炉冷却材浄化系(再生熱交換器, 非再生熱交換器, CUWポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁) 復水浄化系(復水ろ過装置, 復水脱塩装置, 配管, 弁)			
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, MS-2とあいまって, 事象を緩和する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁(逃がし弁機能), タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源(アキュムレータ, アキュムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)	(対象外)	
				タービンバイパス弁	タービンバイパス弁		原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管 駆動用油圧源(アキュムレータ, アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管, 弁)
				2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系(再循環ポンプトリップ機能, 制御棒引抜監視装置)		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環制御系 制御棒引き抜き阻止回路 選択制御棒挿入回路
		3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系, 原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系(ポンプ, 復水貯蔵タンク, 復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管, 弁)	ポンプサクションフィルタ		
				制御棒駆動水圧系	ポンプミニマムフローライン配管, 弁		

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)		
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系(ポンプ、タービン、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)		(対象外)	
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管、弁		
					ポンプミニマムフローライン配管、弁		
	潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管						
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射能監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	緊急時対策所		(対象外)	
				緊急時対策所	情報収集設備		
					通信連絡設備		
					資料及び器材		
					遮蔽設備		
				試料採取系(異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)		放射線監視設備	主排気筒放射線モニタ計装のみ 【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
通信連絡設備(1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)				(対象外)			
事故時監視計器の一部		消火系	消火系(水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等)				
消火系			消火ポンプ				
消火系			ろ過水タンク				
消火系		火災検出装置(受信機含む)					

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
				防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁(消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)	
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構造物, 系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射能監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明		(対象外)
			安全避難通路		
			安全避難通路	安全避難用扉	
			非常用照明		

【補足】間接関連系について

重要度の特に高い安全機能を有する系統抽出表においては、当該系の機能遂行に直接必要のない構築物、系統及び機器であるため、間接関連系の記載を省略している。

間接関連系の確認にあたっては、当該系及び直接関連系と同様に、安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考として抽出しているが、ここではその妥当性を示す。

- (1) 間接関連系と整理した構築物、系統及び機器が重要度の特に高い安全機能を有する当該系の独立性を喪失させることがないかの確認 [同一機能内での区分分離の確認]

間接関連系とは、当該系が安全機能を果たす上では必須ではないもの、もしくは機能喪失時に当該系へ悪影響を与えるまでに時間余裕があり代替手段の構築等に対応が可能なもの、と整理している。具体的には、以下のような関連系が該当する。

- ① 当該系の安全機能要求以降に当該系の状態監視機能を有する関連系
(例：監視系，記録計)
- ② 当該系に課せられた設計条件を担保する上で必要であるが，その関連系の機能喪失の発生から当該系の機能喪失発生までには相当の時間余裕を有し，その間に補修又は代替手段が可能な関連系

(例：燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プールの冷却機能を司る範囲）

- ③ 当該系の安全機能を果たした後の排気，排水等処理する関連系

(例：原子炉補機冷却海水系の排水ライン)

- ④ 当該系の性能向上や環境改善などに直接係わり，その機能喪失によっても当該系の安全機能が確保し得るものであって，さらなる性能確保のための関連系

(例：原子炉隔離時冷却系タービン／ポンプ室空調機)

- ⑤ 当該系の安全機能要求以前の信頼性維持に直接係わる関連系

(例：テストライン)

- ⑥ 当該系の安全機能要求以前の待機状態維持に直接係わる関連系

(例：直流電源系充電器)

これら間接関連系のうち，重要度の特に高い安全機能を有する系統の間接関連系と整理した具体的な構築物，系統及び機器は以下のとおりである。

重要度の特に高い安全機能を有する系統	間接関連系 (数字は前頁の①～⑥)
・ほう酸水注入系	・ポンプテストライン配管・弁・タンク ^⑤ , ・電気ヒータ ^⑥
・残留熱除去系 (低圧注水モード, 原子炉格納容器スプレイ冷却モードを含む)	・封水ライン配管・弁 ^⑥ , ・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・停止時冷却モード注入ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤
・原子炉隔離時冷却系	・封水ライン配管・弁 ^⑥ , ・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・タービン軸封装置 ^④ , ・タービン/ポンプ室空調機 ^④
・高圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・封水ライン配管・弁 ^⑥
・低圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・封水ライン配管・弁 ^⑥
・逃がし安全弁 (手動逃がし機能), ・自動減圧系 (手動逃がし機能), ・自動減圧系 (逃がし安全弁)	・高圧窒素ガス供給系 ^⑥
・原子炉格納容器隔離弁及び格納容器 バウンダリ配管	・不活性ガス系 ^⑥
・原子炉建屋ガス処理系	・フィルタ装置スペースヒータ ^⑥
・非常用所内電源系	・始動用空気系 (空気圧縮機～空気だめ) ^⑥ , ・排気配管 ^③
・原子炉補機冷却海水系	・取水路スクリーン ^④
・直接電源系	・充電器 ^⑥ , 蓄電池室換気系 ^⑥

これらの構築物, 系統及び機器の故障によって当該系の独立性を喪失させることはない。

- (2) 間接関連系と整理した構築物，系統及び機器が当該系とは異なる安全施設の機能を阻害するような悪影響を与えることがないかの確認における整理 [異なる機能間での区分分離の確認]

各安全施設が間接関連系を含む他系統から悪影響を受けるか否かの確認においては，安全重要度が低いクラスの系統や安全施設以外からの影響も見ることがあり，影響を与える側から整理するよりも影響を受ける側から整理する方が妥当である。

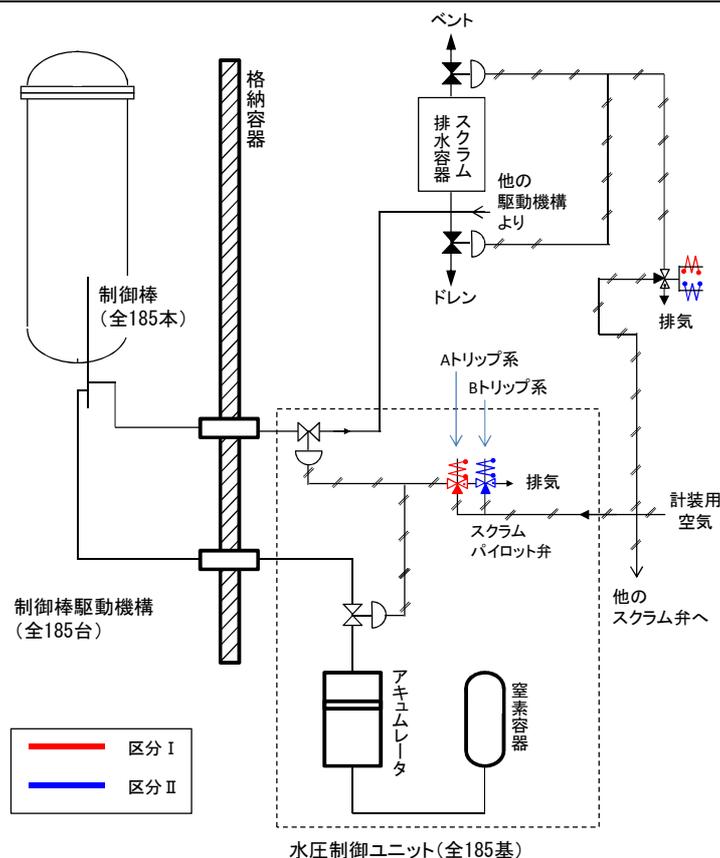
したがって，影響を受ける側から見た場合に，耐震上の波及的影響を与えるものがないか，溢水源となるものがないか，火災源となるものがないか等，網羅的に抽出して確認している。

このため，影響を与える側を間接関連系と整理するか否かは本確認行為においては必要ない。

上記(1)及び(2)から，間接関連系としての整理は妥当である。

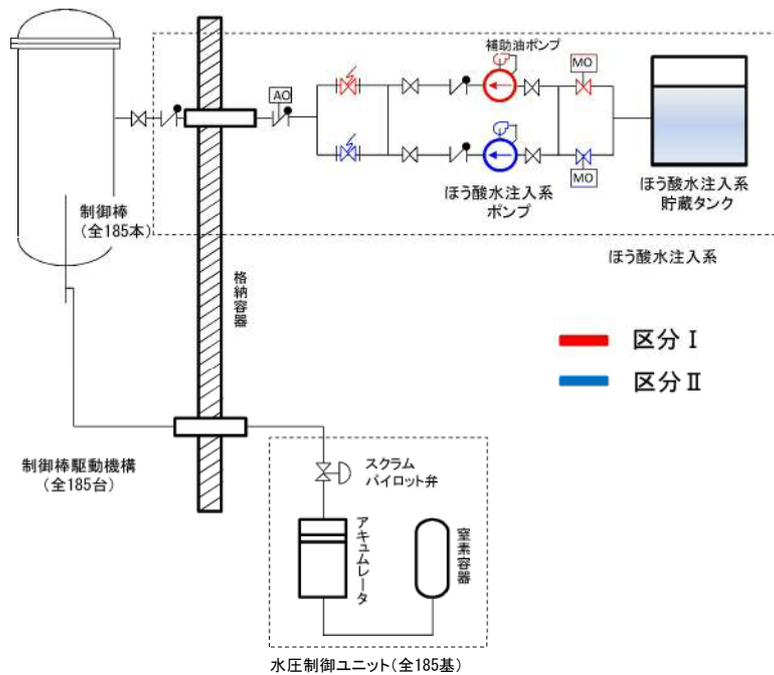
重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表

No.	1	
安全機能	原子炉の緊急停止機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系 [185 本]	
多重性又は多様性	有	制御棒駆動系のスクラム機能である水圧制御ユニットは、1 本の制御棒に対して1 基ずつ設けられており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1) 制御棒及び制御棒駆動系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒及び制御棒駆動系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 電源喪失が発生した場合でも、制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており、スクラム機能に影響はない。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間はスクラム挿入時間（全ストロークの90%で3.5秒以内）であり、短期間。
系統概略図	第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系	



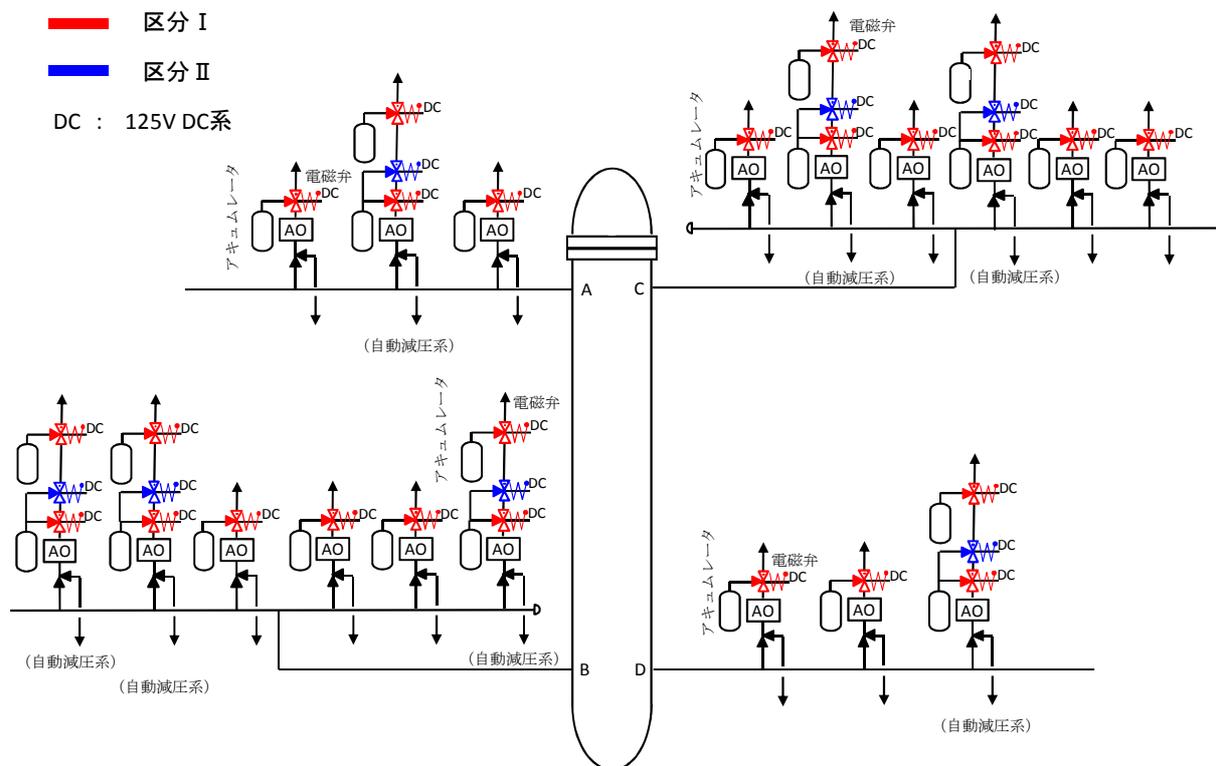
第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系 系統概略図

No.	2	
安全機能	未臨界維持機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系 [185 本] ほう酸水注入系	
多重性又は多様性	有	<p>制御棒及び制御棒駆動系は制御棒を炉心に挿入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。</p> <p>ほう酸水注入系は、炉心にほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。</p> <p>上記のとおり、2 種類の異なる機構により未臨界を維持することが可能な設計となっており、多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 制御棒及び制御棒駆動系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒及び制御棒駆動系は、耐震Sクラス設備として設計しており、ほう酸水注入系も、構造強度についてはSクラスに準じて取り扱っている。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) ほう酸水注入系の電源については、それぞれ異なる区分から供給しており、1 系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<p>制御棒及び制御棒駆動系の使用期間は、制御棒挿入後その位置を維持する期間となるため 24 時間以上であり、長期間。</p> <p>ほう酸水注入系の使用期間は、タンク内のほう酸水を全て注入するまでの約 2 時間であり、短期間。</p>
系統概略図	第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系	



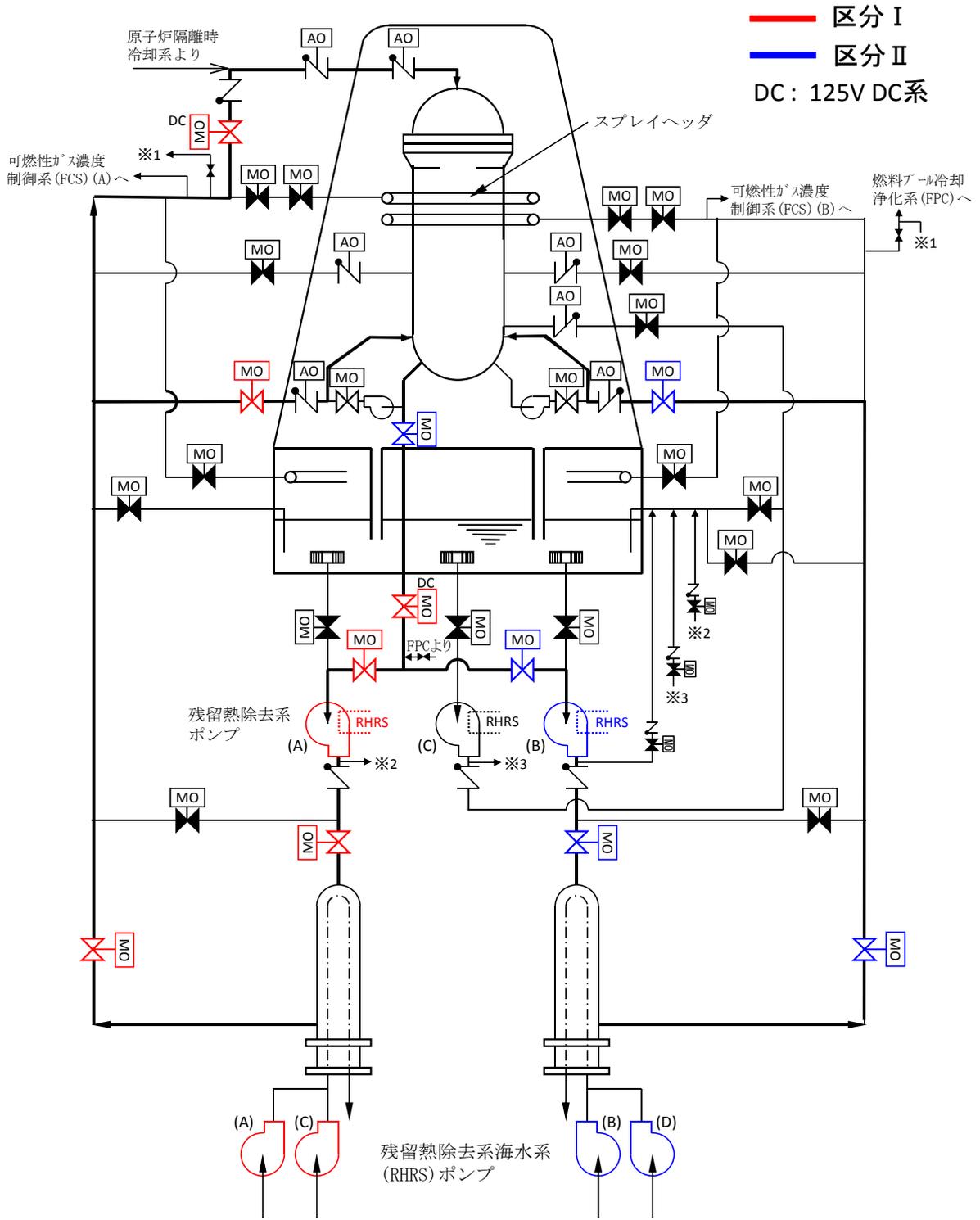
第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系 系統概略図

No.	3	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
系統・機器	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁は 18 個設置しており，安全弁機能は全てに備わっていることから，多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)逃がし安全弁（安全弁機能）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)逃がし安全弁（安全弁機能）は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，逃がし安全弁（安全弁機能）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>(3)逃がし安全弁（安全弁機能）は，個別に設置された駆動バネにより安全弁としての機能を，各弁ごと，独立に確保しており，サポート系を必要としない設計としている。また，4本の主蒸気配管に分散配置されている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間は，事故時等に逃がし安全弁の手動逃がし機能等により原子炉の減圧を行うまでであり，24時間未満の短期間。
系統概略図	第 3-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系	



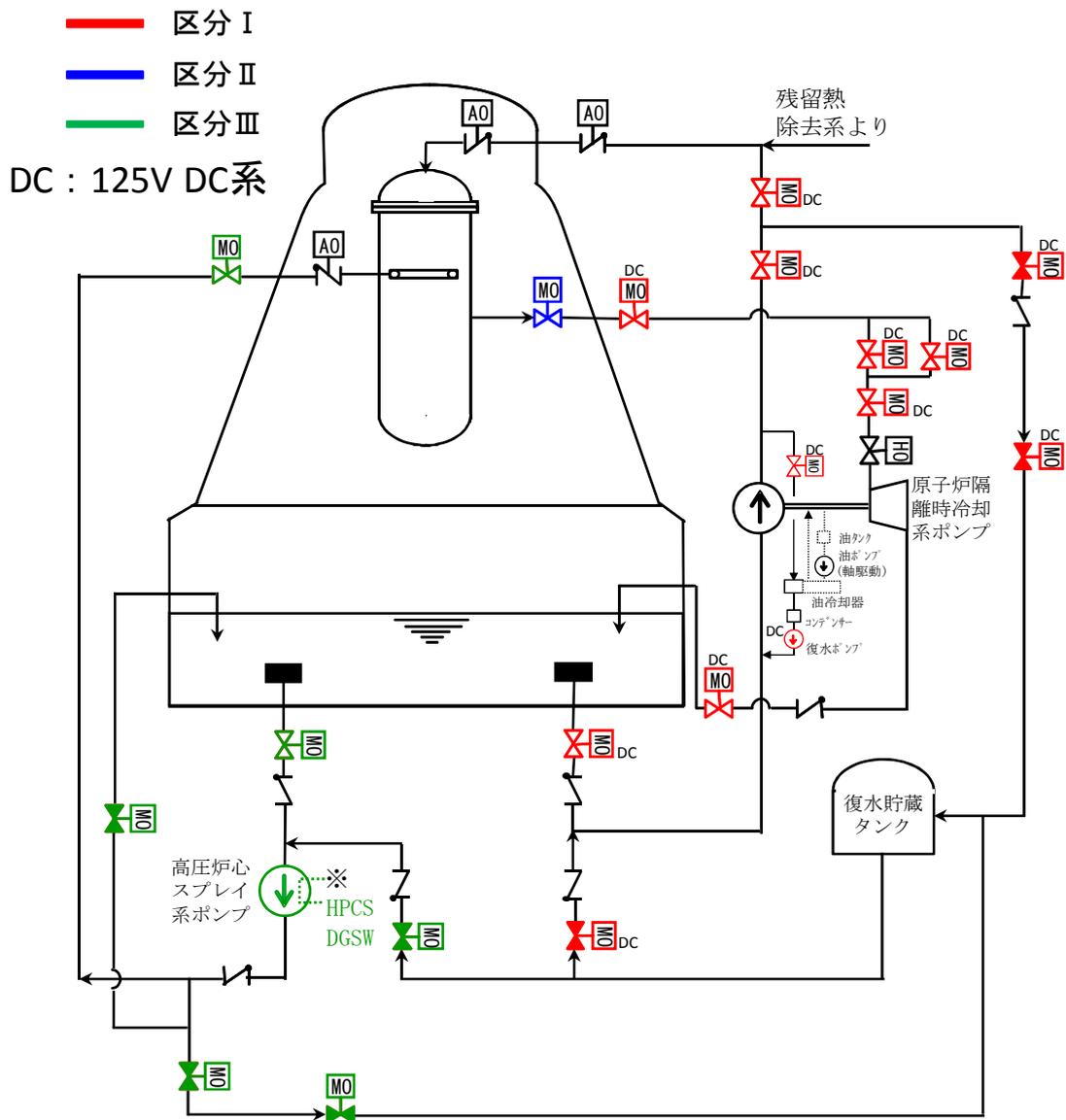
第 3-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	4	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	
系統・機器	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）	
多重性又は多様性	有	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、再循環系からの取出し配管が単一設計となっているものの、以下に示す系統の組合せにより、複数の除熱手段を有しているため、多様性を有している。</p> <p>①残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</p> <p>②原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能）によりサブプレッション・プールに移行した崩壊熱及び残留熱を残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）により除去する。</p> <p>ここで、②の手段は、①と同様に残留熱除去系の熱交換器により除熱するものであり、十分な除熱能力を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）、及び逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各系統は、耐震Sクラス設備として設計している。また、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>(3)原子炉の減圧を行う逃がし安全弁（手動逃がし機能）の電源は区分Ⅰから供給されており、自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができる。</p> <p>原子炉への注水を行う系統の電源、冷却水については、残留熱除去系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、原子炉隔離時冷却系が直流電源（区分Ⅰ）から供給している。</p> <p>また、除熱を行う残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）の電源及び冷却水は、A系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱから供給している。</p> <p>このように、1系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は、24時間以上の長期間。
系統概略図	第4-1 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 第4-2 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 第4-3 図 逃がし安全弁／自動減圧系 第4-4 図 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）	



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

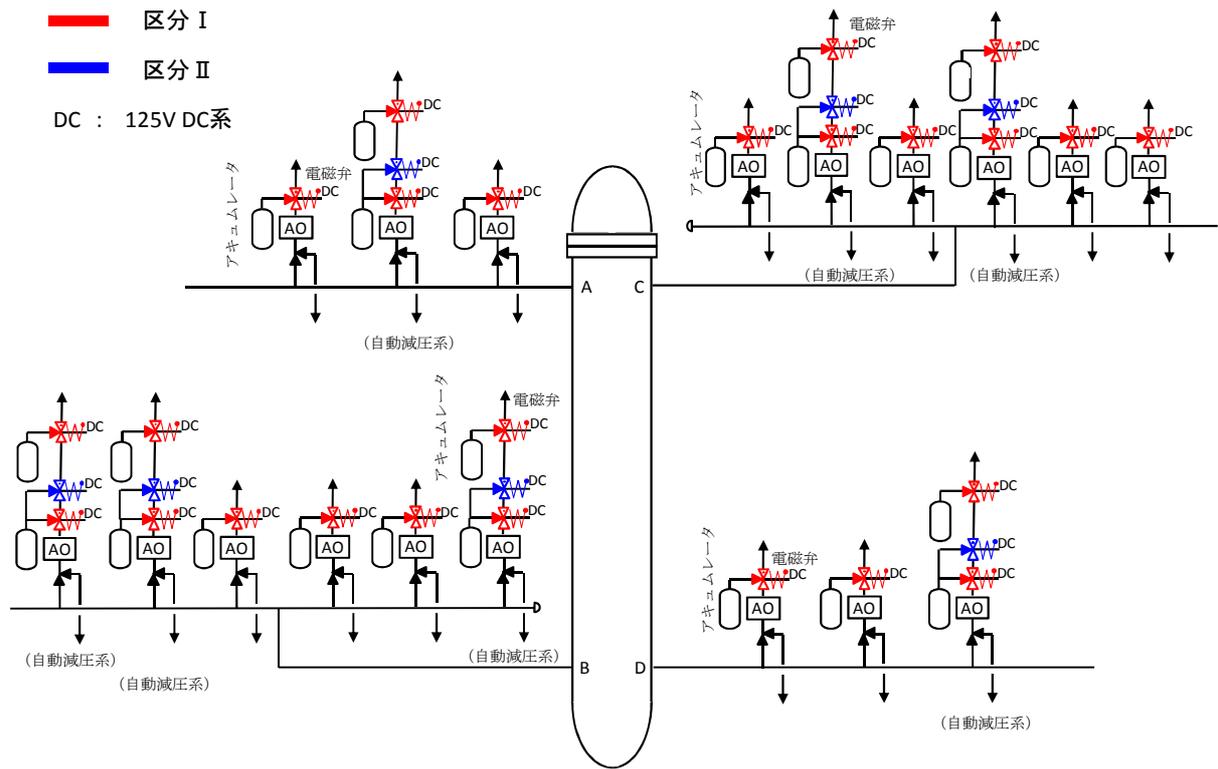
第 4-1 図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 系統概略図



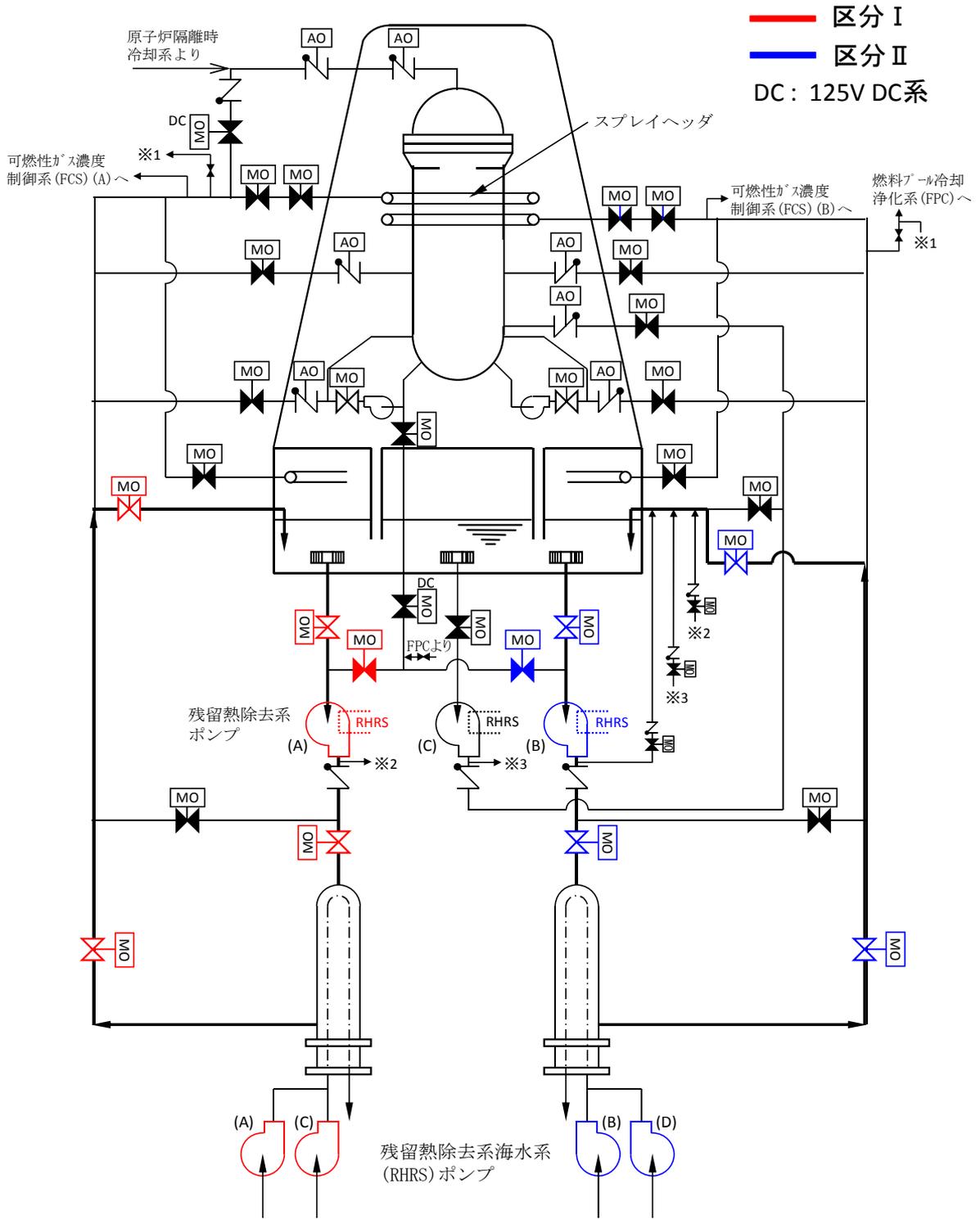
※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分Ⅲ，原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分Ⅰの電源，冷却水が供給されている。
-----	---

第 4-2 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図



第 4-3 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



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

第 4-4 図 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却モード) 系統概略図

原子炉への注水及びサプレッション・プール冷却による
崩壊熱除去の成立性について

1. 目的

原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の代替として以下の手段による崩壊熱の除去が成立することを確認する。

- ・代替手段：原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後，逃がし安全弁（手動逃がし機能），自動減圧系（手動逃がし機能）によりサプレッション・プールに移行した崩壊熱を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）により除去する。

具体的な確認方法として，原子炉停止時冷却モードを使用する時期における炉心の崩壊熱に対して，代替手段による原子炉への注水流量及びサプレッション・プールの除熱量が十分であることを確認する。

2. 原子炉停止時冷却モードの使用時期について

原子炉停止時冷却モードの最高使用圧力は原子炉圧力 0.93MPa[gage]であり，このときの飽和温度は約 181.2℃となる。

定格運転時の原子炉圧力 6.93MPa[gage]に相当する飽和温度は約 285.8℃であることから，原子炉停止後に最大温度変化率（55℃/h）で冷却を行った場合，最短で原子炉停止から約 1.9 時間後に原子炉停止時冷却モードを使用する可能性がある。

3. 原子炉への注水流量の妥当性について

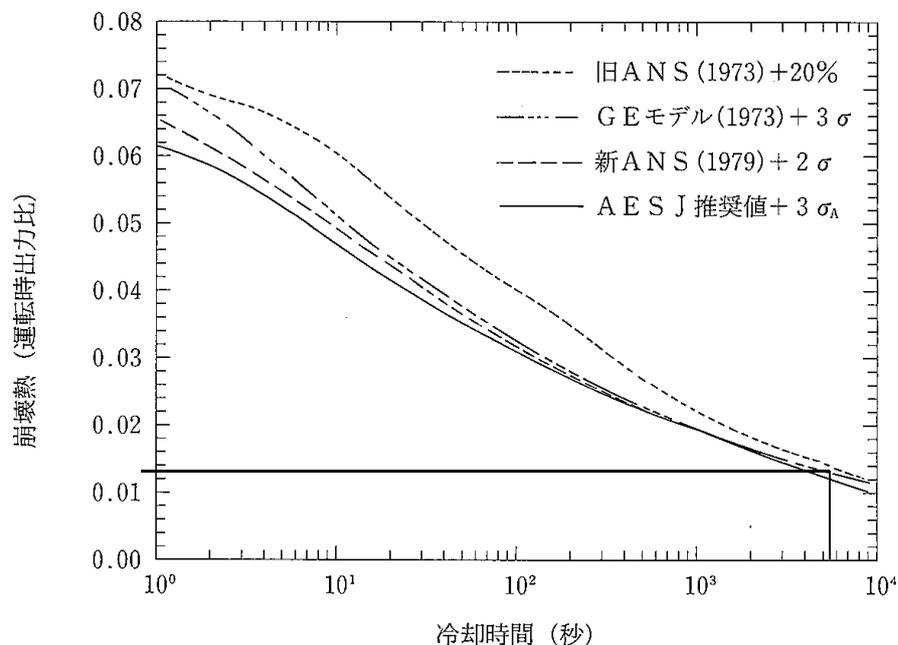
原子炉停止後の崩壊熱の推移を第1図に示す。

原子炉停止後約1.9時間(約6,847秒)が経過すると、崩壊熱は定格熱出力の1.4%未満となる。

定格熱出力は3,293MWであるため、その1.4%である46.1MWの崩壊熱による冷却材の蒸発を補えるだけの注水ができれば、燃料の冠水状態を維持することができる。

保守的に、原子炉圧力容器の最高使用圧力(8.62MPa[gage])条件下で冷却材の蒸発潜熱のみに期待する場合、原子炉水位を維持するために必要となる注水流量は約119m³/hとなる。

原子炉隔離時冷却系の注水流量は約136m³/h以上、高圧炉心スプレイ系の注水流量は約1,440m³/hであるため、どちらかの系統による注水を実施することにより炉心の冠水を維持することができる。



第1図 原子炉停止後の崩壊熱の推移

(軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価に用いる崩壊熱データについて
(平成4年6月11日原子力安全委員会了承) 抜粋, 一部加筆)

4. サプレッション・プールの除熱量の妥当性について

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）によるサブプレッション・プールの除熱量については、定格熱出力の 1.4% に相当する 46.1MW の崩壊熱が全量サブプレッション・プールに移行した場合であっても、サブプレッション・プール水温がその制限である 104℃ を超えなければ、十分な除熱能力を有していると言える。

残留熱除去系の熱交換器による除熱量はサブプレッション・プール水温に依存しており、水温が高くなると除熱量は大きくなることから、ある水温において除熱量が崩壊熱を上回ることが確認されれば、それ以上の水温上昇は起こらない。

ここで、サブプレッション・プール水温が 100℃ のときの除熱量は約 $45.6 \times 10^6 \text{ kcal/h}$ （＝約 53MW）であり、炉心で発生する崩壊熱 46.1MW を上回るため、水温は 100℃ 以上に上昇することはない。

したがって、サブプレッション・プール冷却モードの運転を行うことにより、サブプレッション・プール水温は制限値である 104℃ を超えることはない。

5. 結論

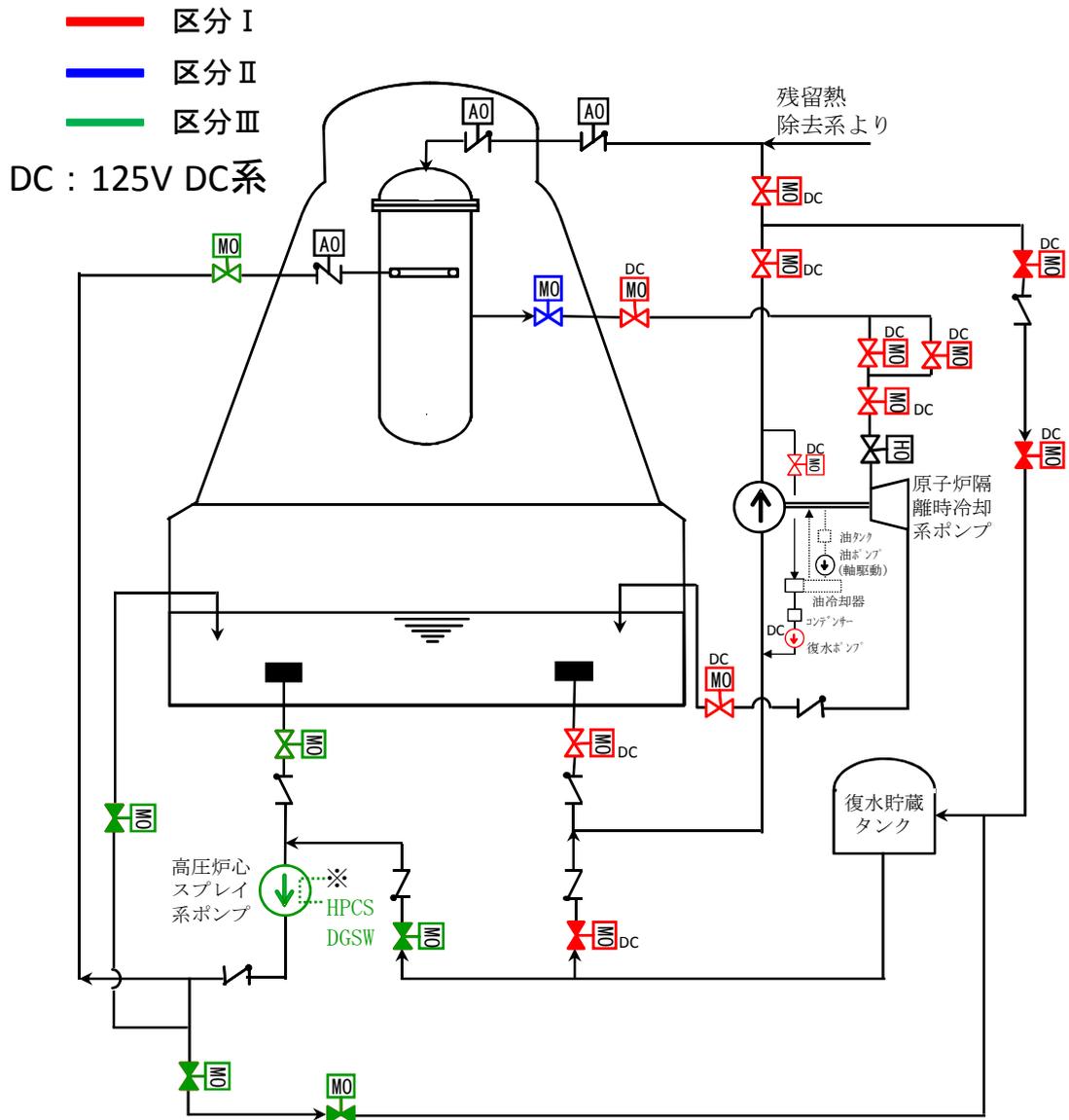
上記の結果より、原子炉停止時冷却モードの代替手段による原子炉への注水量及びサブプレッション・プールの除熱量は、十分な容量を有している。

また、原子炉の崩壊熱は時間とともに減少し、崩壊熱の除去に要する注水量及び除熱量も減少するため、原子炉停止時冷却モードの代替手段によって燃料の冠水状態を維持し、サブプレッション・プール水温も制限値未満の状態を維持することが可能である。

したがって、原子炉への注水及びサブプレッション・プールの冷却

による崩壊熱の除去は原子炉停止時冷却モードの代替手段として
成立すると考えられる。

No.	5	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	
系統・機器	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	原子炉隔離時冷却系はタービン駆動のポンプにより原子炉への注水を行う系統であり、高圧炉心スプレイ系は電動のポンプにより原子炉への注水を行う系統である。 上記のとおり、動作原理の異なる複数のポンプにより原子炉への注水を行うことが可能であり、多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源、冷却水については、原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲから供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は、24時間以上の長期間。
系統概略図	第5-1図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系	

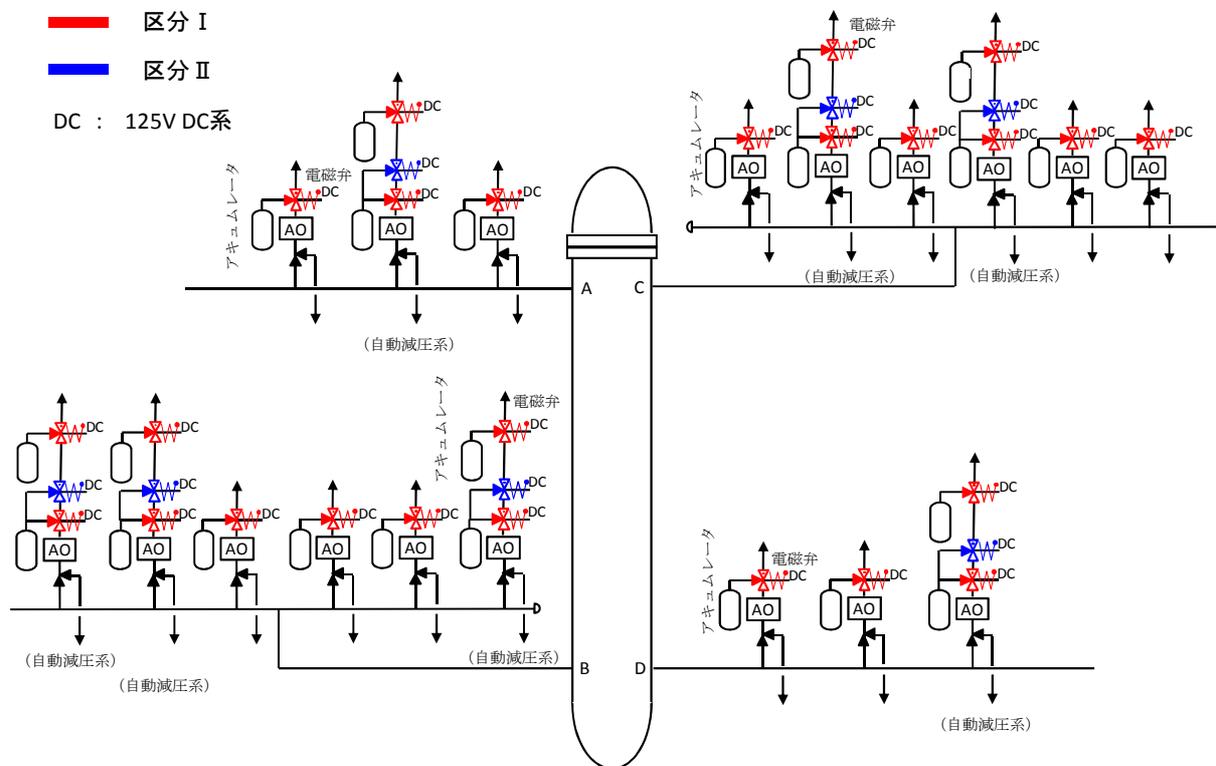


※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 (第 19-2 図参照)

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分 III, 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分 I の電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

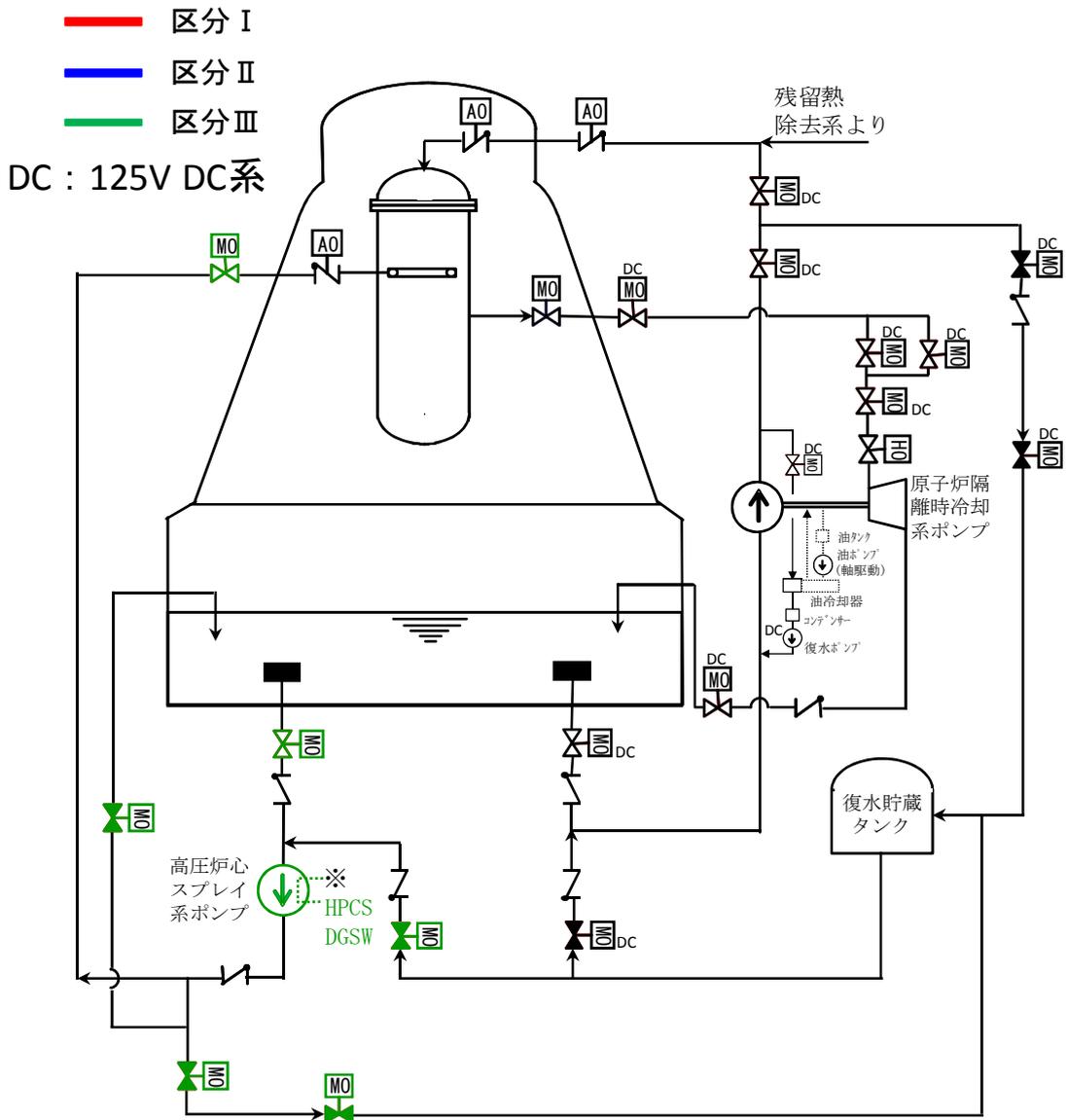
第 5-1 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図

No.	6	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	
系統・機器	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は18個設置されており、このうち7個は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュムレータが設けられ、個別に動作させることが可能な設計としており、多重性を有している。
独立性	有	(1)逃がし安全弁及び自動減圧系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)逃がし安全弁は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)逃がし安全弁は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 また、サポート系については、自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができ、1区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は原子炉の減圧状態を維持し続けるため24時間以上の長期間。
系統概略図	第6-1図 逃がし安全弁／自動減圧系	



第6-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	7	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	
系統・機器	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系（逃がし安全弁）により原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉への注水を行う。	
多重性又は多様性	有	<p>事故後の高圧時における炉心冷却は、高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としている。</p> <p>設計基準事故「原子炉冷却材喪失」において高圧炉心スプレイ系の故障を仮定した評価を行い、判断基準を満足して事故を収束できることを確認している。</p> <p>したがって、高圧炉心スプレイ系と「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」による機能は同等であり、多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各系統は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)対象系統は、全て耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>自動減圧系（逃がし安全弁）は、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>(3)電源、冷却水については、残留熱除去系（低圧注水モード）A系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ、残留熱除去系（低圧注水モード）B系とC系が区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており、1系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(4)自動減圧系（逃がし安全弁）は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。</p> <p>サポート系については、自動減圧系（逃がし安全弁）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができ、1区分の故障によっても機能に影響をおよぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間は原子炉の減圧を行うまでであり、24時間未満の短期間。
系統概略図	第7-1図 高圧炉心スプレイ系 第7-2図 低圧炉心スプレイ系 第7-3図 残留熱除去系（低圧注水モード） 第7-4図 逃がし安全弁／自動減圧系	



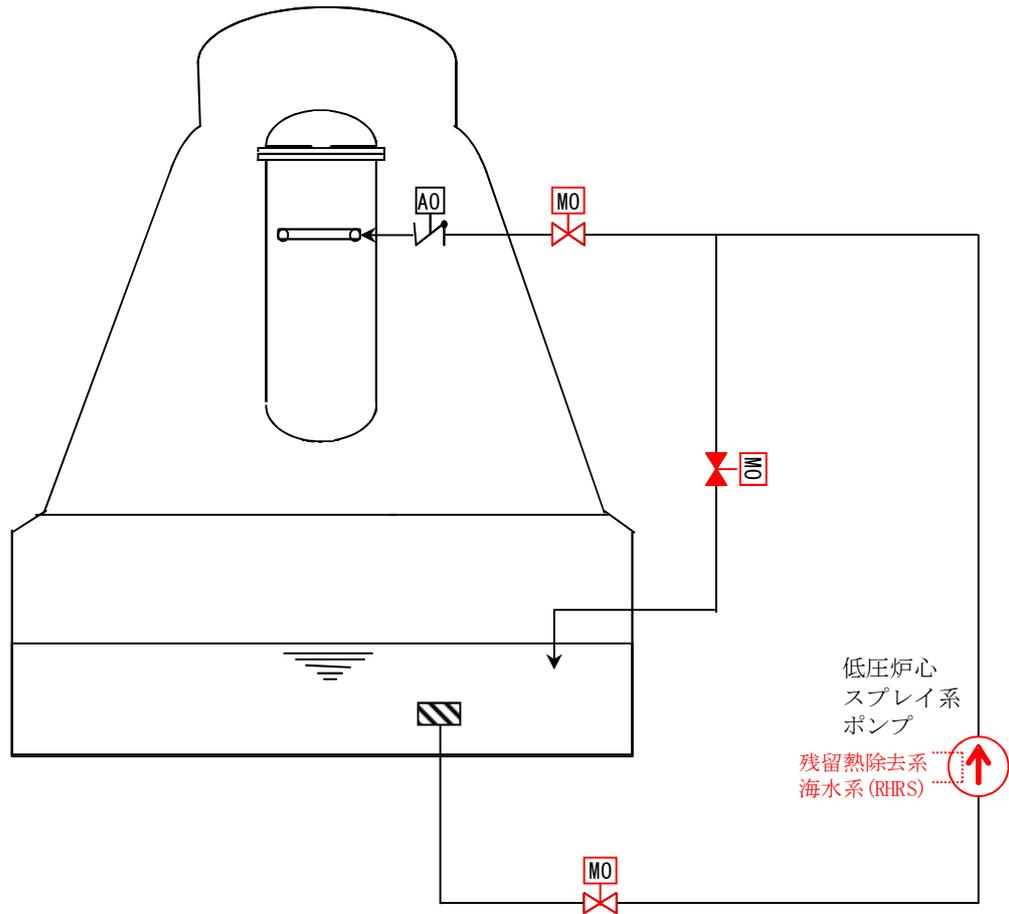
※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-1 図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図

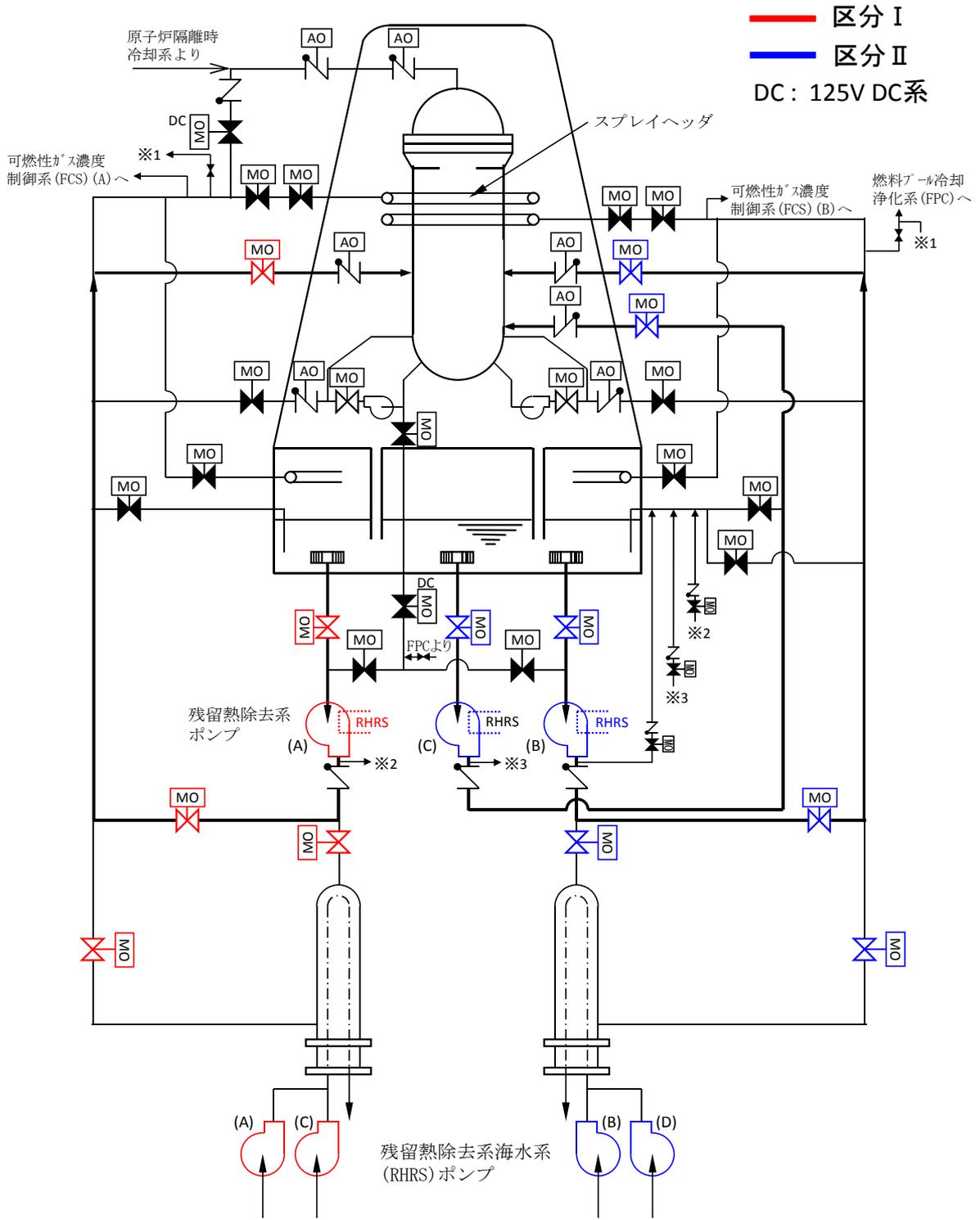
原子炉格納容器

— 区分 I



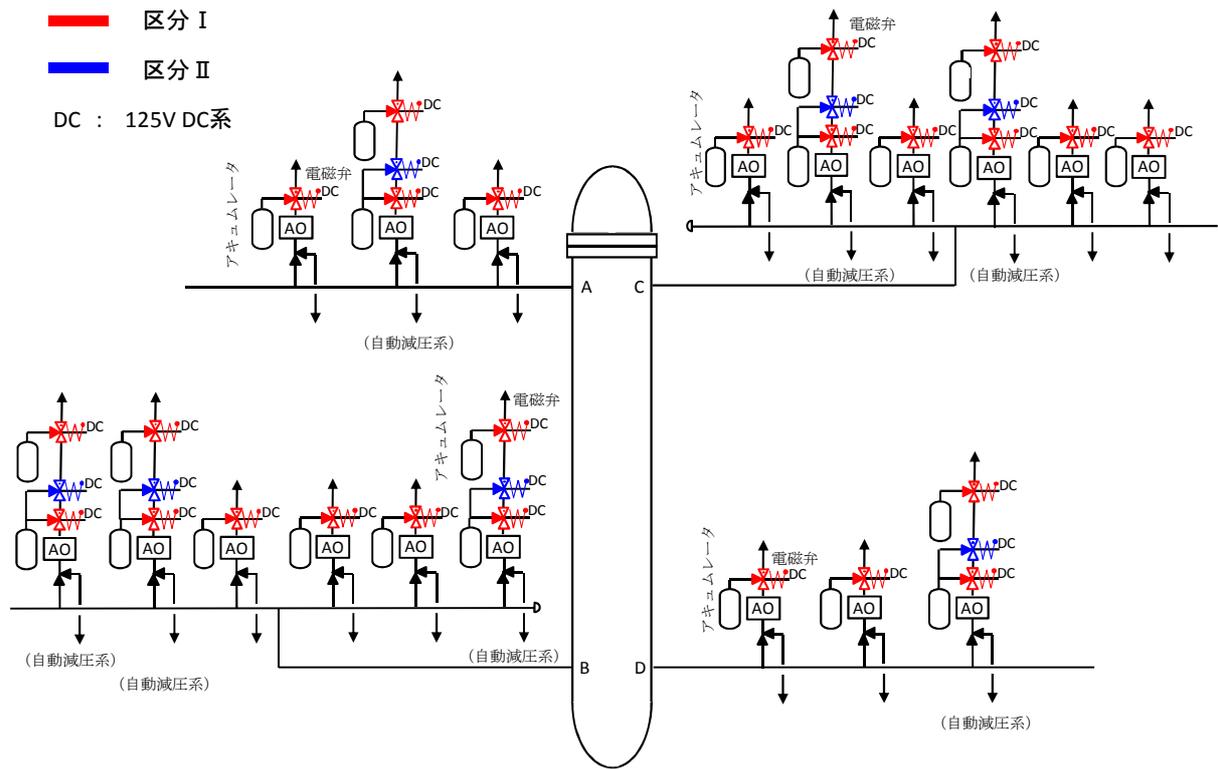
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分 I の電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-2 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



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

第7-3 図 残留熱除去系 (低圧注水モード) 系統概略図

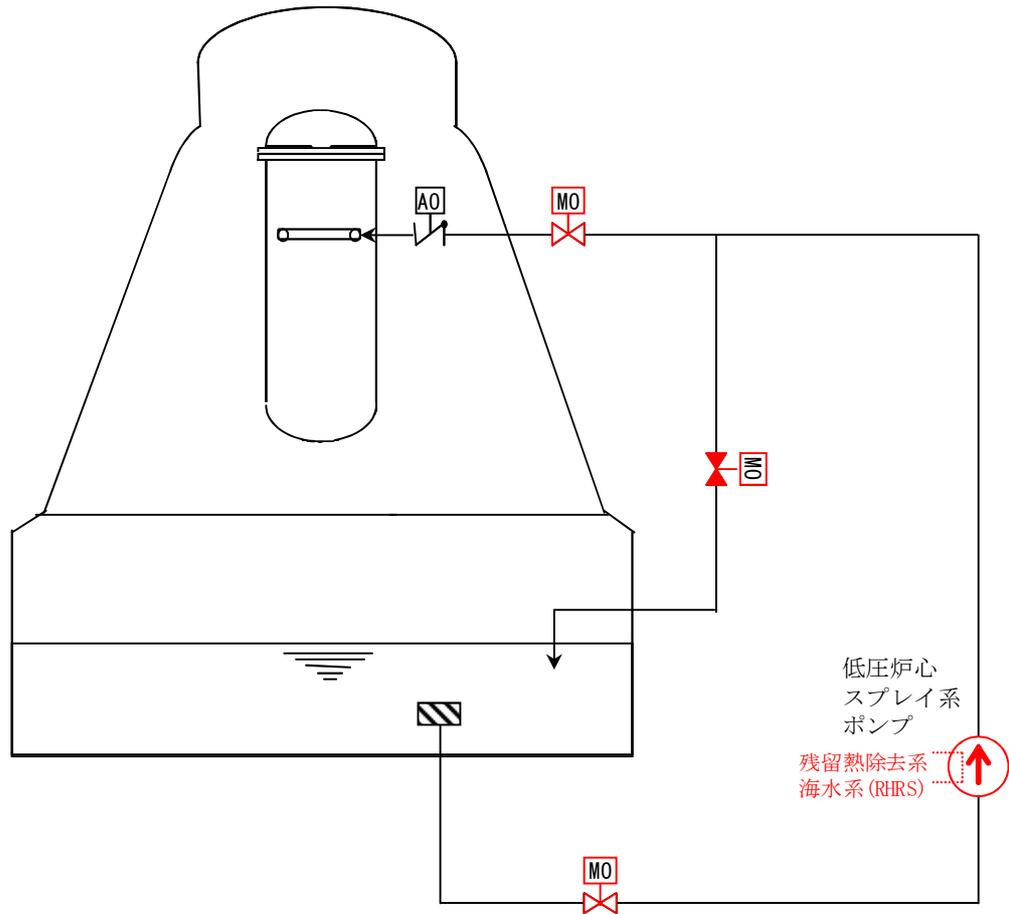


第7-4図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	8	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	
系統・機器	低圧炉心スプレイ系	
	残留熱除去系（低圧注水モード）	
	高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。 また，残留熱除去系（低圧注水モード）は3系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，冷却水については，残留熱除去系（低圧注水モード）A系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ，残留熱除去系（低圧注水モード）B系とC系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており，1系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)残留熱除去系（低圧注水モード）のA系とB系はタイラインにより接続しているが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており，重要度分類もMS-1で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第8-1図 低圧炉心スプレイ系 第8-2図 残留熱除去系（低圧注水モード） 第8-3図 高圧炉心スプレイ系	

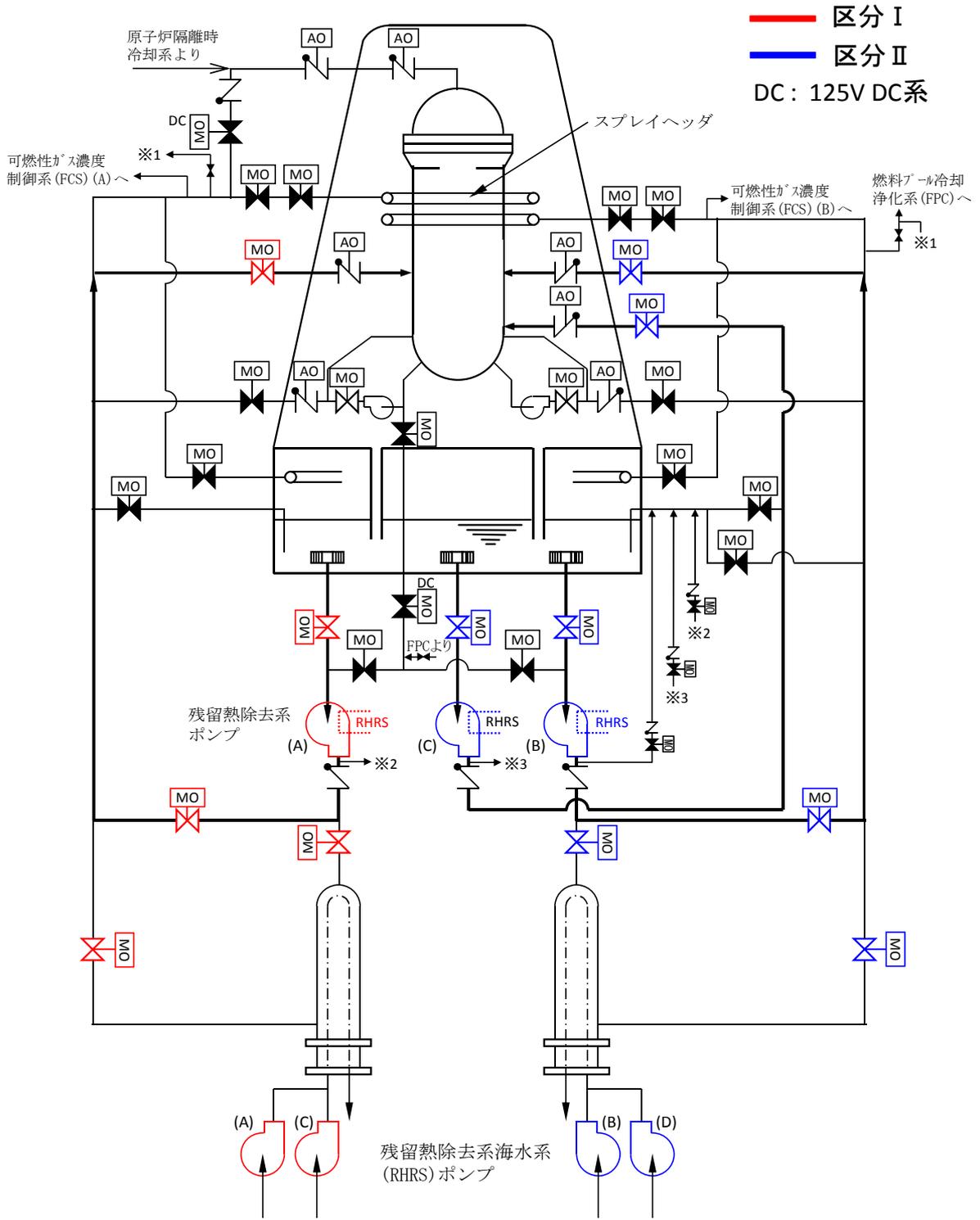
原子炉格納容器

— 区分 I



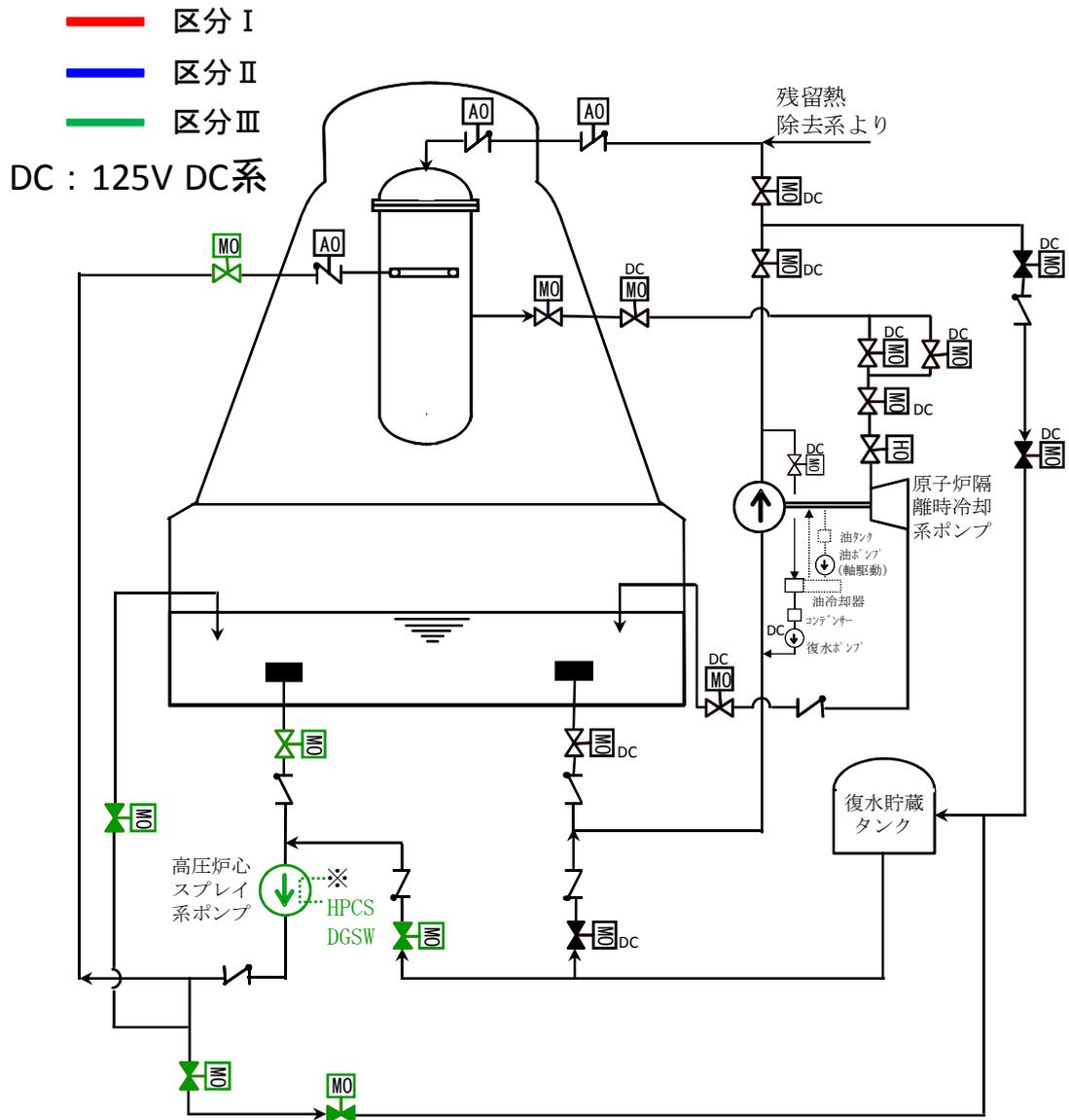
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分 I の電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 8-1 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



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

第 8-2 図 残留熱除去系 (低圧注水モード) 系統概略図

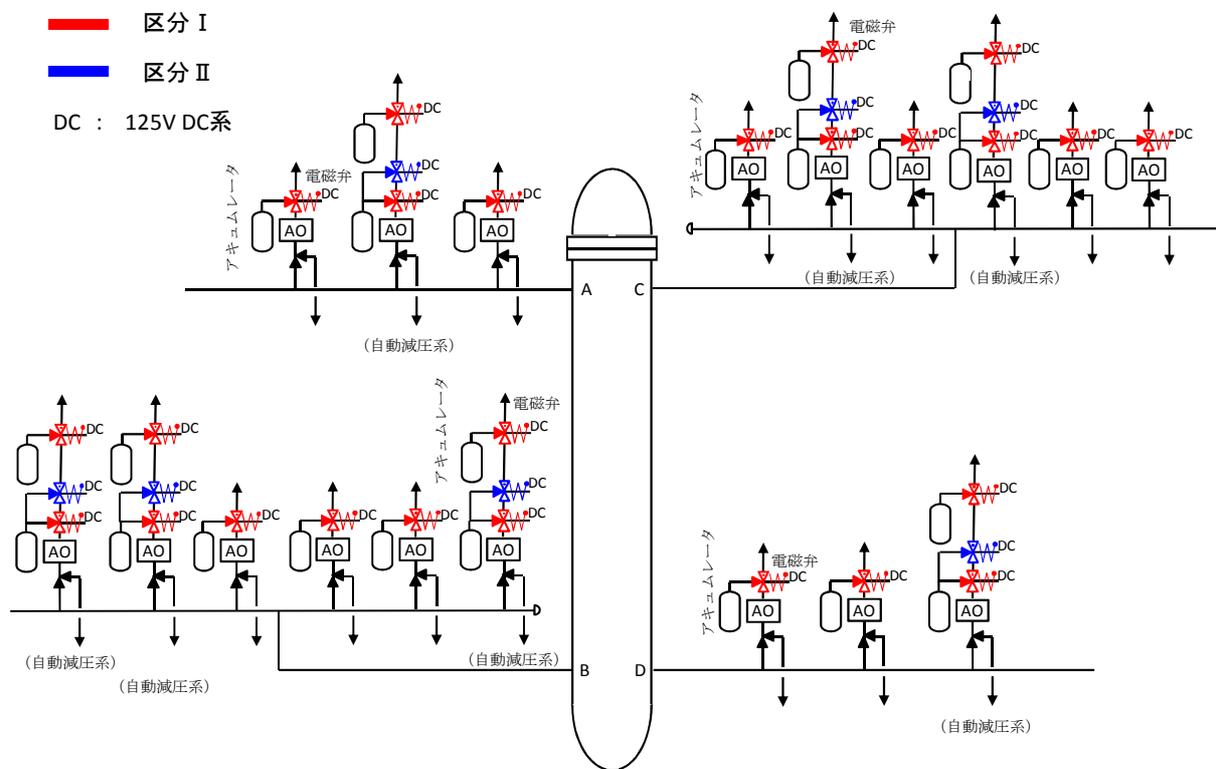


※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

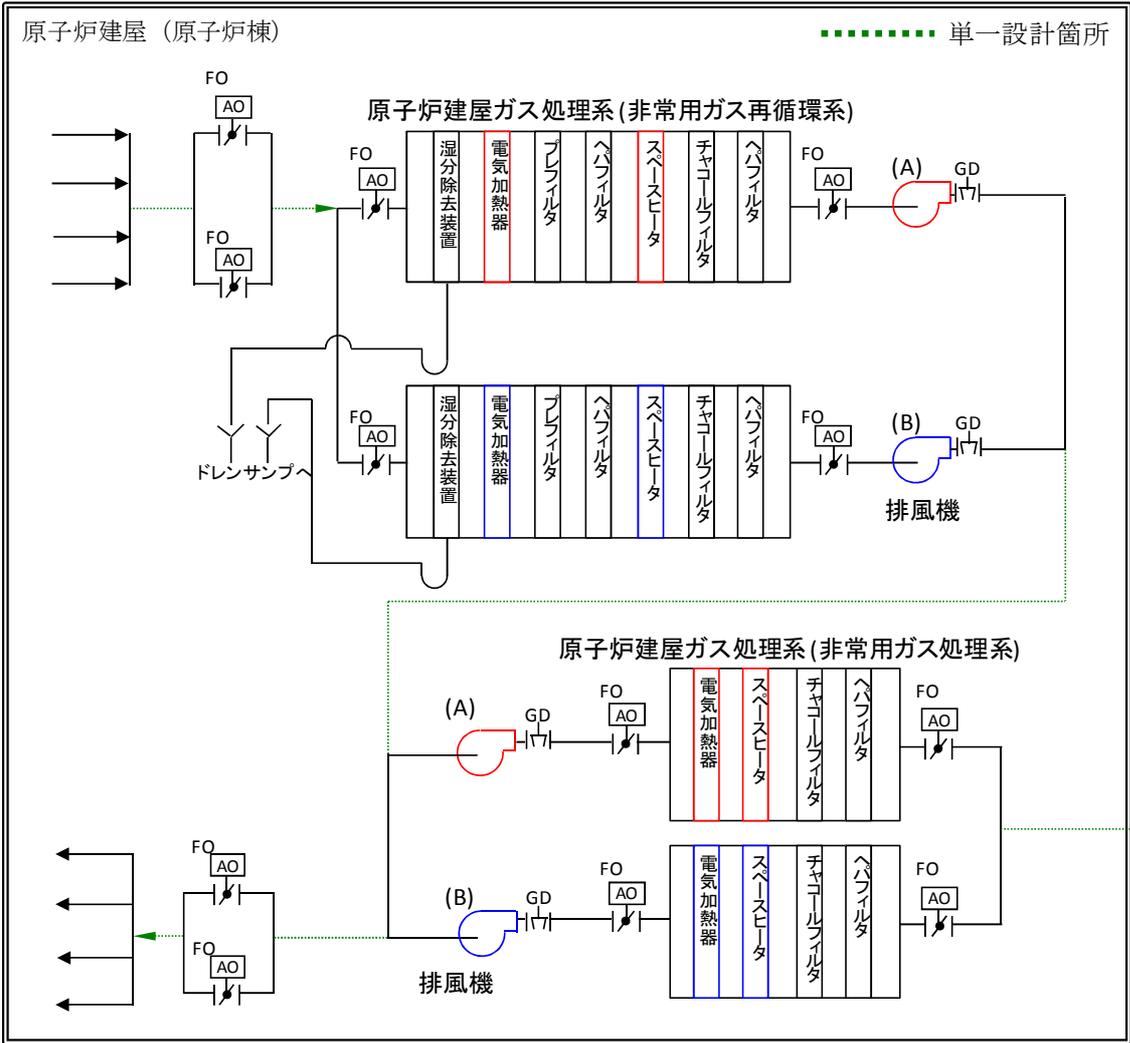
第 8-3 図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図

No.	9	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	
系統・機器	自動減圧系（逃がし安全弁）	
多重性又は多様性	有	自動減圧系（逃がし安全弁）は7個設置しており，多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)自動減圧系（逃がし安全弁）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。</p> <p>(2)自動減圧系（逃がし安全弁）は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，自動減圧系（逃がし安全弁）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3)逃がし安全弁（逃がし安全弁）は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。</p> <p>サポート系については，自動減圧系は区分Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができ，1区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間は，自動減圧系により原子炉の減圧が完了するまでであり，24時間未満の短期間。
系統概略図	第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系	



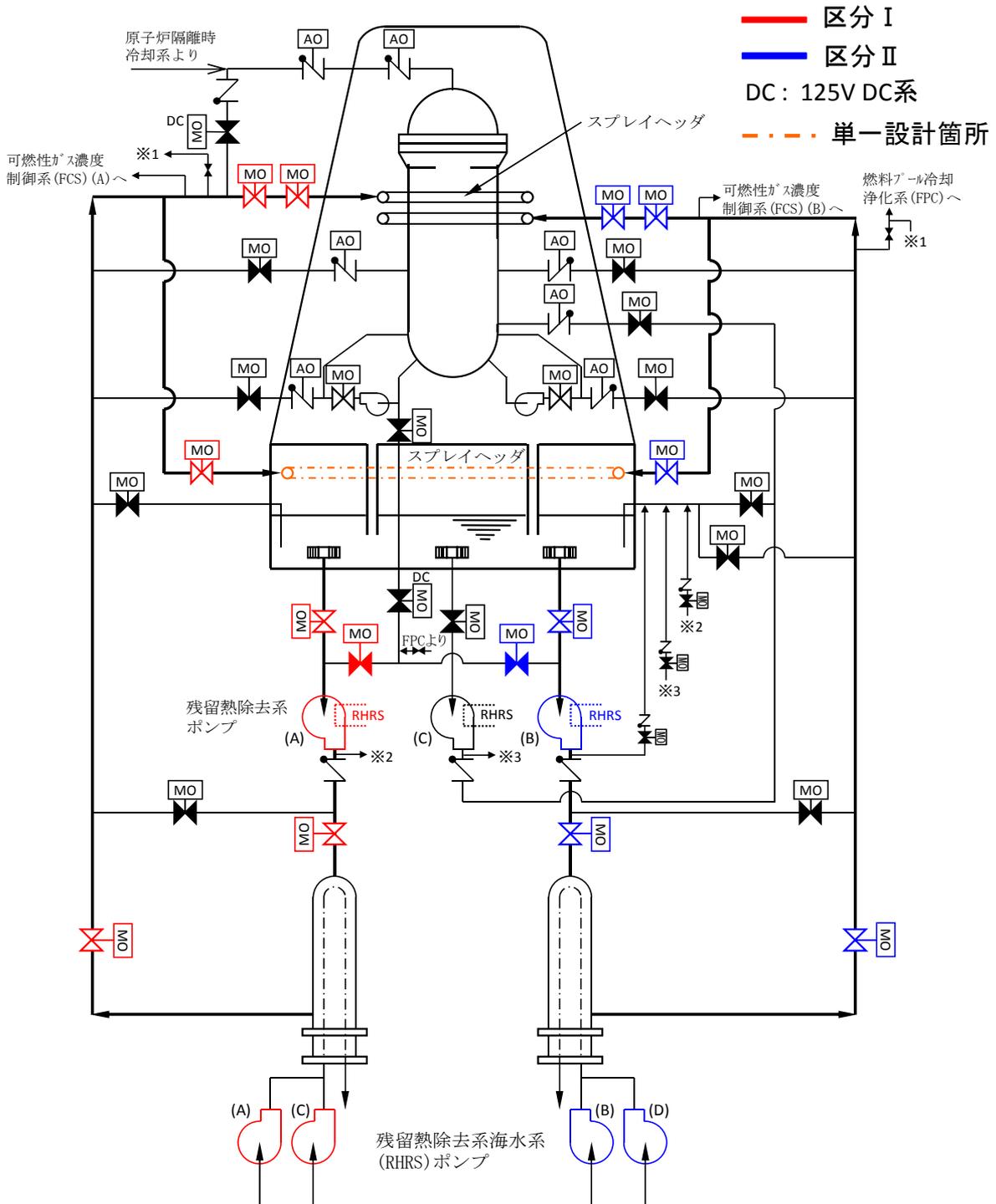
第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	10	
安全機能	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	
系統・機器	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）	
多重性又は多様性	無	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>配管の一部が単一設計となっている。</u>
独立性	有	(1)原子炉建屋ガス処理系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉建屋ガス処理系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。 (3)原子炉建屋ガス処理系の動的機器，フィルタユニットは2系統あり，電源はそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート機能の故障により両系統が機能喪失しないよう設計されている。 また，非常用ガス再循環系のフィルタユニットのドレンラインはそれぞれ異なる床ドレンファンネルに排水しており，2系統が同時に機能喪失することはない。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第10-1図 原子炉建屋ガス処理系	



第 10-1 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

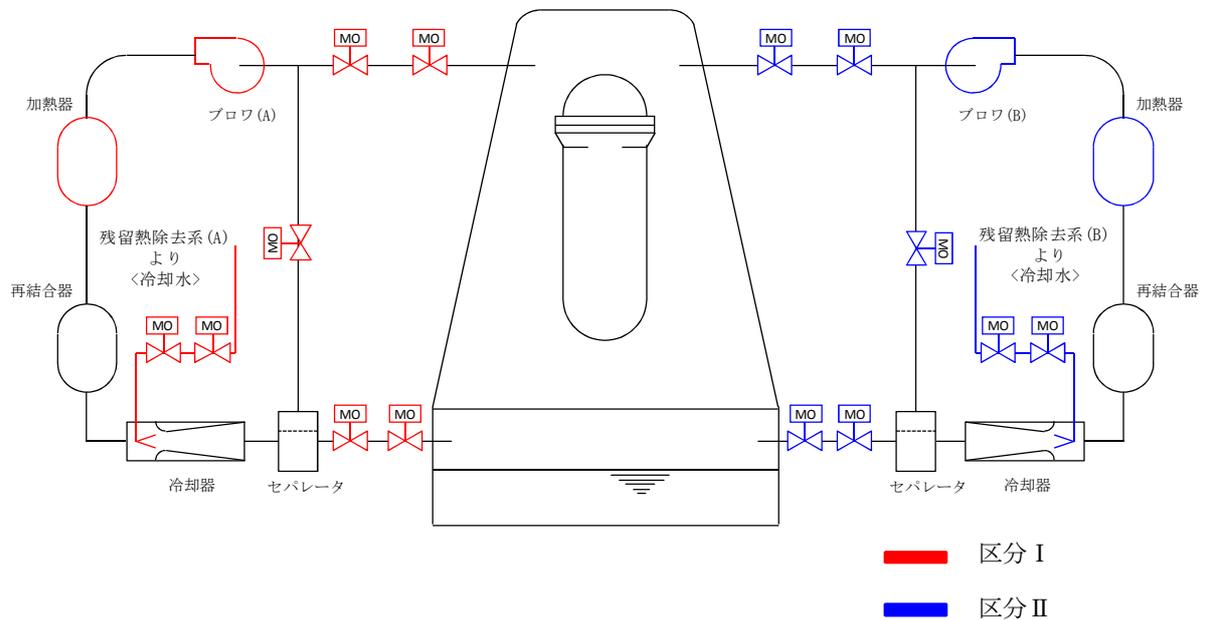
No.	11	
安全機能	格納容器の冷却機能	
系統・機器	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	
多重性又は多様性	無	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の動的機器は多重性を有している。 ただし、 <u>スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。</u>
独立性	有	<p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は2系統あり、系統分離が図られているが、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については単一設計であって、2系統と接続している。</p> <p>(3) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(4) 電源、冷却水については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給されており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(5) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類もMS-1で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第11-1図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	



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

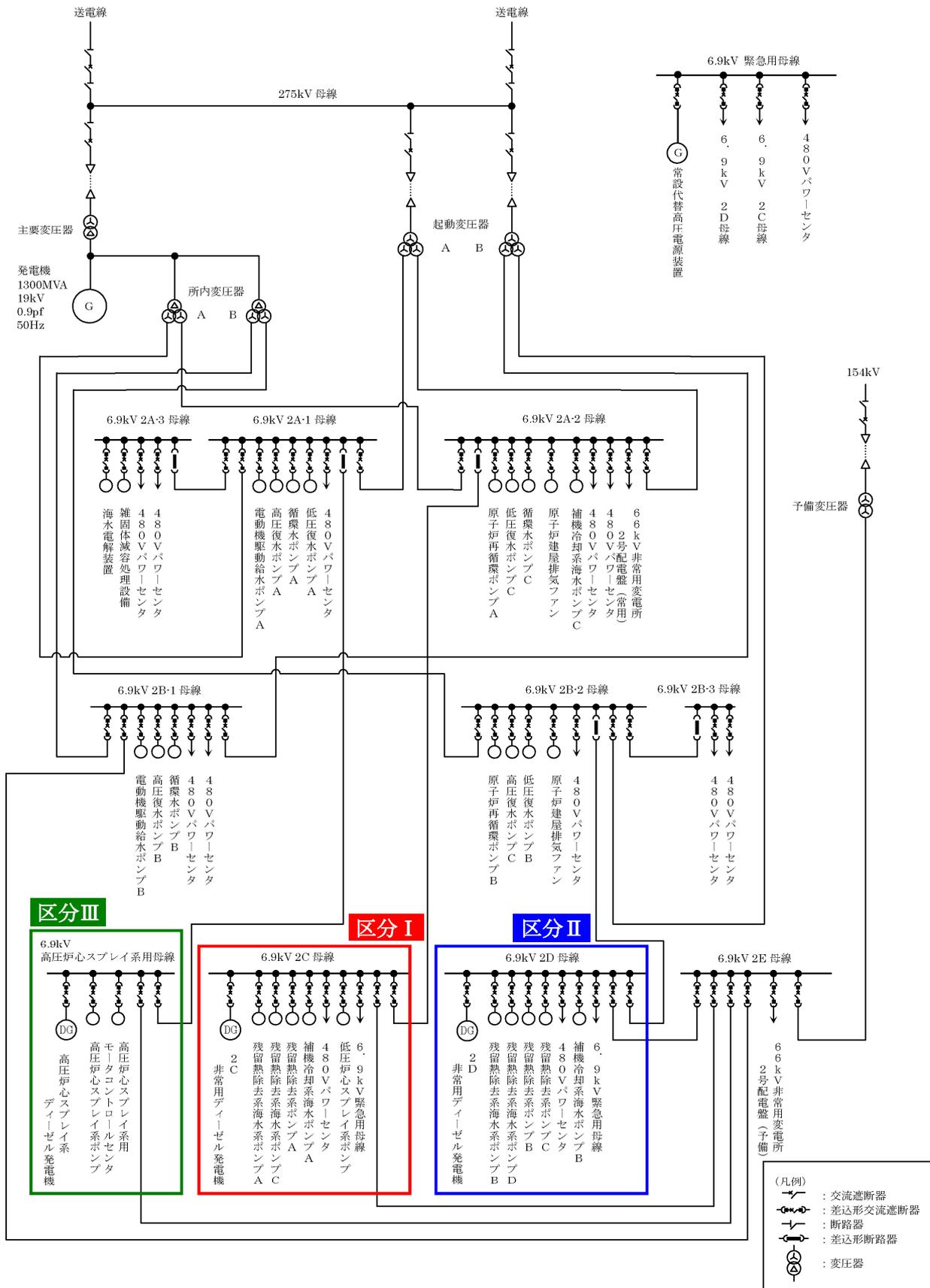
第 11-1 図 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 系統概略図

No.	12	
安全機能	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	
系統・機器	可燃性ガス濃度制御系	
多重性又は多様性	有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、系統分離が図られている。</p> <p>(3) 可燃性ガス濃度制御系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(4) 電源、冷却水については、可燃性ガス濃度制御系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第12-1図 可燃性ガス濃度制御系	



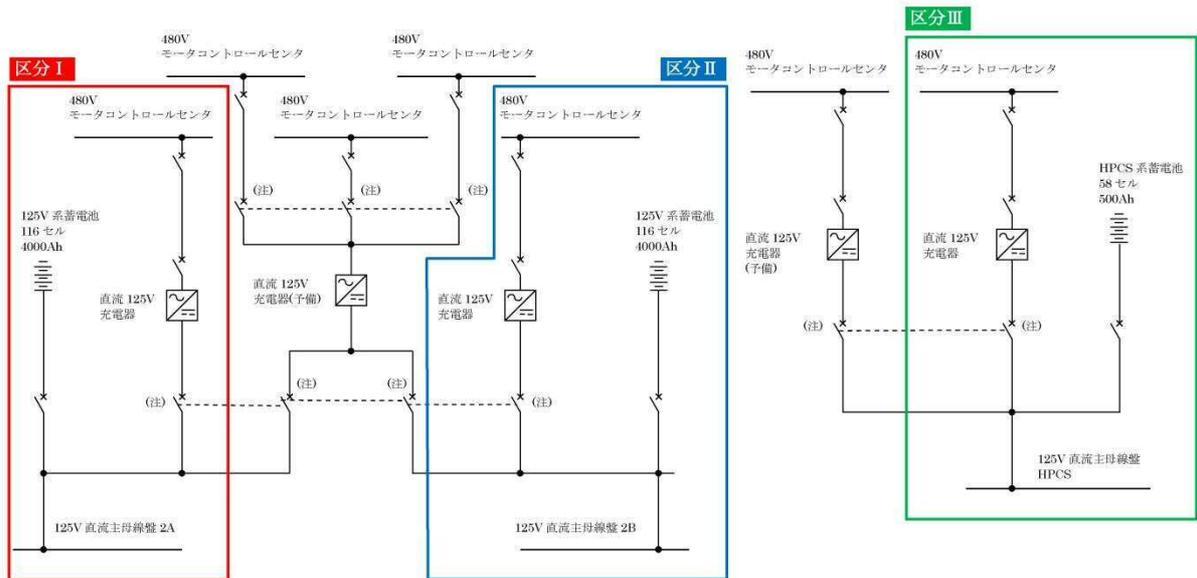
第12-1図 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図

No.	13	
安全機能	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用電源系（交流）	
多重性又は多様性	有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)非常用所内電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)非常用所内電源設備は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3)非常用所内電源設備は、異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器を設置しており、電気事故が発生した場合でも確実に電氣的な分離ができるよう設計されている。また、電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第13-1図 非常用所内電源設備	

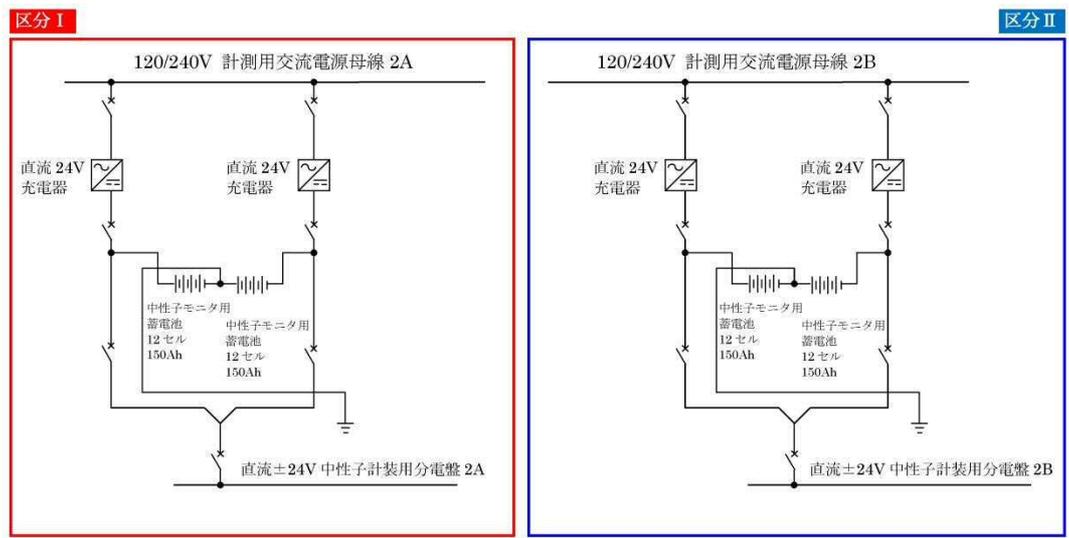


第 13-1 図 非常用所内電源設備 系統概略図

No.	14	
安全機能	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用所内電源系（直流電源系統）	
多重性又は多様性	有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)非常用所内電源系（直流電源系統）は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第14-1図 非常用所内電源設備（直流電源系）	

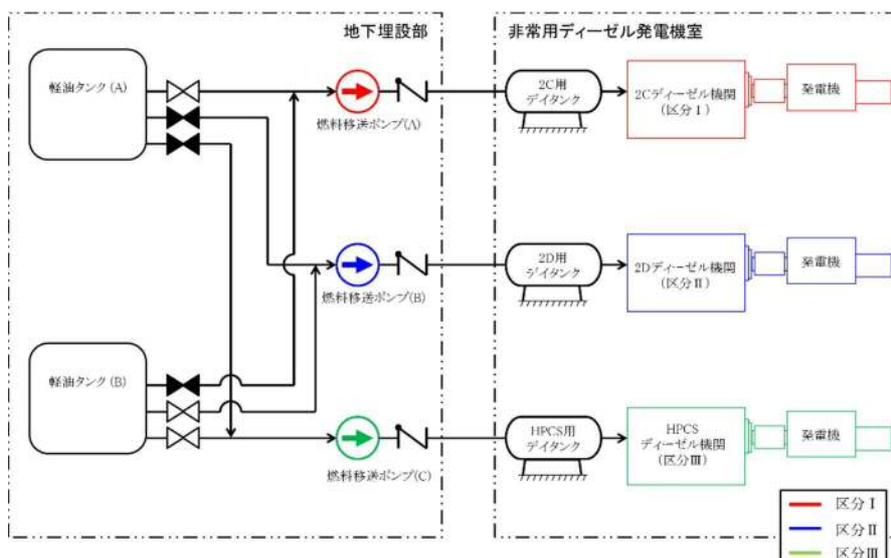


(注) メカニカルインタロック付き

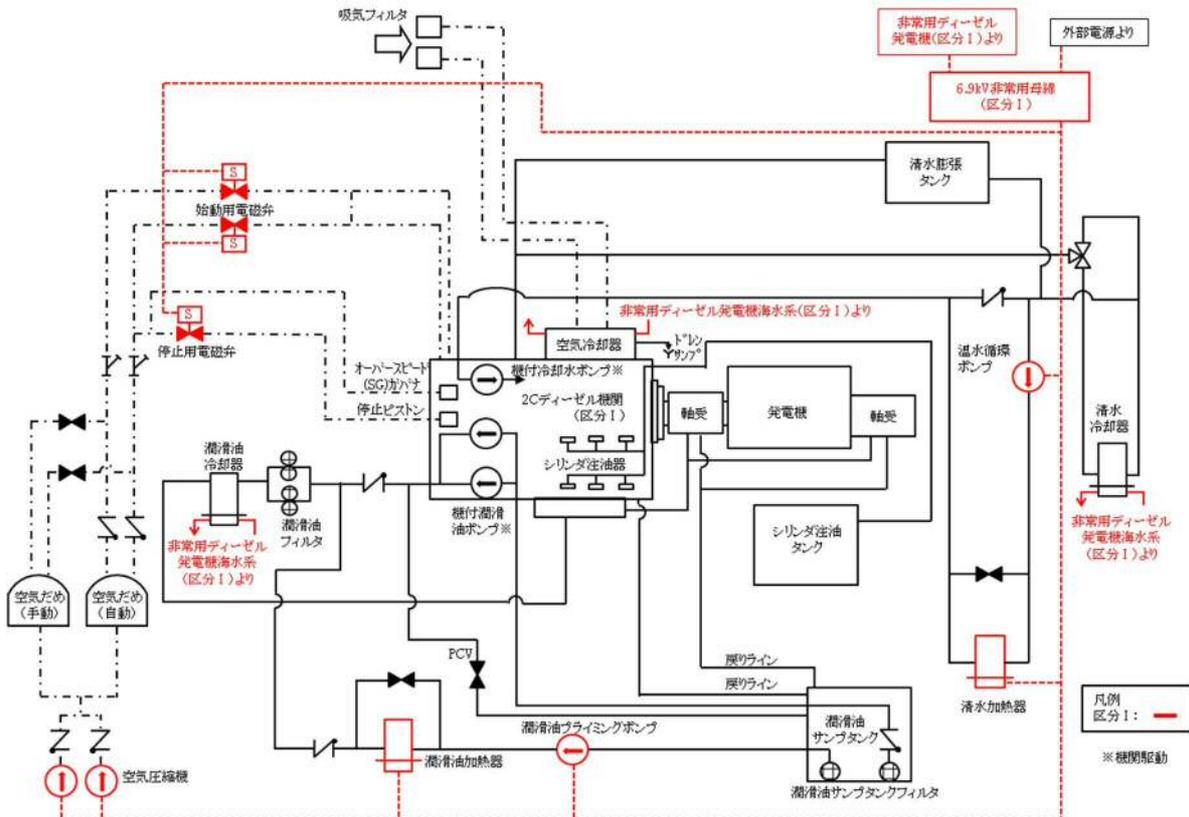


第 14-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

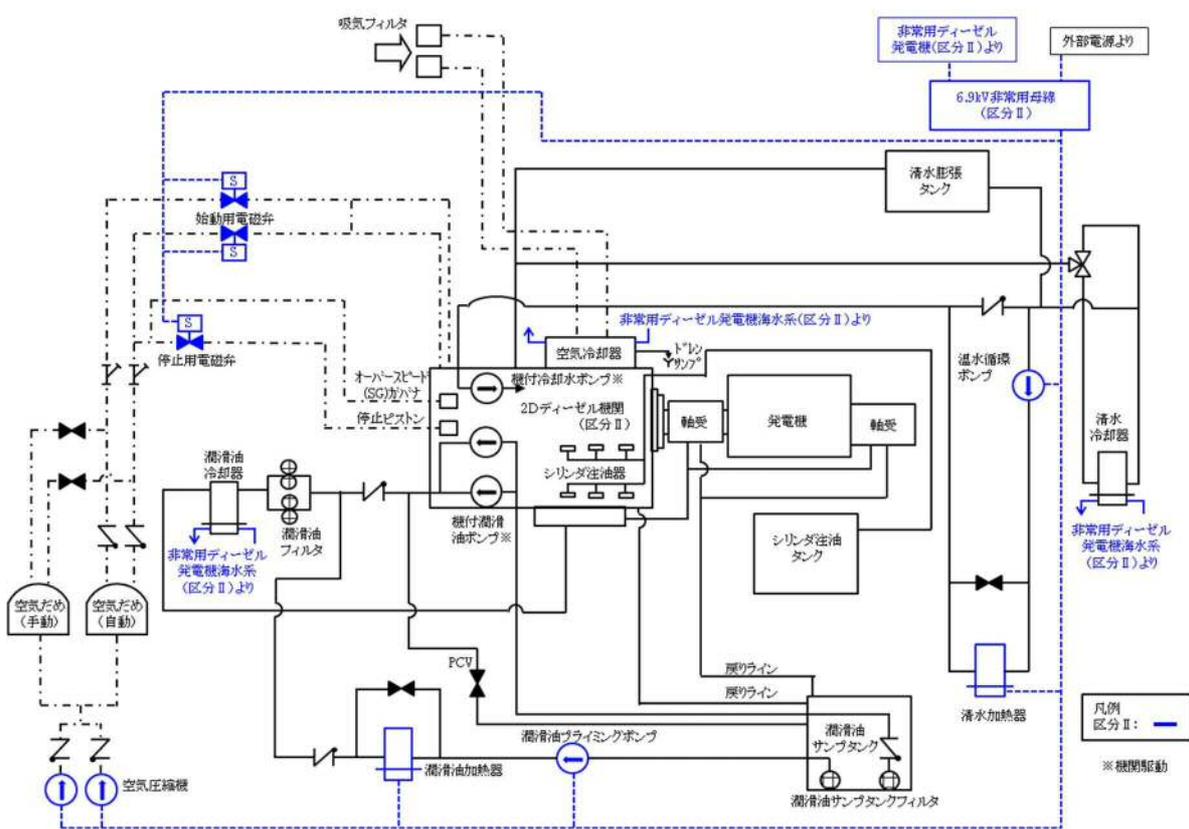
No.	15	
安全機能	非常用の交流電源機能	
系統・機器	ディーゼル発電機設備	
多重性又は多様性	有	<p>ディーゼル発電機設備は非常用ディーゼル発電機 2 台及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 1 台の、計 3 台設置している。</p> <p>また、各々のディーゼル発電機には専用のサポート系（潤滑油系、冷却水系及び燃料移送系）を設置しており、多重性を有している。</p> <p>現有設備では、軽油貯蔵タンクが 1 基であり、単一設計となっている。しかし、今回の申請にて軽油貯蔵タンクは 2 基に変更し、多重性を有する設計とする。</p>
独立性	有	<p>(1)ディーゼル発電機設備は、原子炉建屋附属棟内に設置しており、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)ディーゼル発電機設備は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。</p> <p>また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)電源、補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲ）から供給されている。</p> <p>(4)軽油貯蔵タンクは、耐震 S クラス設備として設計するとともに、独立性を有する設計とする。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって全ての系統又は機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第 15-1 図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系</p> <p>第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備（2C）</p> <p>第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備（2D）</p> <p>第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備（HPCS）</p> <p>第 15-3 図 ディーゼル室換気系</p>	



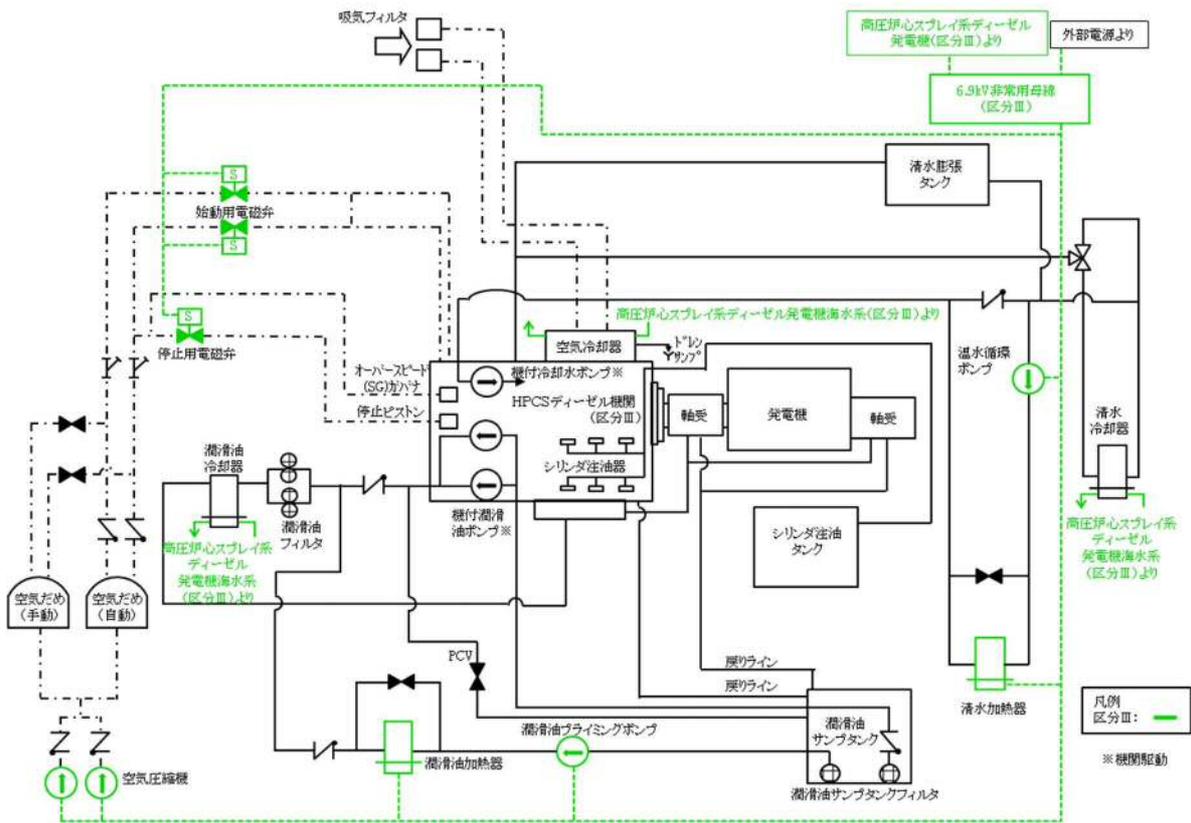
第 15-1 図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系 系統概略図



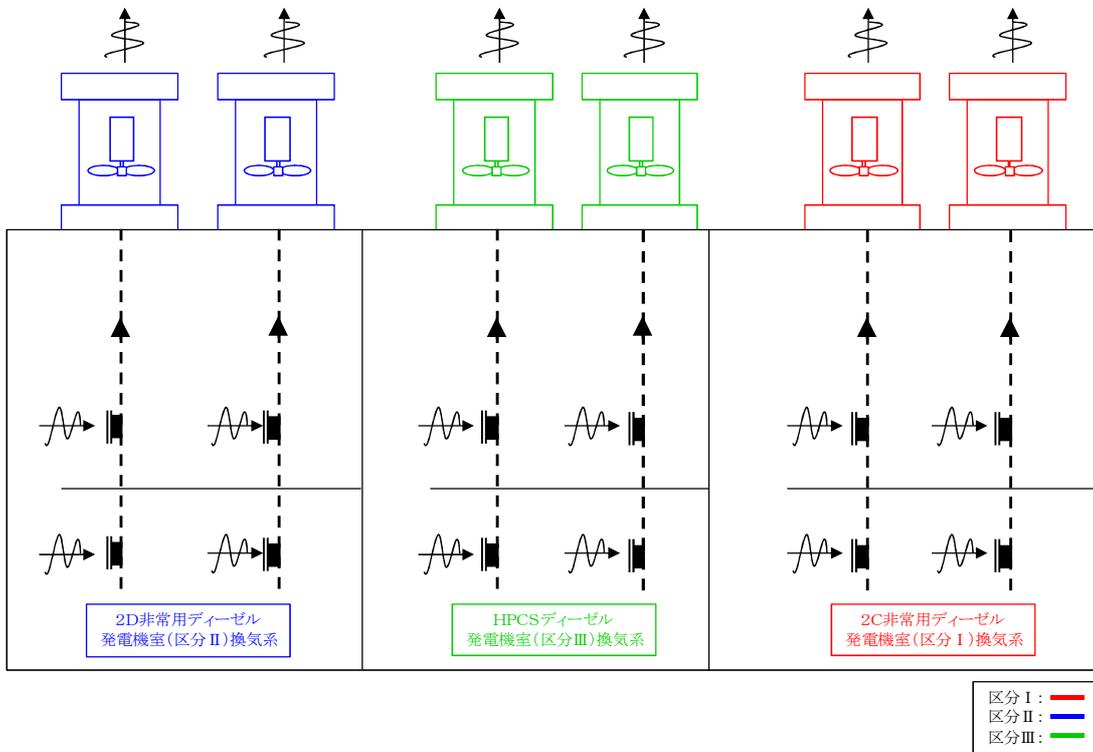
第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備 (2 C) システム概略図



第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備 (2 D) システム概略図

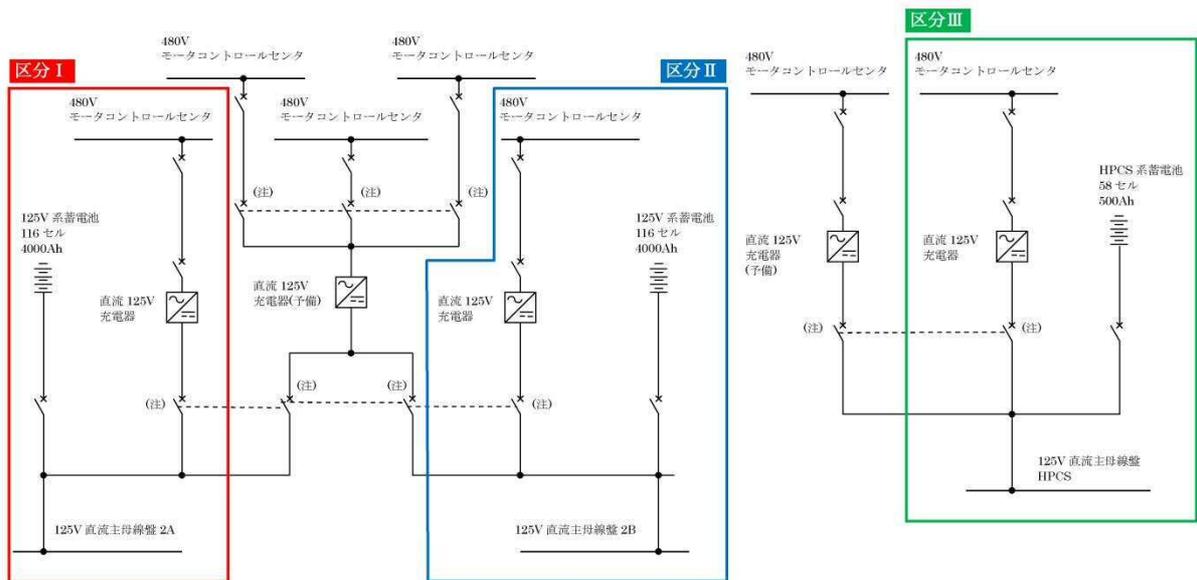


第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備 (HPCS) 系統概略図

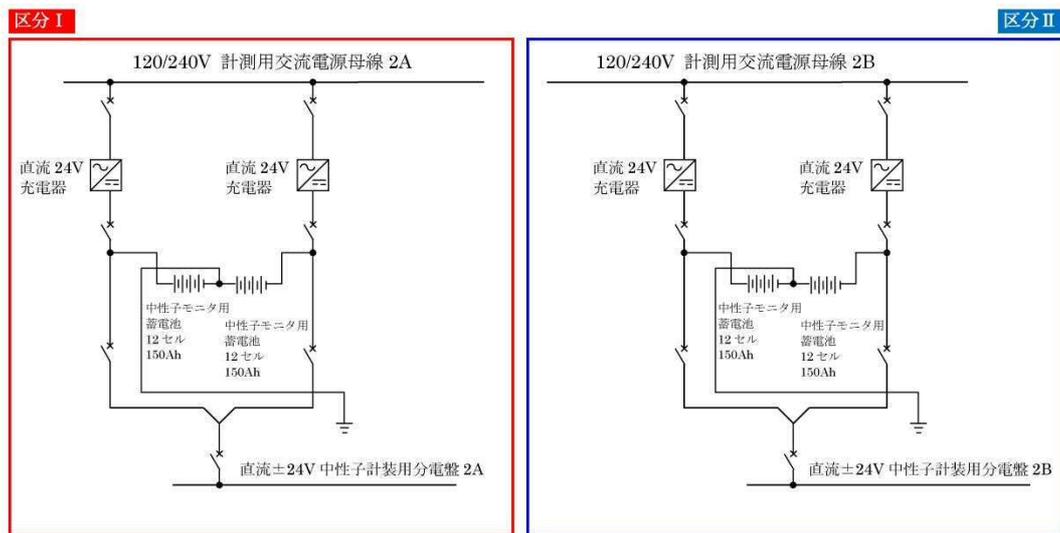


第 15-3 図 ディーゼル室換気系 系統概略図

No.	16	
安全機能	非常用の直流電源機能	
系統・機器	直流電源設備	
多重性又は多様性	有	直流電源設備の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)直流電源設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第16-1図 非常用所内電源設備（直流電源系）	



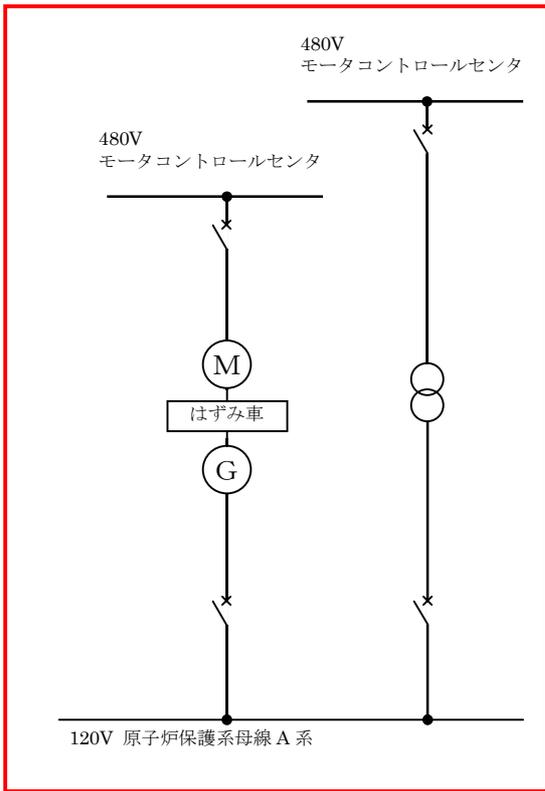
(注) メカニカルインタロック付き



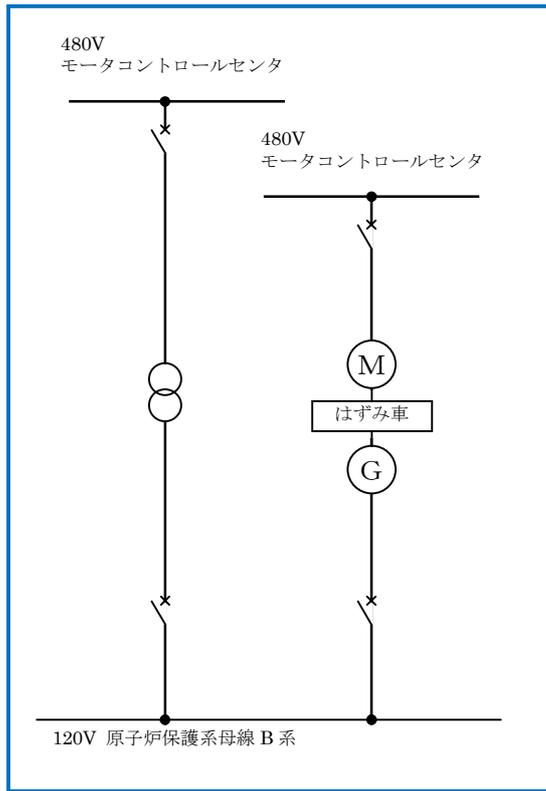
第 16-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

No.	17	
安全機能	非常用の計測制御用電源機能	
系統・機器	計測制御用電源設備	
多重性又は多様性	有	計測制御用電源設備は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)計装用電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)計装用電源設備を構成している母線及び分電盤等は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)計装用電源設備は、それぞれ異なるエリアに分散して配置している。 また、電路においても物理的、電氣的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第17-1図 計装用電源設備	

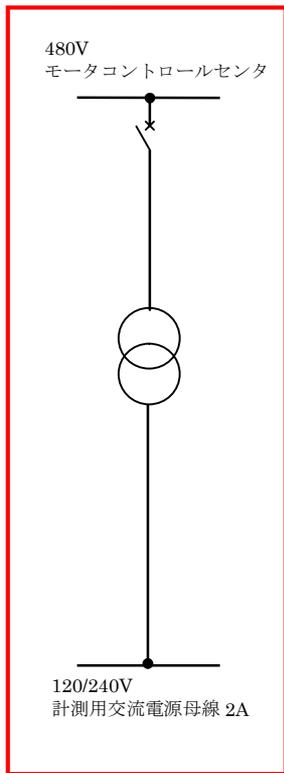
区分 I



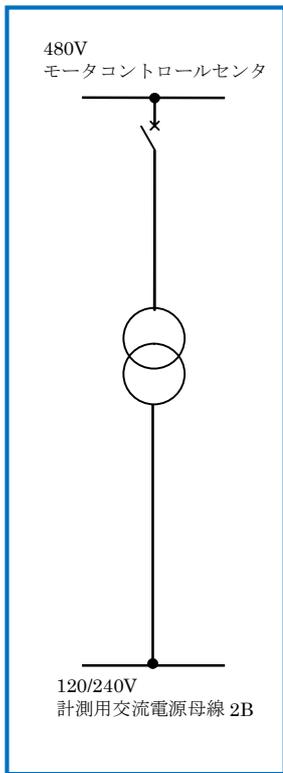
区分 II



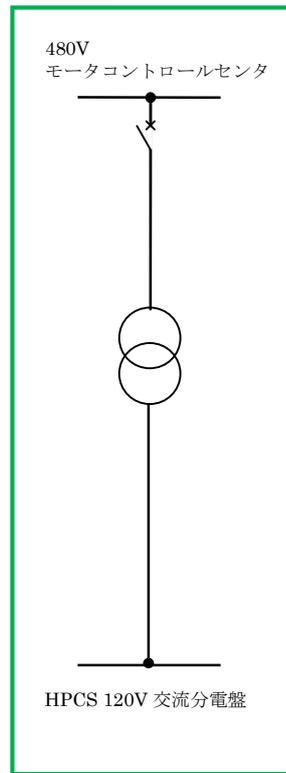
区分 I



区分 II

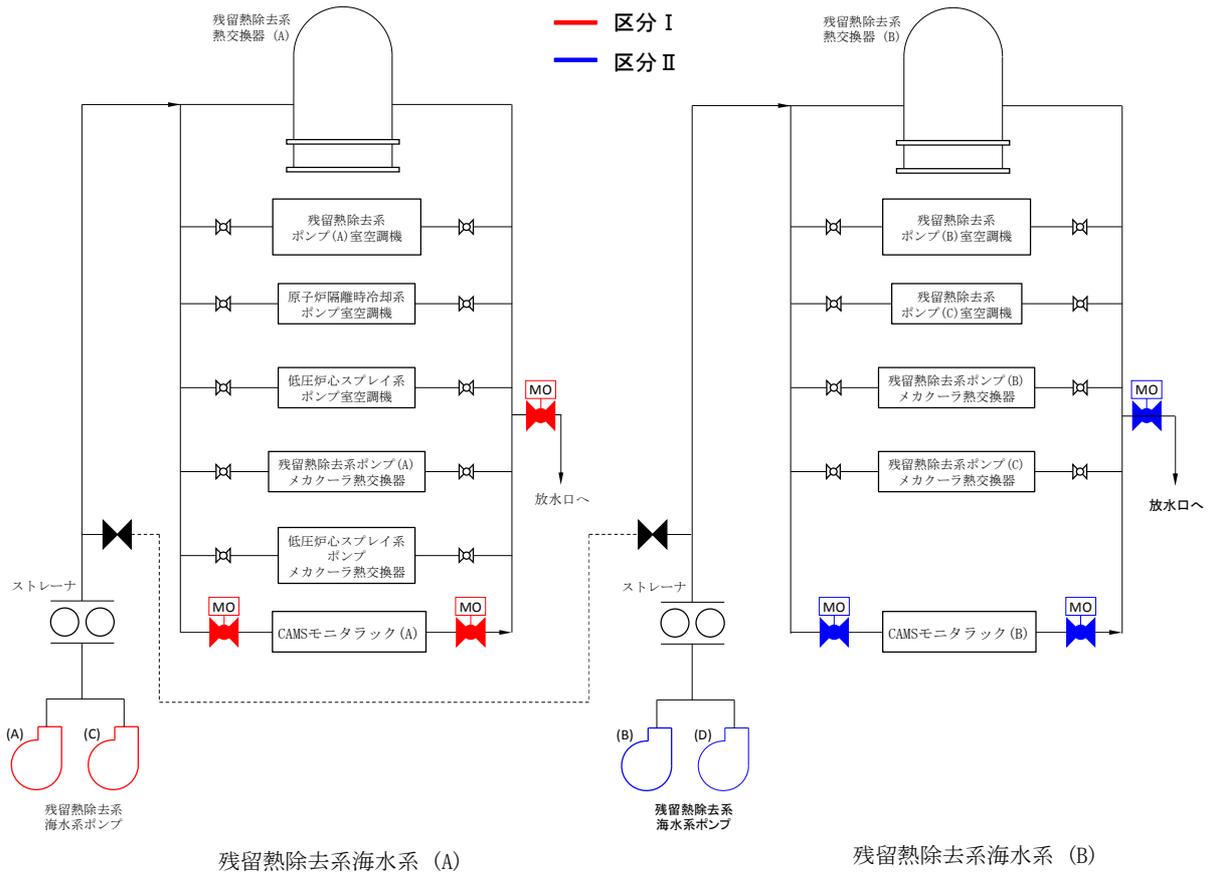


区分 III

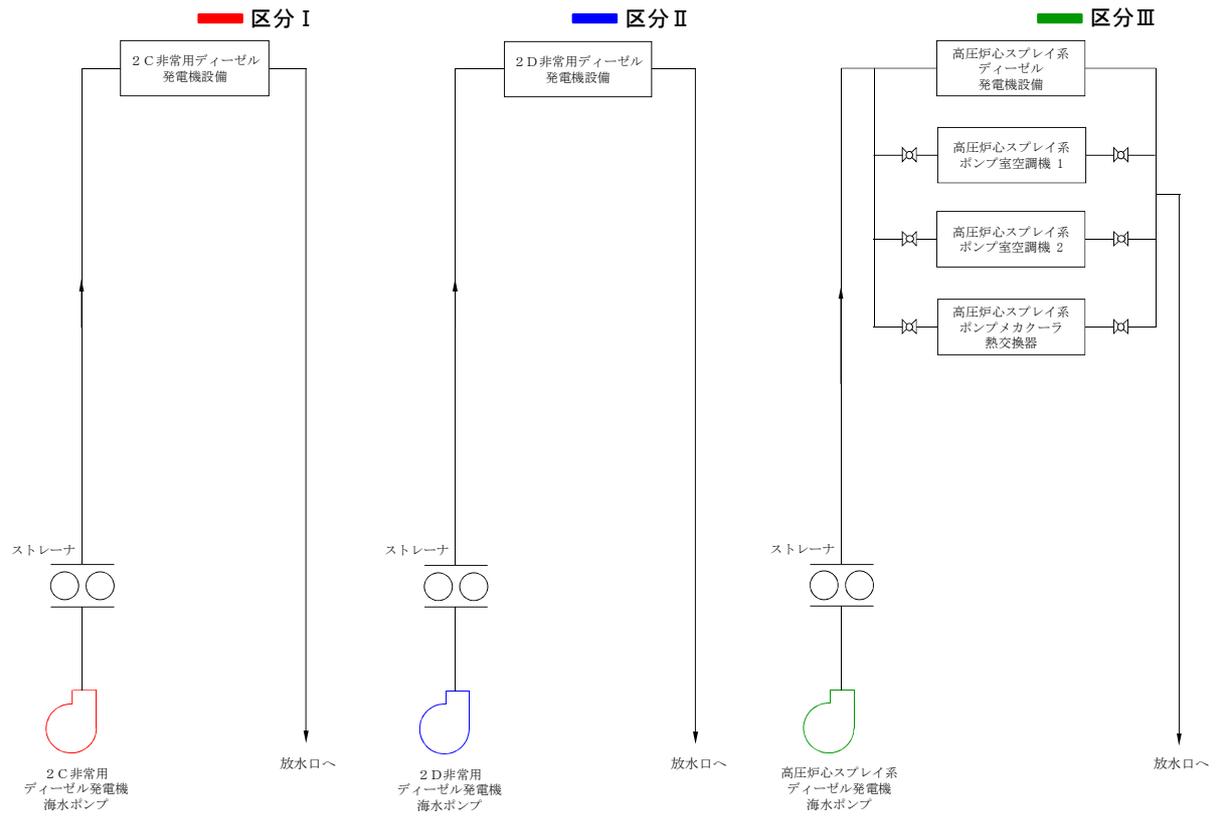


第 17-1 図 計装用電源設備 系統概略図

No.	18, 19	
安全機能	補機冷却機能 冷却用海水供給機能	
系統・機器	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	
多重性又は多様性	有	<p>残留熱除去系海水系は2系統設置しており、多重性を有している。</p> <p>ディーゼル発電機海水系は、非常用ディーゼル発電機海水系が2系統、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が1系統の3系統設置しており、多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、二次格納施設外の環境条件に想定される自然環境においても、健全に動作するよう設計されている。</p> <p>※ 自然現象としては、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、森林火災及び高潮を想定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 電源については、残留熱除去系海水系は区分Ⅰ、区分Ⅱ、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲの異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(4) 残留熱除去系海水系のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないように適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類についても主配管から隔離弁までの範囲はMS-1相当で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>なお、隔離弁は手動弁であり、施錠により弁ハンドルを固定し誤操作防止措置を講じている。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第19-1図 残留熱除去系海水系 第19-2図 ディーゼル発電機海水系	

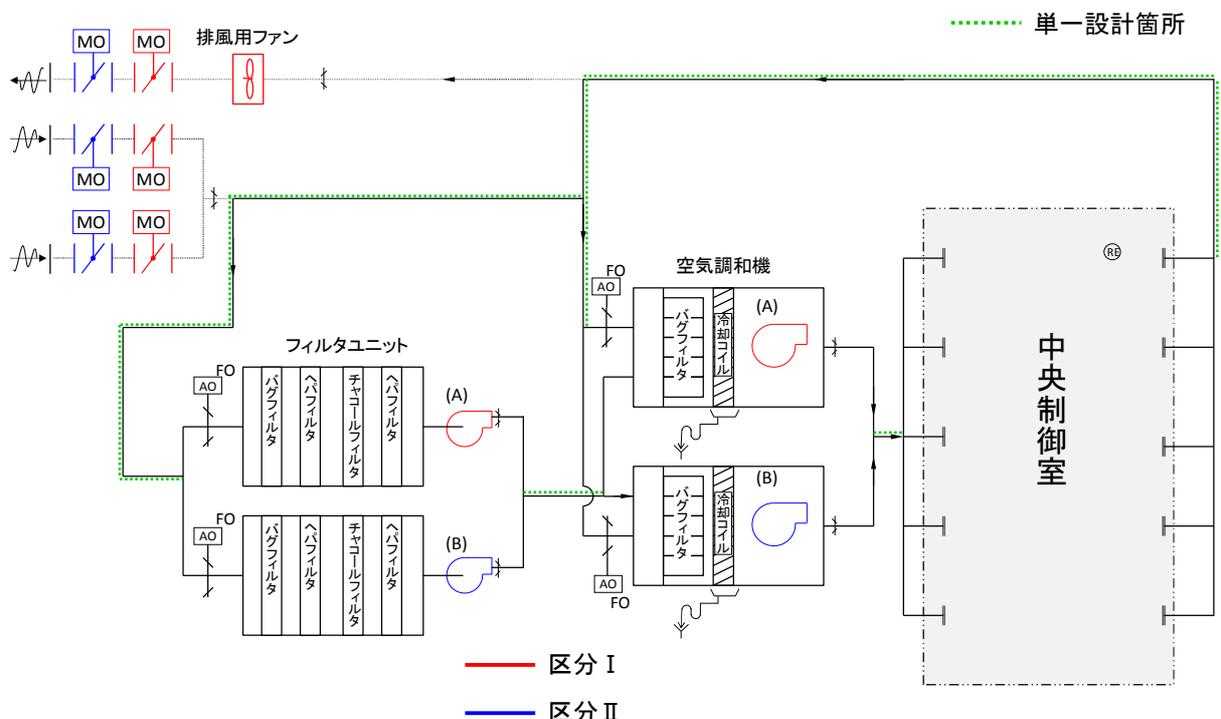


第 19-1 図 残留熱除去系海水系 系統概略図



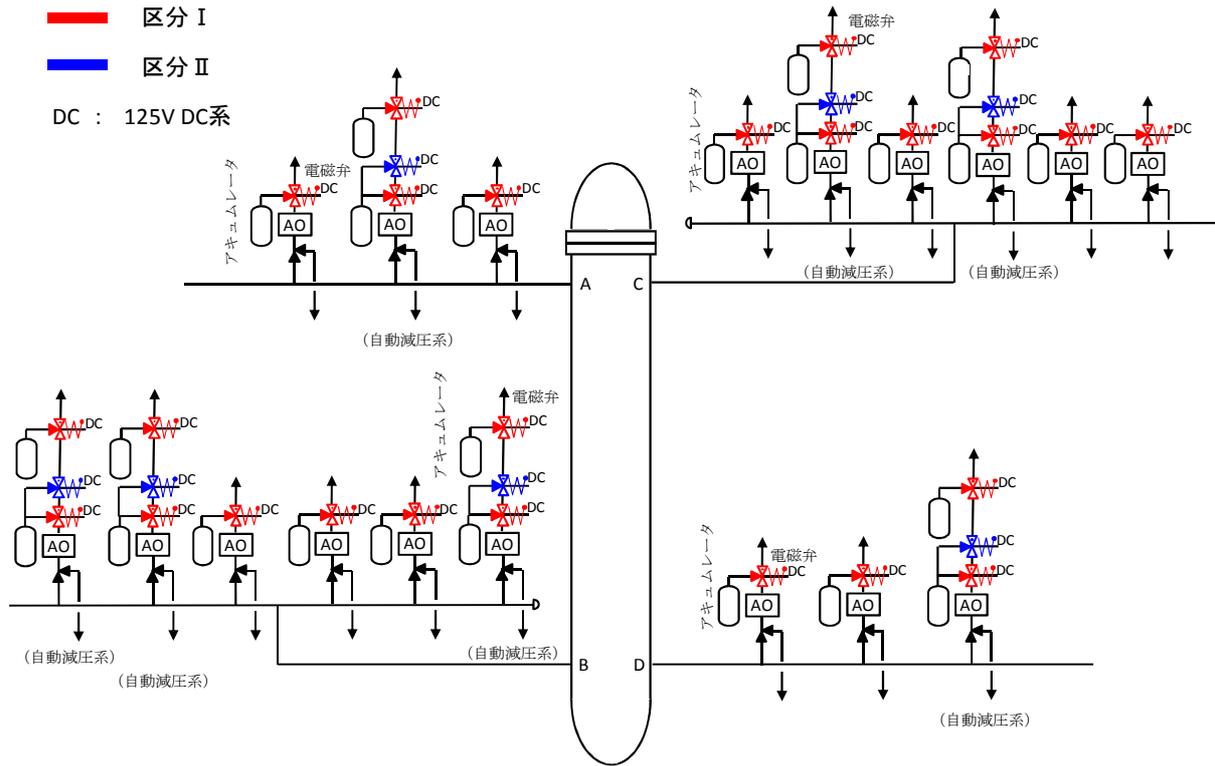
第 19-2 図 ディーゼル発電機海水系 系統概略図

No.	20	
安全機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	
系統・機器	中央制御室換気系	
多重性又は多様性	無	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>ダクトの一部が単一設計となっている。</u>
独立性	有	<p>(1)中央制御室換気系は、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)中央制御室換気系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。</p> <p>(3)中央制御室換気系の動的機器、フィルタユニットは多重化されており、それぞれ100%容量を有している。電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>隔離弁は多重化しており、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しないよう、第1隔離弁と第2隔離弁の駆動電源の区分を分離している。</p> <p>フィルタユニット及び空気調和機の入口弁（空気作動弁）はフェイルオープンとなっており、サポート系の故障により系統機能に影響を及ぼさない設計としている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第20-1図 中央制御室換気系	

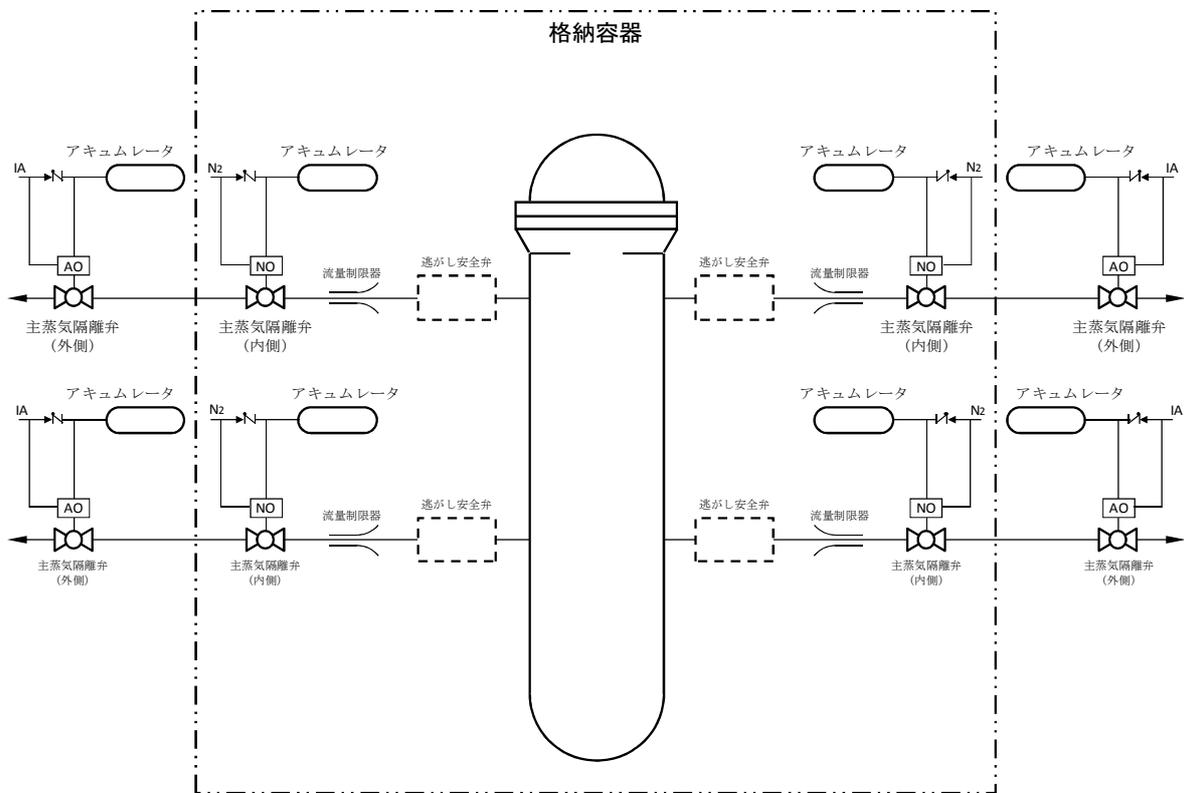


第20-1図 中央制御室換気系 系統概略図

No.	21	
安全機能	圧縮空気供給機能	
系統・機器	逃がし安全弁 [18 個] 及び自動減圧機能 [7 個] のアキュムレータ並びに主蒸気隔離弁 [8 個] のアキュムレータ	
多重性又は多様性	有	<p>逃がし安全弁のアキュムレータは 18 個の弁それぞれに設置されており、このうち 7 個の弁には自動減圧系のアキュムレータも別途設置されている。</p> <p>また、主蒸気隔離弁のアキュムレータについても 8 個の弁それぞれに設置されている。</p> <p>上記のとおり、弁そのものが多重性を有しており、それぞれ個別にアキュムレータを有していることから、アキュムレータについても多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 逃がし安全弁、自動減圧機能、主蒸気隔離弁のアキュムレータは、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。</p> <p>(2) 逃がし安全弁、主蒸気隔離弁のアキュムレータは、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 逃がし安全弁、主蒸気隔離弁のアキュムレータは、それぞれの弁に設置し、4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。</p> <p>サポート系についても、逃がし安全弁(自動減圧系)、主蒸気隔離弁の電源については 2 区分から供給しており、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<p>逃がし安全弁及び自動減圧機能のアキュムレータの使用期間は 24 時間以上の長期間。</p> <p>主蒸気隔離弁のアキュムレータの使用期間は主蒸気隔離弁が閉止するまでであり、24 時間未満の短期間。</p>
系統概略図	<p>第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系</p> <p>第 21-2 図 主蒸気隔離弁</p>	

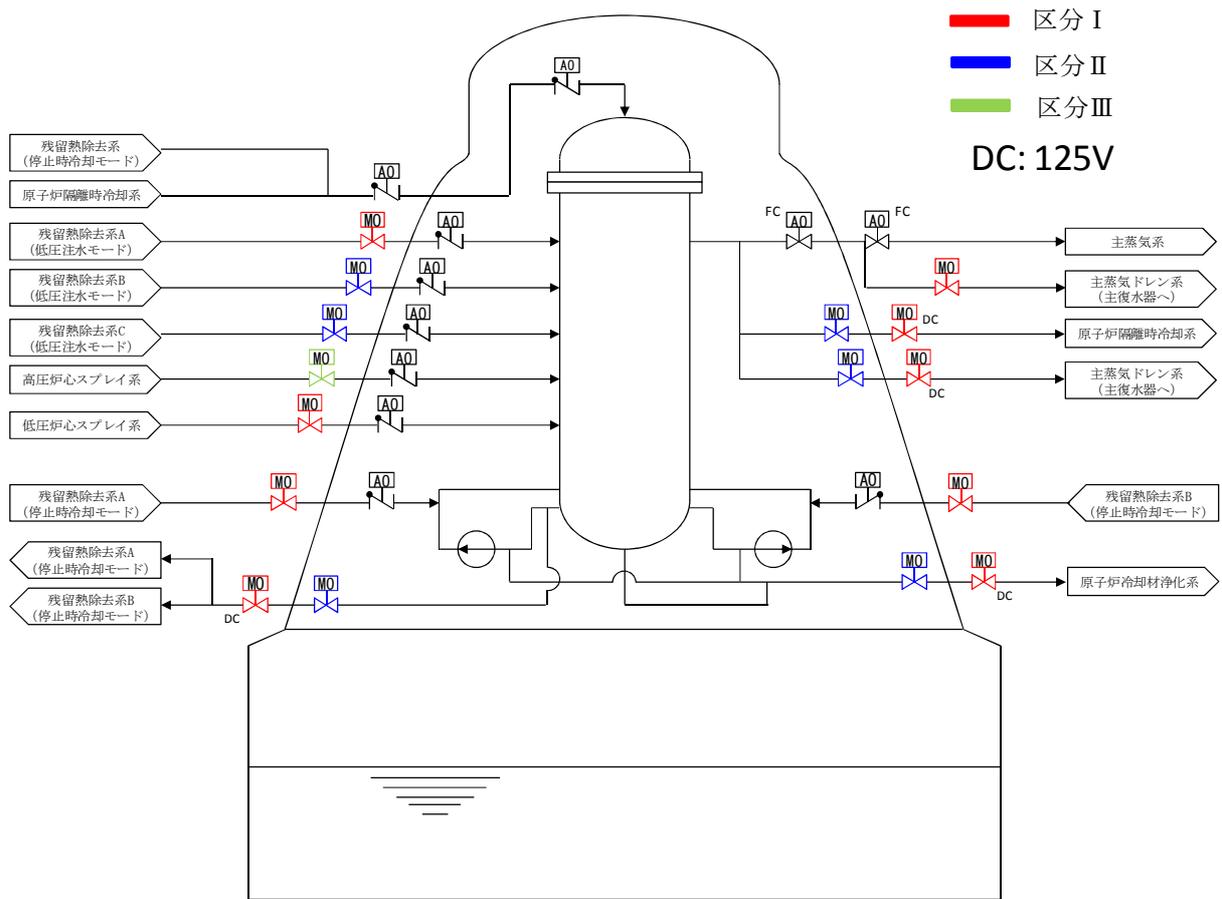


第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



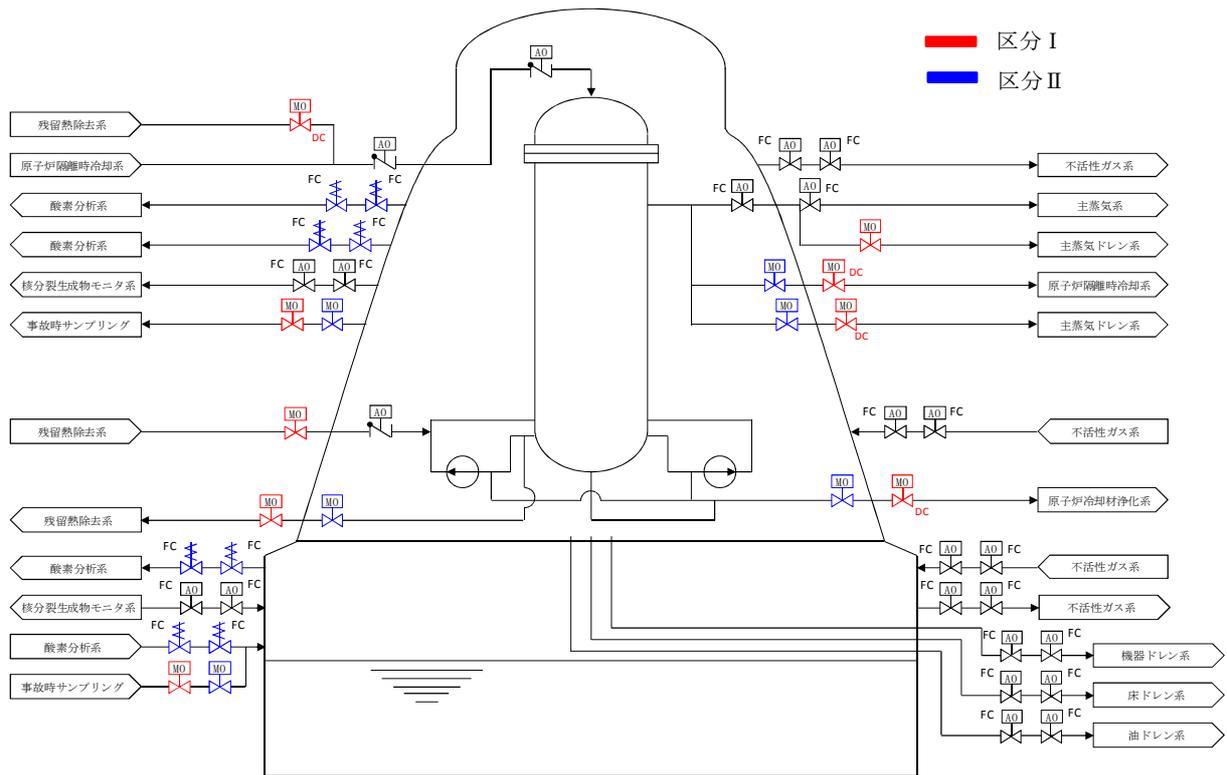
第 21-2 図 主蒸気隔離弁 系統概略図

No.	22	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	<p>(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁は、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに電動弁の場合には駆動電源の区分を分離している。 ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに空気作動弁の場合にはフェイルクローズとなる設計としている。 ・第1隔離弁と第2隔離弁のうち一方が逆止弁の場合には、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第22-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	



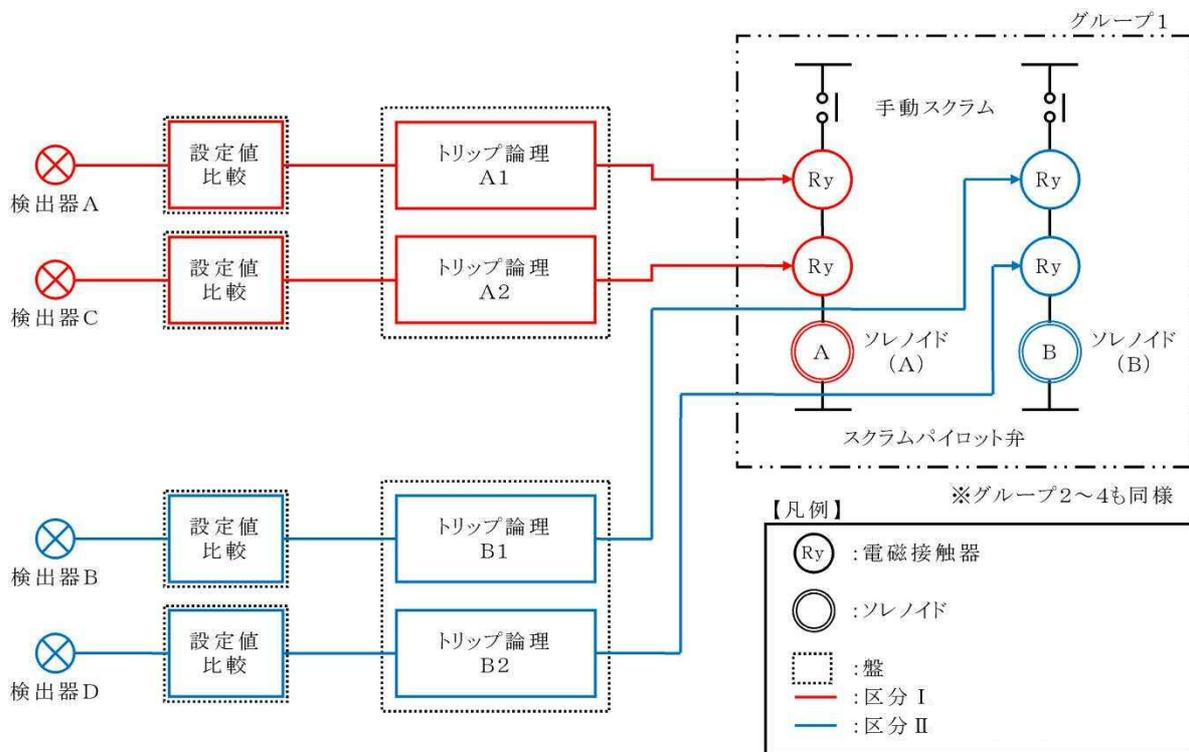
第 22-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	23	
安全機能	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	<p>(1)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が2弁あるものについては、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁である場合は、駆動電源の区分を分離している。 ・空気作動弁や電磁弁については、フェイルクローズとなる設計としている。 ・逆止弁については、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第23-1図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	



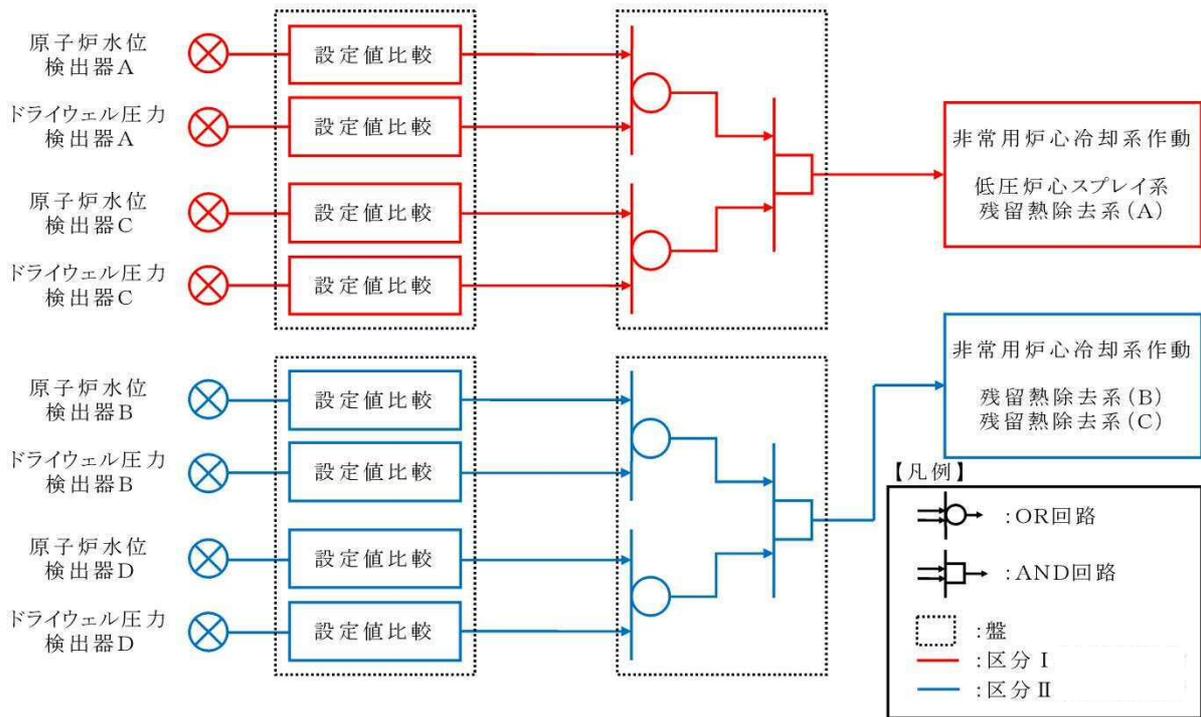
第 23-1 図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	24	
安全機能	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	
系統・機器	安全保護系（スクラム機能）	
多重性又は多様性	有	安全保護系（スクラム機能）は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。
独立性	有	(1)原子炉緊急停止系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉緊急停止系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉緊急停止系は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。
長期間にわたる要求	—	使用期間はスクラムのタイミングのみで短期間。
系統概略図	第 24-1 図 原子炉緊急停止系の安全保護回路	

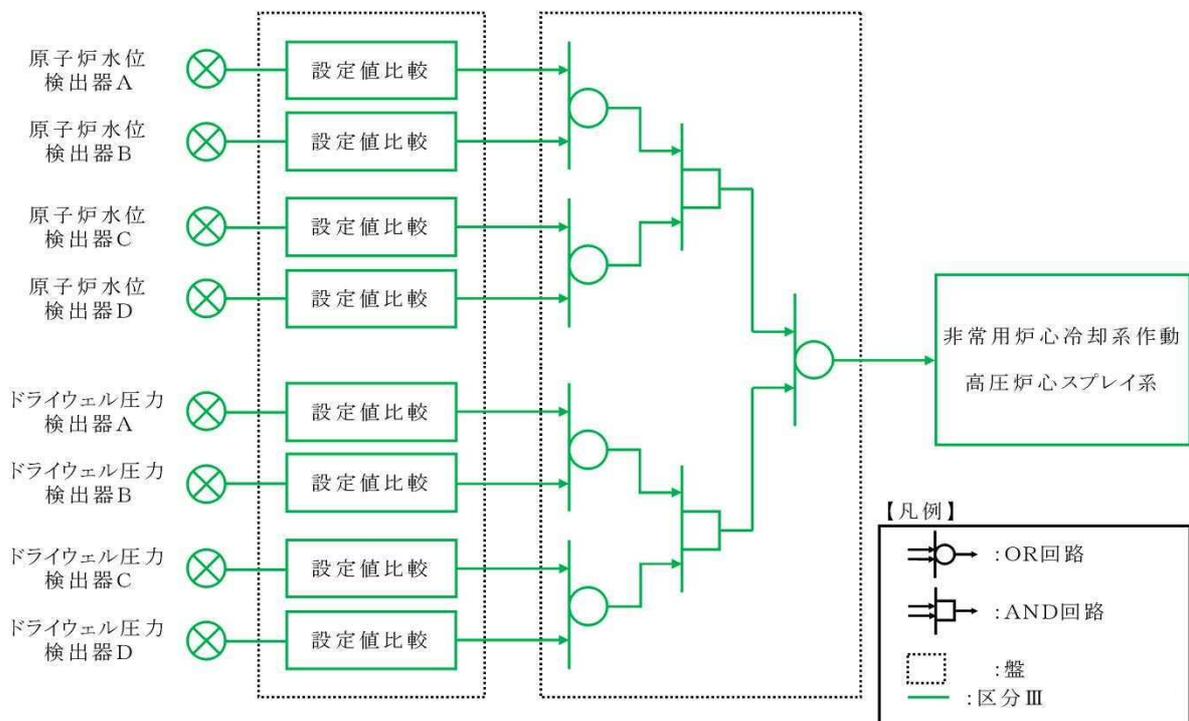


第 24-1 図 原子炉緊急停止系の安全保護回路 系統概略図

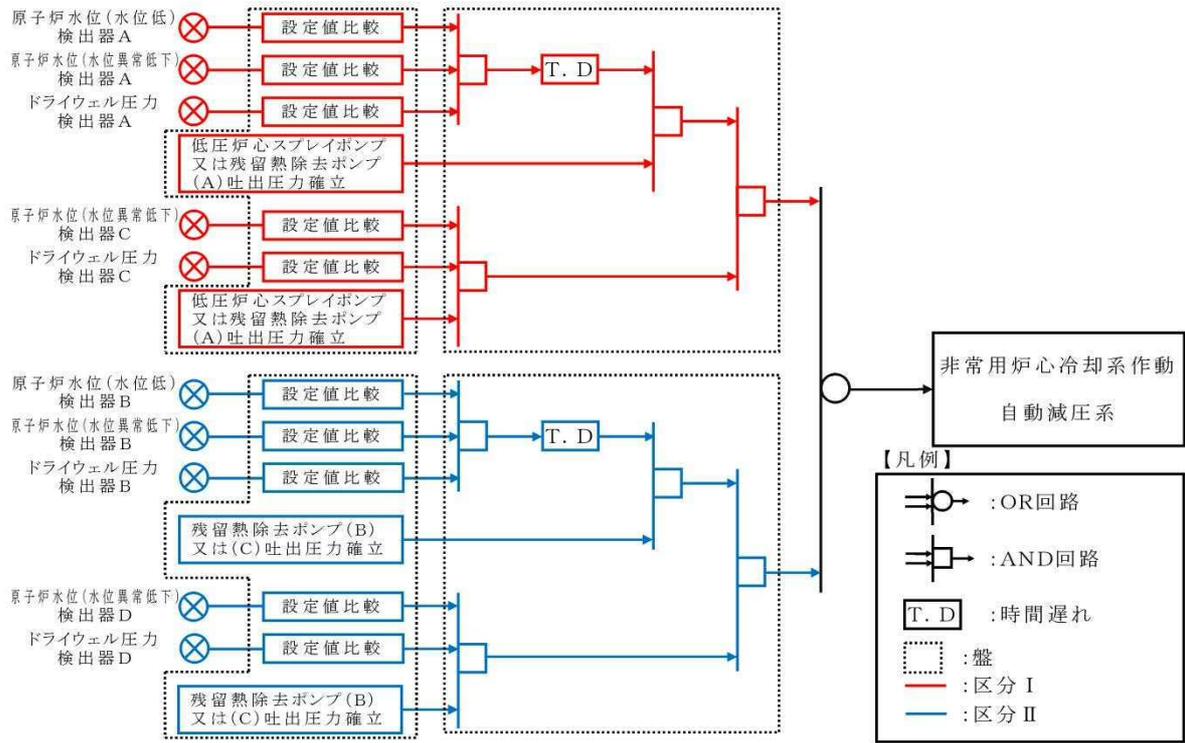
No.	25	
安全機能	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	
系統・機器	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）	
多重性又は多様性	有	<p>非常用炉心冷却系作動（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系）の安全保護回路はそれぞれの区分に応じた複数の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性又は多様性を有している。</p> <p>非常用炉心冷却系作動（自動減圧系）の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各回路は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各回路は耐震Sクラス設備として設計している。また，その区分に応じ，それぞれ異なるエリアに設置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)各回路は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第 25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）</p> <p>第 25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）</p> <p>第 25-1-3 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系）</p> <p>第 25-2 図 主蒸気隔離の安全保護回路</p> <p>第 25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路</p> <p>第 25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系(A)作動の安全保護回路</p> <p>第 25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系(B)作動の安全保護回路</p>	



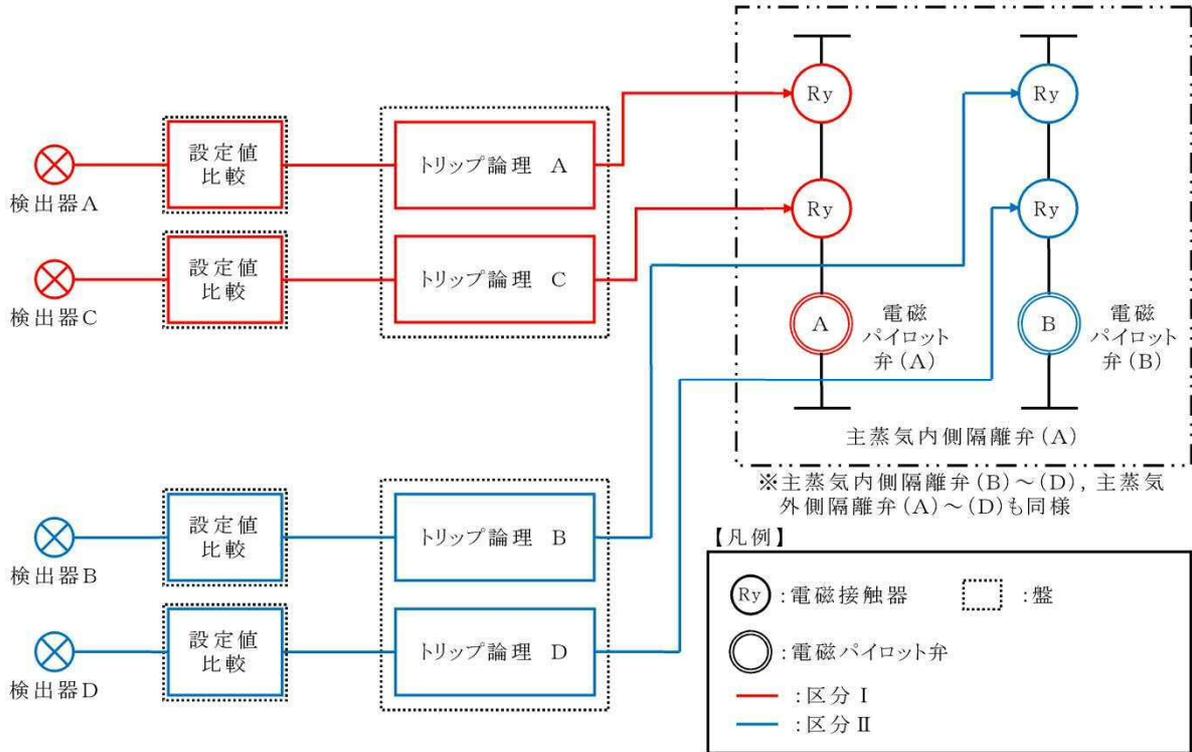
第 25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）系統概略図



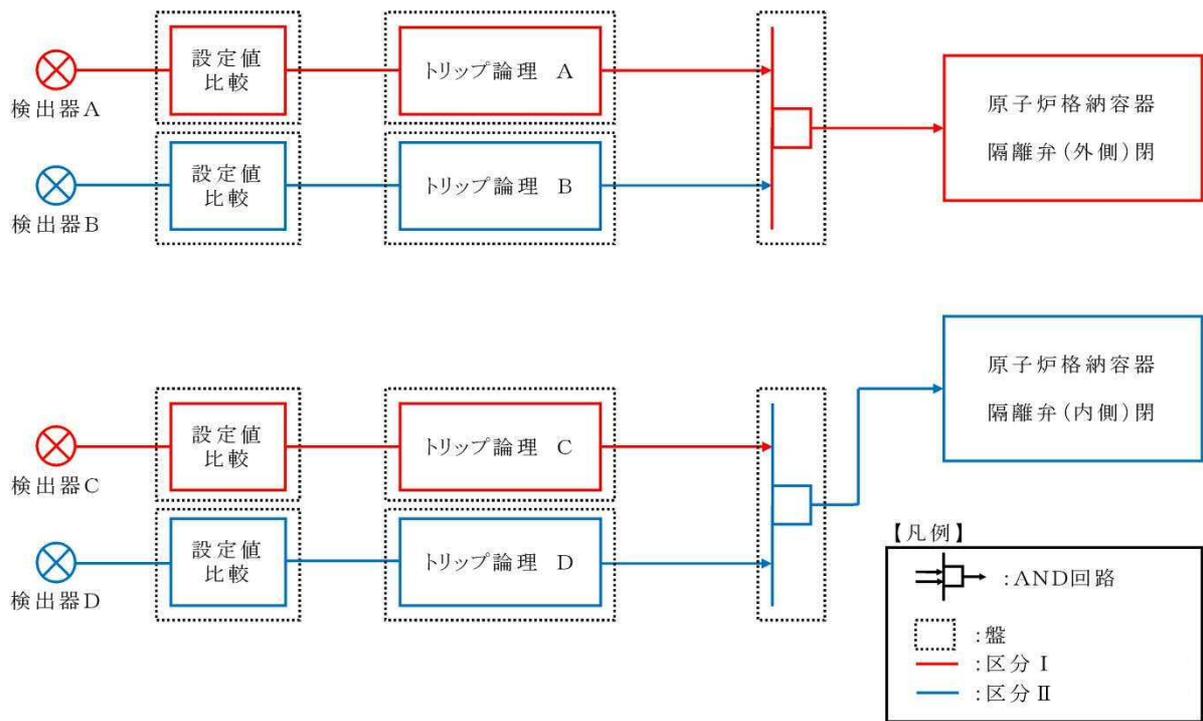
第 25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）系統概略図



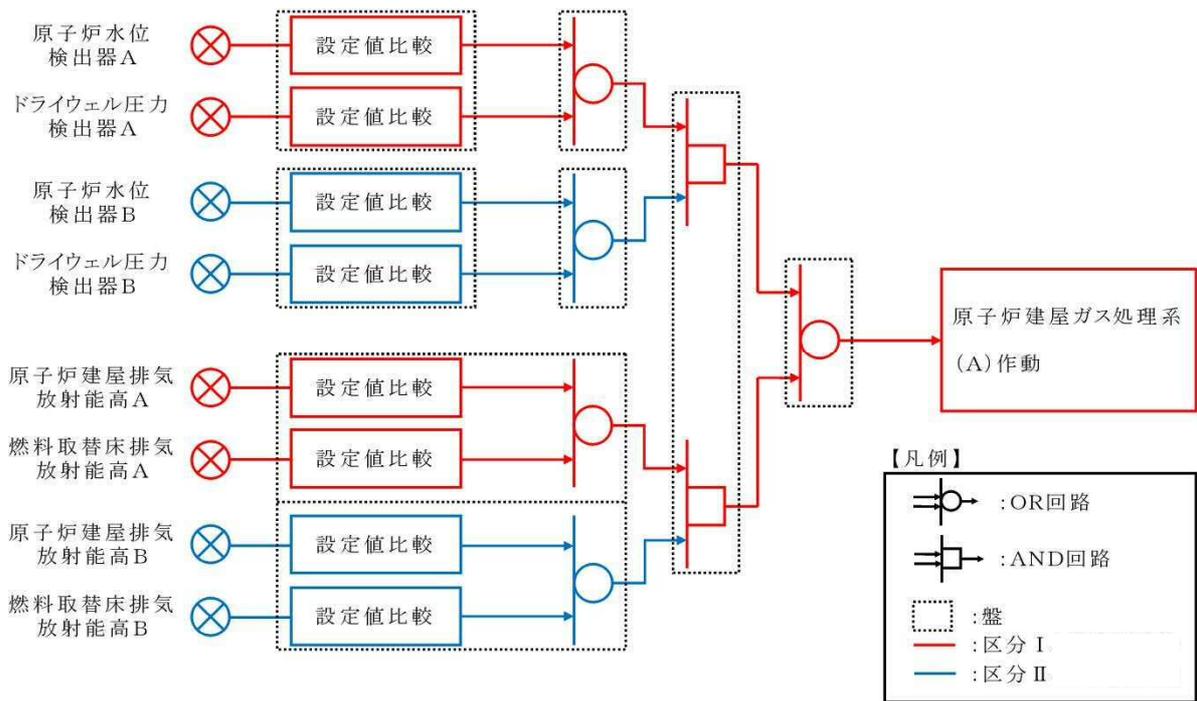
第 25-1-3 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系） 系統概略図



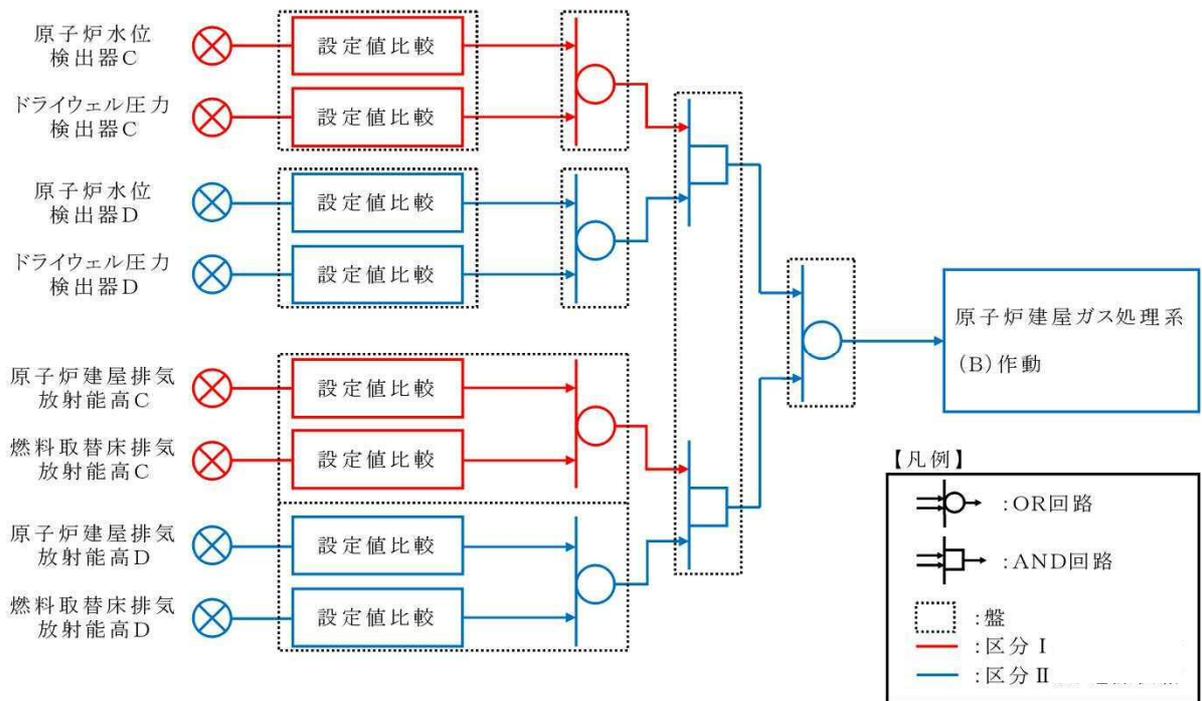
第 25-2 図 主蒸気隔離の安全保護回路 系統概略図



第 25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 系統概略図

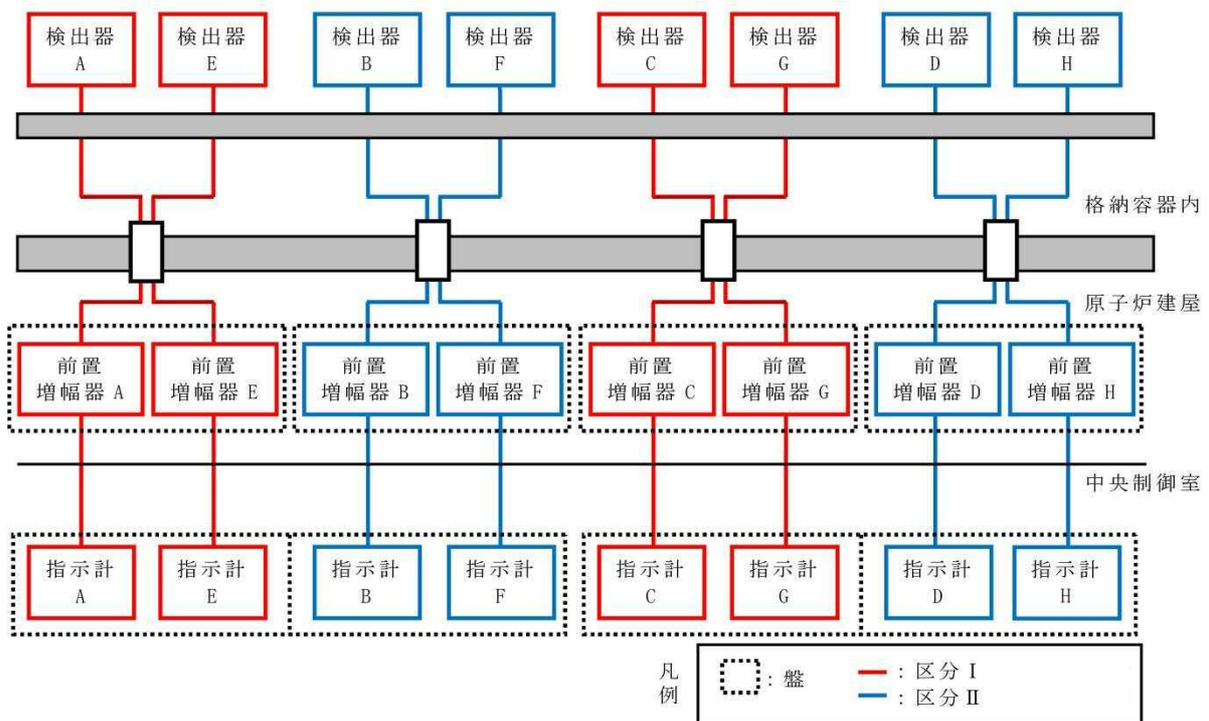


第 25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系 (A) 作動の安全保護回路 系統概略図

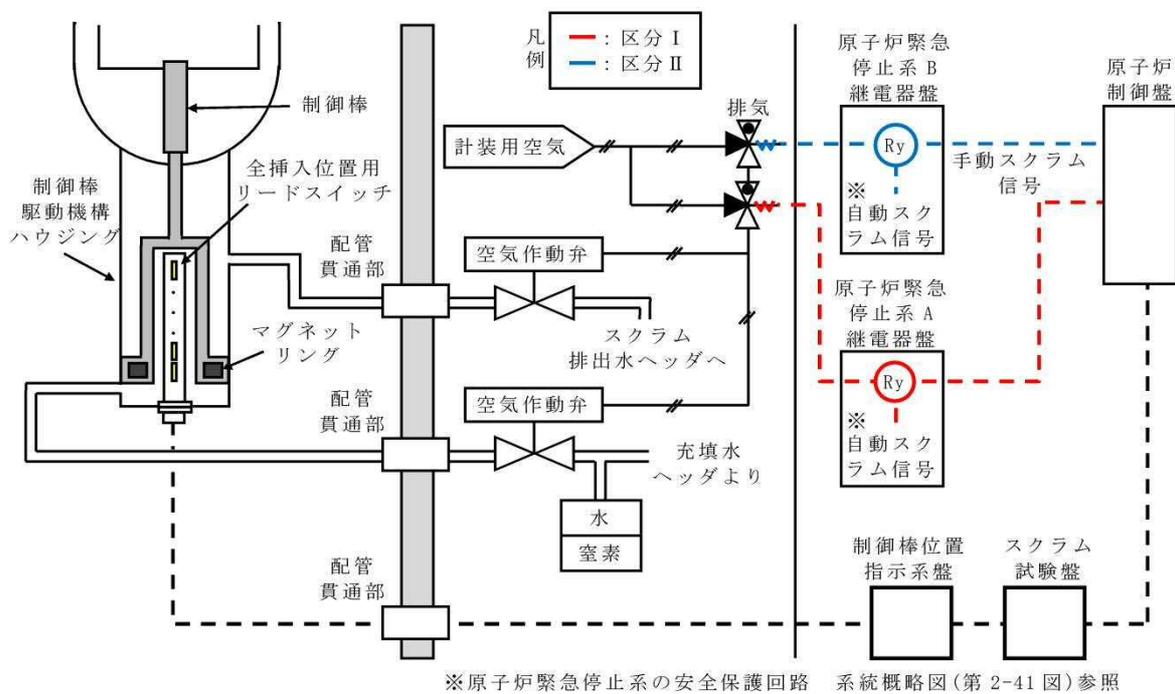


第 25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系 (B) 作動の安全保護回路 系統概略図

No.	26	
安全機能	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
系統・機器	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	
多重性又は多様性	有	<p>起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、多重性を有している。</p> <p>原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>〈起動領域計装〉</p> <p>(1) 起動領域計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 起動領域計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。</p> <p>(3) 起動領域計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p> <p>〈原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備〉</p> <p>原子炉の停止状態を原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置で判断することにより、原子炉の停止状態を把握する。</p> <p>(1) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>制御棒位置監視設備は、通常運転時の環境条件下において動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については、中央制御室は溢水源が無いこと、火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから、機能に影響を及ぼすものではない。</p> <p>制御棒位置監視設備は、耐震Cクラス設備として設計している。</p> <p>(3) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>制御棒位置監視設備と原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備とは、物理的分離を行っている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第26-1図 起動領域計装 第26-2図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	

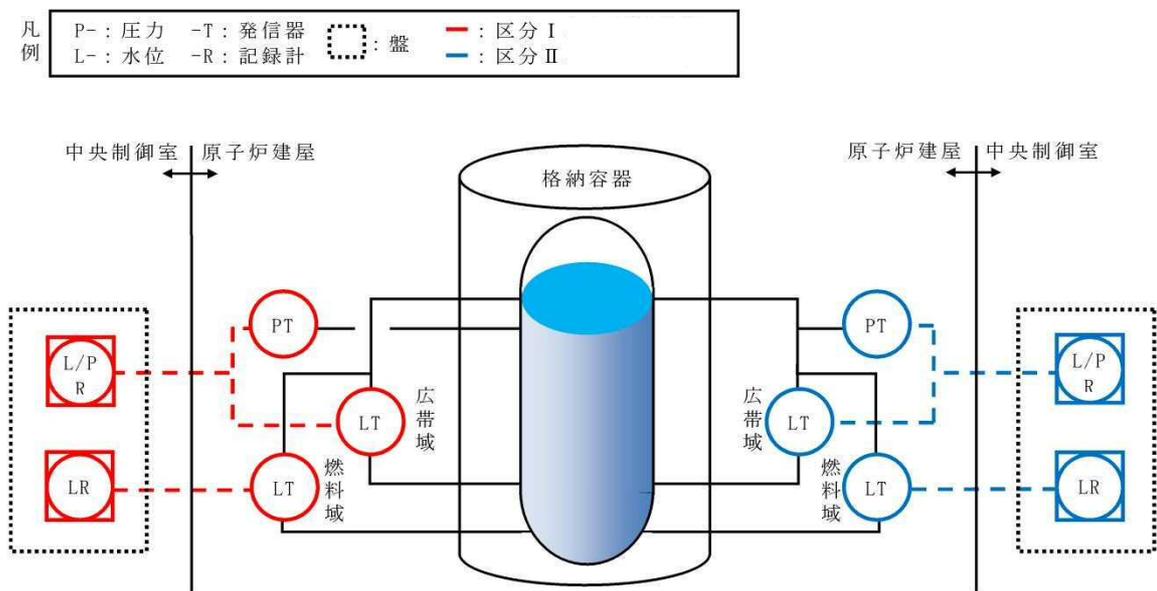


第 26-1 図 起動領域計装 系統概略図



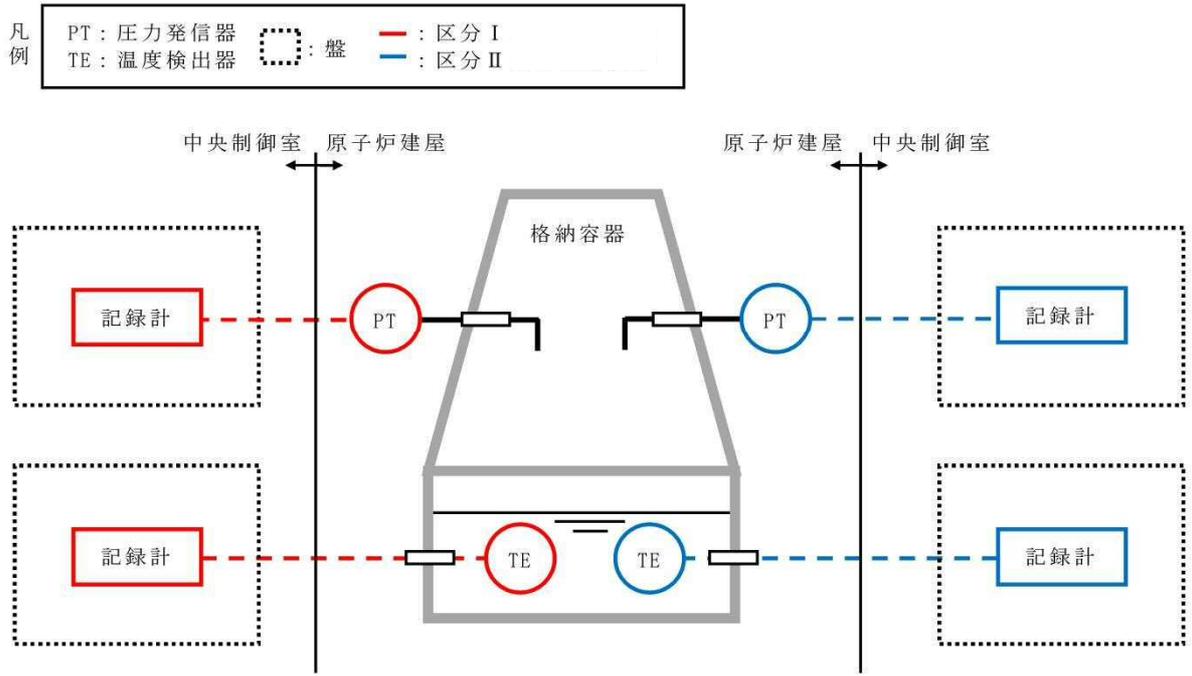
第 26-2 図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備 系統概略図

No.	27	
安全機能	事故時の炉心冷却状態の把握機能	
系統・機器	原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉圧力計装	
多重性又は多様性	有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装	

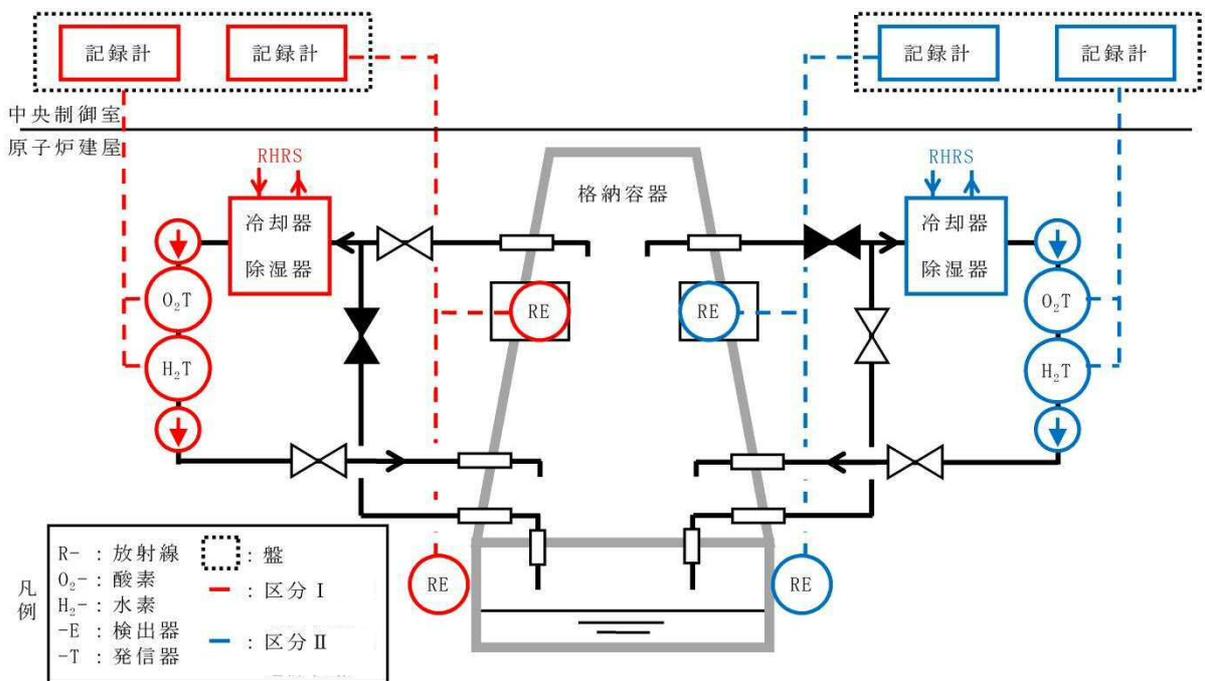


第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図

No.	28	
安全機能	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	
系統・機器	原子炉格納容器圧力計装	
	サブプレッション・プール水温度計装	
	原子炉格納容器エリア放射線量率計装	
多重性又は多様性	有	各計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)各計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)サブプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は、耐震Sクラス設備として設計する。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。</p> <p>(3)サブプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(4)原子炉格納容器圧力計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置し、それぞれ分離して配置する設計とする。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	24時間以上の長期間。
系統概略図	第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装，サブプレッション・プール水温度計装 第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装	



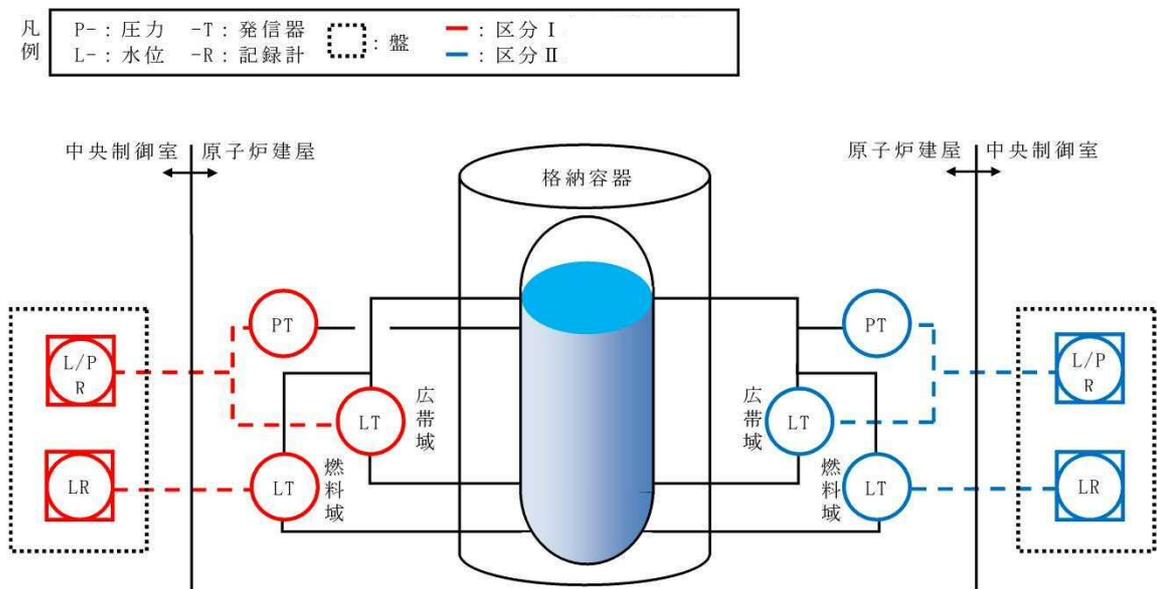
第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



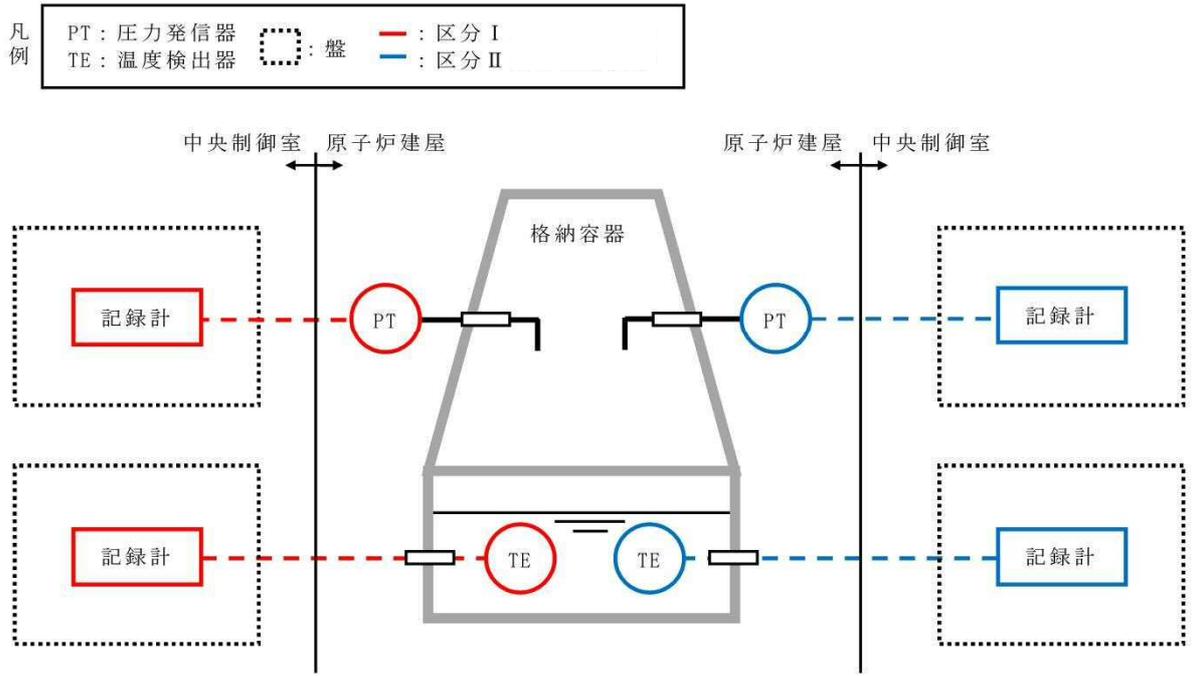
第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装 系統概略図

No.	29	
安全機能	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
系統・機器	<p>【冷温停止への移行】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力計装 ・原子炉水位計装（広帯域） <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力計装 <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・サブプレッション・プール水温度計装 <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器水素濃度計装 ・原子炉格納容器酸素濃度計装 <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒放射線モニタ計装 	
多重性又は多様性	有	<p>【冷温停止への移行】</p> <p>原子炉圧力計装及び原子炉水位計装（広帯域）はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉格納容器圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及びサブプレッション・プール水温度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <p>原子炉格納容器水素濃度計装及び原子炉格納容器酸素濃度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <p>主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており，多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。主排気筒放射線モニタは排気筒モニタ建屋に設置しており，放射性気体廃棄物処理施設破損時の排気筒モニタ建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各計装は，耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は，耐震Sクラス設備として設計する。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 主排気筒放射線モニタ計装は，区分に応じて個別の盤・ラックに配置し，系統分離する。</p> <p>(3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(4)原子炉格納容器圧力計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置し，それぞれ分離して配置する設計とする。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p>

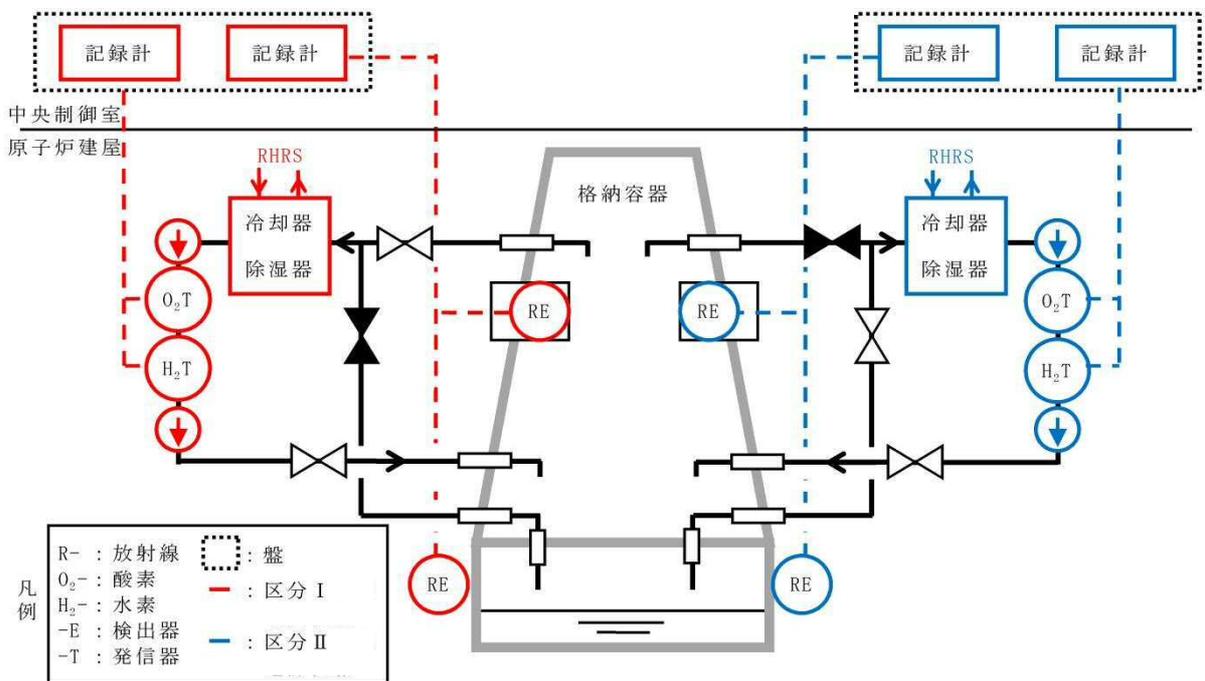
		<p>(5) 主排気筒放射線モニタ計装の電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第 29-1 図 原子炉水位計装（広帯域、燃料域）、原子炉圧力計装</p> <p>第 29-2 図 原子炉格納容器圧力計装、サブプレッション・プール水温度計装</p> <p>第 29-3 図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装</p> <p>第 29-4 図 主排気筒放射線モニタ計装</p>	



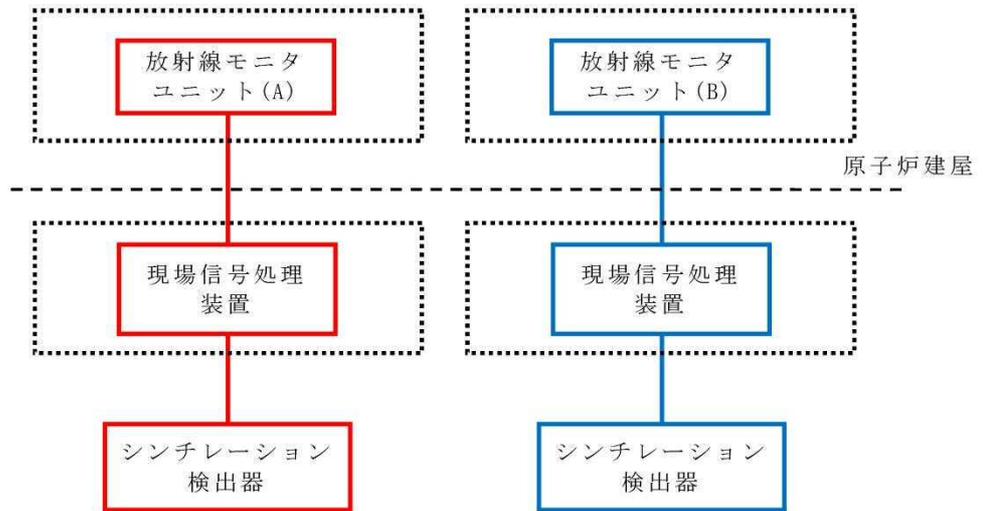
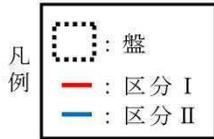
第 29-1 図 原子炉水位計装（広帯域、燃料域）、原子炉圧力計装 系統概略図



第 29-2 図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



第 29-3 図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 系統概略図



第 29-4 図 主排気筒放射線モニタ計装 系統概略図

【補足】安全施設に係る区分分離の基本原則について

1. はじめに

本資料では、東海第二発電所の安全施設に係る区分分離全体の基本原則について以下のとおり整理した。

2. 区分分離の種類

2.1 安全施設の区分分離

安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するもの，及びそれ以外のものについての区分分離の考え方を以下に示す。

- (1) 安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するもの

安全機能を有する構築物，系統及び機器（安全施設）のうち，重要度が特に高い安全機能を有するものについては，以下の（A）（B）のとおり設計している。

- （A）多重性又は多様性を確保するために設置した同一の機能を有する安全施設との間において，「単一故障（従属要因による多重故障含む）」が発生した場合であっても機能できるよう「独立性」を確保

【設置許可基準規則第十二条第2項】

- （B）他の安全施設との間，または非安全施設との間において，「その一方の運転又は故障等」により安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【設置許可基準規則第十二条第1項及び重要度分類指針】

(2) 安全施設のうち、①以外のもの

安全施設のうち、①以外のものについては、以下の (B) のとおり設計することとしている。

(B) 他の安全施設との間、または非安全施設との間において、「その一方の運転又は故障等により」安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【同① (B)】

安全施設の区分分離の具体例を図 1 に、同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離の考え方を図 2 示す。

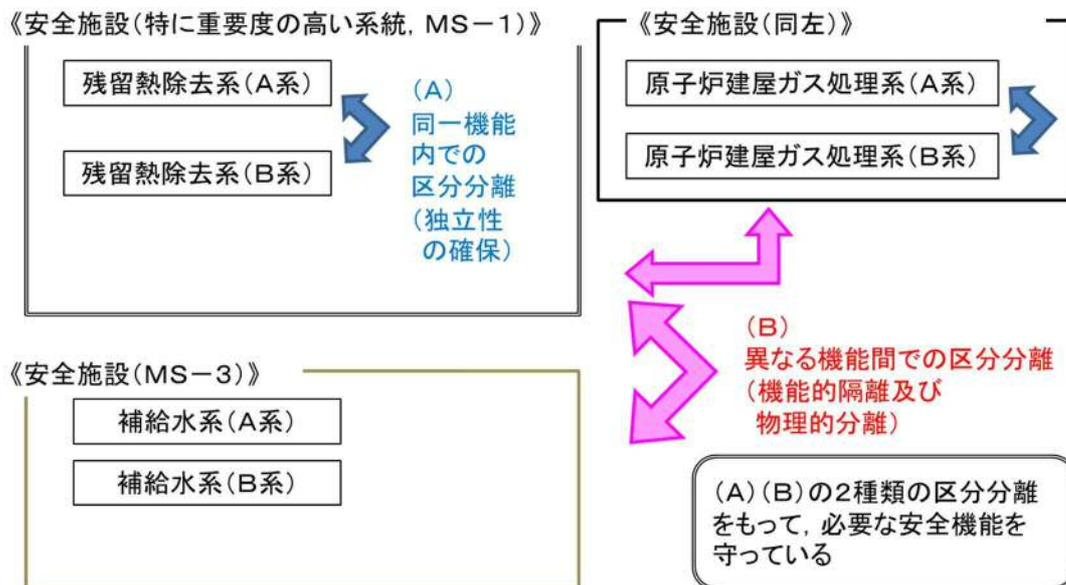


図 1 安全施設の区分分離の具体例

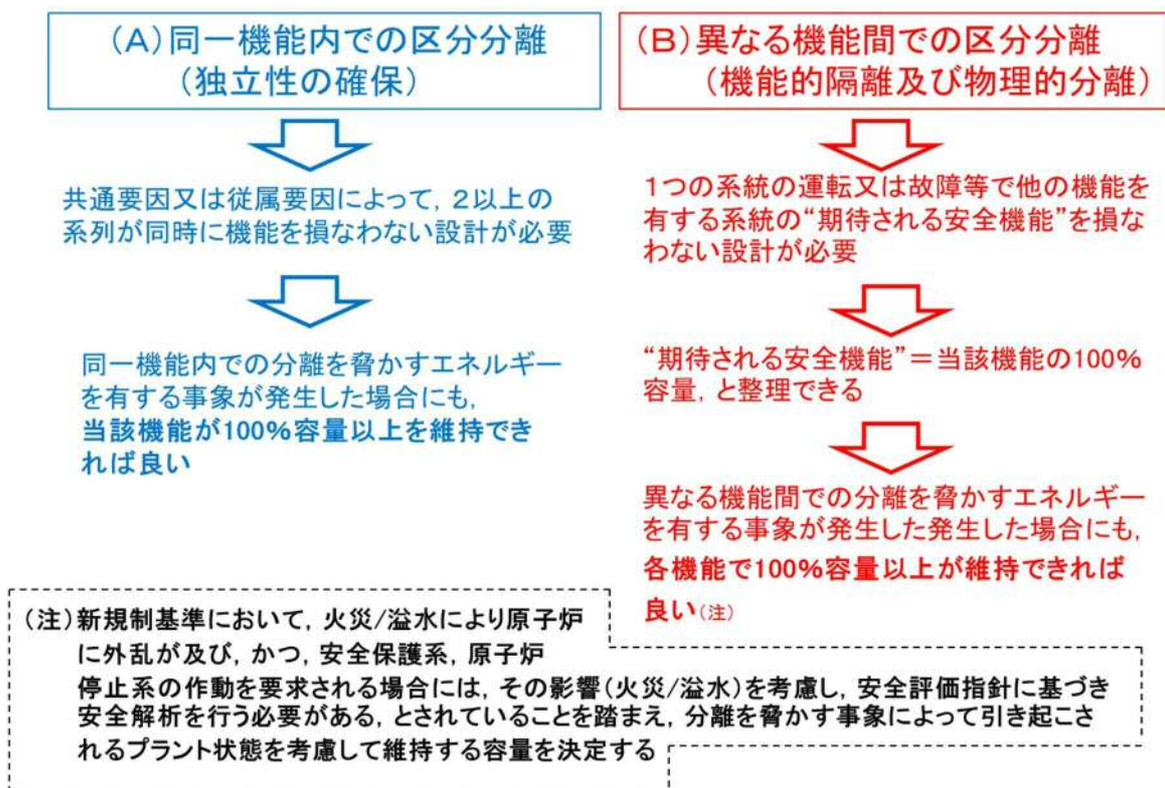


図2 同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離

東海第二発電所では、新規制基準を踏まえ、(A) (B)に加えて、設置許可基準規則第八条（火災による損傷の防止）に基づく区分分離や、設置許可基準規則第九条（溢水による損傷の防止）に基づく区分分離も実施することとしている。

なお、(B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）については安全施設全てを対象としているが、「同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように」することが目的であることを踏まえると、安全施設のうちクラス3（PS-3, MS-3）の系統については、影響を受ける側の系統として見た場合、当該安全機能が阻害された場合においても代替性や復旧性を考慮すると原子炉施設の安全が損なわれることはない、と評価できる。

2.2 火災に対する分離について

火災に対する分離については、設置許可基準規則十二条に基づく分離と同第八条に基づく分離があり、以下の様な違いがある。

(1) (A) 同一機能内での区分分離（独立性の確保）

火災によっても他区分の設備が損傷しないよう、火災の影響を受ける可能性のある機器について、IEEE 384-1992（IEEE Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保、又は耐火障壁の設置により、同一機能内での区分分離を実施

(2) (B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

火災によっても他機能の安全設備の機能を確保するよう、火災の影響を受ける可能性のある機器について、IEEE 384-1992（IEEE Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保、又は耐火障壁の設置により、異なる機能間での区分分離を実施

(3) 区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定した区分分離

（3時間耐火障壁による物理的分離）

上記（A）（B）の区分分離に加え、原子炉の高温停止及び冷温停止に係る安全機能を有する機器については、保守的に、火災により当該機器を設置する区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定しても、少なくとも1区分以上の原子炉の高温停止及び冷温停止機能が確保されるように、3時間耐火能力を有する耐火障壁の設置により、原則として、安全系区分Ⅰ・Ⅱ間での区分分離を行う。

2.3 同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーについて

同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーを，プラント内部で発生するエネルギー及びプラント外部で発生するエネルギーに分類すると，以下のとおり整理できる。

(1) プラント内部で発生するエネルギー

- ・ 環境条件
- ・ 火災
- ・ 溢水
- ・ 内的エネルギー（配管内のエネルギー，回転機器の回転エネルギー）

(2) プラント外部で発生するエネルギー

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ その他自然現象，人為事象（偶発的）

3. 区分分離の設計方針

プラント内部で発生するエネルギー，プラント外部で発生するエネルギーを想定した分離設計の考えについて，分離方法毎に整理した結果を表1に示す。

表1 区分分離の設計方針について

分離方法	想定事象	機器		分離手段		設計方針
				距離	障壁	
物理的分離	内部エネルギー	配管の損傷において影響がある機器		○	—	(格納容器内) ・パイプホイップ評価を行い、配管の破断により安全機能が損なわれないような配置設計（必要に応じてパイプホイップレストレイントを設置）とする。
				○	○	(格納容器外) ・系統区分を考慮した配置とし、安全上重要な系統及び機器については、原則、各区分ごとに障壁による分離配置を行い、破断配管と分離する設計とする。
		回転機器の損傷において影響がある機器		○	○	(タービンミサイル) ・「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）に基づきタービンミサイル評価を行い、使用済燃料プール落下確率が 10^{-7} /年以下であるように配置上の考慮を行う。 ・タービンミサイルが貫通しない障壁を設ける設計とする。
				○	○	(その他ポンプ、モータ等のインターナルミサイル) ・ポンプ、モータ、タービン（RCIC系、給水系）などの異常によりミサイルが発生する確率が 10^{-7} /年以下であること。 ・上記が不可能な場合には、安全上重要な系統、機器へのミサイル落下確率（破壊に至らしめる確率）が 10^{-7} /年以下であること。 ・上記が不可能な場合には、隔離壁を追加する設計とする。
	火災	火災において影響がある機器	ケーブル	○	○	・IEEE Std 384-1992(IEEE Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits)に基づく隔離距離により分離する設計とする。 ・耐火障壁等により分離する設計とする。
		補機	○	○		
		盤・ラック	○	○		
その他 (想定事象に対する頑健性の確保)	環境条件				各機器は想定される環境条件に耐えうる設計とする。	
	溢水*				溢水の発生要因（想定破損、消火等、地震起因）ならびに溢水影響モード（没水、被水、蒸気曝露）それぞれに対し、『溢水の発生防止』、『溢水の拡大防止』、『溢水の影響防止』の3方策を適切に組み合わせることにより、複数の安全区分が同時に機能喪失しないよう設計する。	
	地震				耐震重要施設は基準地震動に対してその機能を損なわない設計とする。	
	津波*				設計基準津波が各機器に到達しないよう防護する設計とする。	
	その他自然現象、人為事象（偶発的）*				屋内機器は影響を受けないこと、屋外機器は個別に防護する設計とする。	

分離方法	分離手段	設計方針
機能的隔離	隔離装置	タイラインを有する系統間を弁の構成によって隔離する。計装系において光変換カード等を系統間に介在させる。電気系において遮断器等を用いた隔離部分を設ける設計とする。

※想定事象に対する頑健性の確保のため、物理的分離を実施する場合がある。

4. まとめ

- (1) 区分分離には以下の2つの種類があり、これらによって必要な安全機能を守っている。
 - (A) 同一機能内での区分分離（独立性の確保）
 - (B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

- (2) 区分分離を脅かすエネルギーとしては、プラント内部／外部で発生するエネルギーがそれぞれ考えられるため、各々について整理した。

- (3) 東海第二発電所は、当該系／関連系（直接関連系、間接関連系）について、本区分分離の基本原則に基づき、プラント設計を行っている。

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(1/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間		対象 系統
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本]	有	多重性 有	制御棒及び制御棒駆動系は185本 設置しており、多重性を有してい る。	—	—	短期	—	有
2	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本]	有	多様性 有	2種類の異なる機構により未臨界 を維持することが可能な設計と なっており、多様性を有してい る。	—	—	長期	—	有
		ほう酸水注入系	—			—	—	短期	—	有
3	原子炉冷却材圧力バウンダリの 過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁とし ての開機能）	有	多重性 有	逃がし安全弁は18個設置してお り、安全弁機能は全てに備わっ ていることから、多重性を有してい る。	—	—	短期	—	有
4	原子炉停止後における除熱のた めの崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止 時冷却モード）	—	多様性 有	複数の除熱手段を有していること から、多様性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉隔離時冷却系	—			—	—		有	
		高压炉心スプレイ系	—			—	—		有	
		逃がし安全弁（手動逃がし 機能）	有			—	—		有	
		自動減圧系（手動逃がし機 能）	有			—	—		有	
		残留熱除去系（サブレッ ション・プール冷却モー ド）	有			—	—		有	
5	原子炉停止後における除熱のた めの原子炉が隔離された場合の 注水機能	原子炉隔離時冷却系	—	多様性 有	動作原理の異なる複数のポンプに より原子炉への注水を行うことが 可能であり、多様性を有してい る。	—	—	長期	—	有
		高压炉心スプレイ系	—			—	—		有	
6	原子炉停止後における除熱のた めの原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし 機能）	有	多重性 有	逃がし安全弁（手動逃がし機能） は18個設置されており、このうち 7個は自動減圧系（手動逃がし機 能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュ ムレータが設けられ、個別に動作 させることが可能な設計としてお り、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		自動減圧系（手動逃がし機 能）	有			—	—		有	

12条-添付3-1

添付3

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(2/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統			
7	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系	—	多様性 有	事故後の高圧時における炉心冷却は、高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としており、多様性を有している。	—	—	短期	—	有	
		自動減圧系（逃がし安全弁）	有			—			—	—	有
		低圧炉心スプレイ系	—			—			—	—	有
		残留熱除去系（低圧注水モード）	有			—			—	—	有
8	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系	—	多様性 有	低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。	—	—	長期	—	有	
		残留熱除去系（低圧注水モード）	有			—			—	—	有
		高圧炉心スプレイ系	—			—			—	—	有
9	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系（逃がし安全弁）	有	多重性 有	自動減圧系（逃がし安全弁）は7個設置しており、多重性を有している。	—	—	短期	—	有	
10	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系、非常用ガス処理系）	—	—	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ただし、配管の一部が単一設計となっている。	○	配管の一部	長期	○	有	
11	格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	—	—	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の動的機器は多重性を有している。ただし、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。	○	スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）	長期	○	有	
12	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	有	多重性 有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有	
13	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）	有	多重性 有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有	

12条-添付3-2

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(3/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無	フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統		
14	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系(直流電源系統)	有	多重性有	非常用所内電源系(直流電源系統)の非常用所内電源、中性子モニタ用はそれぞれ3区分、2区分設置しており、それぞれ多重性を有している。	—	—	長期	—	有
15	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備	有	多重性有	ディーゼル発電機設備は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
16	非常用の直流電源機能	直流電源設備	有	多重性有	直流電源設備の非常用所内電源、中性子モニタ用はそれぞれ3区分、2区分設置しており、それぞれ多重性を有している。	—	—	長期	—	有
17	非常用の計測制御用電源機能	計測制御用電源設備	有	多重性有	計測制御用電源設備は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
18	補機冷却機能	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	有	多重性有	残留熱除去系海水系は2区分、ディーゼル発電機海水系は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
19	冷却用海水供給機能									
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	—	—	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ただし、ダクトの一部が単一設計となっている。	○	配管の一部	長期	○	有
21	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 [18個] のアキュムレータ	有	多重性有	弁そのものが多重性を有しており、それぞれ個別にアキュムレータを有していることから、アキュムレータについても多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		自動減圧機能 [7個] のアキュムレータ	有	多重性有		—	—	長期	—	有
		主蒸気隔離弁 [8個] のアキュムレータ	有	多重性有		—	—	短期	—	有
22	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	—	—	長期	—	有

12条-添付3-3

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(4/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間		対象 系統
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	有	多重性 有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	—	—	長期	—	有
24	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系(スクラム機能)	有	多重性 有	安全保護系(スクラム機能)は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。	—	—	短期	—	有
25	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系(非常用炉心冷却系作動、主蒸気隔離、原子炉格納容器隔離、原子炉建屋ガス処理系作動)	有	多重性 又は多 様性有	安全保護系は、各区分において複数の検出器から得られた信号を用い、安全論理回路を通じて作動信号を発生させており、多重性又は多様性を有している。	—	—	長期	—	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装	有	多重性 有	起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	—	多様性 有	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。	—	—		—	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装(広帯域、燃料域)	有	多重性 有	原子炉水位計装(広帯域、燃料域)は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉圧力計装	有	多重性 有	原子炉圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有

12条-添付3-4

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(5/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性 の有無	フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統		
28	事故時の放射能閉じ込め状態の 把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性 有	原子炉格納容器圧力計装は2区分 設置しており、多重性を有してい る。	-	-	長期	-	有
		サブプレッション・プール水 温度計装	有	多重性 有	サブプレッション・プール水温度計 装は2区分設置しており、多重性 を有している。	-	-		-	有
		原子炉格納容器エリア放射 線量率計装	有	多重性 有	原子炉格納容器エリア放射線量率 計装は2区分設置しており、多重 性を有している。	-	-		-	有
29	事故時のプラント操作のための 情報の把握機能	原子炉圧力計装	有	多重性 有	原子炉圧力計装は2区分設置して おり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
		原子炉水位計装（広帯域、 燃料域）	有	多重性 有	原子炉水位計装（広帯域、燃料 域）は2区分設置しており、多重 性を有している。	-	-		-	有
		原子炉格納容器圧力計装	有	多重性 有	原子炉格納容器圧力計装は2区分 設置しており、多重性を有してい る。	-	-		-	有
		サブプレッション・プール水 温度計装	有	多重性 有	サブプレッション・プール水温度計 装は2区分設置しており、多重性 を有している。	-	-		-	有
		原子炉格納容器水素濃度計 装	有	多重性 有	原子炉格納容器水素濃度計装は2 区分設置しており、多重性を有し ている。	-	-		-	有
		原子炉格納容器酸素濃度計 装	有	多重性 有	原子炉格納容器酸素濃度計装は2 区分設置しており、多重性を有し ている。	-	-		-	有
		主排気筒放射線モニタ計装	有	多重性 有	主排気筒放射線モニタ計装は2区 分設置しており、多重性を有して いる。	-	-		-	有

設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について

設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系の系統・機器を確認する。

1. 確認方法

東海第二発電所の設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器を抽出し、その重要度分類を確認する。

2. 確認結果

第1表に示すとおり、設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器について確認した。MS-3の系統・機器は、主排気筒放射線モニタのみである。

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (1/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
・原子炉冷却材喪失	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS-1
	・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード） ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系	炉心冷却機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（原子炉水位低） ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (2/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁（安全弁としての開機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気止め弁閉） 	<ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上特に重要な関連機能 	
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化			
<ul style="list-style-type: none"> 制御棒落下 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁（安全弁としての開機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路（出力領域中性子束高） 	<ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上特に重要な関連機能 	
環境への放射性物質の異常な放出			
<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理施設の破損 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理系隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外） 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質放出の防止機能 	MS-2
	<ul style="list-style-type: none"> 主排気筒放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 	MS-3

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (3/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
環境への放射性物質の異常な放出			
・主蒸気管破断	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS-1
	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉隔離時冷却系 ・逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉停止後の除熱機能	
	・主蒸気流量制限器 ・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気隔離弁閉） ・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管流量大）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
・燃料集合体の落下	・遮蔽設備（二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路（原子炉建屋放射能高） ・非常用所内電源系	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 安全上特に重要な関連機能	
	・原子炉建屋原子炉棟 ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒	放射性物質放出の防止機能	
	・原子炉冷却材喪失	・格納容器 ・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁含む） ・原子炉建屋原子炉棟 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒 ・遮蔽設備（一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能
・制御棒落下	・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管放射能高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生信号	

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果 (4/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化			
・原子炉冷却材喪失	・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系（低圧注水モード） ・ 高圧炉心スプレイ系	炉心冷却機能	MS-1
	・ ベント管付き真空破壊弁 ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・ 非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
	・ 原子炉水位（広帯域，燃料域） ・ 原子炉格納容器圧力	事故時のプラント状態の把握機能	MS-2
・可燃性ガスの発生	・ 可燃性ガス濃度制御系	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・ 原子炉格納容器水素濃度 ・ 原子炉格納容器酸素濃度	事故時のプラント状態の把握機能	MS-2
・動荷重の発生	—	—	—

静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 非居住区域境界外の被ばく評価について

原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系）の機能を期待する想定事故は，設置許可申請書添付書類十の安全評価において，原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下があり，それぞれについて影響評価を実施した。

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下時の主な解析条件を第 1 表及び第 2 表に示す。

また，原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 1 図，燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 2 図に示す。なお，原子炉冷却材喪失時のよう素及び希ガスが大気中に放出するまでの過程を第 3 図及び第 4 図に，燃料集合体の落下時のよう素及び希ガスが大気中に放出するまでの過程を第 5 図及び第 6 図に示す。

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（1/2）

項目	評価条件		選定理由
冷却材中のよう素濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 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		I-131 については保安規定 上許容される最大値
燃料棒から追加放 出される核分裂生 成物の量	I-131 を $2.22 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、それに 応じ他の核分裂生成物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		I-131 については先行炉等 での実測値の平均値に適 切な余裕をみた値
燃料棒から追加放 出されるよう素の 割合	無機よう素 96% 有機よう素 4%		安全評価審査指針どおり
格納容器に放出さ れる核分裂生成物 のうち、格納容器内 部に沈着する割合	希ガス 0% 無機よう素 50% 有機よう素 0%		安全評価審査指針どおり
サプレッション・チ ェンバ内のプール 水への分配係数	希ガス 0 無機よう素 100 有機よう素 0		実験に基づく値
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定		保守的に設計漏えい率で 一定と仮定
格納容器内、原子炉 建屋内での減衰	考慮する		放出までの崩壊を考慮
事故の評価期間	無限期間		安全評価審査指針に基づ き保守的に設定
非常用ガス再循環 系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以 降は非常用ガス処理系 の機能喪失を仮定する ため、原子炉建屋から大 気中へ漏えいすること となるが、この漏えい量 を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない (機能喪失すると想定)	

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（2/2）

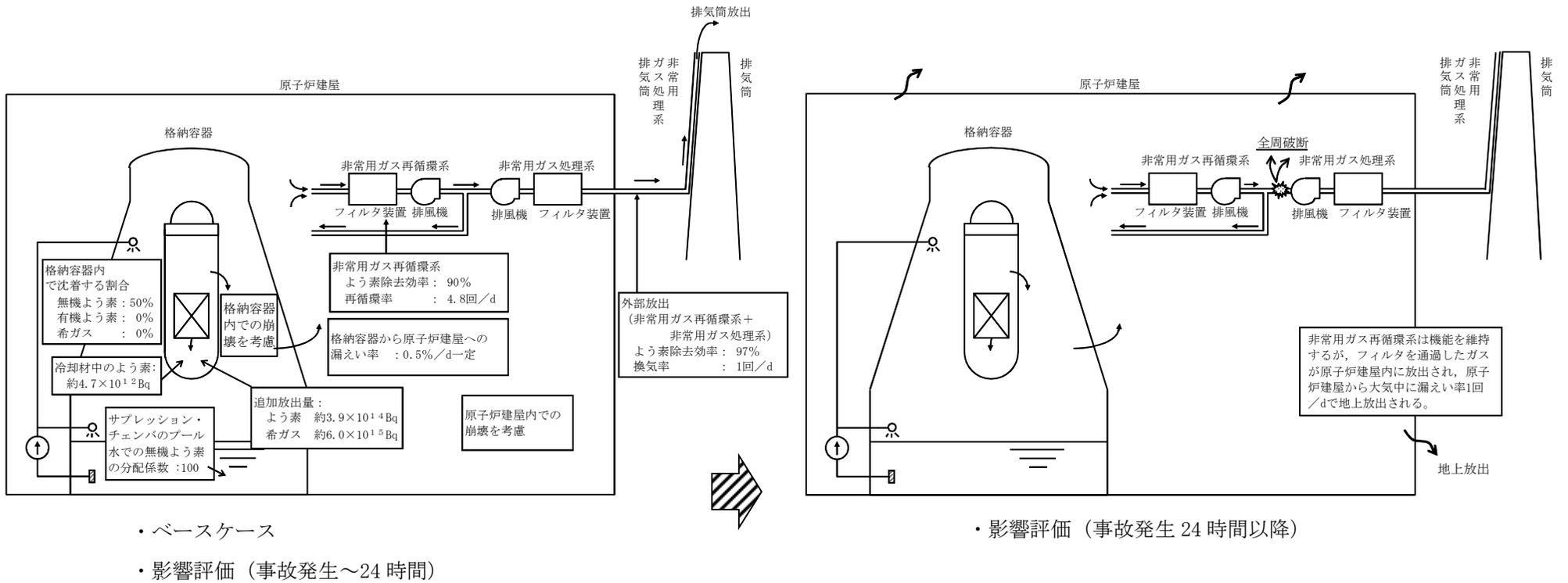
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出 (原子炉建屋の影響を考慮)
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 20 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 140 時間 よう素 210 時間	
核分裂生成物の 拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 8.9×10^{-7} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) χ/Q 7.0×10^{-6} (s/m ³)	
放出位置	事故発生～ 24 時間	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	事象に依じた放出口 からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋 (地上放出)	
気象資料	東海第二発電所において、2005 年 4 月～ 2006 年 3 月までに観測された、排気筒付 近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m （地上高 10m）の風向、風速データ		気象指針どおり

第 2 表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（1/2）

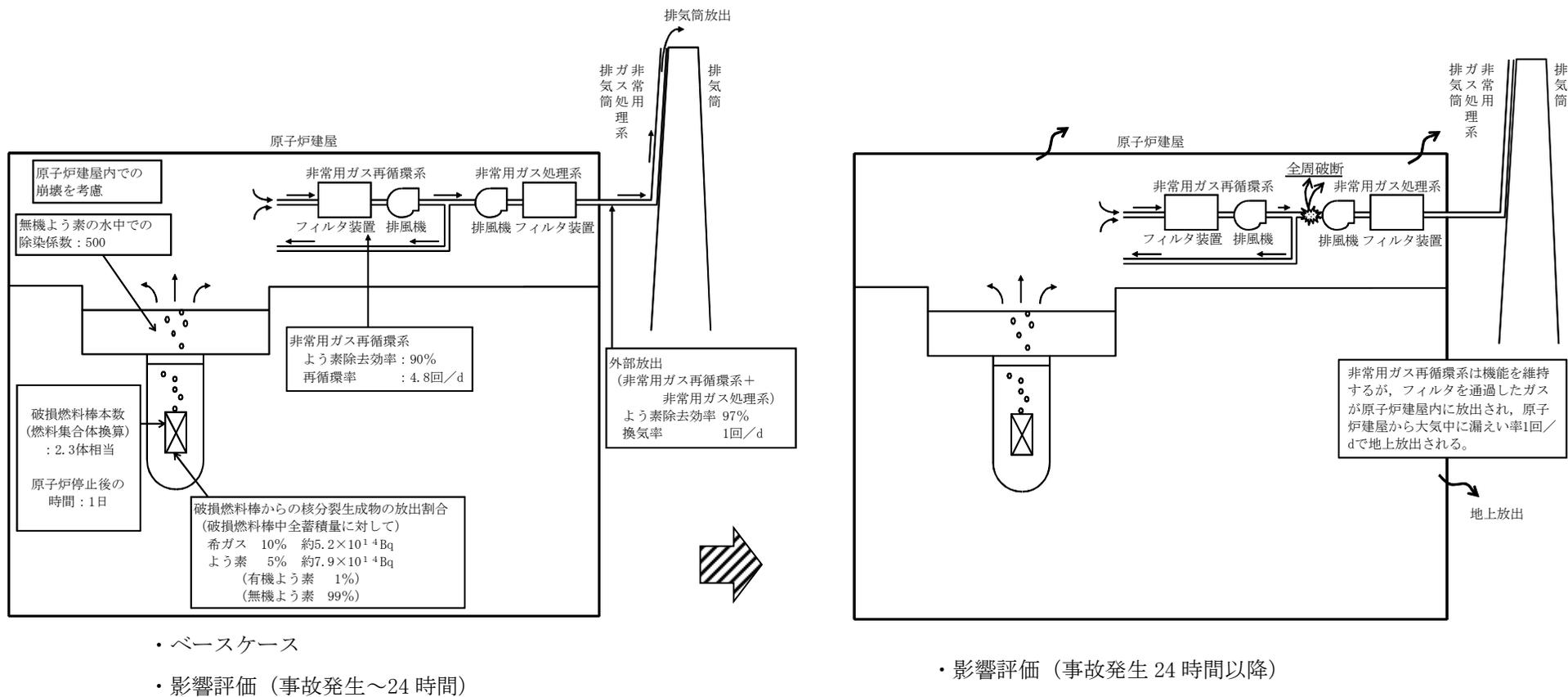
項目	評価条件		選定理由
原子炉停止前の原子炉熱出力	3,440MW		定格出力に余裕をみた値 （定格出力の約 105%）
原子炉運転時間	2,000 日		核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた上で、炉内平均滞在日数を考慮した値
原子炉停止後、事故発生までの時間	1 日		定検工程に余裕をみた値 （通常は原子炉停止数日後に燃料取替作業を行うが、保守的に 1 日を仮定）
破損燃料棒本数	2.3 体相当（燃料集合体換算）		事故解析結果に余裕をみた値
破損燃料棒から放出される核分裂生成物の割合	希ガス 10% よう素 5%		燃料棒ギャップ中の核分裂生成物の計算値に余裕をみた値
破損燃料棒から放出されるよう素の割合	無機よう素 99% 有機よう素 1%		実験結果に基づく値
無機よう素の水中での除染係数	500		安全評価審査指針どおり
非常用ガス再循環系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以降は非常用ガス処理系の機能喪失を仮定するため、原子炉建屋から大気中へ漏えいすることとなるが、この漏えい量を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない （機能喪失する想定）	

第2表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（2/2）

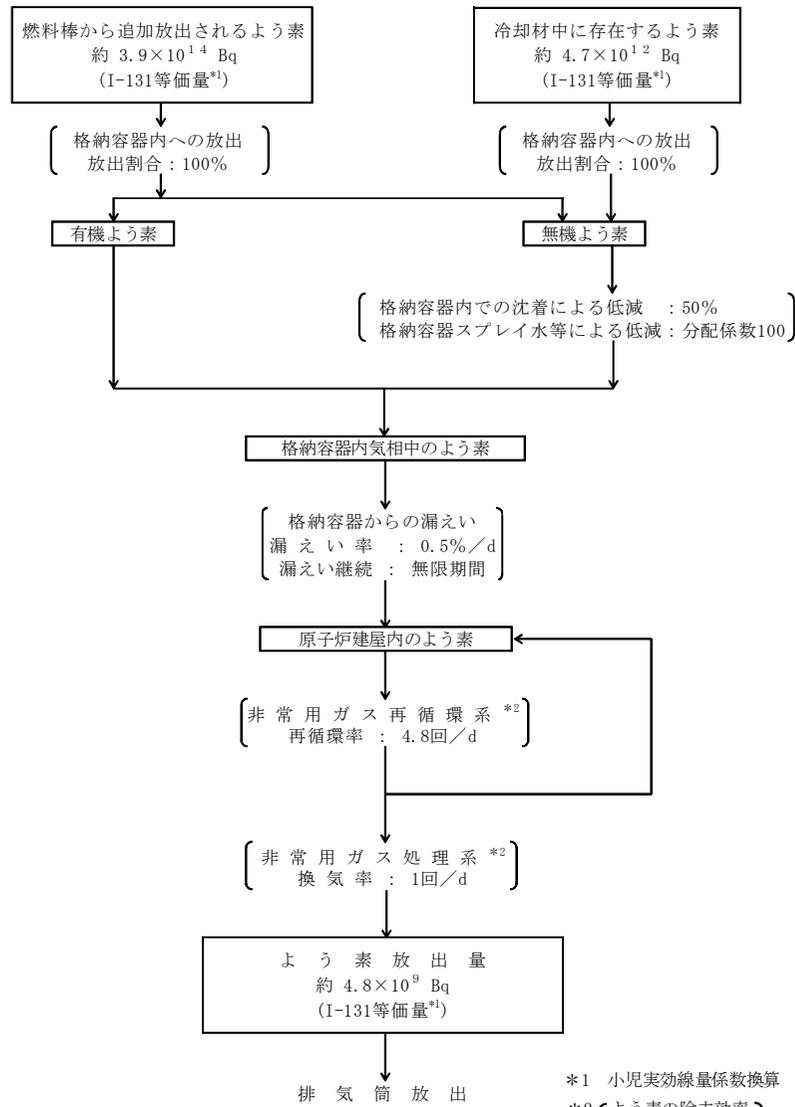
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウспルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出（原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 1 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 10 時間 よう素 1 時間	
核分裂生成物の拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 2.0×10^{-6} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) χ/Q 2.4×10^{-5} (s/m ³)	
放出位置	事故発生～ 24 時間	非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	事象に依じた放出口からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋 （地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において、2005 年 4 月～2006 年 3 月までに観測された、排気筒付近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m（地上高 10m）の風向、風速データ		気象指針どおり



第 1 図 原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略

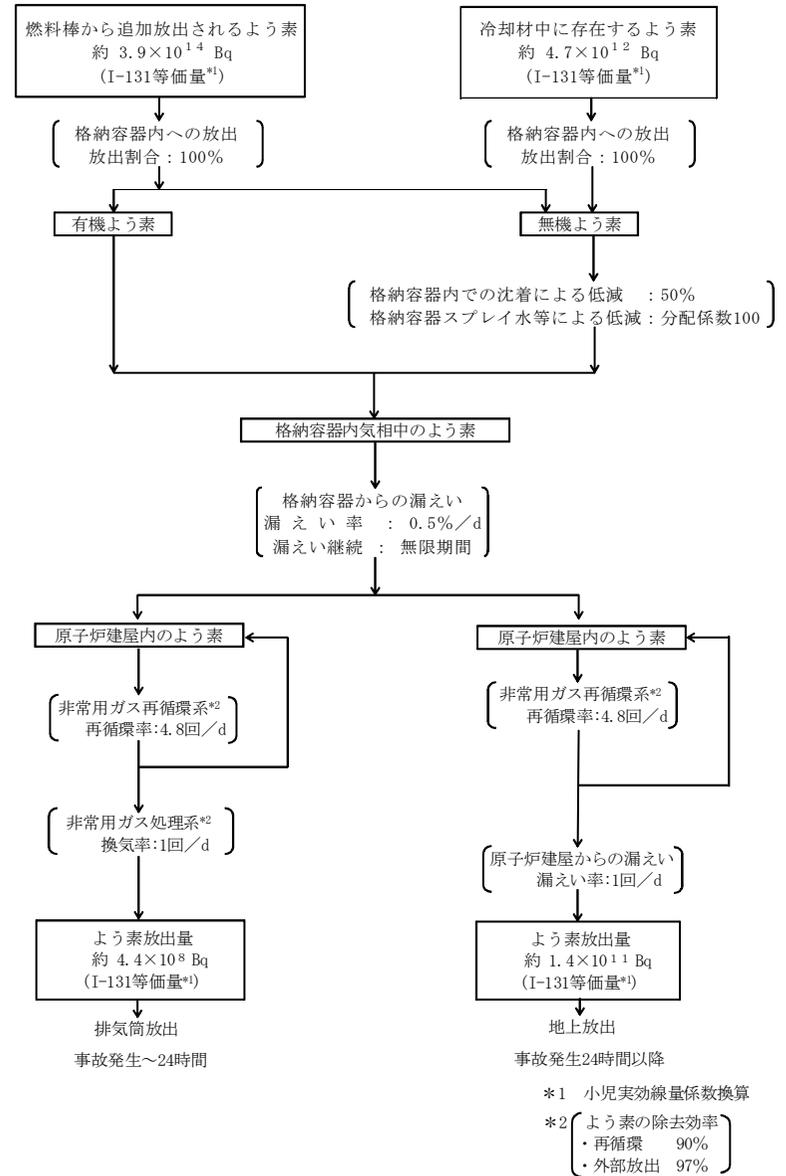


第 2 図 燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略



*1 小児実効線量係数換算
*2 よう素の除去効率
・再循環 90%
・外部放出 97%

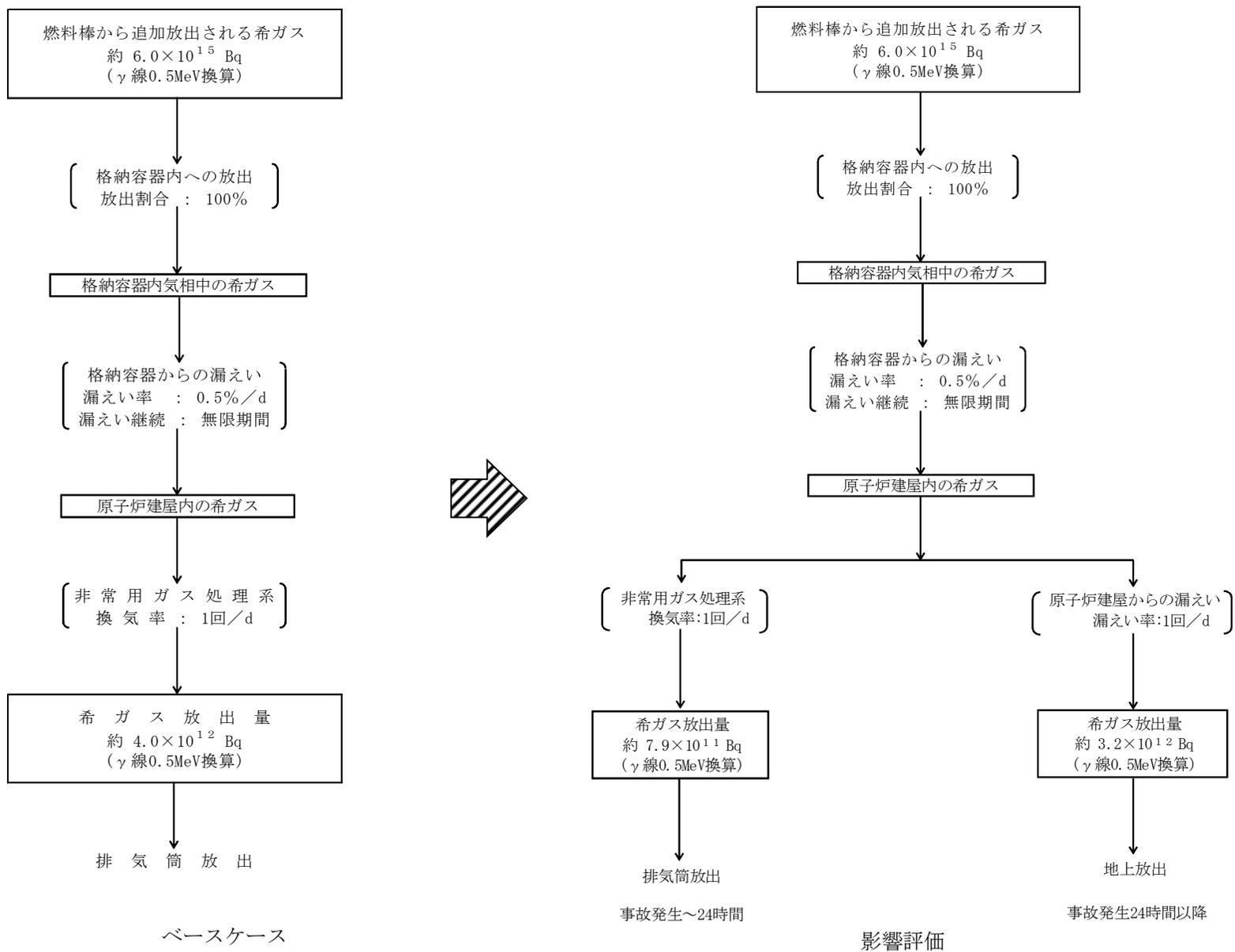
ベースケース



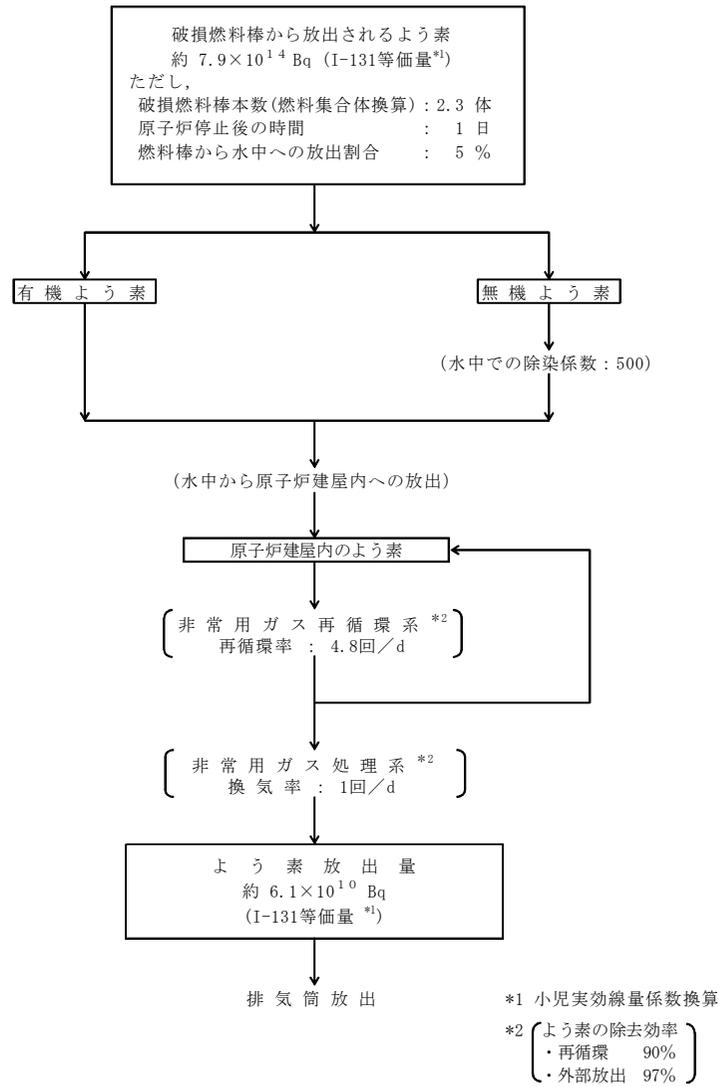
*1 小児実効線量係数換算
*2 よう素の除去効率
・再循環 90%
・外部放出 97%

影響評価

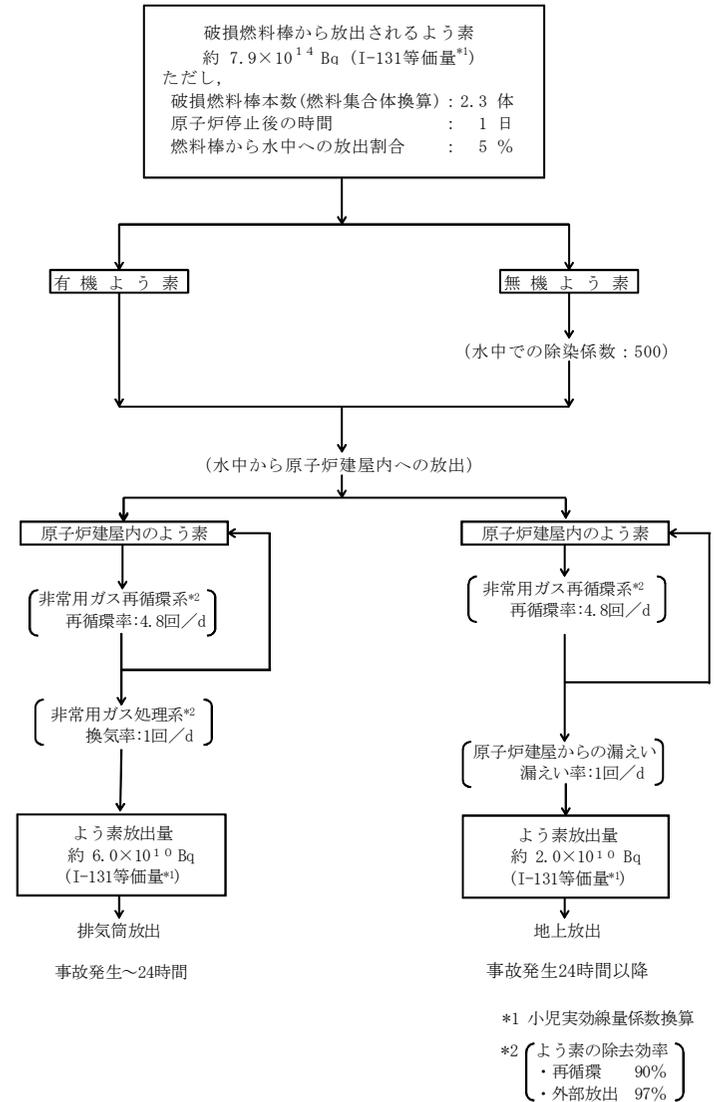
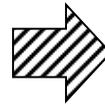
第3図 原子炉冷却材喪失時の放射性よう素の大気放出過程



第4図 原子炉冷却材喪失時の放射性希ガスの大気放出過程

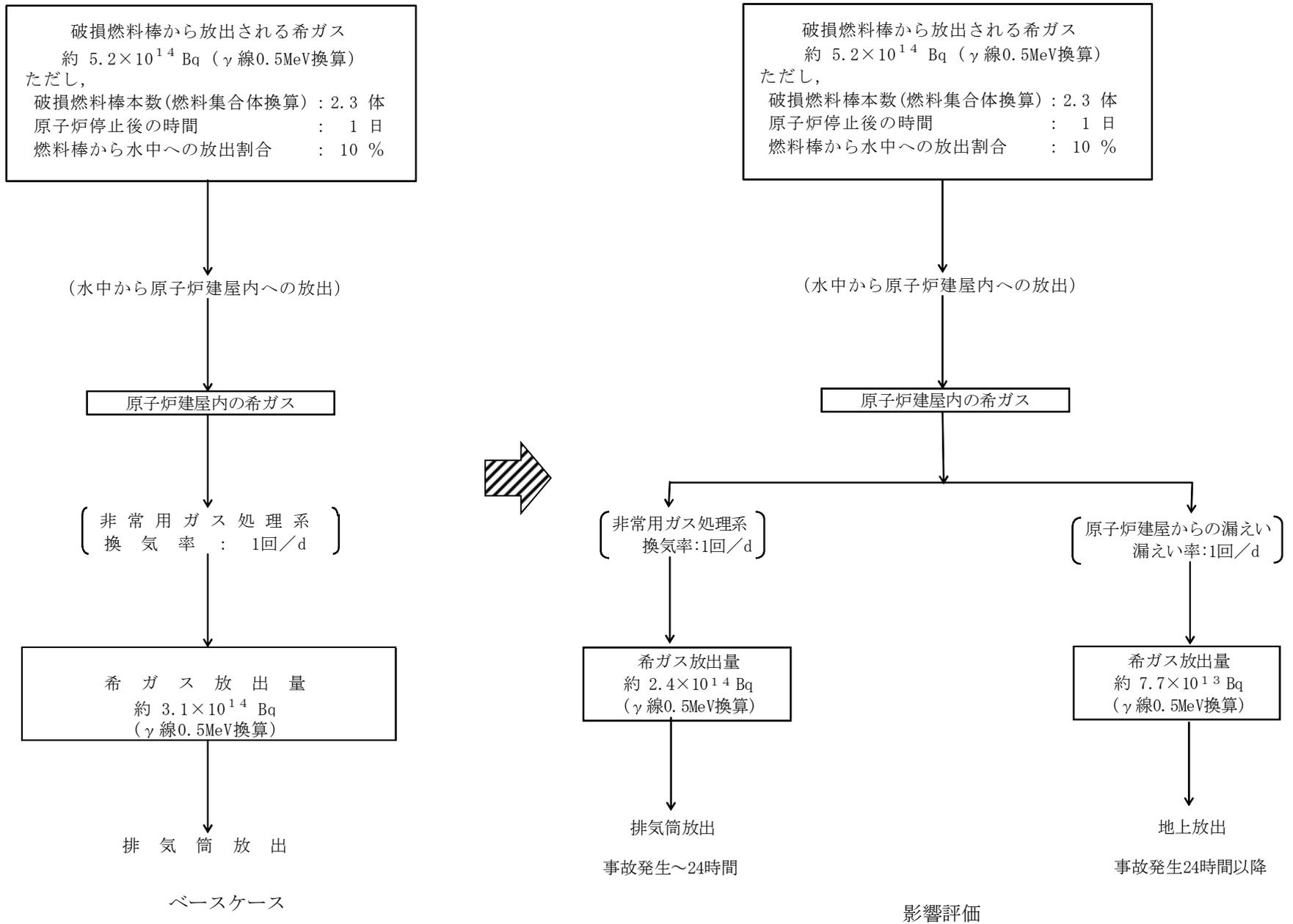


ベースケース



影響評価

第5図 燃料集合体の落下時の放射性よう素の大気放出過程



第 6 図 燃料集合体の落下時の放射性希ガスの大気放出過程

(2) 配管修復作業に係る作業員の被ばく評価について

原子炉建屋ガス処理系の配管を修復する際の影響について、被ばく評価上影響が大きい燃料集合体の落下を対象とし、修復期間を考慮して作業員の被ばくについて影響評価を実施した。

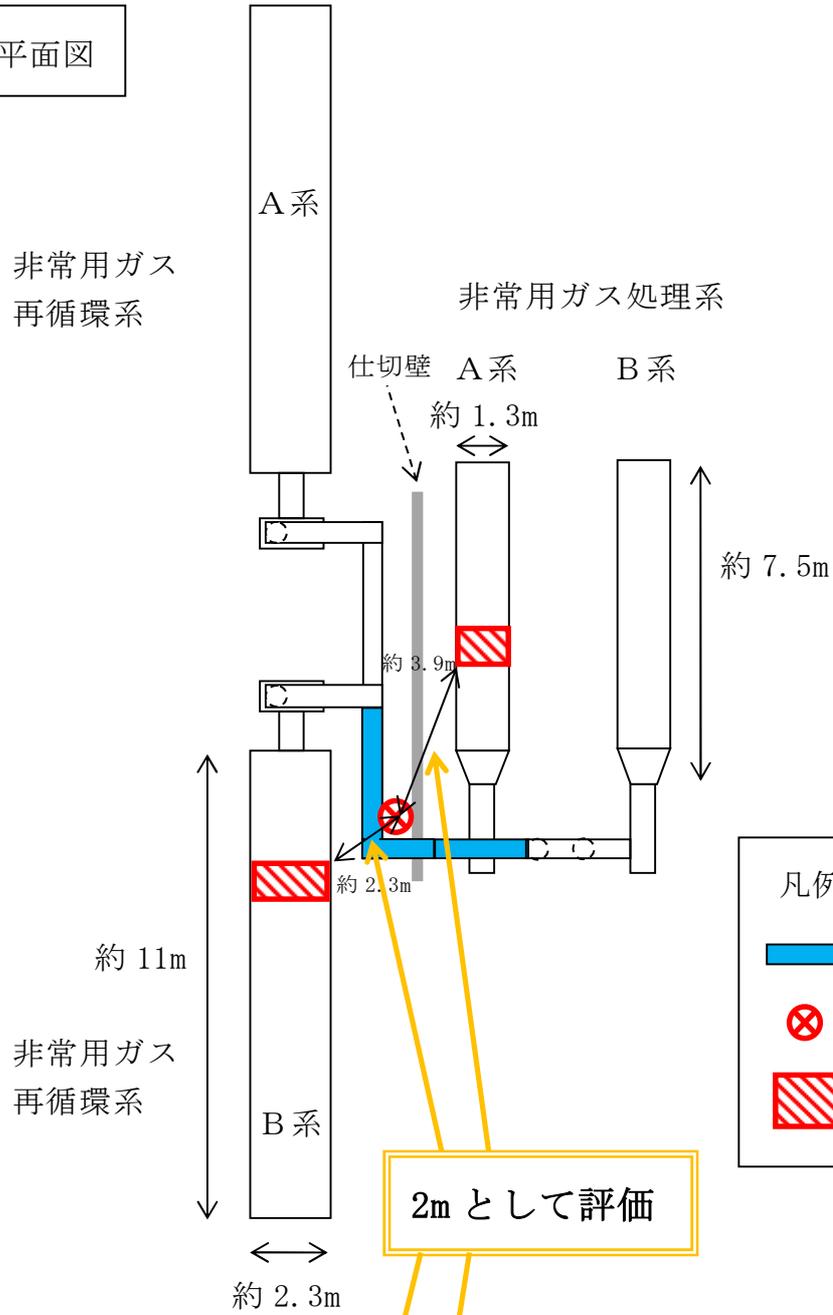
a. 解析条件

配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）を第3表に示す。

第3表 配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）

項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管		環境への放射性物質の放出量が大きくなる箇所を想定
原子炉建屋ガス処理系の運転状態	～24時間	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮する
	24時間～480時間（19日間）	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	
	480時間～528時間（2日間）	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	
	528時間～532時間（4時間）	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	
	532時間～	通常運転状態	
修復期間	52時間 （作業開始は単一故障発生から19日後）		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定（フィルタに蓄積した放射性物質の減衰を待って作業開始）
一人当たりの作業時間	4時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	2,200m ³		非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタユニットのある区画を仮定
線源からの距離	2m		線源である非常用ガス再循環系フィルタ等に最も近接する作業場所（第7図参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定

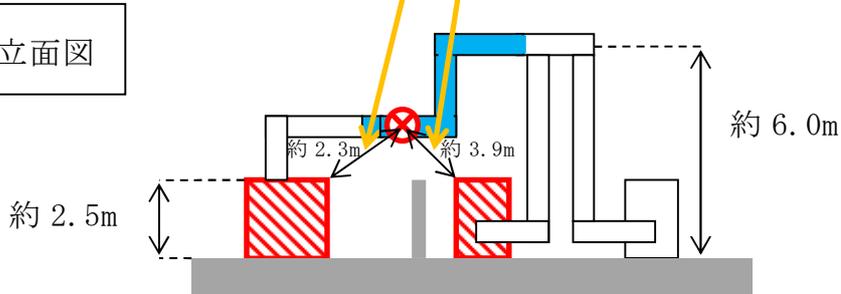
平面図



凡例

-  : 単一設計箇所
-  : 評価点
-  : 線源 (フィルタ) 位置

立面図



第7図 配管修復作業時の評価点 (燃料集合体の落下)

b. 評価結果

燃料集合体の落下における原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業に係るエリアの線量率を第4表に示す。また、事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は約 5.2×10^1 mSvとなる。評価結果を第5表に示す。なお、原子炉冷却材喪失における作業員の実効線量は約 1.6×10^1 mSvとなる。

第4表 配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

事故後の時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく		合計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	非常用ガス再循環系フィルタ	
1 (24)	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 9.7E+01	約 1.5E+02
2 (48)	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 6.7E+01	約 8.7E+01
3 (72)	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 5.3E+01	約 6.7E+01
4 (96)	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 4.4E+01	約 5.6E+01
5 (120)	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 3.9E+01	約 4.9E+01
10 (240)	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 2.4E+01	約 3.1E+01
15 (360)	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 1.6E+01	約 2.0E+01
20 (480)	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 1.0E+01	約 1.3E+01
25 (600)	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 6.6E+00	約 8.4E+00
30 (720)	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 4.3E+00	約 5.5E+00

第5表 作業員の実効線量評価結果

項目		影響評価 (mSv)
原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^1
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 4.1×10^1
合計		約 5.2×10^1

c. 参考評価

(a) 修復作業時の評価点の選定について

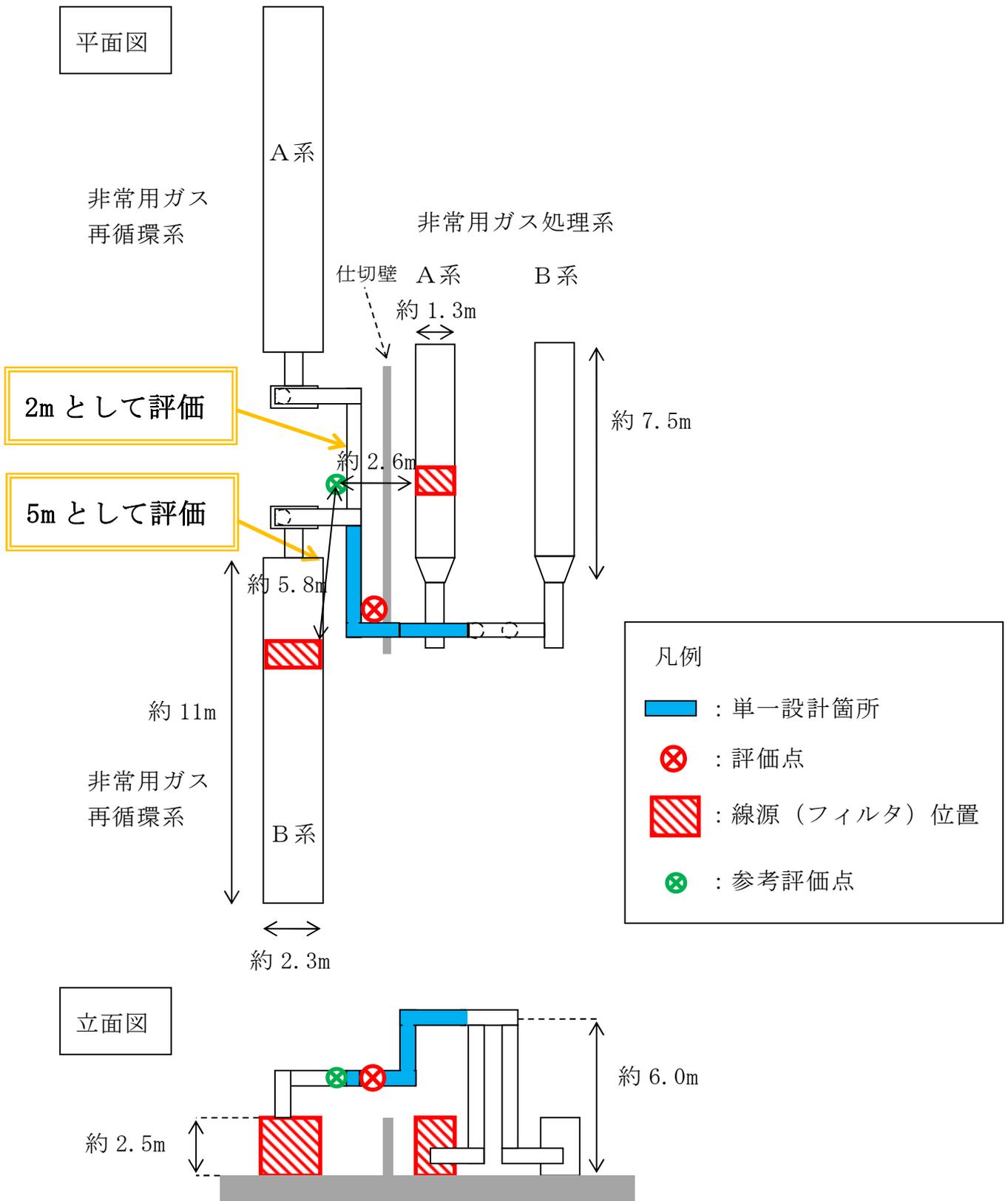
現状の原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業時の評価点は非常用ガス再循環系B系フィルタに最も接近する位置(2m)を評価点とし、その評価点では非常用ガス処理系A系フィルタについては約3.9mの距離が見込めるが保守的に2mとして評価を行っている。なお、フィルタで除去されることになる放射性物質は全て非常用ガス処理系A系フィルタ、非常用ガス再循環系B系フィルタに保持されるとしている。

非常用ガス処理系、非常用ガス再循環系ともに多重化されており、それぞれA系又はB系が使用される可能性があるが、保守的に考えて評価点がフィルタに近くなる非常用ガス処理系A系、非常用ガス再循環系B系を使用することで評価している。これに対し、その他のパターン※では配管の位置は明らかに現評価点よりも離れた位置となっており、現状の評価点の方が保守的な設定となっている。

※非常用ガス処理系、非常用ガス再循環系の使用パターンとして、AB以外には、BA、AA、BB及び使用途中でシステムを切り替えるパターンが考えられる。

参考として、二重化された配管であるが、単一設計部分に接続され隔離がされていない配管で、非常用ガス処理系のフィルタに最も接近する箇所として第8図に示す参考評価点を設定し線量評価を行った。参考評価点における線量率を第6表に、線量を第7表に示す。

事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は参考評価点で約 1.9×10^1 mSvとなる。一方、現評価点における実効線量は約 5.2×10^1 mSvであるため、現評価点が保守的な評価となることが確認できた。



第 8 図 配管修復作業時の参考評価点 (燃料集合体の落下)

第6表 参考評価点における配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

事故後の 時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく		合 計
	ガンマ線 による 外部被ばく	吸入による 内部被ばく	非常用ガス 処理系 フィルタ	非常用ガス 再循環系 フィルタ	
1 (24)	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 1.9E+01	約 7.5E+01
2 (48)	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 1.3E+01	約 3.3E+01
3 (72)	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 1.0E+01	約 2.5E+01
4 (96)	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 8.7E+00	約 2.1E+01
5 (120)	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 7.6E+00	約 1.8E+01
10 (240)	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 4.7E+00	約 1.1E+01
15 (360)	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 3.1E+00	約 7.3E+00
20 (480)	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 2.0E+00	約 4.7E+00
25 (600)	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 1.3E+00	約 3.1E+00
30 (720)	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 8.5E-01	約 2.0E+00

第7表 参考評価点における作業員の実効線量評価結果

項 目		影響評価 (mSv)
原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^1
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 8.0×10^0
合 計		約 1.9×10^1

(b) 原子炉建屋ガス処理系配管の修復を考慮した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価は、事故発生から 24 時間後に原子炉建屋ガス処理系配管（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断すると想定し、配管破断後の修復を考慮せずに、破断箇所からの放出（地上放出）が無限期間続くものとして評価を行っている。

しかしながら、現実的には破断箇所の修復が可能であることから、修復を考慮した場合の非居住区域境界外の公衆の被ばく評価を以下のとおり実施した。

配管破断発生から配管の修復までの間は、破断箇所から放出（地上放出）されるものとし、配管修復後は原子炉建屋ガス処理系を通した放出（排気筒放出）が無限期間続くものとして、第 8 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 9 表に示すとおりであり、非居住区域境界外の実効線量は、原子炉冷却材喪失では $9.8 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ 、燃料集合体の落下では $5.9 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ で判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第8表 原子炉建屋ガス処理系の配管の修復を考慮した評価条件

作業時間	原子炉建屋ガス処理系の状況	放出経路	環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件			
			原子炉冷却材喪失		燃料集合体の落下	
			実効放出 継続時間	D/Q及び χ/Q	実効放出 継続時間	D/Q及び χ/Q
事故発生～ 24時間 [1日間]	通常運転状態	排気筒 放出	希ガス：10時間 よう素：20時間	5.6×10^{-20} (Gy/Bq) 8.9×10^{-7} (s/m ³)	希ガス：10時間 よう素：1時間	5.6×10^{-20} (Gy/Bq) 2.0×10^{-6} (s/m ³)
24時間～ 480時間 [19日間]	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	地上 放出	希ガス：130時間 よう素：190時間	2.5×10^{-19} (Gy/Bq) 7.1×10^{-6} (s/m ³)	希ガス：10時間 よう素：1時間	4.8×10^{-19} (Gy/Bq) 2.4×10^{-5} (s/m ³)
480時間～ 528時間 [2日間]	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上 放出				
528時間～ 532時間 [4時間]	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上 放出				
532時間 以降	通常運転状態	排気筒 放出	希ガス：210時間 よう素：70時間	2.2×10^{-20} (Gy/Bq) 4.3×10^{-7} (s/m ³)	—※	—※

※ 532 時間以降は事象が収束していることから放出がない。

第9表 配管の修復を考慮した放出量及び線量評価結果

項 目			原子炉冷却材喪失	燃料集合体の落下
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 2.4×10^{14} Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 3.0×10^{12} Bq	約 7.7×10^{13} Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 2.2×10^{11} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131等価量—小児実効線量係数換算）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 6.0×10^{10} Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 1.3×10^{11} Bq	約 2.0×10^{10} Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 6.6×10^8 Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線の外部被ばくによる実効線量		約 8.0×10^{-4} mSv	約 5.0×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量		約 8.9×10^{-3} mSv	約 8.4×10^{-3} mSv
	建屋からの直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる実効線量		約 5.7×10^{-5} mSv	—
	合 計		約 9.8×10^{-3} mSv	約 5.9×10^{-2} mSv

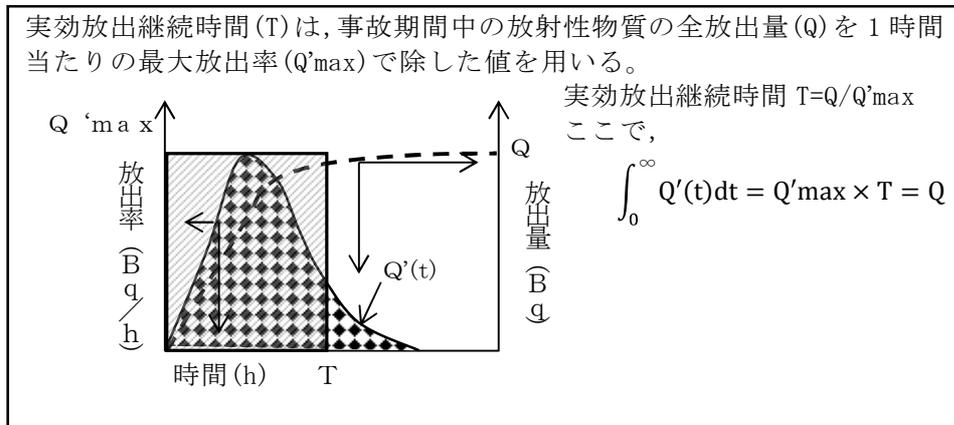
(3) 実効放出継続時間変更について

希ガス及びよう素の実効放出継続時間について、従来の設置許可申請書では、実効放出継続時間が24時間を超える場合（原子炉冷却材喪失）は、保守的に24時間を用いており、今回評価のベースケースも同様の値を用いているが、影響評価では、気象指針(※)に例示された手法により算出した値を使用した。（第10表、第11表）

※（気象指針解説抜粋）

(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

(実効放出継続時間の補足説明図)



第 10 表 実効放出継続時間（原子炉冷却材喪失）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 140 時間	24 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 20 時間 【24 時間以降】 210 時間	24 時間

第 11 表 実効放出継続時間（燃料集合体の落下）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 10 時間	15 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 1 時間 【24 時間以降】 1 時間	5 時間

(4) 相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) について

(3)の実効放出継続時間を基に、非居住区域境界外における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) を算出した結果を第 12 表, 第 13 表に示す。

なお, 事故発生から 24 時間までは非常用ガス処理系排気筒から高所放出, 24 時間以降は原子炉建屋から地上放出として評価している。

第 12 表 相対濃度及び相対線量 (原子炉冷却材喪失)

	影響評価	ベースケース
相対線量 (D/Q)	【事故発生～24 時間】 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) ※ ¹ 【24 時間以降】 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) ※ ²	4.5×10^{-20} (Gy/Bq)
相対濃度 (χ/Q)	【事故発生～24 時間】 8.9×10^{-7} (s/m ³) ※ ¹ 【24 時間以降】 7.0×10^{-6} (s/m ³) ※ ²	8.0×10^{-7} (s/m ³)

※¹: 非常用ガス処理系排気筒から放出 ※²: 原子炉建屋から地上放出

第 13 表 相対濃度及び相対線量 (燃料集合体の落下)

	影響評価	ベースケース
相対線量 (D/Q)	【事故発生～24 時間】 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) ※ ¹ 【24 時間以降】 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) ※ ²	5.1×10^{-20} (Gy/Bq)
相対濃度 (χ/Q)	【事故発生～24 時間】 2.0×10^{-6} (s/m ³) ※ ¹ 【24 時間以降】 2.4×10^{-5} (s/m ³) ※ ²	2.0×10^{-6} (s/m ³)

※¹: 非常用ガス処理系排気筒から放出 ※²: 原子炉建屋から地上放出

(5) 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地内において観測した 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

a. 検定方法

(a) 検定に用いた観測記録

気象資料の代表性の確認は、排気筒高さ付近を代表する標高約 148m のデータ、地上付近を代表する標高約 18m のデータを使用して行った。

(b) データ統計期間

統計年：1994 年 4 月～2005 年 3 月（10 年間（欠測率の高い 1999 年度を除く。））

検定年：2005 年 4 月～2006 年 3 月（1 年間）

(c) 検定方法

F 分布検定

b. 検定結果

第 14 表に異常年検定（F 分布検定）の結果を示す。

標高約 148m では 27 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 2 項目であり、標高約 18m では 27 項目のうち 1 項目といずれも少ないことから検定年の気象資料は長期間の気象状態を代表していると判断される。

第 14 表 異常年檢定結果

	觀測項目	檢定結果	棄却檢定表
標高 148m	風向別出現頻度 (16 項目)	棄却項目 1 項目	①
	風速階級別出現頻度 (11 項目)	棄却項目 1 項目	②
標高 18m	風向別出現頻度 (16 項目)	棄却項目 0 項目	③
	風速階級別出現頻度 (11 項目)	棄却項目 1 項目	④

① 棄却検定表（風向別出現頻度）（標高 148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

風向	統計年											検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値		上限	下限	
N	4.72	3.55	3.40	3.27	3.35	4.74	3.96	5.85	3.78	3.40	4.00	3.52	6.01	2.00	○
NNE	9.16	5.98	7.32	5.93	6.74	8.76	8.89	8.15	6.91	6.22	7.41	6.67	10.36	4.45	○
NE	18.82	17.44	20.91	18.86	20.29	17.45	19.71	24.49	23.29	18.45	19.97	18.41	25.57	14.37	○
ENE	5.92	5.65	7.08	12.77	10.84	8.05	8.31	8.38	10.04	8.97	8.60	9.80	13.80	3.40	○
E	2.78	4.05	3.76	5.32	4.90	5.44	4.39	3.76	4.56	4.42	4.34	5.55	6.23	2.44	○
ESE	2.94	2.47	3.02	3.24	2.95	2.96	2.79	2.86	2.93	2.99	2.91	3.66	3.38	2.45	×
SE	4.04	3.95	2.63	3.10	3.10	2.64	2.90	2.61	2.95	2.66	3.06	3.09	4.31	1.81	○
SSE	6.43	6.00	3.41	3.93	2.99	3.48	3.35	3.34	3.74	3.54	4.02	3.32	6.84	1.20	○
S	6.58	5.81	5.74	4.43	4.01	5.27	5.00	4.13	5.02	6.63	5.26	4.99	7.47	3.05	○
SSW	2.26	2.77	2.64	3.24	3.35	4.30	3.79	3.56	4.35	5.02	3.53	3.13	5.57	1.49	○
SW	4.00	3.87	3.70	3.93	4.28	4.20	4.32	4.90	4.93	5.16	4.33	3.67	5.52	3.14	○
WSW	4.08	5.15	4.83	4.44	3.83	4.05	4.38	4.09	3.53	4.31	4.27	4.25	5.38	3.16	○
W	4.73	8.42	6.32	5.51	5.32	4.47	5.44	4.16	4.23	4.65	5.33	5.13	8.36	2.29	○
WNW	9.01	12.46	9.31	8.36	8.66	5.27	5.95	5.05	6.19	6.71	7.70	7.65	13.15	2.24	○
NW	10.51	8.06	10.82	8.58	9.96	8.69	7.95	7.42	7.60	9.12	8.87	9.54	11.73	6.01	○
NNW	3.51	3.44	4.85	4.60	4.86	9.07	7.63	6.60	5.19	6.97	5.67	6.53	10.02	1.32	○
CALM	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	1.10	1.45	0.02	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注3) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

② 棄却検定表（風速階級別出現頻度）（標高 148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

風速(m/s)	統計年											検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値		上限	下限	
0.0~0.4	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	1.10	1.45	0.02	○
0.5~1.4	4.05	5.66	4.04	4.42	5.53	7.40	6.70	5.19	5.56	6.43	5.50	6.99	8.18	2.82	○
1.5~2.4	8.34	9.43	7.83	7.85	8.73	11.19	10.58	8.92	9.61	11.42	9.39	11.28	12.49	6.29	○
2.5~3.4	11.95	13.17	12.10	11.41	11.73	12.07	12.17	11.15	12.55	13.72	12.20	14.10	14.04	10.36	×
3.5~4.4	12.58	13.80	13.44	13.93	12.62	13.02	12.57	12.25	12.80	13.58	13.06	13.85	14.45	11.66	○
4.5~5.4	12.85	13.67	13.66	13.12	12.10	12.10	11.54	10.97	11.30	12.07	12.34	12.03	14.60	10.08	○
5.5~6.4	11.48	10.99	11.22	10.99	11.36	11.19	10.66	9.62	10.10	9.68	10.73	9.92	12.37	9.09	○
6.5~7.4	9.59	8.16	9.61	9.45	8.60	8.16	7.67	8.18	8.82	7.95	8.62	7.40	10.32	6.92	○
7.5~8.4	7.20	6.85	7.04	7.77	7.84	6.65	6.17	7.68	7.35	5.34	6.99	5.51	8.85	5.13	○
8.5~9.4	6.04	4.76	5.39	5.51	6.12	4.67	5.14	6.84	6.01	5.03	5.55	4.82	7.19	3.91	○
9.5以上	15.41	12.58	15.38	15.05	14.80	12.39	15.56	18.54	15.15	14.02	14.89	13.00	18.98	10.80	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注3) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向別出現頻度）（標高 18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

風向	統計年	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
														上限	下限	
N		2.80	2.04	2.65	2.88	3.25	3.03	3.29	3.24	2.85	2.50	2.85	2.15	3.78	1.93	○
NNE		3.82	3.87	9.48	13.51	14.77	11.30	12.39	12.29	12.11	10.30	10.38	9.93	19.29	1.47	○
NE		11.81	9.86	11.94	13.06	15.15	12.20	12.70	15.12	17.57	13.28	13.27	15.15	18.42	8.12	○
ENE		10.03	8.11	4.33	3.83	3.22	4.07	3.27	3.57	3.90	3.74	4.81	4.49	10.30	0.00	○
E		4.07	3.69	2.80	1.79	1.92	3.12	2.51	2.86	2.84	2.62	2.82	2.60	4.49	1.16	○
ESE		2.46	3.15	3.47	3.18	2.56	3.32	3.04	3.68	3.30	3.81	3.20	3.49	4.22	2.17	○
SE		3.82	4.45	3.88	5.06	4.14	5.48	5.14	5.79	5.80	5.63	4.92	5.73	6.78	3.06	○
SSE		4.89	4.86	4.86	5.11	4.54	5.09	4.00	3.66	3.99	5.62	4.66	4.59	6.10	3.22	○
S		6.48	5.21	3.65	3.33	2.86	2.69	2.41	2.22	2.63	3.85	3.53	2.31	6.76	0.30	○
SSW		3.53	2.81	2.13	2.69	2.97	2.95	3.52	3.26	3.07	3.20	3.01	2.36	4.01	2.02	○
SW		2.05	1.66	1.17	1.22	1.18	1.05	1.37	0.79	1.35	1.08	1.29	1.22	2.12	0.46	○
WSW		0.83	2.21	2.38	2.85	2.24	2.49	2.94	2.70	2.48	2.15	2.33	2.40	3.72	0.93	○
W		2.64	7.38	11.75	12.50	13.25	9.15	12.93	11.05	10.01	11.71	10.24	10.13	17.90	2.58	○
WNW		21.57	24.11	22.91	18.58	17.42	21.07	19.82	18.95	18.46	19.53	20.24	21.68	25.29	15.19	○
NW		12.68	11.28	8.25	6.75	6.40	8.39	6.86	6.86	6.03	6.52	8.00	7.42	13.35	2.66	○
NNW		5.68	4.15	3.45	2.91	2.69	3.35	2.97	2.92	2.33	2.61	3.31	2.65	5.63	0.98	○
CALM		0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	1.69	1.94	0.32	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速階級別出現頻度）（標高 18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

風速(m/s)	統計年	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
														上限	下限	
0.0~0.4		0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	1.69	1.94	0.32	○
0.5~1.4		11.45	13.48	10.91	12.02	14.69	13.31	12.24	12.79	13.24	14.96	12.91	15.14	16.01	9.81	○
1.5~2.4		30.55	31.16	30.74	29.95	30.27	31.60	30.43	30.39	28.56	31.22	30.49	32.77	32.48	28.49	×
2.5~3.4		24.99	24.79	26.47	23.62	21.82	23.30	22.23	21.48	21.80	22.97	23.35	20.88	27.24	19.46	○
3.5~4.4		12.16	12.58	12.03	10.81	10.87	10.88	10.85	10.91	11.31	9.77	11.22	10.16	13.17	9.26	○
4.5~5.4		7.35	6.99	7.12	7.91	7.30	7.77	7.69	8.16	9.27	6.25	7.58	7.09	9.49	5.67	○
5.5~6.4		5.02	4.36	4.73	5.67	5.40	4.52	5.21	6.40	6.23	4.34	5.19	4.79	6.94	3.43	○
6.5~7.4		3.25	2.24	2.79	4.05	3.69	2.95	4.20	4.07	3.92	3.30	3.44	3.01	4.99	1.90	○
7.5~8.4		2.38	1.51	2.07	2.56	2.21	1.89	2.84	2.51	2.18	2.34	2.25	2.29	3.14	1.36	○
8.5~9.4		1.29	1.12	1.18	1.43	1.22	1.22	1.77	1.12	1.07	1.33	1.28	1.09	1.76	0.79	○
9.5以上		0.75	0.63	1.05	1.23	1.10	1.29	1.70	1.13	1.13	1.67	1.17	1.10	1.98	0.36	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

2. 中央制御室換気系

(1) 中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は、「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)」(以下「内規」という。)に従い、原子炉冷却材喪失(仮想事故)及び主蒸気管破断(仮想事故)について影響評価を実施した。

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失(仮想事故)の主な解析条件を第15表、主蒸気管破断(仮想事故)の主な解析条件を第16表に示す。また、影響評価で想定した中央制御室換気系の条件を第17表に示す。

第 15 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（1/2）

項目	評価条件	選定理由
原子炉停止前の 原子炉出力	3,440MW	定格出力に余裕を見た値 (定格出力の 105%)
原子炉運転時間	2,000 日	核分裂生成物の蓄積量が平衡に達 する運転時間に余裕をみた上で、 燃料の平均炉内滞在日数に余裕 をみた値
燃料棒から放出される核 分裂生成物の割合	炉内蓄積量に対し 希ガス 100% よう素 50%	安全評価審査指針どおり
燃料棒から放出されるよ う素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
格納容器に放出される核 分裂生成物のうち、格納 容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 無機よう素 50% 有機よう素 0%	安全評価審査指針どおり
サプレッション・チェン バ内のプール水への分配 係数	希ガス 0 無機よう素 100 有機よう素 0	安全評価審査指針どおり
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定	設計上定められた最大値で一定 を仮定
格納容器及び原子炉建屋 内での減衰	考慮する	放出までの崩壊を考慮
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 80% 再循環率 4.8 回/d	よう素除去効率は設計上定めら れた最小値に余裕をみた値、再循 環率は設計値
非常用ガス処理系	よう素除去効率 90% 換気率 1 回/d	よう素除去効率は設計上定めら れた最小値に余裕をみた値、換気 率は設計値

第 15 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（2/2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮しない	排気筒放出であるため、建屋影響は小さい
実効放出継続時間	希ガス 24 時間 よう素 24 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D/Q 4.9×10^{-20} (Gy/Bq) λ/Q 1.2×10^{-6} (s/m ³)	気象指針に従って算出
放出位置	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において、 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測さ れた気象データ	内規どおり(排気筒高さを代表 する気象データを使用)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 16 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（1/2）

項目	評価条件	選定理由
冷却材中のハロゲン等濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 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	I-131 については保安規定上許容される最大値
燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 を $4.44 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、それに応じ他の核分裂生成物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	I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出核分裂生成物の量	1%	安全評価審査指針どおり
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後に全て冷却材中に放出	安全評価審査指針どおり
燃料棒から追加放出されるよう素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
有機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	安全評価審査指針どおり
タービン建屋内で床，壁等に沈着する割合	0%	保守的に設定
原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・チェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/d 一定	安全評価審査指針どおり

第 16 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（2/2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮する	内規どおり (原子炉建屋の拡散への影響, 巻き込み効果を考慮)
実効放出継続時間	希ガス 1 時間 よう素 20 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D/Q 2.9×10^{-18} (Gy/Bq) λ/Q 希ガス 8.3×10^{-4} (s/m ³) よう素 4.9×10^{-4} (s/m ³)	気象指針に従って算出
放出位置	タービン建屋 (地上放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において, 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測され た気象データ	内規どおり(地上付近を代表 する気象データ)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 17 表 中央制御室換気系の条件

項目	評価条件	選定理由
中央制御室容積	2,800m ³	設計値
再循環フィルタ流量	0～15分 0m ³ /h 15分～24時間 5,100m ³ /h 24時間以降 0m ³ /h	同上
外気取り込み量	0～15分 3,400m ³ /h 15分～24時間 0m ³ /h 24時間以降 45,900m ³ /h	単一故障発生後（24時間以降）は系統流量が中央制御室内に流入すると想定する。
チャコールフィルタの除去効率	0～15分 0% 15分～24時間 90% 24時間以降 0%	同上
外気リークイン量	2,800m ³ /h (1回/h)	空気流入率試験結果（0.45回/h）に余裕を見た値
非常時運転モードへの切替時間	15分	運転操作時間に余裕を見た値

(2) ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価について

中央制御室換気系のダクトを修復する際の影響について、主蒸気管破断（仮想事故）を対象とし、修復期間を考慮して作業員の被ばく評価を実施した。

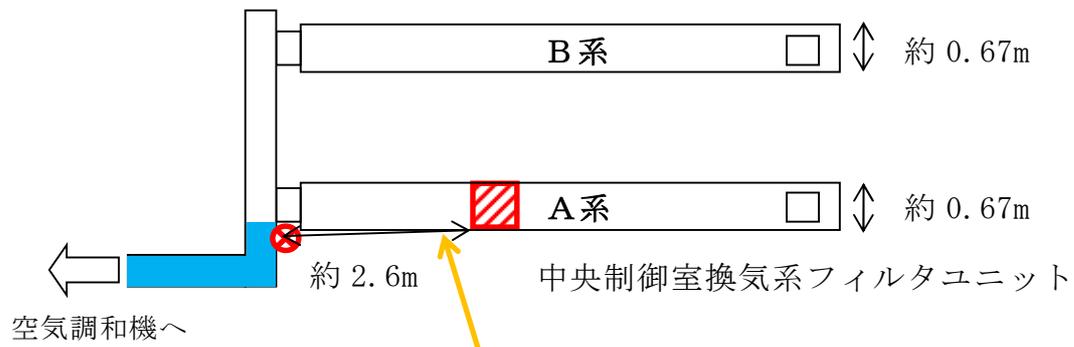
a. 解析条件

ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））を第 18 表に示す。

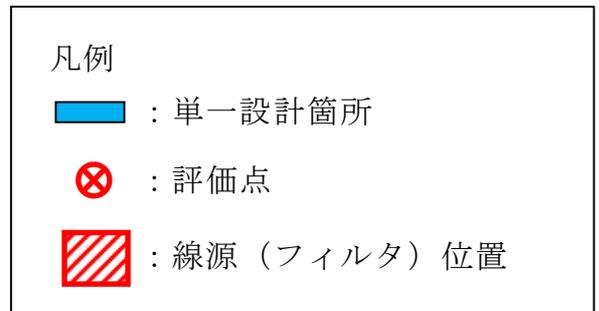
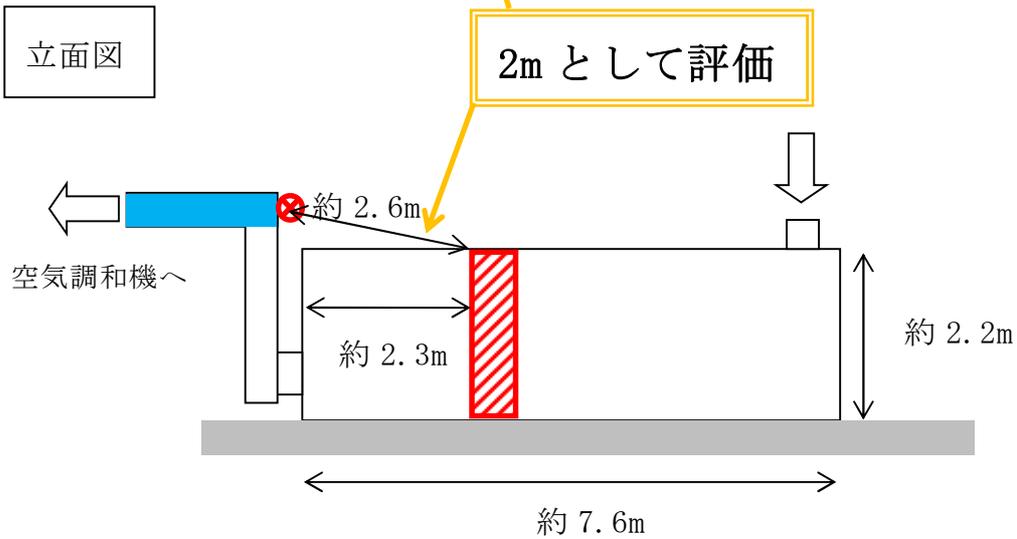
第 18 表 ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））

項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	中央制御室換気系ダクト		被ばく評価上最も厳しい箇所を想定
中央制御室換気系の運転状態	0分～15分	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮
	15分～24時間	再循環運転状態	
	24時間～72時間 (2日間)	ダクトに単一故障発生 作業準備（足場設置等） 再循環運転状態	
	72時間～76時間 (4時間)	ダクト修復作業 換気系停止状態	
	76時間～	再循環運転状態	
修復期間	単一故障発生直後から 52 時間		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定
一人当たりの作業時間	12 時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	(作業エリアの放射性物質濃度は外気と同じと仮定)		換気設備がバウンダリの外側にあることから保守的に設定
線源からの距離	2m		線源である中央制御室換気系フィルタに最も近接する作業場所（ 第 9 図 参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定

平面図



立面図



第 9 図 配管修復作業時の評価点 (主蒸気管破断 (仮想事故))

b. 評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）における中央制御室換気系のダクト修復作業に係るエリアの線量率を第 19 表に示す。また、修復作業期間中に被ばく線量が最も厳しくなる、単一故障発生直後から 12 時間作業する作業員の実効線量は、約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。評価結果を第 20 表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）における作業員の実効線量は約 $2.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。

第 19 表 ダクト修復作業に係るエリアの線量率

事故後の時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		換気空調系フィルタからの直接ガンマ線による外部被ばく	合計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく		
1 (24)	約 $1.2\text{E-}04$	約 $4.9\text{E-}02$	約 $2.8\text{E-}03$	約 $5.2\text{E-}02$
2 (48)	約 $6.1\text{E-}05$	約 $3.8\text{E-}02$	約 $4.4\text{E-}03$	約 $4.2\text{E-}02$
3 (72)	約 $4.0\text{E-}05$	約 $3.1\text{E-}02$	約 $4.8\text{E-}03$	約 $3.6\text{E-}02$
4 (96)	約 $2.9\text{E-}05$	約 $2.6\text{E-}02$	約 $5.1\text{E-}03$	約 $3.1\text{E-}02$
5 (120)	約 $2.2\text{E-}05$	約 $2.2\text{E-}02$	約 $5.4\text{E-}03$	約 $2.7\text{E-}02$
6 (144)	約 $1.8\text{E-}05$	約 $1.9\text{E-}02$	約 $5.6\text{E-}03$	約 $2.4\text{E-}02$
7 (168)	約 $1.4\text{E-}05$	約 $1.6\text{E-}02$	約 $5.8\text{E-}03$	約 $2.2\text{E-}02$
8 (192)	約 $1.2\text{E-}05$	約 $1.4\text{E-}02$	約 $5.9\text{E-}03$	約 $2.0\text{E-}02$
9 (216)	約 $9.8\text{E-}06$	約 $1.2\text{E-}02$	約 $5.9\text{E-}03$	約 $1.8\text{E-}02$
10 (240)	約 $8.2\text{E-}06$	約 $1.0\text{E-}02$	約 $5.8\text{E-}03$	約 $1.6\text{E-}02$

第 20 表 作業員の実効線量評価結果

項目		実効線量 (mSv)
外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（外気と同じと仮定）	ガンマ線による外部被ばく	約 1.5×10^{-3}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-1}
フィルタからのガンマ線による外部被ばく		約 3.4×10^{-2}
合計		約 6.2×10^{-1}

c. 参考評価

(1) 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は、事故発生から 24 時間後に中央制御室換気系ダクトが全周破断すると想定し、ダクト破断後の修復を考慮せずに、破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとして、事故発生後 30 日間の運転員の被ばく評価を行っている。

しかしながら、現実的には破断箇所の修復が可能であることから、修復を考慮した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を以下のとおり実施した。

ダクト破断発生からダクトの修復までの間は、破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとし、配管修復後は中央制御室換気系について再循環運転（閉回路循環運転[※]）を行うとして、第 21 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 22 表に示すとおりであり、中央制御室の運転員の実効線量は、原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに 1.9mSv で判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。

※ 閉回路循環運転 27 時間、外気取入運転 3 時間を交互に行う間欠運転を想定。

第 21 表 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した評価条件

作業時間	中央制御室換気系の状況	室内取込流量
事故発生～ 15分	通常運転状態	外気取込量 : 3,400m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 2,800m ³ /h
15分～ 24時間	再循環運転状態 (閉回路循環運転)	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 5,100m ³ /h インリーク量 : 2,800m ³ /h
24時間～ 72時間 [2日間]	ダクトに単一故障発生 作業準備(足場設置等) 換気系停止状態	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 48,700m ³ /h
72時間～ 76時間 [4時間]	ダクト修復作業 換気系停止状態	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 48,700m ³ /h
76時間 以降	再循環運転状態 (閉回路循環運転 27 時間, 外気取入運転 3 時間の間欠運 転)	外気取込量 : 0m ³ /h (3,400m ³ /h) 再循環流量 : 5,100m ³ /h (1,700m ³ /h) インリーク量 : 2,800m ³ /h (2,800m ³ /h) ※()内は外気取入運転時の値

第 22 表 ダクトの修復を考慮した中央制御室の運転員の線量評価結果

(単位:mSv)

項 目		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 6.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-4}
	大気中放射性物質による被ばく	約 2.4×10^{-2}	約 9.2×10^{-3}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 1.8×10^0
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 8.7×10^{-1}	約 2.1×10^{-3}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
合 計		約 1.9×10^0	約 1.9×10^0

(3) 空気流入率試験結果について

「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）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）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，東海第二発電所の中央制御室について 2010 年 2 月に試験を実施した。試験結果は第 23 表に示すとおりであり，空気流入率は最大で 0.45 回/h である。

第 23 表 中央制御室空気流入率試験結果

項目	内容	
試験期間	2010 年 2 月 12 日～2010 年 2 月 14 日	
試験結果	系統	空気流入率(95%信頼限界値)
	A	0.43 回/h(±0.015)
	B	0.45 回/h(±0.015)

静的機器単一故障時の格納容器冷却機能代替性確認評価

1. 評価条件

本評価では、静的機器の単一故障が発生した場合における格納容器冷却機能の代替性を確認する。

原子炉冷却材喪失を対象として、事象発生後 15 分（低圧注水系から格納容器スプレイ系への切替え）時点でスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断が発生すると仮定して評価を実施する。

動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、静的機器の単一故障を考慮した代替性確認評価の条件比較を第 1 表に示す。

第 1 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース
格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×2系統 ・サブプレッション・ チェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×1系統 ・サブプレッション・ チェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×1系統 ・サブプレッション・ チェンバ側 ：5%×1系統
作動系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ 冷却：2系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ 冷却：1系統 ・サブプレッション・ プール水冷却 ：1系統	残留熱除去系(1/2系統) ・格納容器スプレイ 冷却：1系統

2. 評価結果

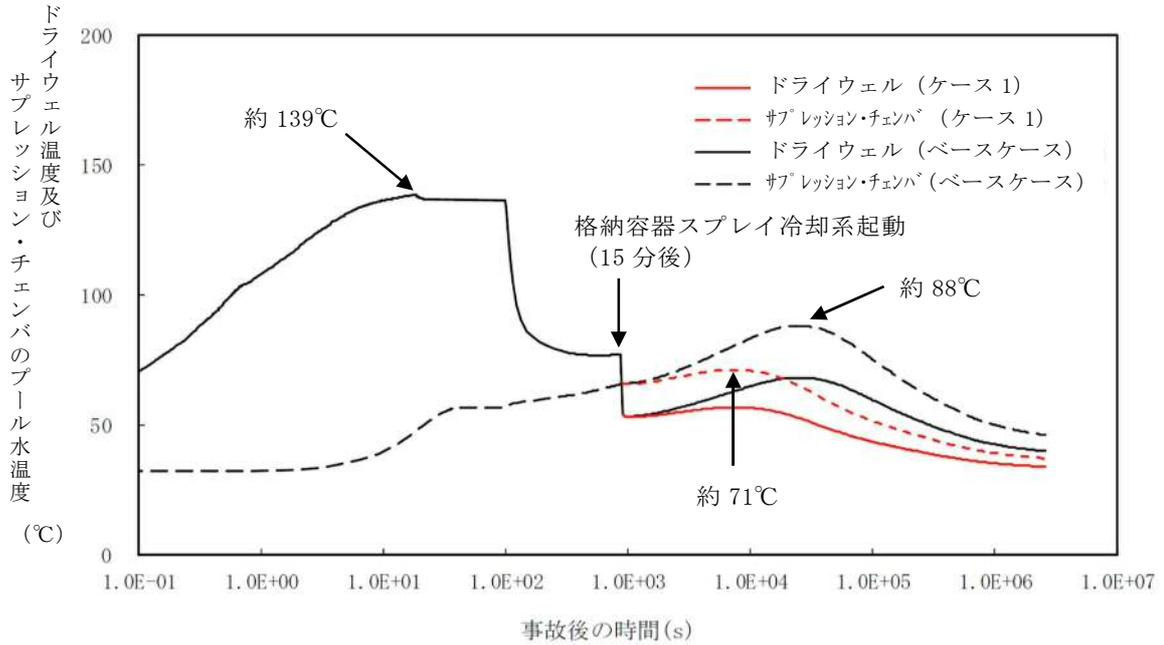
前述の条件で評価を実施した結果を第 2 表、第 1 図～第 4 図に示す。

静的機器の単一故障を仮定した場合、ベースケースよりもサブプレッション・プール水温度の余裕が大きくなり、他のパラメータは同等となった。

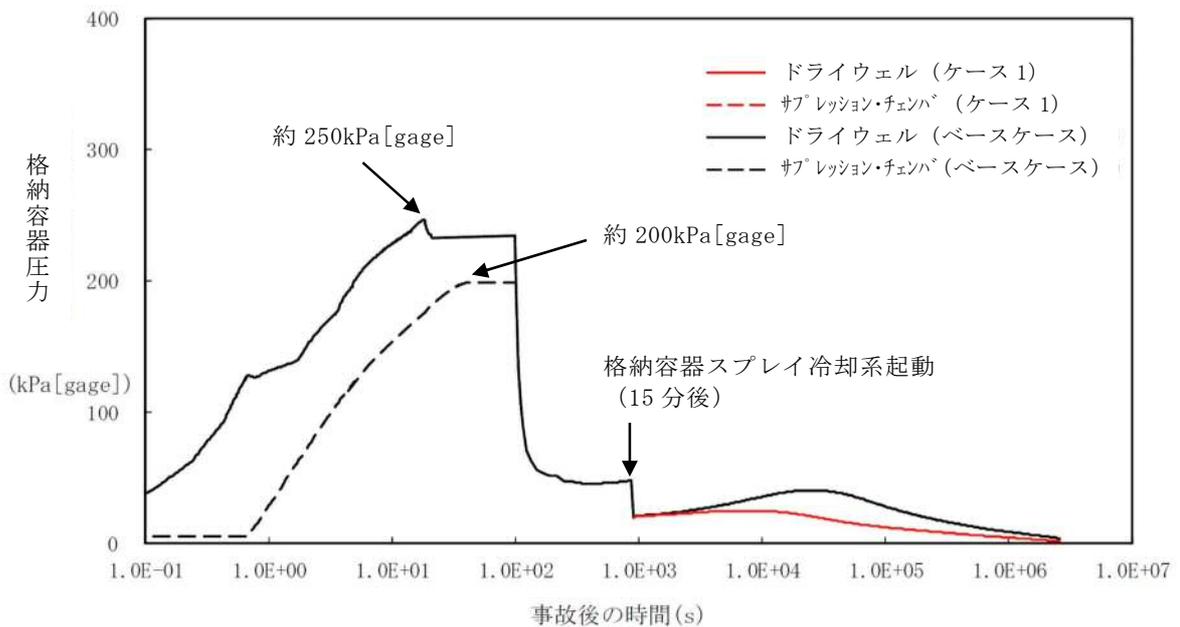
この結果から、静的機器の単一故障が発生した場合における格納容器冷却機能の代替性を有していることが確認された。

第2表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

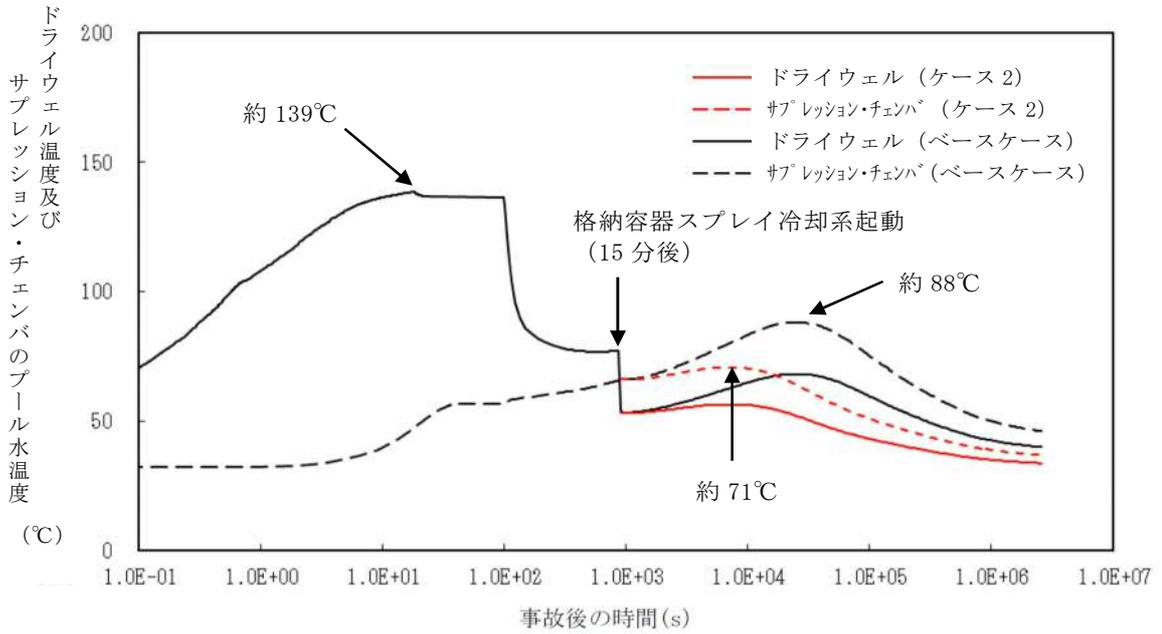
項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース	判断基準
ドライウエル 最高温度 (°C)	約 139	約 139	約 139	171
ドライウエル 最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	約 250	310
サプレッション・ チェンバプール水 最高水温 (°C)	約 71	約 71	約 88	104
サプレッション・ チェンバ最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	約 200	310



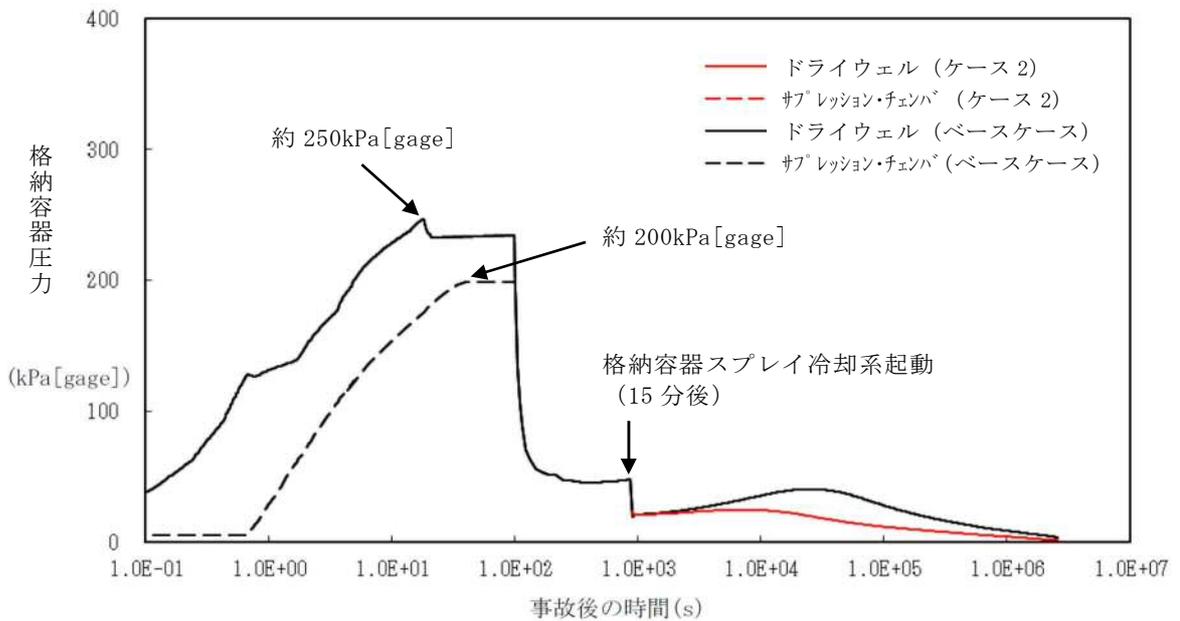
第1図 代替性確認評価ケース1とベースケースの
評価結果比較（格納容器温度）



第2図 代替性確認評価ケース1とベースケースの
評価結果比較（格納容器圧力）



第 3 図 代替性確認評価ケース 2 とベースケースの
評価結果比較 (格納容器温度)



第 4 図 代替性確認評価ケース 2 とベースケースの
評価結果比較 (格納容器圧力)

修復作業の成立性に関する検討について

1. 原子炉建屋ガス処理系配管

(1) 修復作業の実施について

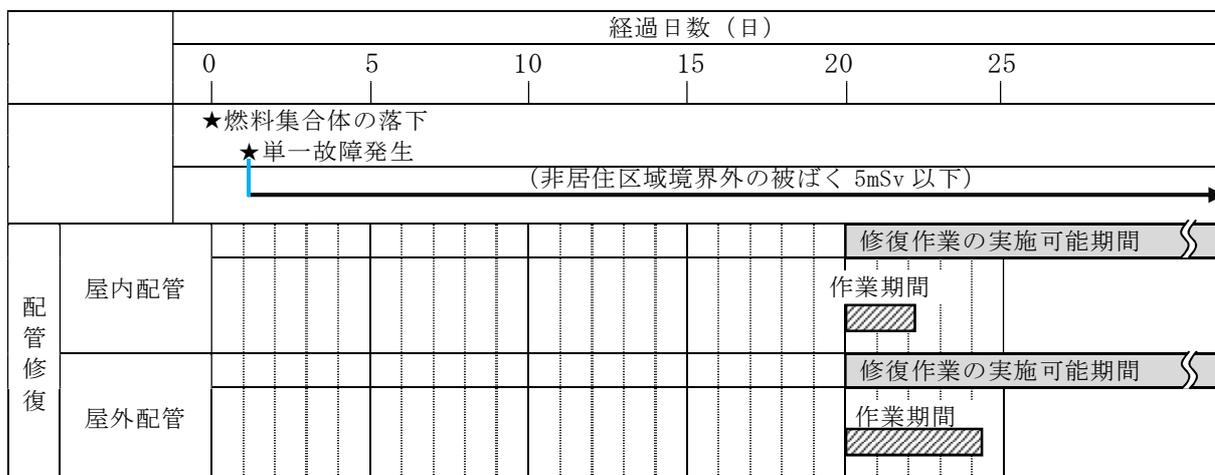
a. 実施時期

原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所については、配管に全周破断を想定したとしても安全上支障のない期間内に修復可能であることから、基準に適合していることを確認している。

燃料集合体落下の発生を起点として、24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。燃料集合体の落下における非居住区域境界外の公衆被ばく評価により、事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量5mSv以下）を満足することが確認できたため、以下に示す作業期間は安全上支障のない期間とできる。

修復作業の作業期間は、緊急作業時の線量限度（100mSv）を満足できることを考慮した。

これにより安全上支障のない期間に確実に修復できることが確認できた。



なお、設定した作業期間は原子炉建屋ガス処理系の機能を回復させるための最短の時期を示しており、実運用における作業期間は公衆や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。なお、作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。

(2) 作業手順について

a. 作業手順

配管の修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し，チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所に，修復用資機材（補修用パテ，クランプ等）を取り付ける。

なお，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b. 修復方法

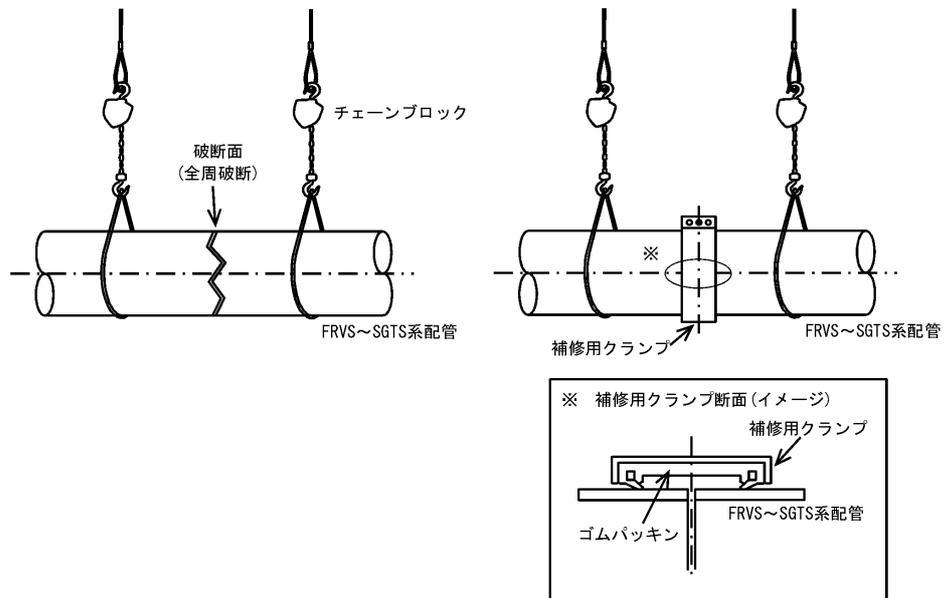
原子炉建屋ガス処理系配管の修復方法を以下に図示する。

原子炉建屋ガス処理系配管には，直管部，エルボ部，分岐（T字，Y字）部，壁貫通部，サポート部があり，いずれの部位に故障が発生した場合にも対応できるよう検討した。

なお，修復方法については，必要に応じて追加・見直しを行う。

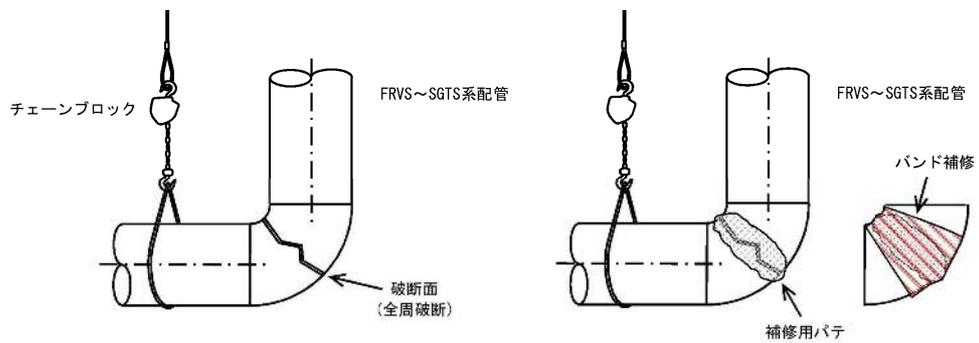
①直管部の修復

- ・補修用クランプにて固定



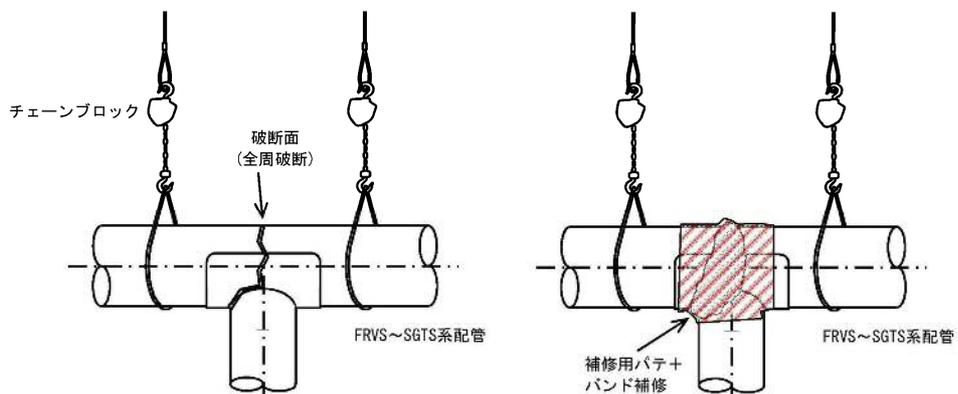
②エルボ部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



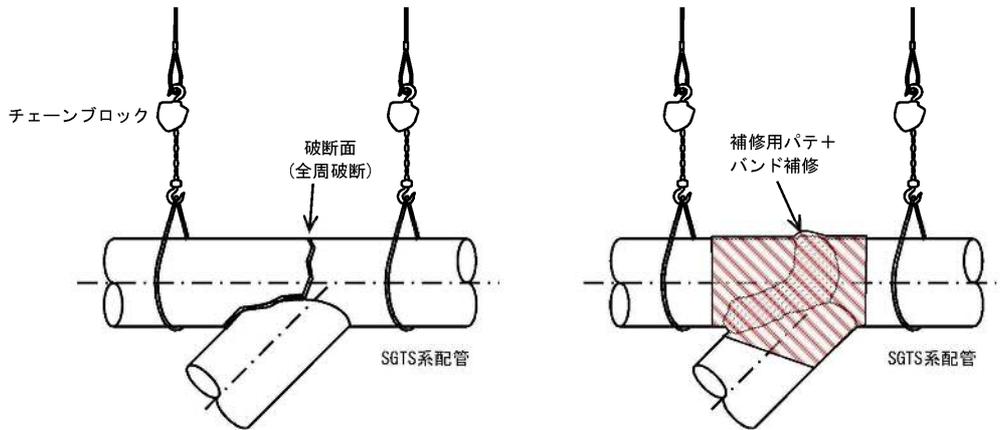
③分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



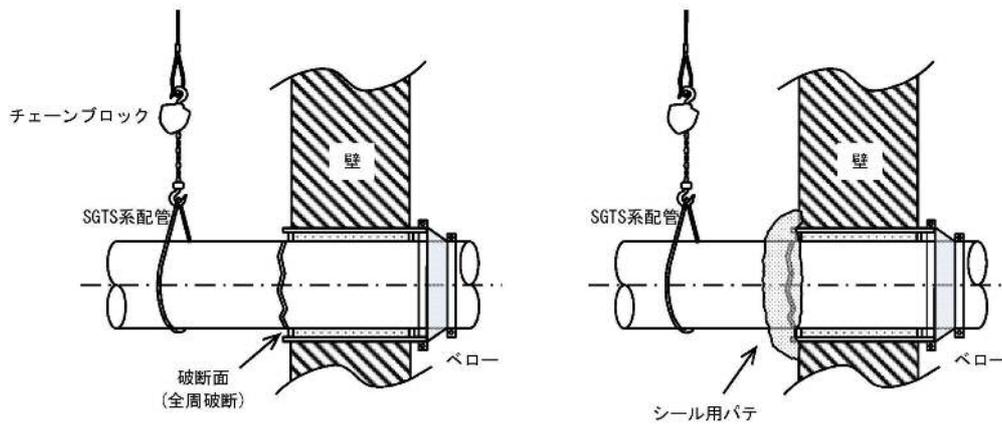
④分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



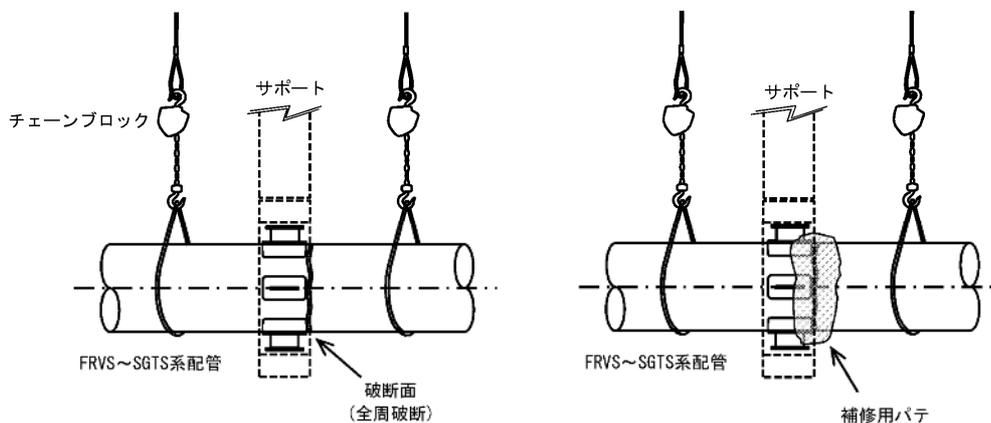
⑤建屋貫通部の修復

- ・シール用パテによる補修



⑥サポート部の修復

- ・補修用パテによる補修



c. 修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については、使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様のもを準備することとし、発電所構内に保管する。

なお、修復用資機材については、必要に応じて追加・見直しを行う。

- i) 鋼管足場資材（足場パイプ、足場板、クランプ、ベース等）
- ii) 高所作業時安全装備品（安全帯、安全ネット、親綱、セイフティブロック等）
- iii) 吊り具（チェーンブロック、ワイヤーロープ等）
- iv) 補修用クランプ（600A用、450A用）、補修用パテ、バンド等
- v) 研削工具

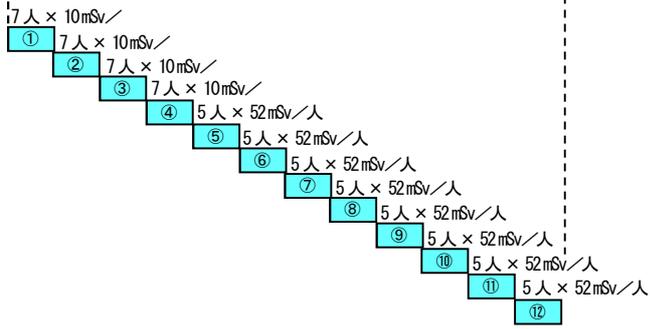
(3) 詳細工程について

a. 屋内作業

修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で可能である。なお、足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応とする。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業についてモックアップを行い、タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また、被ばく評価の結果に基づき、配管修復作業における1人当たりの作業時間を4時間とすると、12班（作業員総数68名）で修復作業を実施することができ、作業員1人当たりの被ばく量は最大で52mSv（4時間）となることが確認できた。

項 目		1 日	2 日	3 日
中央制御室での検知	1h	<input type="checkbox"/>		
装備準備	1h	<input type="checkbox"/>		
漏えい箇所特定	4h	<input type="checkbox"/>		
資機材搬入・移動・段取り	18h			
足場設置(鋼管足場等)	13h			
配管修復作業準備	4h			
破断面表面処理/芯合せ	6h			
修復用資機材取付け・固定	5h			
漏えい確認	2h			
				

※  : 修復作業

最も被ばく線量が厳しい箇所の故障を想定した場合、修復作業に 68 名の作業員（作業責任者、放管員含む）が必要となる。しかし、当該作業の想定では事故発生から 20 日後に作業を開始することになっており、必要な作業員を確保ための時間は十分あると考える。

また、非居住区域境界外の被ばくの評価結果から、作業開始を遅らせることも可能であり、これにより被ばく線量を低減することができ、必要な要員数を削減できる。

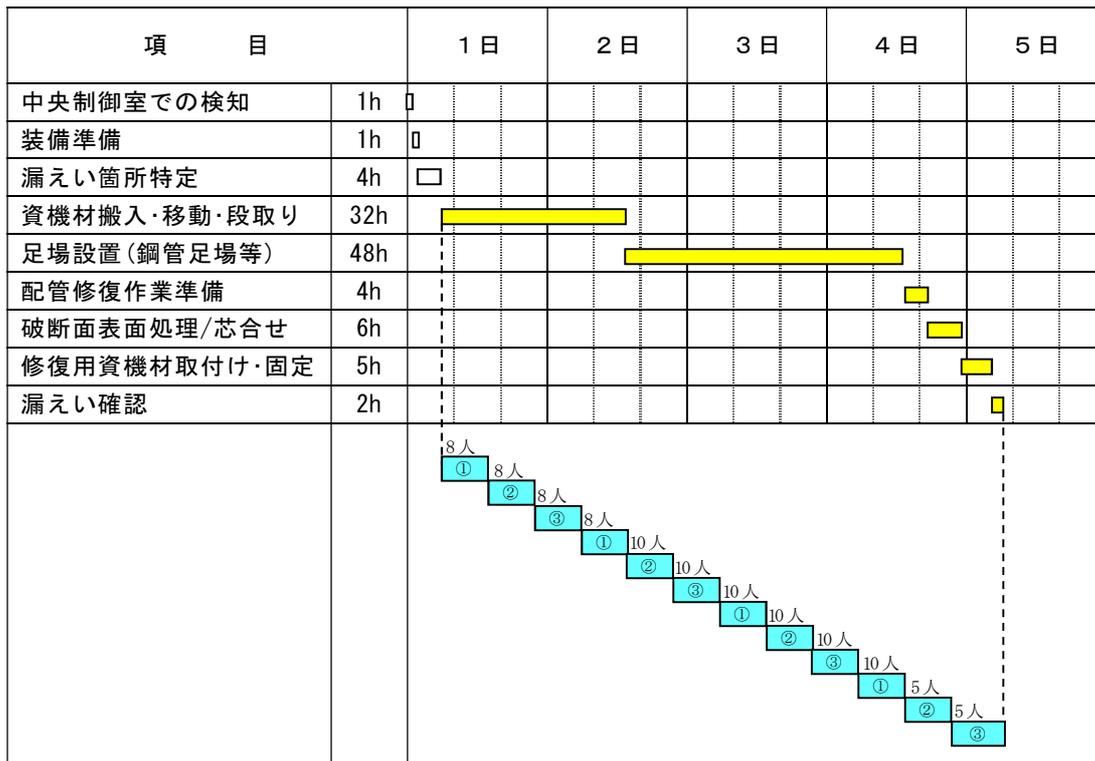
なお、故障発生箇所がチャコールフィルタから離れた場所であれば、作業場所の線量が低下するため、必要な要員数は低減される。

b. 屋外作業

原子炉建屋ガス処理系配管のうち、屋外配管の修復作業についてのタイムチャートを以下に示す。

屋外作業では高さ 15m の足場組立を想定しているため、屋内作業に比べて足場組立の作業量が増加することになり、修復には約 4 日間を要する。しかし、建屋外のため放射線源であるフィルタを考慮する必要が無いこと、配管中のガスはフィルタで浄化したものであることから、修復作業を通常の 3 交替で実施することができる。

したがって、配管修復作業は 3 班、30 名（延べ人数 102 名）で実施することができる。



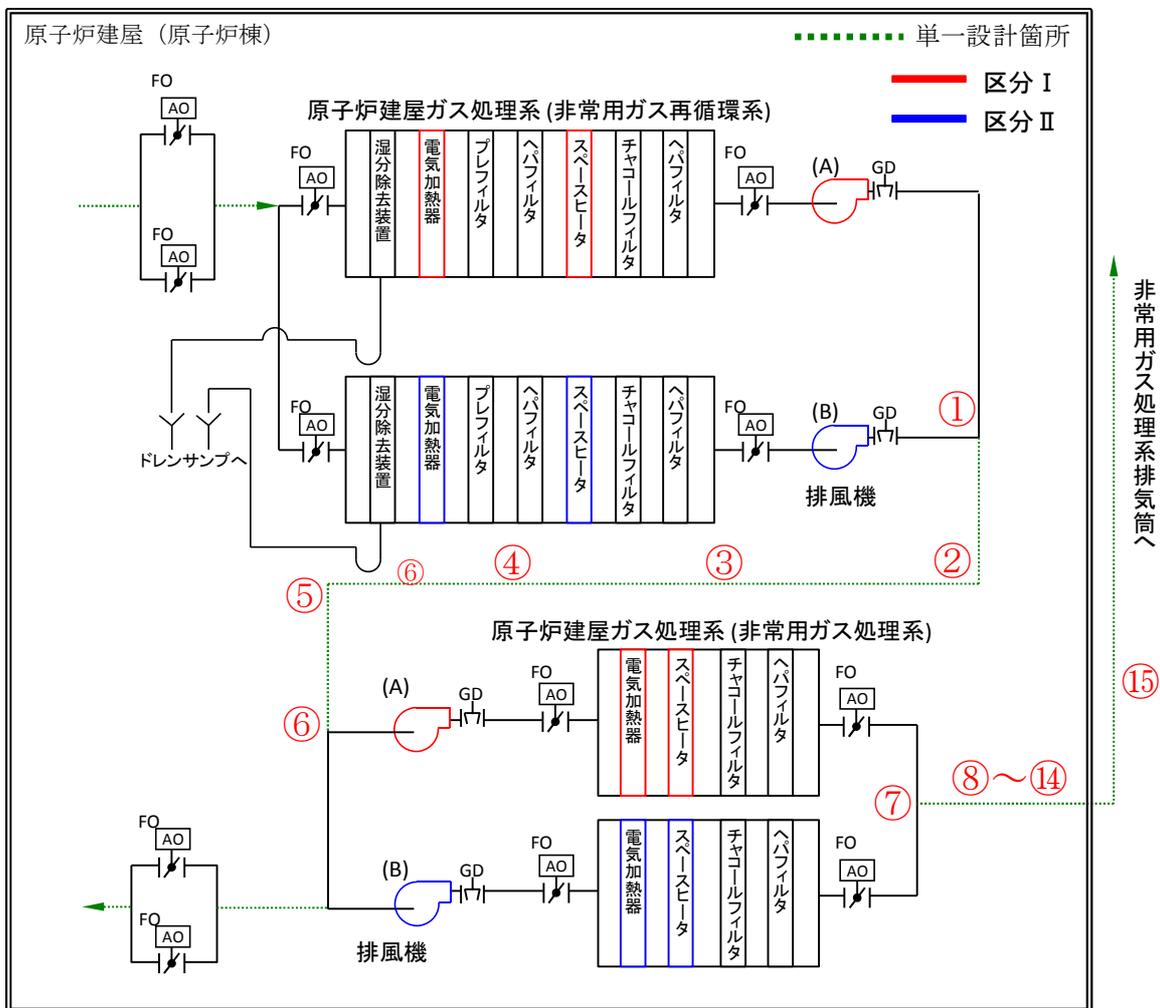
※ ■ : 修復作業

(4) 狭隘部の作業

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所にて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。

その結果、原子炉建屋ガス処理系配管は全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり、修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては、最も作業性が悪い箇所（写真⑤）を選定したモックアップ作業も実施している。

以下に配管の敷設状況を示す。



①



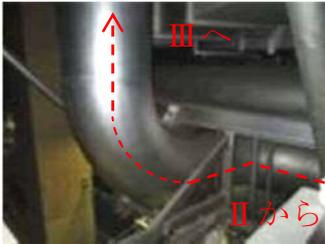
②



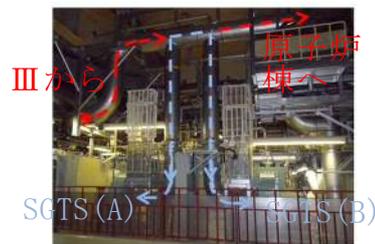
③



④



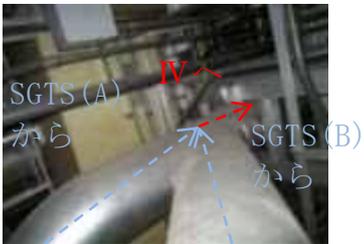
⑤



⑥



⑦



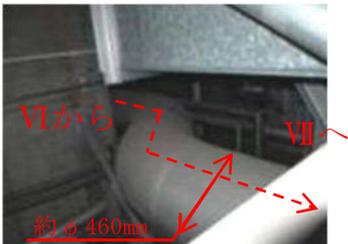
⑧



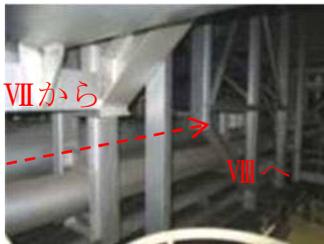
⑨



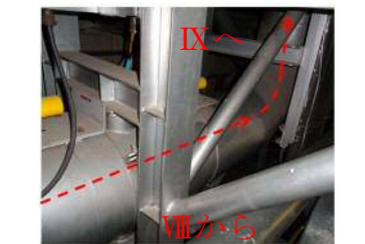
⑩



⑪



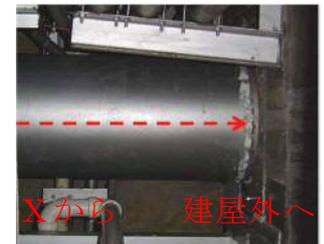
⑫



⑬



⑭



⑮



2. 中央制御室換気系

(1) 修復作業の実施時期について

中央制御室換気系の単一設計箇所については、ダクトに全周破断を想定し、安全上支障のない期間内に修復可能であることから、基準に適合していることを確認している。

主蒸気管破断の発生を起点として、24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。主蒸気管破断における中央制御室運転員の被ばく評価により事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量100mSv以下）を満足すると評価できることから、以下に示す作業期間は、安全上支障のない期間とできる。

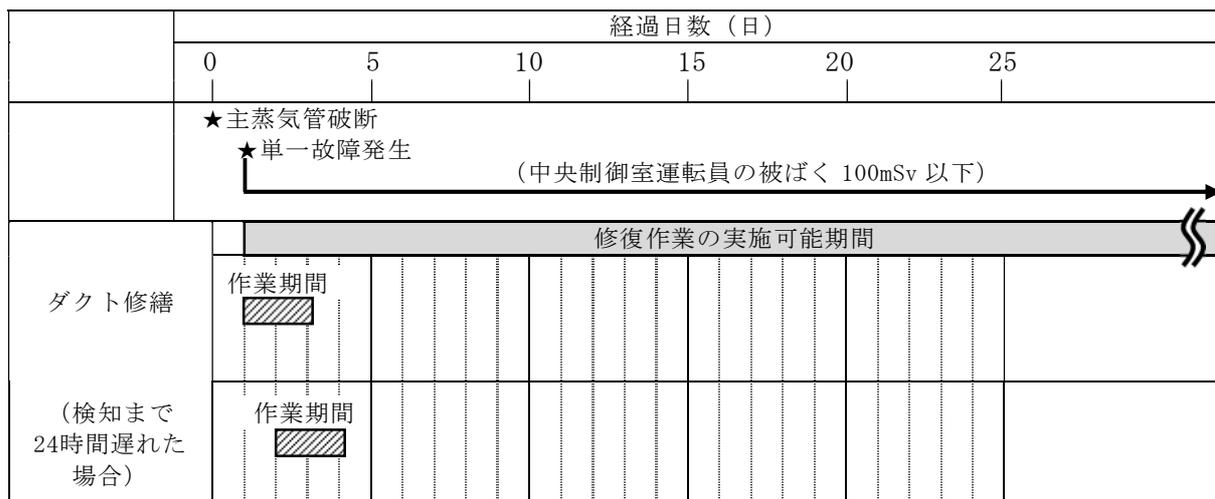
修復作業の作業実施時期は、ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価結果から、故障発生後、直ちに作業着手可能であるため、故障発生の直後と設定した。

これにより安全上支障のない期間内に確実に修復できることが確認できた。

なお、設定した作業実施時期は中央制御室換気系の機能を回復させるための最短の時期を示しており、実運用における作業期間は中央制御室の運転員や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。

故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が24時間遅れた場合であっても、安全上支障のない期間内に確実に修復できることも確認できた。

なお、作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。



(2) 作業手順について

a. 作業手順

ダクトの修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に、修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取り付ける。

なお、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b. 作業イメージ図

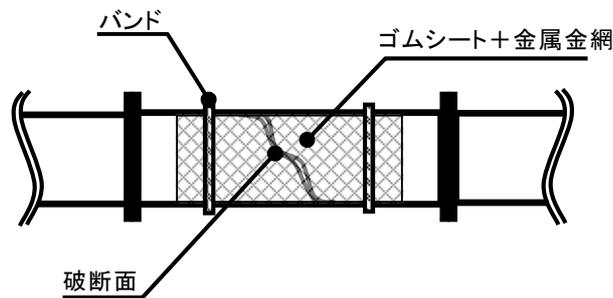
中央制御室換気系ダクトの修復方法を以下に図示する。

中央制御室換気系ダクトには、直管部、エルボ部、分岐（T字）部、床貫通部、サポート部があり、いずれの部位に故障が発生した場合にも対応できるよう検討した。なお、修復方法については、必要に応じて追加・見直しを行う。

また、軽微な故障の場合は当て板、紫外線硬化型FRPシート、コーキング等、通常の補修方法を適用することができる。

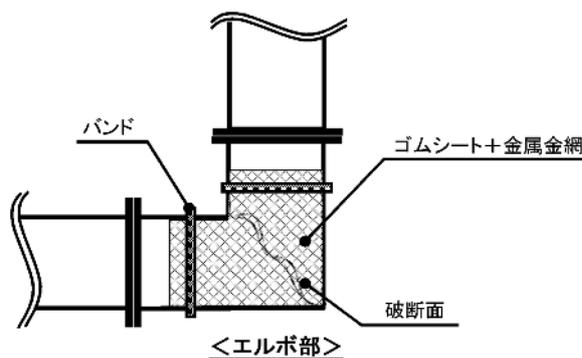
①中央制御室空調ダクト直管部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



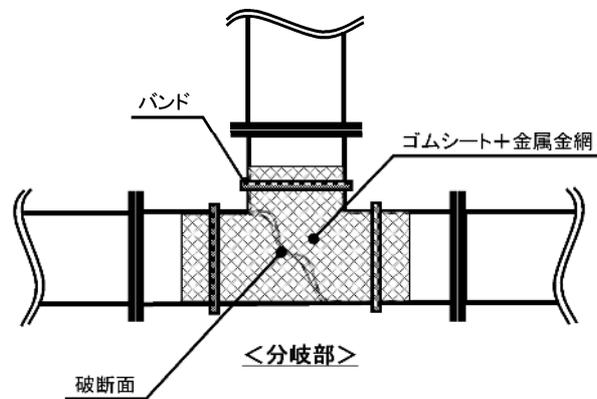
②中央制御室空調ダクトエルボ部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



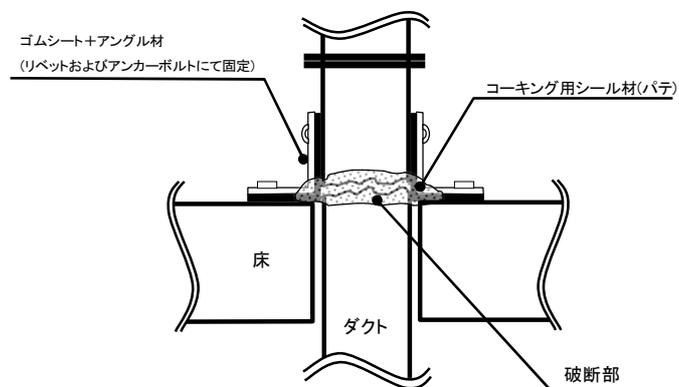
③中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



④中央制御室空調ダクト貫通部における修復方法

- ・ゴムシート+アングル材にてダクトを固定，破断面をコーキング処理



c. 修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については、使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様様のものを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

- i) 鋼管足場資材（足場パイプ，足場板，クランプ，ベース等）
- ii) ゴムシート，金属板，アルミテープ，ラチェットバンド，コーキング材等
- iii) チェーンブロック・ジャッキ等
- iv) 保温板金（ロール状），アングル鋼材等（固定用）等

(3) 詳細工程について

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できることから，足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。なお，足場解体作業は，事故収束後（後日）の対応とする。

中央制御室換気系ダクトの修復作業についてモックアップを行い，タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また，被ばく評価の結果から，中央制御室換気系ダクトの修復作業では最も厳しい条件であっても線量率は約 5.2×10^{-2} mSv/hであり，3交替で作業することができる。したがって，中央制御室換気系ダクトについては，3班，24名（延べ41名）にて修復作業が実施可能であることを確認できた。

項目		1日	2日	3日
中央制御室での検知	1h	<input type="checkbox"/>		
装備準備	1h	<input type="checkbox"/>		
漏えい箇所特定	2h	<input type="checkbox"/>		
資機材搬入・移動・段取り	16h	[Yellow bar]		
足場設置(鋼管足場等)	18h	[Yellow bar]		
作業準備	6h		[Yellow bar]	
ダクト破断面の整形	2h		[Yellow bar]	
ゴム板・金網による固定 (壁貫通部は当て板使用)	4h		[Yellow bar]	
漏えい確認	2h			[Yellow bar]

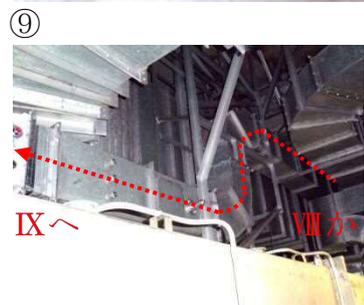
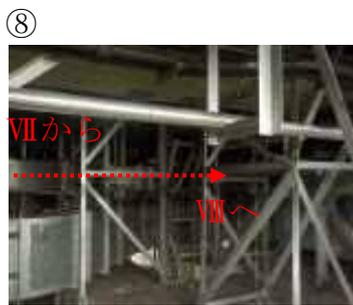
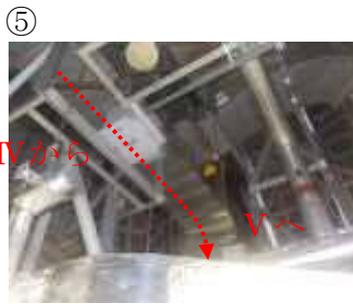
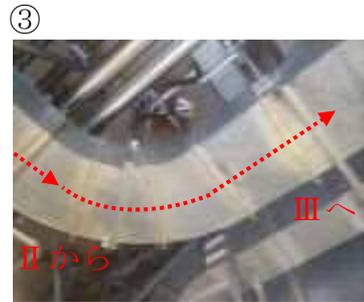
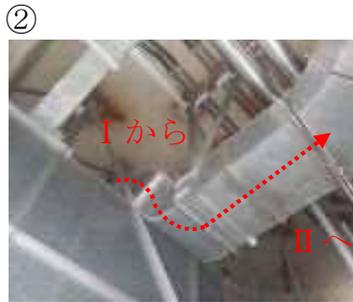
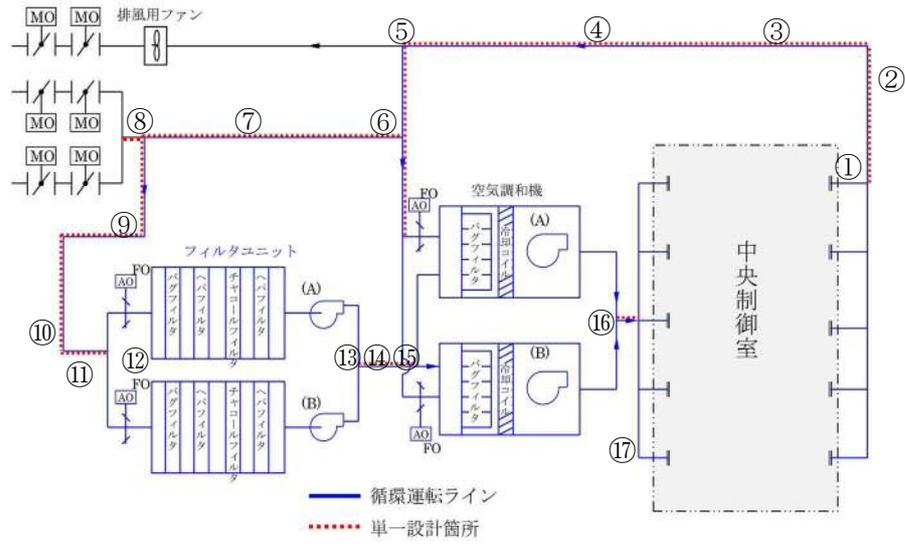
※ [Yellow bar] : 補修作業

中央制御室換気系ダクトの修復作業における被ばく評価の結果から、当該作業の被ばく線量は十分低い値であり、修復作業の実現性に問題はない。

(4) 狭隘部の作業

中央制御室系ダクトについて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。その結果、中央制御室換気系ダクトは全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり、修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては、最も作業性が悪い箇所(写真⑧)を選定したモックアップ作業も実施している。

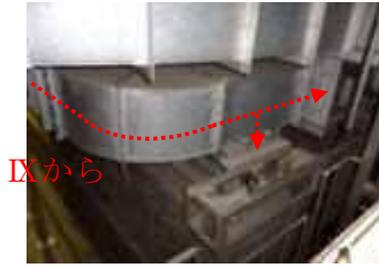
以下にダクト敷設状況を示す。



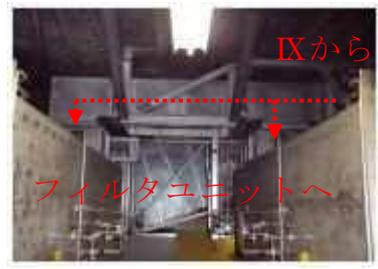
⑩



⑪



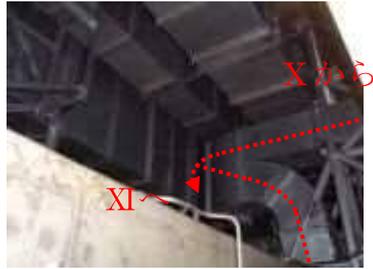
⑫



⑬



⑭



⑮



⑯



⑰



3. モックアップによる修復作業の成立性確認

原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトについて、全周破断を想定した修復作業のモックアップを実施することにより、修復作業の成立性を確認し、作業ステップ毎のタイムチャートを作成した。確認項目は以下のとおり。

- ① 破断箇所が高所であった場合、安全・確実に足場を設置することが可能であること。
- ② 狭隘部に対して、バンド巻き等の修復作業を実施できること。
- ③ 当該系統の配管（ダクト）形状に対して修復作業を適用できること。
- ④ 作業ステップ毎に必要な要員数、作業時間を確認し、タイムチャートを作成する。

モックアップの結果、原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトに全周破断が発生した場合、修復作業が実施可能であることが確認できた。以下にモックアップの状況を示す。

(1) 原子炉建屋ガス処理系配管

原子炉建屋ガス処理系配管について修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

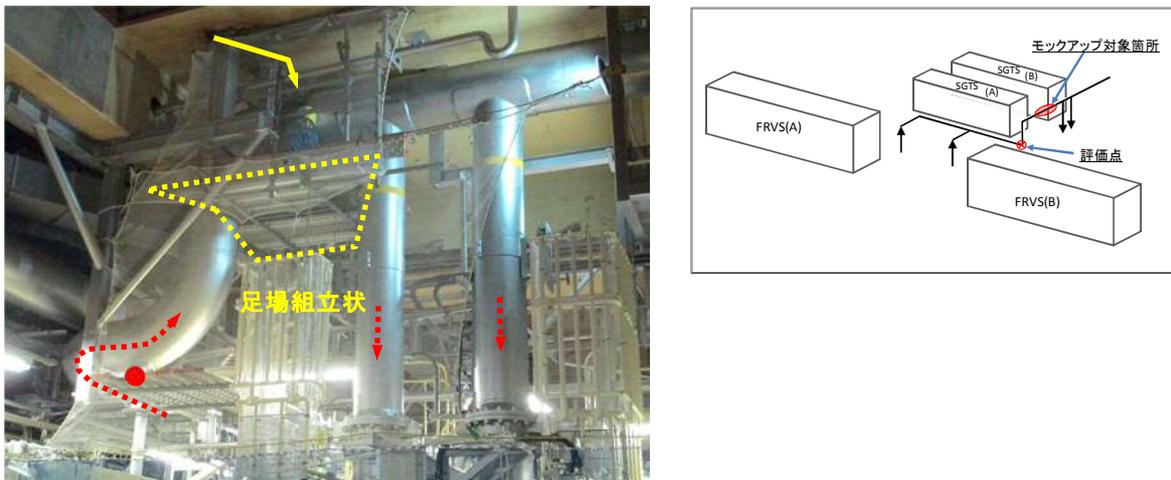
a. モックアップ対象箇所

原子炉建屋ガス処理系配管の全てのラインについて現場確認を行い、作業性（高所、狭隘）及び想定される雰囲気線量から、最も作業が困難である場所（非常用ガス再循環系から非常用ガス処理系への連絡配管）を選定した。

b. 足場設置状況

原子炉建屋ガス処理系配管は高所に敷設されていることから、破断想定箇所での作業性確保のため足場等を設置することが可能であるかを、モックアップ対象箇所実際に足場を設置することにより確認した。第1図に足場組立状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所、狭隘、高線量である場所を現場確認により選定していることから、原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で足場設置可能であると評価する。



第1図 現場モックアップ状況（足場組立全景）

c. 狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため、モックアップ対象箇所に補修用バンドの巻付けを行った。第2図に作業状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所、狭隘、高線量である場所を現場確認により選定していることから、原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で補修

作業が実施可能であると評価する。



第2図 狭隘部作業状況

d. 補修作業の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管の形状には、直管、エルボ管、分岐管（T字，Y字）がある。これらの配管形状について補修用バンドの巻付けが実施可能であることを確認した。モックアップ対象箇所は直管であるため，その他の形状については別系統の大口径配管を用いた。

なお，原子炉建屋ガス処理系には壁貫通部とサポート部があるが，これらについては補修用パテにより修復を行う計画である。

作業状況を第3図に示す。図に示すとおり，補修用バンドの巻付けは様々な形状に適用できることが確認できた。これにより原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で，補修作業が実施可能であると評価する。

① 直管部（実機）



② エルボ部（模擬・別系統）



③ 分岐部（模擬・別系統）



第3図 修復模擬作業状況

e. モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員 ^{※3}	備考
資機材準備	18h ^{※1}	5人	
足場組立	13h ^{※1}	3人	床面高さ約5m
配管修復準備	10h ^{※2}	3人	
配管修復	5h ^{※1}	3人	補修用パテの硬化時間は10～60分

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理や配管の芯合せ等、モックアップできない作業につ

いては予想時間とした。

※3 実際の作業では、作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

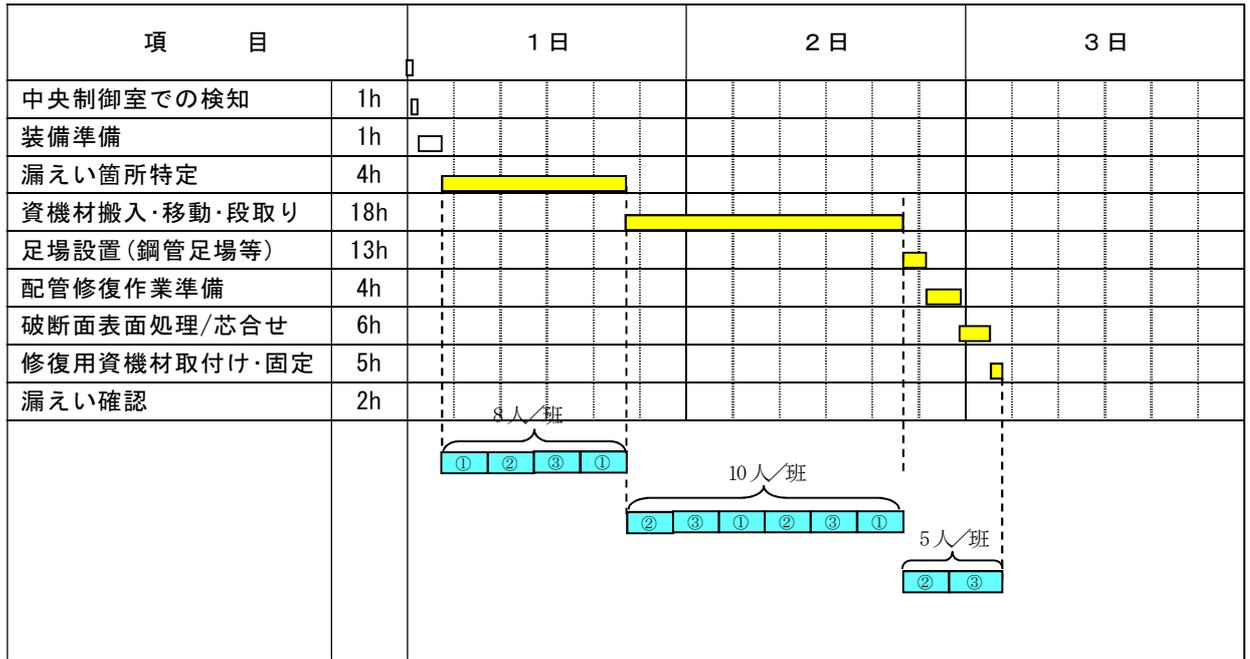
(b) 必要資機材

足場設置用の資機材を以下に示す。

(使用材料)			
足場板	2m×8	ベース	2
足場板	1.5m×6	キャッチ	14
足場板	1m×2	直交	40
メッシュ	1m×1	自在	1
足場パイプ	2.5×7	ジョイント	3
足場パイプ	2m×10	ステップバー	10
足場パイプ	1.5m×15	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×6	安全ネット	2
足場パイプ	0.5m×1	ワイヤー	1

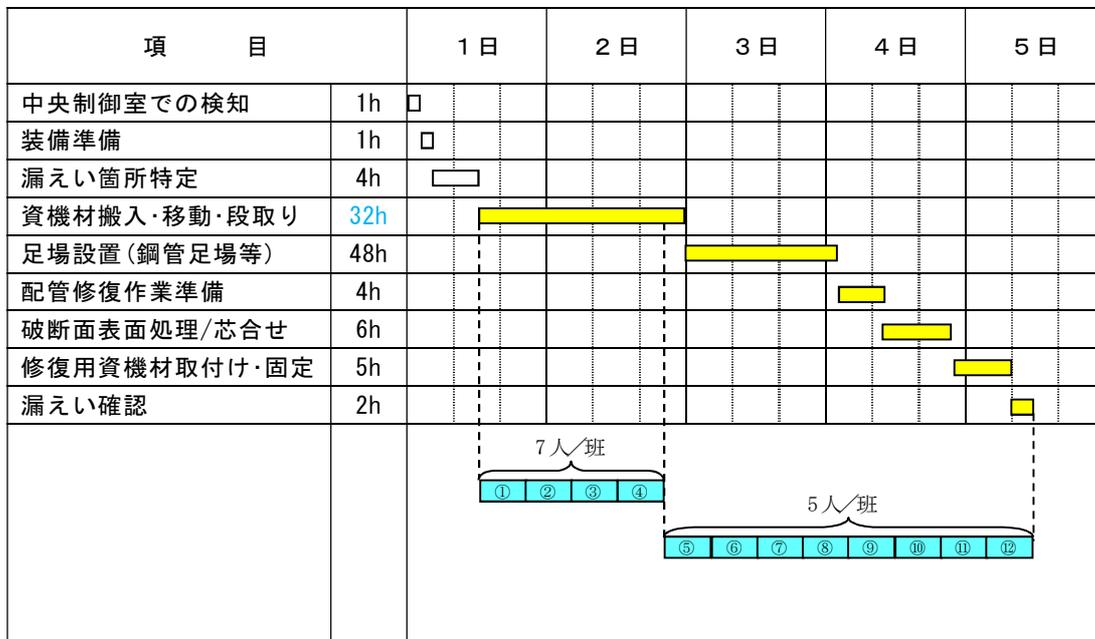
f. タイムチャート

モックアップの実績に基づき原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業におけるタイムチャートを作成した。モックアップは原子炉建屋ガス処理系配管の中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから、ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※■ : 修復作業

なお、屋外作業については、足場設置までは過去の工事実績から、配管補修についてはモックアップの実績からタイムチャートを作成した。



※■ : 修復作業

(2) 中央制御室換気系ダクト

中央制御室換気系ダクトについて修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

a. モックアップ対象箇所

中央制御室換気系ダクトの全てのラインについて現場確認を行い、作業性（高所、狭隘）及び想定される雰囲気線量から、最も作業が困難である場所（フィルタユニットの循環ライン（入口側））を選定した。

b. 足場設置状況

中央制御室換気系ダクトには高所に敷設されている箇所があることから、破断想定箇所での作業性確保のため足場を設置することが可能であるかを、モックアップ対象箇所で実際に足場を設置することにより確認した。第4図に足場組立状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。



第4図 現場モックアップ状況（足場組立全景）

モックアップ対象箇所は高所，狭隘である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で足場設置可能であると評価する。

c. 狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート+金属金網の取付けを行った。第5図に作業状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所，狭隘，高線量である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で補修作業が実施可能であると評価する。



第5図 狭隘部作業状況

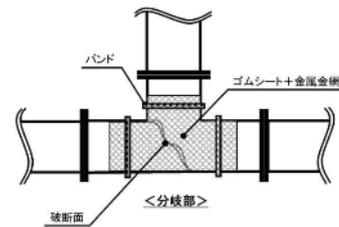
d. 補修作業の実施状況

中央制御室換気系ダクトの形状には，直管，エルボ管，分岐管（T字）がある。これらのダクト形状についてゴムシート+金属金網による補修作業が実施可能であることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート+金属金網の取付けを行う。

作業状況を第6図に示す。図に示すとおり，ゴムシート+金属金網の取付けはモックアップ対象箇所に対して実施可能であることが確認できた。モックアップ対象箇所は最も作業性の悪いT字分岐管を選定していることから，その他の形状については適用できると評価する。

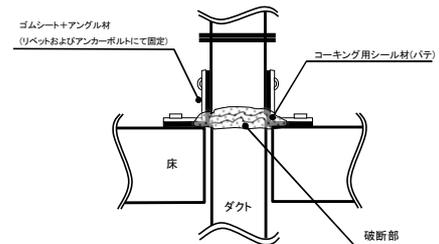


中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法
・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



第6図 分岐部修復状況

また，中央制御室換気系ダクトの床貫通部についても，補修作業（模擬）を実施した。作業状況を第7図に示す。床貫通部には高所，狭隘など作業性の悪い箇所はなく，図に示すとおり，問題なく補修することができる。



第7図 床貫通部模擬作業状況

以上により中央制御室換気系ダクトの全範囲で、補修作業が実施可能であると評価する。

e. モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員 ^{※3}	備考
資機材準備	16h ^{※1}	8人	
足場組立	18h ^{※1}	5人	床面高さ約5m
ダクト修復準備	8h ^{※2}	3人	
ダクト修復	4h ^{※1}	3人	

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理等、モックアップできない作業については予想時間とした。

※3 実際の作業では、作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

(b) 作業資機材

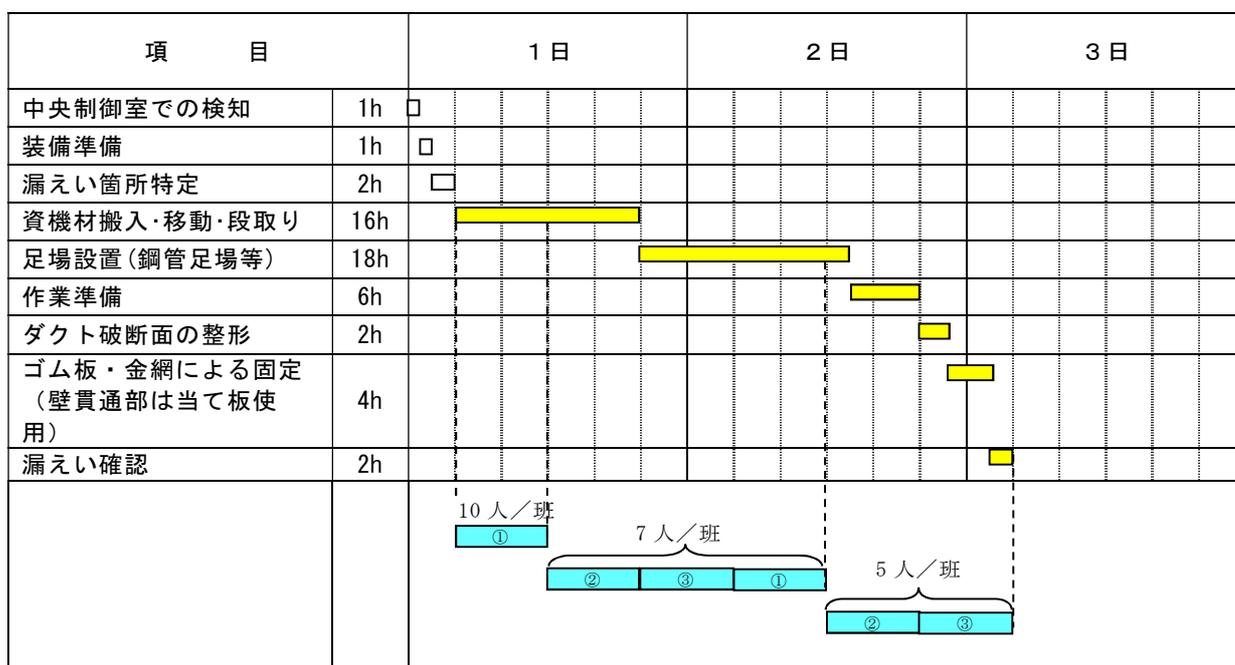
足場設置用の資機材を以下に示す。

(使用材料)			
足場板	3m×4	キャッチ 直交	14
足場板	2m×6	キャッチ 自在	1
足場板	1.5m×10	ジョイント	1
足場板	1m×3	ベース	1
足場パイプ	3m×7	敷角	1

足場パイプ	2m×8	梯子	4.5m×1
足場パイプ	1.5m×10	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×8	クランプカバー	10
メッシュ	12	パイプカバー	10
直交	50	造り番線	1箱
自在	10		

f. タイムチャート

モックアップの実績に基づき中央制御室換気系ダクトの修復作業におけるタイムチャートを作成した。モックアップは中央制御室換気系ダクトの中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから、ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※ ■ : 補修作業

4. 補修工法の妥当性

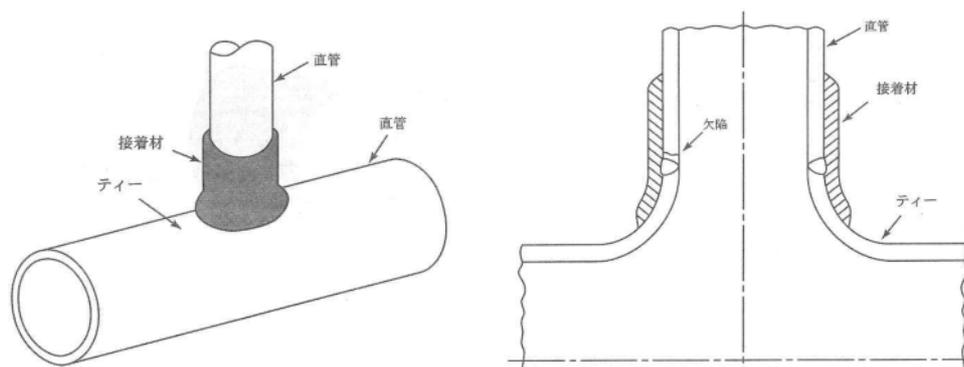
(1) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系の設計仕様は最高使用圧力0.014MPa[gage]，最高使用温度72℃であり，単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用した補修用パテについても当該配管の設計条件を満足する仕様であり，事故時の原子炉建屋ガス処理系の環境においても応急処置として使用可能である。

(補足) 補修用パテ+補修用バンドによる修復方法の妥当性確認

原子炉建屋ガス処理系配管の修復としては補修用パテを用いた方法を行うこととしている。社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」には暫定修復方法として「接着材による補修方法」が規定されており，東海第二発電所においても接着材を用いた修復は多くの実績がある。



第1図 配管（ティー部）への適用例

（社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」より）

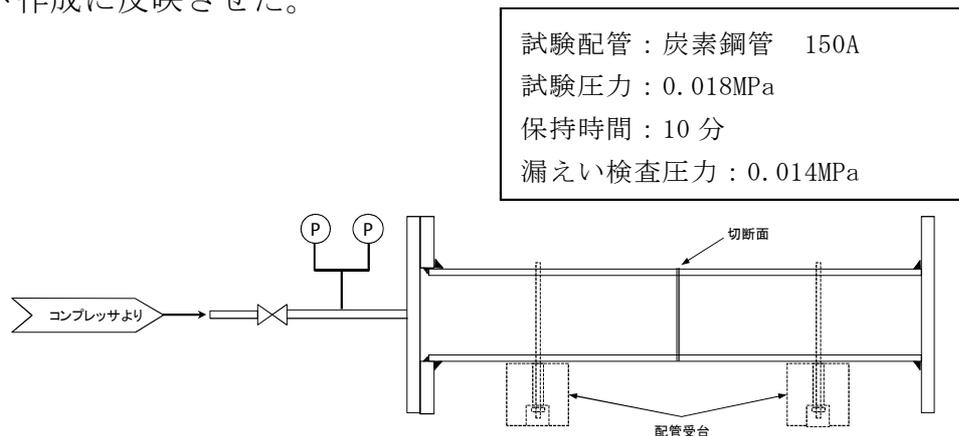
しかしながら，全周破断の修復への適用は想定されていないことから，

実証試験を行い、全周破断した配管に適用した場合でも漏えいを止めることが可能であることを確認した。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業のモックアップでは、補修用パテを塗布し、補修用バンドを巻き付ける方法について、実機に施工可能であることを確認した。

ここでは、全周破断させた模擬配管を用いて、補修用パテによる修復方法の妥当性について検証を行った。試験方法を第8図に示す。[なお、試験については、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）」に基づき実施した。](#)

なお、本試験では補修用パテを塗布する作業時間を測定し、タイムチャート作成に反映させた。



第8図 試験方法

試験の結果、補修箇所からの漏えいがないことを確認した。これにより、全周破断した配管であっても、応急処置として補修用パテによる修復が可能であるということが確認できた。

なお、原子炉建屋ガス処理系の最高使用温度は72℃であるが、作業実施に当たっては、配管の表面温度を考慮した適切な保護具を装着して行う。
また、補修作業は原子炉建屋ガス処理系排風機を停止した状態で行うことから、配管の表面温度は周辺環境と同じ温度となることから、作業実施に支障を与えることはない。

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の運転条件は運転圧力0.98kPa[gage]以下、運転温度10℃～40℃であり、単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用したゴムシートについても運転条件を満足する仕様であり、事故時の中央制御室換気系の環境においても応急処置としては使用可能である。

(補足) ゴムシートによる応急処置の実例

中央制御室換気系ダクトの全周破断の修復としては、ゴムシート+金属金網+バンド固定の方法を行うこととしている。東海第二発電所において、ダクトの暫定的な修復にゴムシートを当て板として用いた事例を（参考）に示す。

このような実績からも、ゴムシート+金属金網+バンド固定による修復方法は中央制御室換気系ダクトの単一故障に対して適用可能であると考えられる。

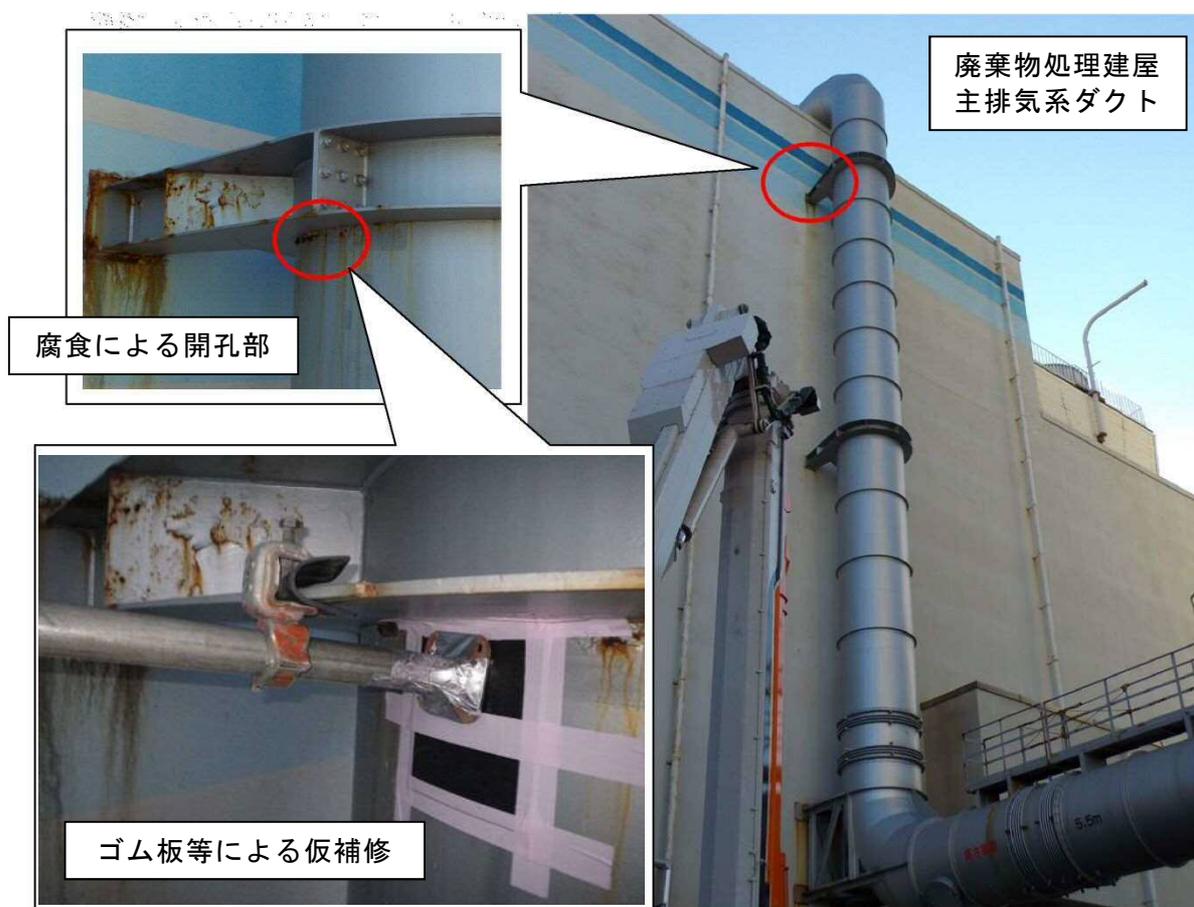
東海第二発電所におけるダクト修復（応急処置）の事例

1. 故障の概要

【廃棄物処理建屋主排気系ダクトの（屋外）開孔について】

- 平成24年11月15日より東海第二発電所の原子炉建屋、タービン建屋等の換気系屋外ダクトについて、計画に基づき点検作業を行っていたところ、平成24年11月20日、廃棄物処理建屋 主排気系ダクトに開孔（直径約5mm）があることを確認した。
- 平成24年11月20日、ゴム板等により仮補修を行い漏えいのないことを確認した。

2. 仮補修の状況



配管及びダクトの内部点検の実施状況について

東海第二発電所では、静的機器の単一故障を想定する機器として、3 系統の配管、ダクトを評価している。これら単一設計となっている配管、ダクトについて、内部点検の実施状況を整理する。

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 内部点検の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管の内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① 屋外の配管について、外面の補修塗装に併せ、肉厚測定を実施しており、著しい減肉がないことを確認している。
- ② 機器分解時等において近傍の配管内部を目視にて点検し、腐食等の異常がないことを確認している。

(2) 今後の点検方針

屋外の配管は海塩粒子の影響で、屋内配管に比べ腐食発生の可能性が高いものと考えられるが、これまでの内部に関する点検結果から屋外配管、屋内配管のいずれにも異常は認められていない。

今後も、屋外配管の肉厚測定等を継続することにより原子炉建屋ガス処理系配管の健全性を維持することが可能である。

2. 残留熱除去系スプレイヘッド（サブプレッション・プール側）

(1) 内部点検の実施状況

残留熱除去系スプレイヘッド（サブプレッション・プール側）の内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① CCDカメラを用いた内部点検（抜取※）やノズルを外した状態での目視（全数）による内部点検を実施しており，腐食等の異常がないことを確認している。

※スプレイヘッドの構造はリング状であり，全周が同一口径で，スプレイノズルが下向きに取付けられていることから，内部に水が停滞することはない。したがって，どの位置でも同じ環境であると考えられることから，内部点検は抜取検査とした。

(2) 今後の点検方針

当該スプレイヘッドについては，これまでの内部に関する点検結果から，異常は認められていない。また，通常運転中は窒素雰囲気となるサプレッション・チェンバ内にあり，配管内部も水を内包しないことから，急激に腐食が進行するとは考えられない。

今後も，スプレイヘッド内部の点検を継続することにより，残留熱除去系スプレイヘッド（サプレッション・プール側）の健全性を維持することが可能である。

3. 中央制御室換気系ダクト

(1) 内部点検の実施状況

中央制御室換気系ダクトの内部については，以下のとおり点検を実施し，異常のないことを確認している。

- ① 給・排気隔離弁等の機器分解時において近傍のダクト内部を目視にて点検し，腐食等の異常がないことを確認している。

(2) 今後の点検方針

当該ダクトについては，これまでの内部に関する点検結果から，異常は認められていない。

今後も、ダクト内部の点検を実施することにより、中央制御室換気系ダクトの健全性を維持することが可能である。

小規模破損の検知及び修復について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食による配管の全周破断を想定しているが、配管が腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食が配管を貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し、全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として、系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

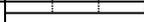
(2) 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視している。10%の漏えいであれば、系統流量、原子炉建屋の差圧、非常用ガス処理系排気筒モニタの指示値は変動するため、中央制御室にて系統の異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。

中央制御室にて異常が検知されると、必要に応じて現場確認を行う。10%漏えい破損であれば、穴径が約136mm、損傷部から吹き出す風量が $357\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ ）、風速約 $6.9\text{m}/\text{s}$ であり現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定が可能である。

また、故障発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約 $150\text{mSv}/\text{h}$ であるため数十分程度は現場確認可能である。更に必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認※を継続することも可能である。

※ 原子炉建屋ガス処理系の配管は原子炉建屋5階の限定された区域に敷設されており，通常状態であれば配管全体を確認したとしても40分～1時間で可能である。事故時の要員交替を勘案しても数時間程度で現場確認は可能である。よって，原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業に係るタイムチャートにおいては，漏えい箇所特定の時間を4時間と見積もっている。

項 目		1 日	2 日	3 日
中央制御室での検知	1h	<input type="checkbox"/>		
装備準備	1h	<input type="checkbox"/>		
漏えい箇所特定	4h			
資機材搬入・移動・段取り	18h			
足場設置(鋼管足場等)	13h			
配管修復作業準備	4h			
破断面表面処理/芯合せ	6h			
修復用資機材取付け・固定	5h			
漏えい確認	2h			<input type="checkbox"/>

(補足) 監視計器一覧

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
FRVS トレイン流量計	0～25,000 m ³ /h	14,450 m ³ /h	定格流量： 16,500m ³ /h
SGTS トレイン流量計	0～ 6,000 m ³ /h	3,035 m ³ /h	定格流量： 3,570m ³ /h
SGTS 排気筒モニタ(低) ：NaI(Tl)シンチ	0.1～1E+6 cps	200 cps	K = 1.7E-1 Bq/cc/cps
SGTS 排気筒モニタ(高) ：電離箱	1E-2～1E+4 mSv/h	2E-2 Sv/h	K = 7.09E+4 Bq/cc/(mSv/h)
原子炉建屋負圧計	-2.0～0 kPa	-0.981 kPa	SGTS 起動時： -0.063 kPa 以上

① FRVS 流量計 (指示計) のフルスパンは0～25,000m³/h (最

小目盛 $500\text{m}^3/\text{h}$) であり、定格流量 ($16,500\text{m}^3/\text{h}$ 以上) の 10% の変化 $1,650\text{m}^3/\text{h}$ は 3 目盛以上の指示変動となり、異常の検知は可能である。

S G T S 流量計 (指示計) のフルスパンは $0\sim 6,000\text{m}^3/\text{h}$ (最小目盛 $100\text{m}^3/\text{h}$) であり、定格流量 ($3,570\text{m}^3/\text{h}$ 以上) の 10% の変化 $357\text{m}^3/\text{h}$ は 3 目盛以上の指示変動となり、異常の検知は可能である。

なお、指示計による異常検知ができなかった場合でも、流量のトレンドを確認することにより、後から異常を検知することも可能である。

② 事故 (F H A, L O C A 等) 発生後の放射線量率は S G T S 排気筒モニタの測定範囲内であり、指示値上昇は検知されている。配管の損傷により S G T S 流量が 10% 程度低下したことに伴う指示低下は検知することができる。

③ 原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋 (原子炉棟) 負圧は 0.063 kPa ($6.4\text{ mmH}_2\text{O}$) 以上であり、中央制御室の指示計等で確認することとなっており、原子炉建屋 (原子炉棟) 負圧維持に異常が発生した場合は中央制御室にて検知することができる。

(3) 小規模破損の影響

原子炉建屋ガス処理系の配管に 10% 程度の漏えいが発生し、非常用ガス処理系の流量が 90% になったと仮定しても、原子炉建屋の負圧は $6\text{mmH}_2\text{O}$ から $4.8\text{mmH}_2\text{O}$ に低下するものの機能は維持される。

更に小規模な破損で漏えい量もわずか場合は、中央制御室での検知が不可能であるが、原子炉建屋ガス処理系の安全機能が喪失することはなく、安全に影響を与えない。

なお、非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管に小規模破損が発生した場合は、非常用ガス処理系の機能が維持されるため、原子炉建屋の負圧は6mmH₂Oに維持される。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、配管全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、配管全周破断時における評価に包絡される。

2. 中央制御室換気空調系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食によるダクトの全周破断を想定しているが、ダクトが腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食がダクトを貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し、全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として、系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

(2) 検知性

10%漏えい破損では中央制御室の雰囲気線量率が低く、エリアモニタによる検知は困難であり、また、小規模破損であるため破断音の確認も難しい。よって、中央制御室換気系ダクトの小規模破損については、巡視点検により異常の有無を検知する。

10%漏えい破損が発生すれば、穴径が約164mm、損傷部から吹き出す風量が510m³/h（系統流量5,100m³/h）、風速約6.7m/sであるため、現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定は可能である※。

全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約5.2×10⁻²mSv/hであることから、現場確認の実施は十分可能である。

※ 中央制御室換気系ダクトの運転員による巡視点検及び詳細点検の実績からダクト全体を確認するために要する時間は1時間程度である。よって、中央制御室換気系ダクトの修復作業に係るタイムチャート（添付7より再掲）において漏えい箇所特定の時間を2時間と見積もっている。

なお、中央制御室換気系ダクトの小規模破損については、中央制御室での検知が困難であるため、1回/日の頻度で実施する運転員の巡視点検により異常の検知及び破損個所の特定を行うことから、発生から約24時間以内に検知可能である。

項 目		1 日	2 日	3 日
中央制御室での検知	1h	□		
装備準備	1h	□		
漏えい箇所特定	2h	■		
資機材搬入・移動・段取り	16h	[]		
足場設置(鋼管足場等)	18h	[]		
作業準備	6h		[]	
ダクト破断面の整形	2h		[]	
ゴム板・金網による固定 (壁貫通部は当て板使用)	4h		[]	
漏えい確認	2h			□

(補足) 監視計器

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
MCRエアモニタ	1E-4～1 mSv/h	5E-3 mSv/h	

全周破断における影響評価において、空調機械室の雰囲気線量率は事故発生24時間後（全周破断発生直後）で最大 1.2×10^{-4} mSv/h（添付5 第19表参照）であるが、これは中央制御室内に設置されたエアモニタの下限程度である。小規模破損ではフィルタによる浄化が期待できるため、更に低いと考えられ、エアモニタによる検知は困難である。

(3) 小規模破損の影響

中央制御室換気系のダクトに10%程度の漏えいが発生した場合、中央制御室内の雰囲気線量率はエアモニタの下限以下であり、運転員への影響は小さい。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、ダクト全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、ダクト全周破断時における評価に包絡される。

中央制御室換気系の外気取入ラインについて

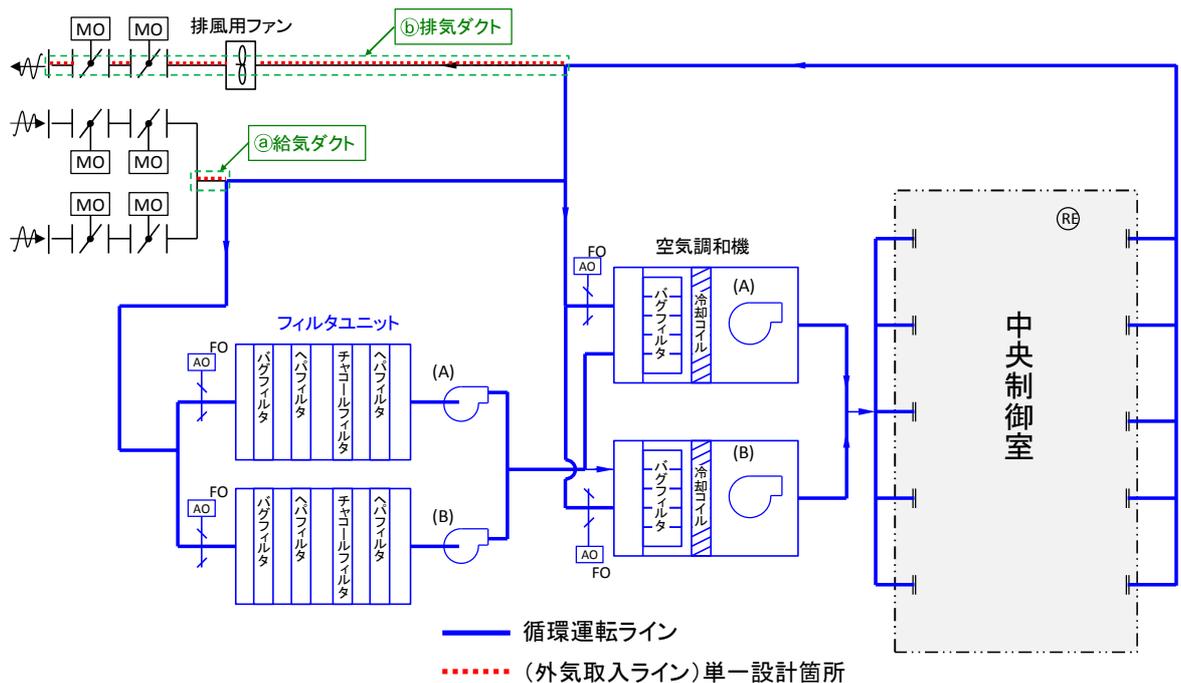
中央制御室換気系の評価においては、循環ラインのみを考慮の対象とし、外気取入ラインを除いている。期待される安全機能を達成する上で当該ラインによる外気取入機能の必要性を確認し、その考え方を示す。

1. 外気取入機能について

中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する機能を有する。外気取入ライン（給気ダクト、排気ダクト）にはそれぞれ2個の隔離弁（電動弁）を有しており、第1隔離弁と第2隔離弁で異なる区分から電源を供給している。

循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

ここでは中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能に外気取入ラインの機能が必要であるかを検討し、あわせて外気取入ライン故障時の影響を確認する。外気取入ライン（給気ダクト、排気ダクト）の概要図を第1図に示す。



第 1 図 中央制御室換気系 系統概要図

2. 中央制御室の居住性

(1) 外気取入機能について

事故時の中央制御室換気系の閉回路循環運転においては、外気取入ラインを遮断することとなるが、中央制御室の空気流入率測定試験結果から隔離運転時の空気流入量は約 $1,080\text{m}^3/\text{h}$ (0.4 回/h) ※1 であり、外気間欠取込 (27 時間隔離, 3 時間取入) における外気取込み量約 $340\text{m}^3/\text{h}$ ※2 に対して十分上回ることから、中央制御室の居住性に影響を与えることはない。

※1 空気流入率試験結果 0.468 回/h (A 系), 0.435 回/h を基に
保守的に設定。また、中央制御室の容積を $2,700\text{m}^3$ とする。

※2 $3,400\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 時間 / (3 時間 + 27 時間)

以上から、中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するためには、外気取入ラインの外気取入機能を必要としない。

(2) 中央制御室の環境測定について

中央制御室には、対策要員の居住環境の確認のため、可搬型酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。外気の取り入れ遮断(循環運転開始)時から計測を開始し、連続監視する。

(参考) 空気流入率ゼロの場合の中央制御室居住性評価

中央制御室に外気のリークインが全くないと仮定した場合の評価は以下のようなになる。

a. 酸素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 7人(運転員)
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積 2,700m³
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。
- ・ 1人あたりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量^{※1}を適用して、24L/minとする。
- ・ 1人あたりの酸素消費量は、成人吸気酸素濃度^{※1}(20.95%)、成人呼気酸素濃度^{※2}(16.40%)から1.092L/minとする。
- ・ 許容酸素濃度 19.0%以上^{※3}

※1：空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編

※2：呼気には肺胞から蒸発した水蒸気が加わっており、吸気と等容積ではないため、CO₂排出量を計算するには、乾燥空気換算(%)を使用する。

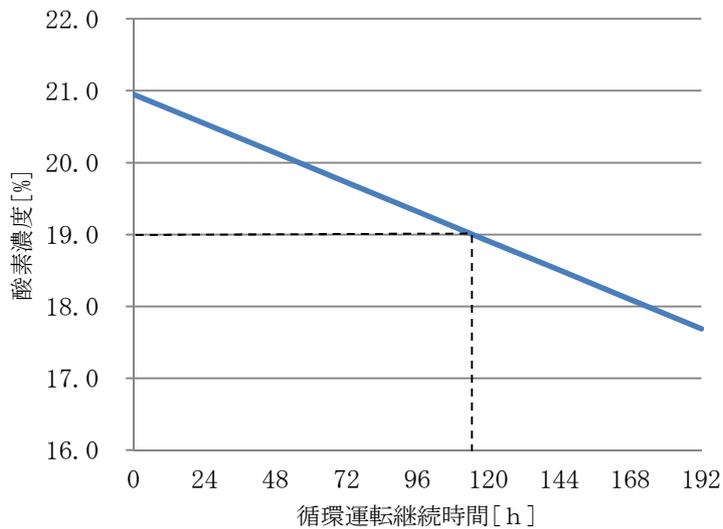
※3：鉱山保安法施行規則

(b) 評価結果

評価条件から求めた酸素濃度は、第1表のとおりであり、114時間まで外気取入れを遮断しても、中央制御室内に滞在可能である。

第1表 中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

時間	24時間	48時間	96時間	114時間
酸素濃度	20.5%	20.1%	19.3%	約19.0%



第2図 中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

b. 二酸化炭素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 7人(運転員)
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積 2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。

- ・ 1 人あたりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業での吐出量※¹を適用して、 $0.046\text{m}^3/\text{h}$ とする。

- ・ 許容二酸化炭素濃度 0.5%以下※²

※¹：空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編

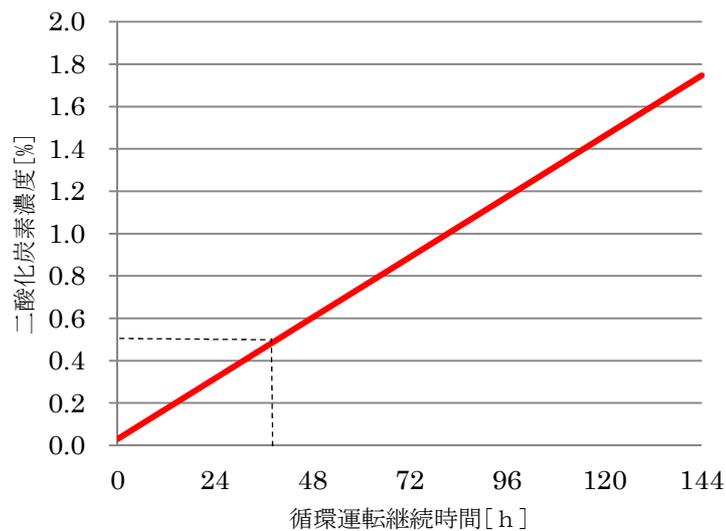
※²：原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する
規程（JEAC4622-2009）

(b) 評価結果

評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、第2表のとおりであり、39時間まで外気取入を遮断しても、中央制御室内に滞在可能である。

第2表 中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

時間	24時間	39時間
二酸化炭素濃度	0.32%	0.50%



第3図 中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

3. 故障の仮定

中央制御室換気系は、循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

外気取入を行う場合、外気取入ダクトに故障が発生した場合の影響を以下に示す。

a. 全周破断の想定

給気・排気ダクトに全周破断を想定したとしても、破断箇所から外気取入を行うこととなり、外気取入機能に影響はない。

b. 閉塞の想定

中央制御室換気系ダクトについては、当該系の吸込み部は中央制御室の天井付近に配置しており、空気中の塵や埃等の浮遊物しか流入することではなく、ダクトの口径も大きいことから閉塞することはない。

また、給気口にフィルタは設置されていないため、フィルタによる閉塞はない。

c. 電動弁の故障

外気取入ラインの隔離弁（電動弁）の駆動電源が喪失した場合は、手動にて開操作することが必要となる。これは短時間で作業が可能であり、全周破断を想定した修復作業での被ばく評価においても雰囲気線量率は約 5.2×10^{-2} mSv/hであることから、手動による開操作は確実に実施することができる。また排風機が停止したとしても、ダクトを閉塞させることはないので外気取入機能を喪失させることはない。

4. 検討結果

以上に示したように、外気取入ダクトの外気取入機能は、中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するために必要な機能ではない。

なお、中央制御室換気系は、循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができるが、外気取入機能が喪失するような単一故障は発生しない。

故障・トラブル情報の活用について

東海第二発電所では、故障・トラブル情報の収集及び活用の仕組みとして、トラブル検討会及び不適合管理票がある。トラブル検討会では他プラントの事例を収集、水平展開の要否を検討しトラブルの未然防止を図る。不適合管理票では東海第二発電所の故障等を検出し、対策及び再発防止を管理する。

1. トラブル検討会

トラブル検討会で審議する主な情報としては次のものがある。

① 国内 原子力発電所

- ・ 法律に基づき報告された事象
- ・ 原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）に登録された情報

② 海外 故障・トラブル情報

- ・ WANO / INPO / NRC / IAEA 情報
- ・ メーカー故障・トラブル情報

③ 原子力発電所以外の国内施設故障・トラブル情報

これらについて、東海第二発電所への水平展開の必要性等を検討している。

東海第二発電所において、平成 16 年に QMS が導入されてから平成 26 年 10 月までにトラブル検討会で検討した事例のうちダクトに関するものは 18 件であった。なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

東海第二発電所への水平展開を実施した主な事例として「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食（敦賀発電所1号炉）※1」がある。本事象を受け、中央制御室換気系ダクトについては定期的な内面・外面点検を実施し、汚染のおそれのある管理区域の気体が行くダクトについては毎年外観点検を行い、腐食状況を確認することとした。

また、運転員が行う巡視点検において、点検範囲や着眼点を明確化するとともに、安全上重要な設備である中央制御室換気系ダクトについては、巡視点検に加えて、外観目視確認を定期的実施することとした。点検で確認された不具合等に対しては、不適合管理票を発行することを明確にした。

※1 中央制御室換気空調系送風機の試運転時に外気取り入れダクトに2箇所の腐食孔が確認された。(平成20年12月11日発生)

2. 不適合管理票

東海第二発電所で検出された不具合には不適合管理票を発行し、原子力安全に与える影響に応じたレベル区分を設定し、必要な処置を行う。

東海第二発電所において、平成16年にQMSが導入されてから平成26年10月までに発行された不適合管理票のうちダクトに関するものは34件であった※2。その中で、中央制御室換気系ダクトに関する不適合管理票は1件であった。これは、ダクト表面の軽微な発錆の段階で検出された不適合事象であり、簡易な補修による対策で

設備の健全性を確保できるものであった。

その他の事象についても、原子力安全に影響を与えるものではなく、不適合管理票を活用することにより、設備の健全性維持を図っている。

なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

※2 東海発電所において発行された不適合管理票のうち、ダクトに関するものは41件であった。この中で、ニューシアにも登録された事例として「サイトバンカ（イ）排気ダクト腐食孔発生について」（平成21年5月11日発生）がある。これは、換気装置の排気ダクト（屋外）に腐食による貫通孔が確認されたものである。敦賀発電所1号炉「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食」事象の再発防止対策も考慮し、巡視点検の充実と保全計画の見直しを実施した。

3. 保守管理の改善

以上に示すとおり、過去の故障・トラブル情報を検討し、巡視点検の充実や保全計画を見直す等、保守管理の継続的な改善を実施しており、原子炉建屋ガス処理系配管、中央制御室換気系ダクトについては、設備の健全性を確保・維持することが可能である。

東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

1. はじめに

原子力規制委員会より平成28年1月6日に指示文書「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）（以下「指示文書」という。）が発出されており、これに従い、当社は平成28年3月31日に「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）に係る対応について（報告）」を提出している。本報告においては、当社の要求事項である「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）」（以下「旧技術基準」という。）に照らし、不適切なケーブル敷設はないことを確認したことを報告している。（添付-1）

一方、平成25年6月に施行された「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「新技術基準」という。）に対しては、ケーブルの系統分離について対応が必要となる箇所が確認されていることから、新技術基準への適合方針について以下に説明する。

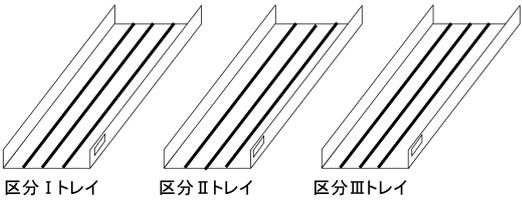
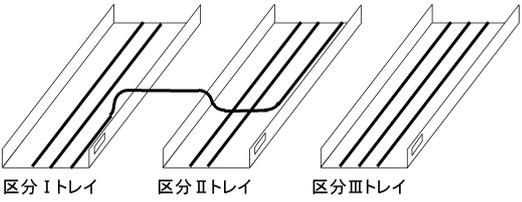
2. 東海第二発電所のケーブルの系統分離に対する要求

東海第二発電所は電源が3区分となっており、旧技術基準に基づいて設計されていることから、トレイ、電線管又はコンクリートピットにケーブルを敷設するにあたっては、電力ケーブルに対しては区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに分離して敷設する要求があるものの、制御・計装ケーブルに対しては分離の要求はない。また、同区分の非常用系と常用系のケーブルに対する分離の要求もない。

3. 新旧技術基準要求の比較と東海第二発電所の調査結果

旧技術基準と新技術基準のケーブルに関する系統分離（区分分離）の要求事項は第1表のとおり。東海第二発電所建設当時のケーブルの分離要求を考慮すると旧技術基準には適合するものの新技術基準に適合しない状況が確認されている。

第1表 新旧技術基準の要求の比較と東海第二発電所の調査結果

敷設状況	イメージ図	旧技術基準 適合性		新技術基準 適合性	
		電力 ケーブル	制御 計装 ケーブル	電力 ケーブル	制御 計装 ケーブル
区分間の跨ぎ無し		○	○	○	○
区分間の跨ぎ有り 〔新技術基準第12条において、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するケーブルが敷設されたトレイ等の区分間跨ぎ〕		×	○※	×	×

※ 東海第二発電所では320箇所を調査にて確認（詳細は第2表のとおり。）

<p>東海第二発電所は、電源が3区分となっており、また、同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルに対する分離の要求はなく、これらは同一のトレイに敷設されているため、第1表は第469回審査会合（平成29年5月25日）の当社3プラント共通の敷設パターン（右図）から東海第二発電所の敷設パターンに見直した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ 同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（ii）は跨ぎなしと同じ。 ◆ 同区分の非常用系（安全系）と常用系（非常用系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（iii）と（iv）は同じ。 	敷設パターン	イメージ図	旧技術基準 適合性		新技術基準 適合性	
	(i) 非安全系と安全系全てが分離		○	○	○	○
	(ii) 非安全系-安全系1区分跨ぎ		○	○	○	○
	(iii) 非安全系-安全系複数跨ぎ		×	○	×	×
(iv) 安全系異区分跨ぎ		×	○※	×	×	
※東海第二発電所では320箇所を調査にて確認						

4. 区分跨ぎケーブルが発生した原因

東海第二発電所は、1978年（昭和53年）運転開始であり、運転開始時には非難燃ケーブルが敷設され、運転開始以降の増改良工事では難燃ケーブルが敷設された。当社の要求事項を明記した工事等仕様書では旧技術基準を満足するよう要求していたため、要求事項を満足するよう、電力ケーブルについては区分分離を行ったものの、制御及び計装ケーブルに対しては、区分分離の要求は無かったことから、異区分を跨ぐケーブルが敷設されたものと考えられる。なお、新技術基準施行後は新技術基準の要求事項を調達管理に反映しており、異区分を跨ぐケーブルは敷設されていない。

5. ケーブル用途（負荷）特定状況

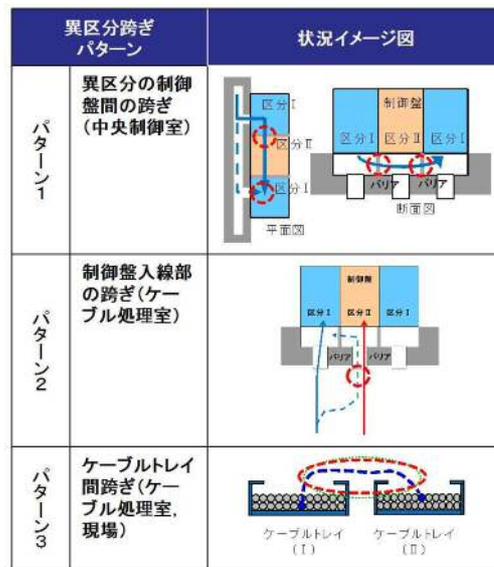
指示文書に従い、東海第二発電所でのケーブル敷設状況を確認した結果、当社の要求事項である旧技術基準は満足していたが、新技術基準に適合させるための対策が必要な制御・計装ケーブルの跨ぎ箇所が320箇所確認された。このうち123箇所については、平成28年3月の指示文書報告時点でケーブル用途（負荷）が特定されている。また、この時点で用途（負荷）の特定ができなかった197箇所についても、新技術基準適合への対応として、ケーブル用途（負荷）の特定作業を行っている。（添付-2, 3）

跨ぎ箇所数及び用途特定済数は、第2表のとおり。

第2表 跨ぎケーブル特定状況（平成29年6月16日現在）

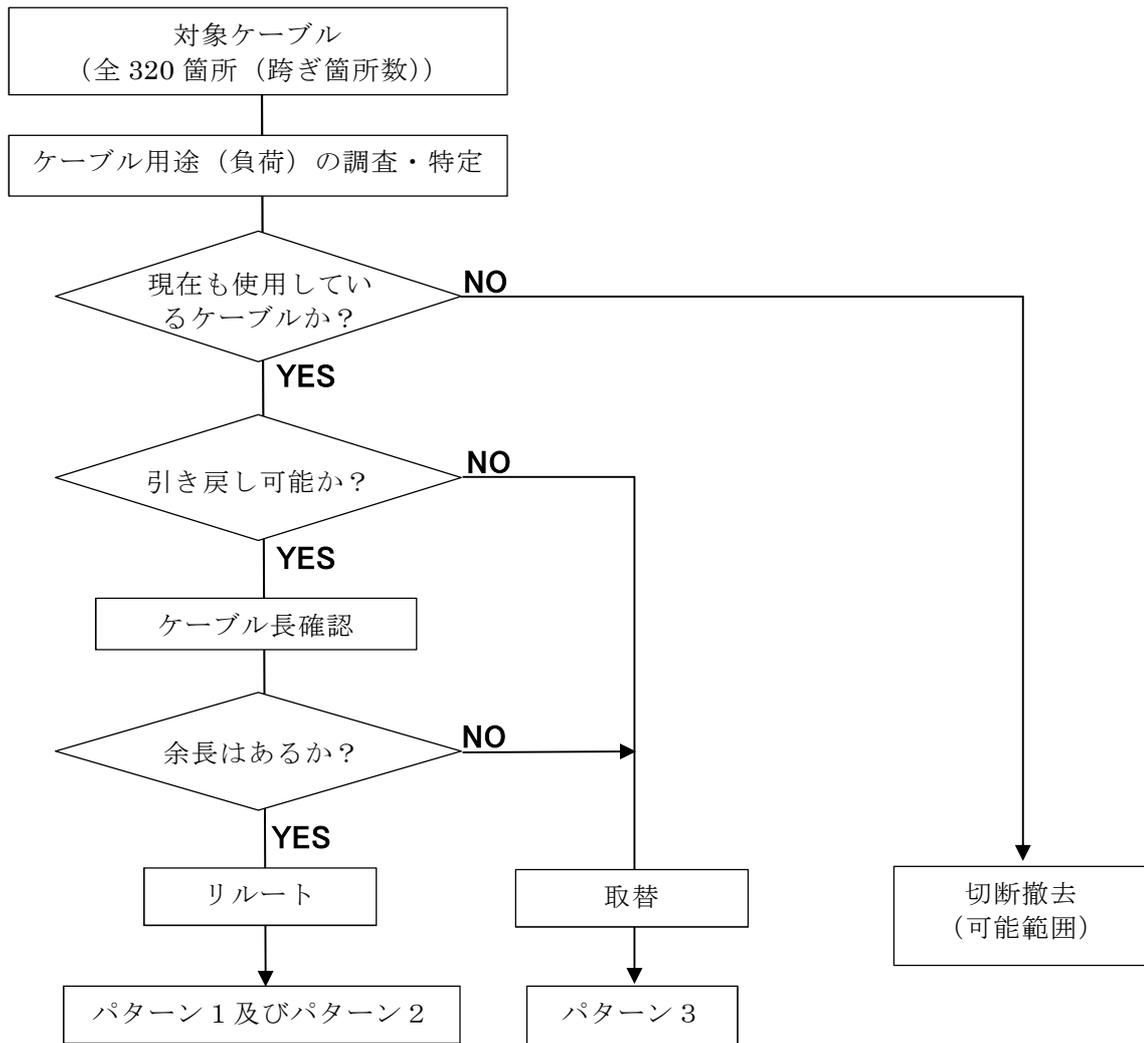
区分		ケーブル跨ぎ箇所数（対象箇所数320箇所）					
		用途（負荷）特定済み				調査中	合計
		H28年 3月末	H29年 3月～4月	H29年 5月以降	特定済み 合計		
中央制御室	パターン1※	26	4	92	122	37	159
ケーブル 処理室	パターン2※	61	10	1	72	0	72
	パターン3※	36	25	6	67	10	77
現場	パターン3※	0	6	4	10	2	12
合計		123	45	103	271	49	320

※ 異区分跨ぎパターンと
状況イメージは右図のとおり。



6. 対応方針

新技術基準に適合しないケーブルについては、新技術基準に適合させるため、以下のフローに従い対応し区分分離を図る。対応方針は第3表のとおり。



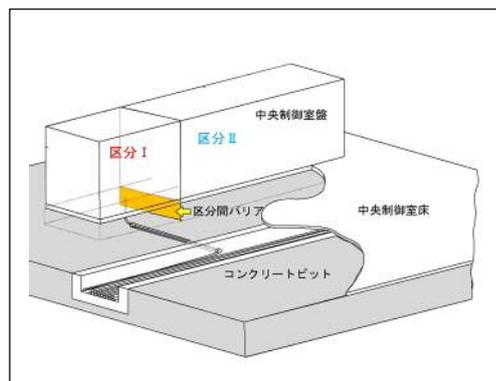
第3表 区分分離対応方針

異区分跨ぎパターン	状況イメージ図	解消方法	跨ぎ先ルート内に同一の安全機能がある場合の対応
パターン1 異区分の制御盤間の跨ぎ (中央制御室)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの識別(目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認) ● ケーブル切り離し ● 始点終点が盤内にある場合は、コンクリートビットを使って正規ルートで取替 ● 跨ぎがパターン2又はパターン3に起因するものは、それぞれに対応 ● ケーブル接続 ● 分離板復旧(分離壁に貫通、破損がある場合は、閉止又は取替を行う) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 1本ずつ隔離をするため影響なし
パターン2 制御盤入線部の跨ぎ(ケーブル処理室)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの識別(目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認) ● 同じルートに同一機能を持つ異区分の安全機能がないことを確認 ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎ箇所までひき戻し ● 正規ルートでケーブル敷設 ● ケーブル接続 	<ul style="list-style-type: none"> ● 1本ずつ隔離して引き戻し ● 引き戻せない場合は入線部で切断しルート ● 余長がない場合は取替しルート
パターン3 ケーブルトレイ間跨ぎ(ケーブル処理室, 現場)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの特定(目視又は切離して電気的確認で負荷を特定) ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎケーブル等可能な範囲でケーブル撤去 ● 新ケーブルを正規ルートで敷設 ● ケーブル接続 	<ul style="list-style-type: none"> ● 取替のため影響なし

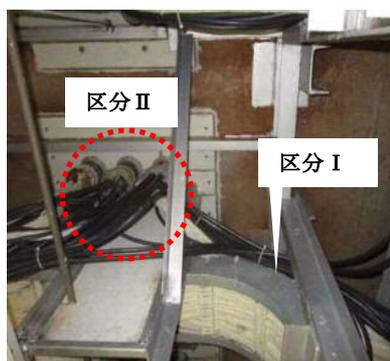
パターン1の例



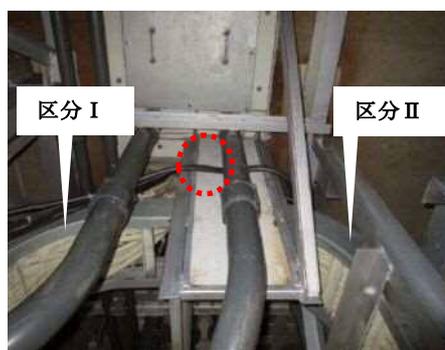
区分間バリアのイメージ



パターン2の例

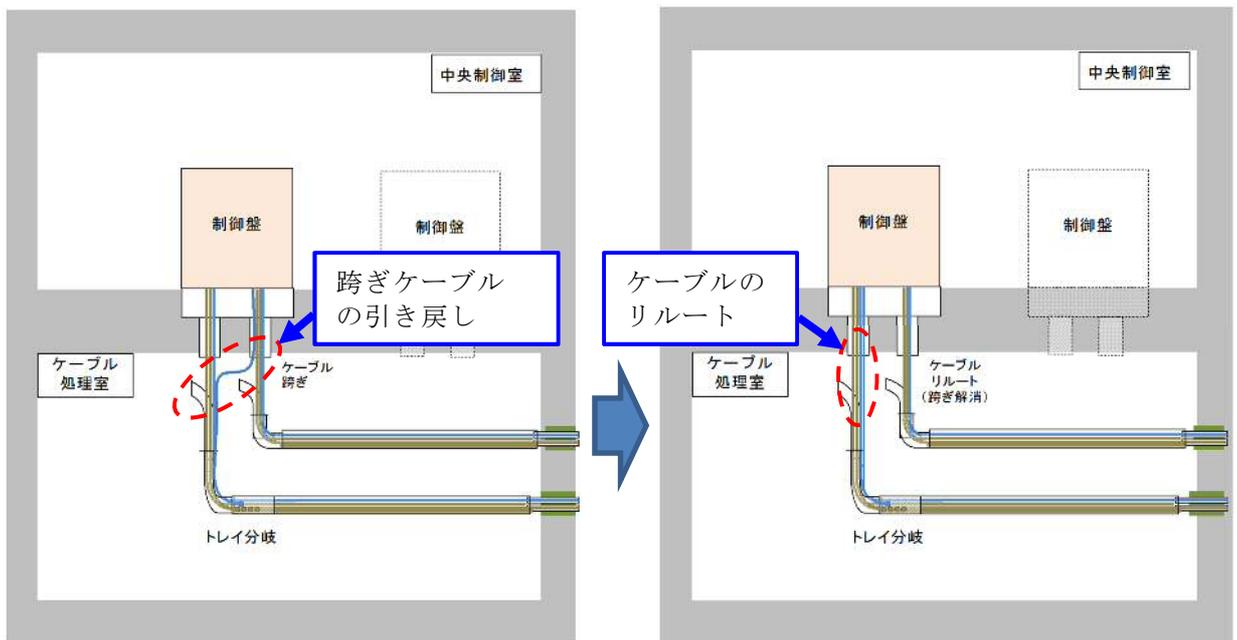


パターン3の例



【リルートによる区分分離の方法】

- ① 制御盤内で対象ケーブルを解線し，ケーブルをケーブル処理室まで引き戻す。
- ② 引き戻したケーブルは，適切な管路を確保して制御盤へ入線し，①で解線した箇所に結線することでリルート完了。



第1図 ケーブル処理室のケーブルリルート例

7. ケーブル用途（負荷）特定調査の今後の見通しについて

ケーブル用途（負荷）特定調査については、平成28年4月の時点で、当該年度中を完了の目途としていたが、ケーブルの用途（負荷）特定調査を行うにあたってのプラントメーカ等との調査要員の確保に係る調整により、調査期間は平成29年2月～7月（予定）となっている。（添付－4）

現在、計画通りに調査は進捗しており、予定期間内で調査が完了する見通しである。

東海第二発電所における跨ぎケーブルの調査方法

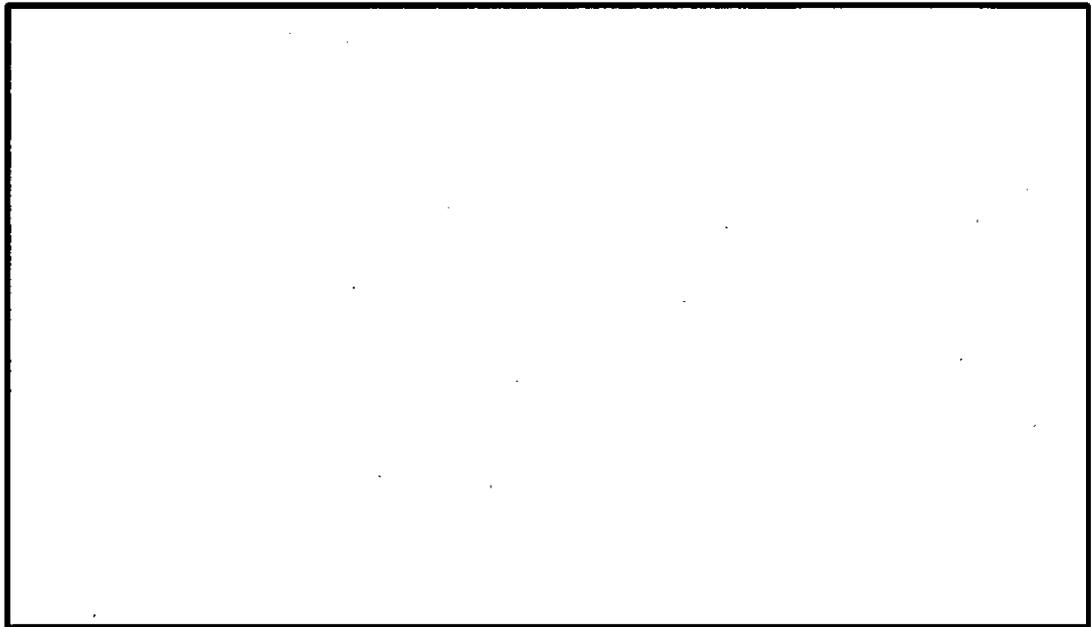
原子力規制委員会より平成28年1月6日に発出された指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）に従い、当社は、安全系ケーブルトレイに不適切なケーブル敷設がなされていないことを以下の方法により調査した。

- ・ 異区分跨ぎケーブルの調査は、中央制御室においてはコンクリートピットの蓋を開放し、盤下のケーブルに対しては盤の扉を開放して、目視にて確認できるような状態としてから跨ぎ箇所を調査した。
- ・ ケーブル処理室及び現場については、全てのトレイに対し確認漏れがないように、ケーブルトレイ配置図（第3図）を確認しながら、ケーブル処理室及び現場のケーブルトレイを追跡し、目視にて跨ぎ箇所を調査した。
- ・ 高所、暗所等の視認しづらい箇所に対しては、双眼鏡、脚立、投光器等を用いることで、目視にて確認できるような状態とすることで跨ぎ箇所の見落としを防止した。
- ・ 調査は2名以上の調査員で行い、跨ぎ箇所の見落としがないよう、相互に確認を行い、また、跨ぎ箇所が確認された場合は、調査員とは別の調査責任者も確認を行い、信頼性を確保している。
- ・ 本調査においては、当社からプラントメーカーへ業務を発注する際に、その内容を工事等仕様書に明記するとともに、同仕様書にて「適用設計基準、技術基準を熟知した者が判定すること」を要求している。これを

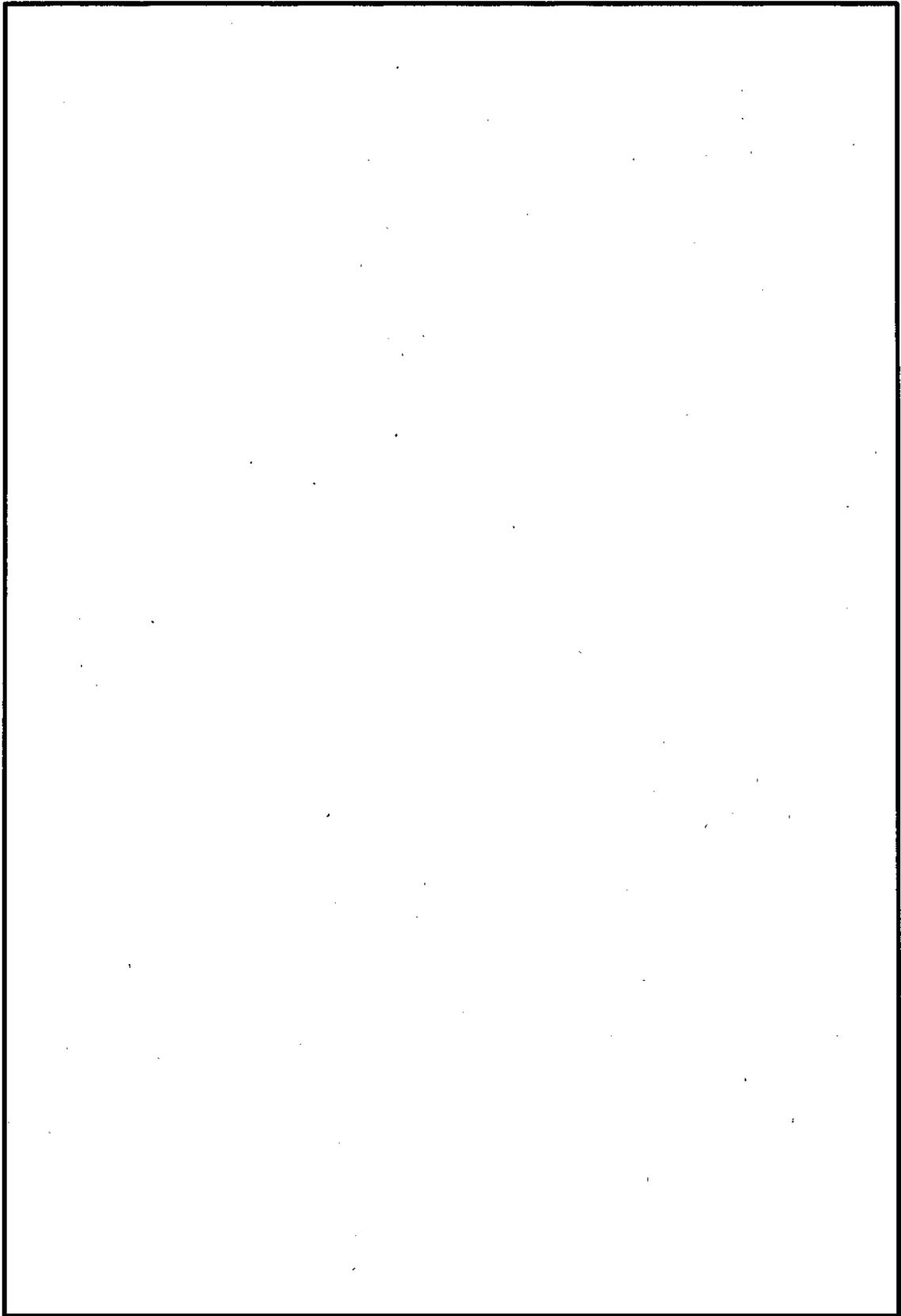
受け、プラントメーカーは調査に従事するにあたって必要な力量を有している」と認められた者を選任し、当社へ力量評価書（第3図及び第4図）を提出している。当社は、この力量評価書をもとに、調査に従事する者が、必要な力量を有していると判断している。

以上のとおり信頼性の高い調査を実施したが、新技術基準への確実な適合のため、新技術基準に適合しないケーブル跨ぎ箇所を解消するための工事を行うにあたって、以下の再確認を実施する計画である。

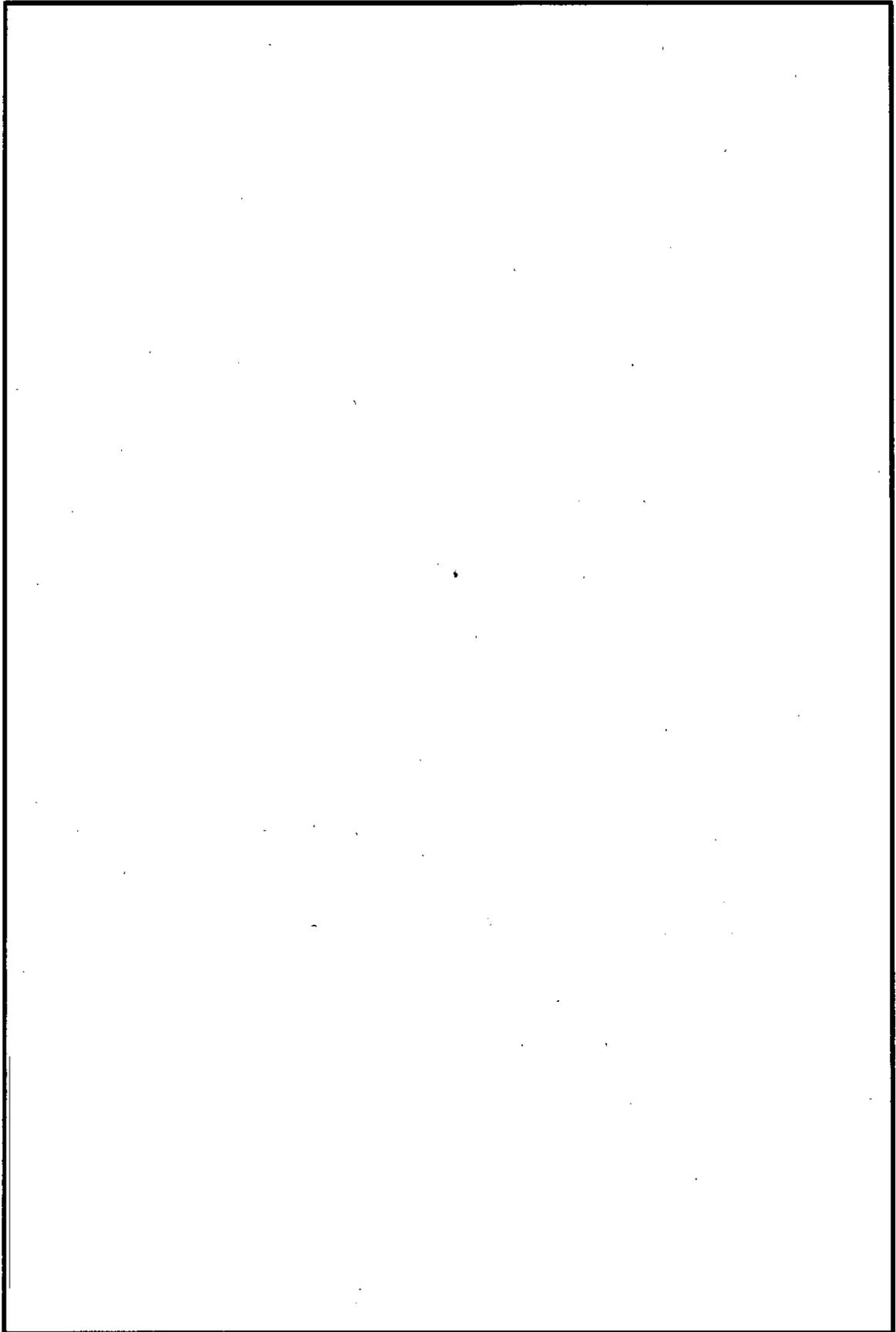
- (1) 中央制御室盤下ケーブル跨ぎ（パターン1）及び制御盤入線部の跨ぎ（パターン2）については、中央制御室盤下の区分間バリアに穴等の貫通箇所がないことを、工事結果の確認段階時に再確認する。
- (2) ケーブルトレイ間跨ぎ（パターン3）については、新技術基準適合のための複合体施工時にケーブルトレイ間の不適切な跨ぎケーブルがないことを再確認する。



第2図 ケーブルトレイ配置図（例）



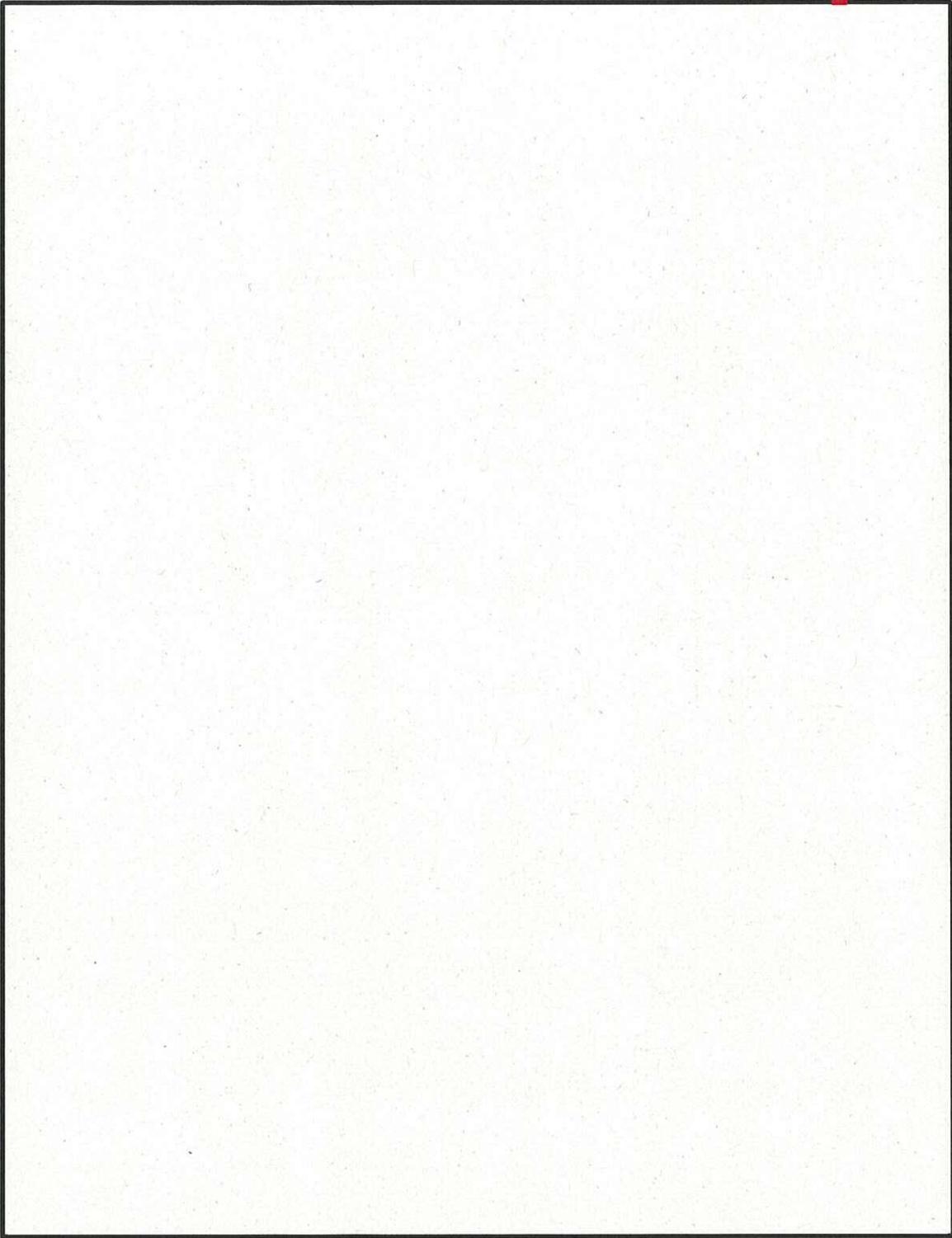
第3図 力量評価書（調査責任者）



第4図 力量評価書（調査員（1／2））

12条-添付 12-12

前頁から



第4図 力量評価書（調査員（2／2））

東海第二発電所における跨ぎケーブルの用途（負荷）特定方法

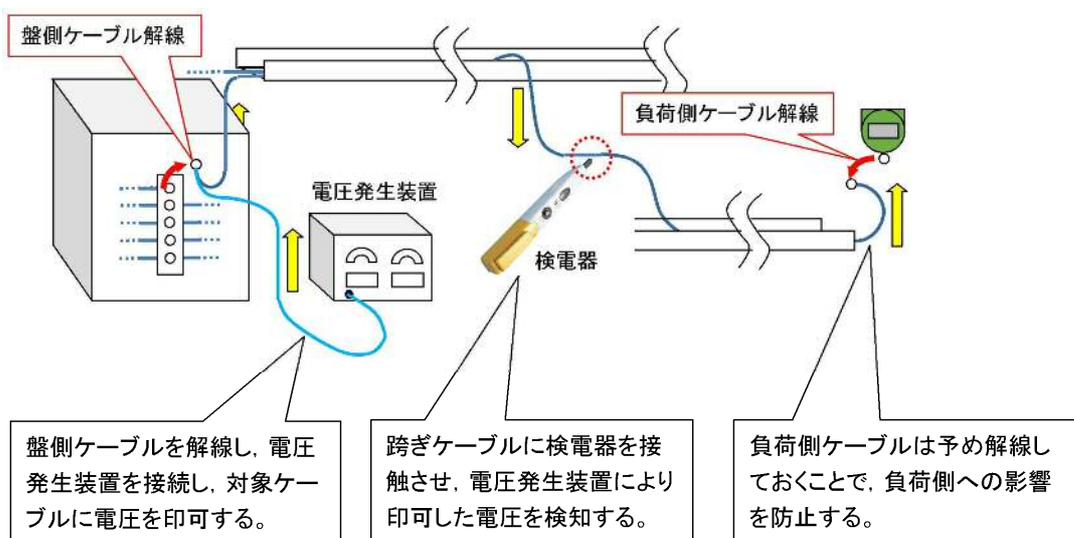
東海第二発電所では、跨ぎケーブルを新技術基準に適合させるため、跨ぎケーブルの用途（負荷）の特定作業を以下の方法により行っている。

a. 目視による確認

対象ケーブルを目視にてケーブル端まで追跡し、ケーブル用途（負荷）を特定する。また、目視による確認結果は、過去の増改良工事の履歴と照合することにより、調査の信頼性を高める。

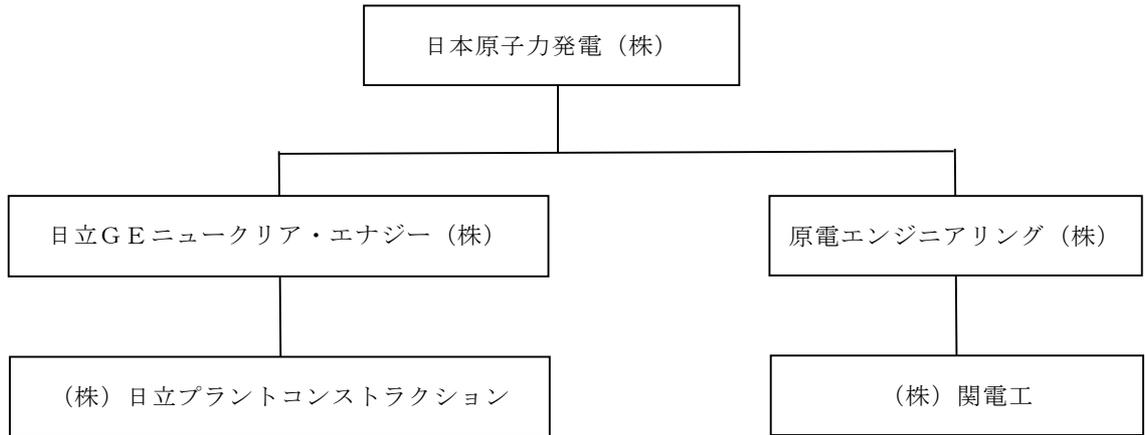
b. 電氣的信号による確認（負荷隔離による確認）

図面や現場の状態により調査対象ケーブルの用途（負荷）の範囲を限定したうえで、個別の負荷単位で隔離することにより、電圧発生装置及び検電器を用いてケーブル用途（負荷）を特定する。



第5図 電氣的信号による確認（負荷隔離による確認）の概要

なお、本調査は以下の体制で実施する。

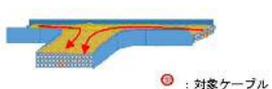
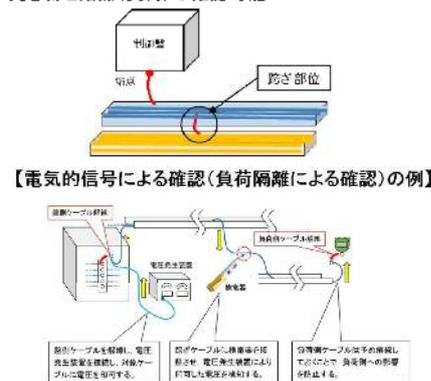


第6図 ケーブル用途（負荷）特定調査体制表

受注者は調査に従事するにあたって必要な力量を有していると認められた者を選任し、当社へ力量評価書を提出している。当社は、この力量評価書をもとに、当該工事又は類似機器の工事の経験から調査に従事する者が、本調査に必要な力量を有していると判断している。

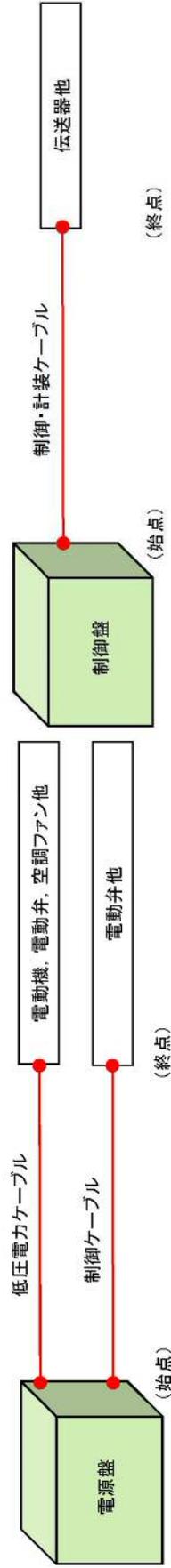
(参考) 第8条及び第12条でのケーブル特定方法の比較

- ◆ケーブル群内から全長にわたる対象ケーブルの識別はできないが、ケーブル負荷(始点(跨ぎ部)と終点)は特定可能

第8条 非難燃ケーブル対応	第12条 ケーブル使用用途確認(系統分離対応)
<ul style="list-style-type: none"> ◆ ケーブル取替は、1本ごと全長にわたりケーブルを識別することが必要となるが、ケーブル始点から区画を跨いで終点となる負荷までの間には、ケーブルトレイ内に多量のケーブルが敷設されケーブル群となるため、この中から対象ケーブルを識別し撤去する方法が取れない ◆ 始点終点は確認可能 	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 跨ぎ部が外部に出ているがケーブルが区画を跨いでケーブル群になる場合は、電気的信号による確認においても全長にわたり対象ケーブルを識別することはできないが、ケーブル使用用途(負荷)の特定は可能 ◆ 跨ぎ部と始点(負荷)は確認可能 

ケーブル取替方法①：既設トレイ内で対象ケーブル取替検討結果

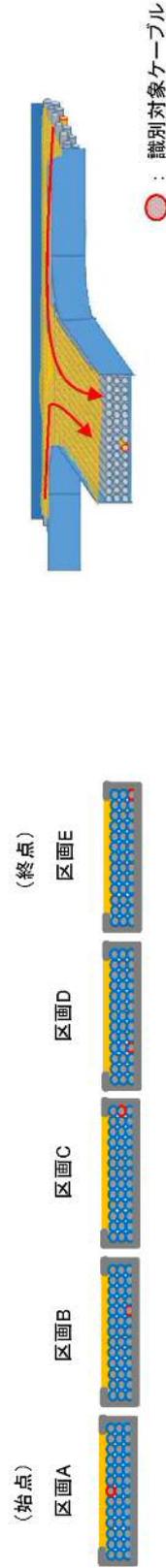
(1) ケーブルの始点、終点は識別可能



(2) ケーブルの始点、終点は識別できても、ケーブルの始点となる電源盤又は制御盤から各負荷までの距離は長く、ケーブル自体の重量もあり、ケーブルトレイ内に多量のケーブルが敷設されるとケーブル同士の接触抵抗が大い。

(3) このため、対象ケーブルを撤去するためには、ケーブルを識別し、細断することが必要となるが、以下の理由により、識別、細断以外の方
法として、既存ケーブルを残存させる方法を選択する必要がある。

- ・ケーブルトレイ内に多量のケーブルが敷設され、ケーブル群となること
- ・上記ケーブル群が複数区画に跨ること



ケーブルトレイ内のケーブル敷設位置が不規則に変わるイメージ

ケーブルの合流によりケーブル群となるケーブルトレイのイメージ

既設ケーブルトレイ内におけるケーブルの取替は、ケーブルトレイ内に多量のケーブルがあり、
複数区画を跨ぐため、既存ケーブルを残存させる方法を選択

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
1	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
2	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
3	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
4	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
5	制御	難燃	発電長コンソールBOX	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
6	制御	難燃	調査中	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
7	制御	難燃	調査中	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
8	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
9	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
10	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
11	制御	難燃	E12-F170A開閉表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
12	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
13	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
14	制御	難燃	RCIC流量、吐出圧力検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
15	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
16	制御	難燃	PNL H13-P628制御回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
17	制御	難燃	DG HPCS室床漏えい検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
18	制御	難燃	SAMPLING & OFF GAS SYSTEM警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
19	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
20	制御	難燃	LPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
21	制御	難燃	HPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
22	制御	難燃	RPS系回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
23	制御	難燃	RHR流量記録計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
24	制御	難燃	警報回路監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
25	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
26	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
27	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
28	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
29	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
30	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
31	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
32	制御	難燃	LDS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
33	制御	難燃	RCIC出口流量	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
34	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
35	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
36	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
37	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
38	制御	難燃	サンプレレベル警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
39	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RCW系電動弁サマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
40	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RCW系電動弁サマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
41	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
42	制御	難燃	RCW系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
43	制御	難燃	主発電機同期検定回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
44	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
45	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
46	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
47	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
48	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
49	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
50	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
51	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
52	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
53	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
54	制御	難燃	M/C 2C/11監視計器	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
55	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
56	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
57	制御	難燃	給電情報	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
58	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
59	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
60	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
61	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
62	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
63	制御	難燃	LONP回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
64	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
65	制御	難燃	MC 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
66	制御	難燃	MC 2C/1 操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
67	制御	難燃	E32-F001Aサーマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
68	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
69	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.92と同ケーブル)
70	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
71	制御	難燃	HPCPル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
72	制御	難燃	HPCPル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
73	制御	難燃	PI/O-2デジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
74	制御	難燃	PI/O-3デジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
75	制御	難燃	RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
76	制御	難燃	MD-RFPソール水圧力警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
77	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
78	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
79	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	MD-RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
80	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	HPCP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
81	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	LPCP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
82	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	T/B'ハイス弁状態表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
83	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	TD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
84	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	主油タンク出口弁状態表示	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
85	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	MD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
86	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RFPル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
87	制御	非難燃	RCW サージタンクMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
88	制御	非難燃	NATRASS	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
89	制御	難燃	T/D-RFP現場盤リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
90	制御	難燃	TD-RFPル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
91	制御	難燃	MD-RFPル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
92	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.69と同ケーブル)
93	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
94	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
95	制御	難燃	M/C 2B-1/6操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
96	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.274と同ケーブル)
97	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
98	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.272と同ケーブル)
99	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.263,276と同ケーブル)
100	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
101	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.282と同ケーブル)
102	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.264,273と同ケーブル)
103	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
104	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
105	制御	難燃	HPCP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
106	制御	難燃	MD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
107	制御	難燃	MD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
108	制御	難燃	MD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
109	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
110	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
111	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
112	制御	難燃	MD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
113	制御	難燃	TD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
114	制御	難燃	RFP LUBE OIL温度	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
115	制御	難燃	TD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
116	制御	難燃	HPCP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
117	制御	難燃	RCW SURGE TANK警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
118	制御	難燃	TD-RFP/ル-回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
119	制御	難燃	予備警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
120	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
121	制御	難燃	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
122	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
123	制御	難燃	予備変り回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
124	制御	難燃	サーマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
125	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
126	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
127	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
128	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
129	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
130	制御	難燃	M/C 2B-3電圧計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
131	制御	難燃	M/C 2B-3/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
132	制御	難燃	M/C 2B-3/1表示灯回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
133	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
134	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
135	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
136	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
137	制御	難燃	M/C 2B-2/9電流計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
138	制御	難燃	M/C 2B-2/9操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
139	制御	難燃	M/C 2B-2/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
140	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.261と同ケーブル)
141	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.266と同ケーブル)
142	制御	難燃	予備変保護回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
143	制御	難燃	M/C HPCS/3操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
144	制御	難燃	M/C HPCS/2リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
145	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
146	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
147	制御	難燃	M/C HPCS/4電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
148	制御	難燃	DG HPCS電力、電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
149	制御	難燃	FPC系表示灯回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
150	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
151	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
152	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
153	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
154	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
155	制御	調査中	調査中	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	調査中	ケーブルトレイ間の跨ぎ
156	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
157	制御	難燃	燃料プール水位監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
158	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
159	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
160	制御	難燃	R/B6F南側カメラ	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
161	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
162	制御	難燃	H13-P615A制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
163	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
164	制御	難燃	盤内照明回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
165	制御	難燃	H13-P603制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
166	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
167	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.242と同ケーブル)
168	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.247と同ケーブル)
169	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.240と同ケーブル)
170	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.249と同ケーブル)
171	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.234と同ケーブル)
172	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.235と同ケーブル)
173	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.236と同ケーブル)
174	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.244と同ケーブル)
175	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.237と同ケーブル)
176	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.243と同ケーブル)
177	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.245と同ケーブル)
178	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.238と同ケーブル)
179	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.239と同ケーブル)
180	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.246と同ケーブル)
181	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.252と同ケーブル)
182	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.248と同ケーブル)
183	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.250と同ケーブル)
184	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.251と同ケーブル)

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
185	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
186	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
187	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
188	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
189	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
190	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
191	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
192	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
193	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
194	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
195	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
196	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
197	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
198	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
199	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
200	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
201	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
202	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
203	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
204	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
205	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
206	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
207	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
208	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
209	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
210	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
211	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
212	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
213	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
214	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
215	制御	難燃	HPCP系警報回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
216	制御	難燃	DGSW出口圧力計	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
217	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
218	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
219	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
220	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
221	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
222	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
223	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
224	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
225	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
226	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
227	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
228	計装	難燃	ブロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
229	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
230	制御	難燃	熱出力デジタル表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
231	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
232	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
233	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
234	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.171と同ケーブル)
235	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.172と同ケーブル)
236	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.173と同ケーブル)
237	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.175と同ケーブル)
238	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.178と同ケーブル)
239	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.179と同ケーブル)
240	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.169と同ケーブル)
241	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
242	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.167と同ケーブル)
243	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.176と同ケーブル)
244	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.174と同ケーブル)
245	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.177と同ケーブル)
246	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.180と同ケーブル)

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
247	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.168と同ケーブル)
248	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.182と同ケーブル)
249	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.170と同ケーブル)
250	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.183と同ケーブル)
251	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.184と同ケーブル)
252	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.181と同ケーブル)
253	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
254	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
255	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
256	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
257	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
258	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
259	制御	難燃	代替制御棒挿入回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
260	制御	難燃	M/C 2E/3Aルー回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
261	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.140と同ケーブル)
262	制御	難燃	DG HPCS同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
263	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.99.276と同ケーブル)
264	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.102.273と同ケーブル)
265	制御	難燃	DG 2D電力、電流計回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
266	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.141と同ケーブル)
267	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
268	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
269	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
270	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
271	制御	難燃	M/C 2E/4A操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
272	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.98と同ケーブル)
273	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.102.264と同ケーブル)
274	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.96と同ケーブル)
275	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
276	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.99.263と同ケーブル)
277	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
278	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
279	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
280	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
281	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
282	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.101と同ケーブル)
283	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
284	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
285	計装	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
286	計装	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
287	計装	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
288	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
289	制御	難燃	ヒータドレン系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
290	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
291	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
292	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
293	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
294	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
295	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
296	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
297	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
298	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
299	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
300	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
301	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
302	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
303	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
304	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
305	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
306	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
307	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
308	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
309	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
310	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
311	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
312	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
313	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
314	制御	難燃	調査中	制御盤間跨ぎ	調査中	制御盤間の跨ぎ
315	制御	難燃	サブレーションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
316	制御	難燃	サブレーションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
317	制御	難燃	サブレーションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
318	制御	難燃	サブレーションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
319	制御	難燃	サブレーションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
320	制御	難燃	サブレーションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み
 調査中：平成 29 年 6 月 16 日時点で調査中

東海第二発電所の対応スケジュール

	平成 28 年度			平成 29 年度												平成 30 年度							
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
ケーブル調査																							
計画書作成		■	■																				
足場組立					■	■	■																
調査																							
①現場及びケーブル処理室 目視による調査 (足場が不要な範囲)				■	■	■	■																
②現場及びケーブル処理室 目視による調査 (足場が必要な範囲)						■	■	■															
③中央制御室 目視による調査				■	■	■	■	■	■														
④その他 電気的信号による調査							■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
対策工事※																							

※対策工事は、社内手続き、詳細設計、資材調達、現場工事を含む
(状況によりスケジュールは変更になることがある。)

320 箇所 の 跨ぎケーブル に対し、平成 28 年 4 月 時点 で 用途 (負荷) が 特定 できて いない 197 箇所*¹ について、用途 (負荷) の 特定 を 実施 中 であり、平成 29 年 6 月 16 日 現在 の 状況 及び 今後 の 見通し は 以下 の と おり。

なお、平成 29 年 6 月 16 日 現在、197 箇所 中 148 箇所 の 用途 (負荷) の 特定 が 完了 して おり、平成 28 年 4 月 時点 で 特定 でき ている もの と 合わせ 271 箇所*² の 用途 (負荷) の 特定 が 完了 して いる。

調査場所	調査対象 箇所数	用途 (負荷) 特定済箇所数 (H29. 6. 16. 現在)	今後の見通し
現場 (①及び②) ケーブル処理室 (①及び②)	64 箇所	目視にて 52 箇所を 特定済	・残り 12 箇所を目視にて調査 ・目視により特定が困難な場合には電気 的信号による調査を実施予定 (④)
中央制御室 (③)	133 箇所	目視にて 96 箇所を 特定済	・中央制御室は作業エリアが限定的であ ることから 6 月から集中的に調査

※1：平成 28 年 4 月の報告時に用途が特定できなかった箇所数は 197 箇所

※2：平成 28 年 4 月の報告時に用途が特定できた 123 箇所と平成 29 年 3 月～6 月 16 日に
用途が特定できた 148 箇所の合計

以上

東海第二発電所

全交流動力電源喪失対策設備

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第14条 全交流動力電源喪失対策設備

<目 次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合方針
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 全交流動力電源喪失対策設備

- 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 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
 - 2.3.1.2 125V A系蓄電池の容量
 - 2.3.1.3 125V B系蓄電池の容量
 - 2.3.1.4 125V H P C S系蓄電池の容量
 - 2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量
 - 2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量
 - 2.3.1.7 まとめ
 - 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

- 別紙1 常設代替交流電源設備から電源供給を開始する時間
- 別紙2 可搬型代替電源設備から電源供給を開始する時間
- 別紙3 所内常設蓄電式直流電源設備
- 別紙4 制御棒位置指示への電源給電について
- 別紙5 使用済燃料プール水位・温度計について
- 別紙6 蓄電池の容量算出方法
- 別紙7 蓄電池の容量換算時間Ki値一覧
- 別紙8 蓄電池の放電終止電圧
- 別紙9 蓄電池容量の保守性の考え方
- 別紙10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳

3. 運用，手順説明資料

(別添資料) 全交流動力電源喪失対策設備

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

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 追加要求事項に対する適合方針

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(i) 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には，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交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8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蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

この場合，格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料（2.1:14条-15～21）（2.3.1:14条-50～65）】

(2) 安全設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.12 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には，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交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8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蓄電池（非常

用) を設ける設計とする。

この場合、格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料 (2.1:14条-15～21) (2.3.1:14条-50～65)】

(3) 適合性説明

(全交流動力電源喪失対策設備)

第十四条 発電用原子炉施設には、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交流動力電源設備から開始されるまでの間、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。

適合のための設計方針

発電用原子炉施設には、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交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8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蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

この場合、格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料 (2.1:14条-15～21) (2.3.1:14条-50～65)】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には，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交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8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蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

この場合，格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料（2.1:14条-15～21）（2.3.1:14条-50～65）】

10.1.3 主要設備

10.1.3.5 直流電源設備

非常用の直流電源設備は，第10.1-3図に示すように，125V 3系統及び±24V 2系統の蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成し，いずれの1系統が故障しても残りの系統で原子炉の安全性は確保できる。

また，これらは，多重性及び独立性を確保することにより，共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり，非常用5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁等である。

蓄電池（非常用）は125V A系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ），125V B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V

H P C S系蓄電池（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ約6,000Ah(125V A系蓄電池及び125V B系蓄電池)、約500Ah(125V H P C S系蓄電池)、約150Ah(中性子モニタ用蓄電池A系及びB系)であり、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置、原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、原子炉の停止、停止後の冷却、格納容器の健全性を確認できる計器に電源供給を行う制御盤へ電源供給を行った場合においても、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約90分を包絡した約8時間以上電源供給が可能な容量である。

蓄電池室内の水素蓄積防止のため換気設備を設置する。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【審査資料（2.1:14条-15～21）（2.3.1:14条-50～65）】

10.1.3.6 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用交流母線5母線で構成し、母線電圧は120V/240Vである。

非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置及び計装用交流主母線盤等で構成する。

無停電電源装置は、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交流動力電源から開始されるまでの約90分においても、

直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電源が供給し，無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換されることにより，非常用の計装用交流母線に対し電源供給を確保する。

そのため，核計装の監視[※]による原子炉停止確認を可能とする。

※ 平均出力領域計装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ため，全交流動力電源喪失から60分以内に負荷を切り離しても問題ない。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【審査資料（2.1:14条-15～21）（2.2:14条-22～49）（2.3.1:14条-50～65）】

10.1.5 試験検査

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

型式	鉛蓄電池
個数	6組（1組当たり24個，58個又は116個）
容量	約6,000Ah（1組当たり）×2組 約500Ah（1組当たり）×1組 約150Ah（1組当たり）×2組 （安全上重要な設備に供給） 約2,000Ah（1組当たり）×1組 （安全上重要な設備以外の設備に供給）
電圧	約125V×3組（浮動充電時） 約±24V×2組（浮動充電時） （安全上重要な設備に供給） 約250V×1組（浮動充電時） （安全上重要な設備以外の設備に供給）

(2) 充電器

型式	シリコン整流器
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V×7台 単相 50Hz 120V×4台
直流出力電圧	約125V（浮動充電時）×5 約±24V（浮動充電時）×4 （安全上重要な設備に供給）

約250V（浮動充電時）×2

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

直流出力電流 約420A×2

約320A×1

約100A×2

約30A×4

（安全上重要な設備に供給）

約350A×1

約50A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

個 数 9（安全上重要な設備に供給）

2（安全上重要な設備以外の設備に供給）

(3) 直流主母線盤

個 数 3（安全上重要な設備に供給）

1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

定格電流 約1,200A×2

約800A×1

（安全上重要な設備に供給）

約800A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

電 圧 約125V×3（安全上重要な設備に供給）

約250V×1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

個 数	2
容 量	約35kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	2
定格電流	約1,200A
電 圧	約120V/約240V

(2) 常用

a. 無停電電源装置

個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

形 式	3相誘導電動機
個 数	2
定格容量	約45kW
電 圧	約440V

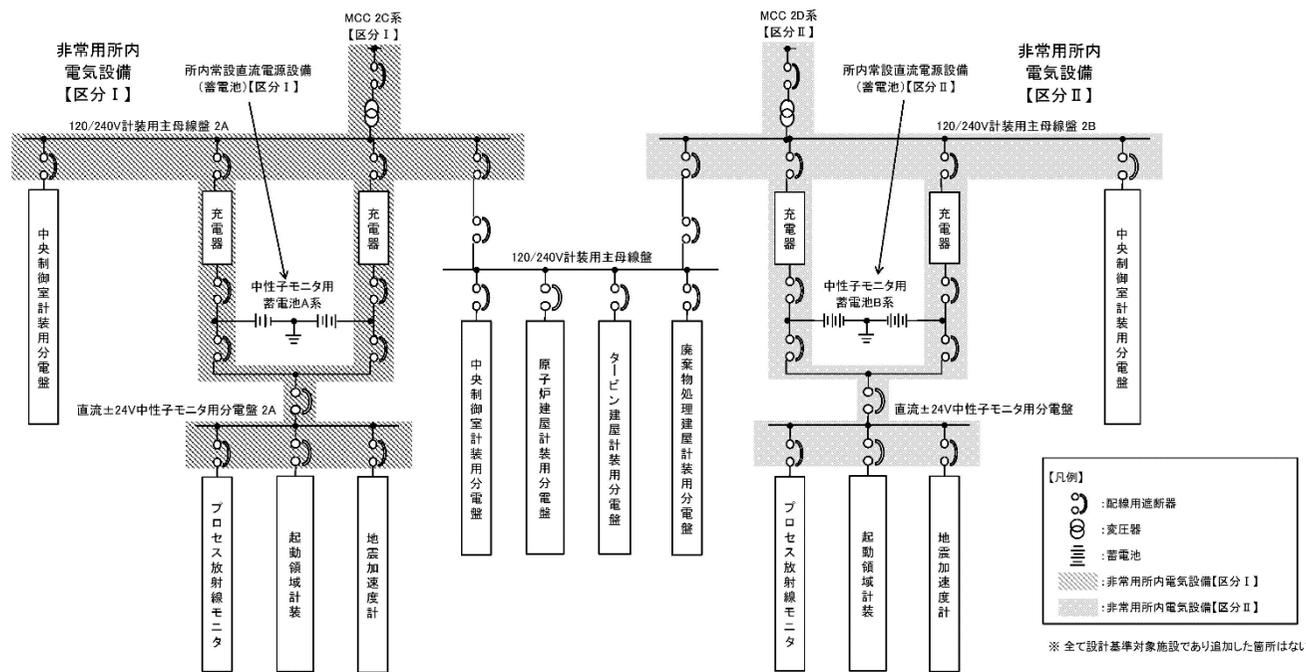
発電機

形 式	単相同期発電機
個 数	2

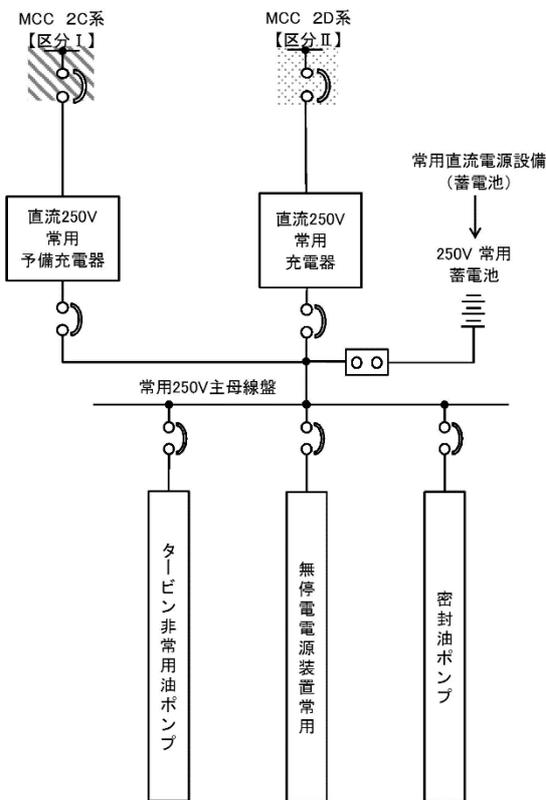
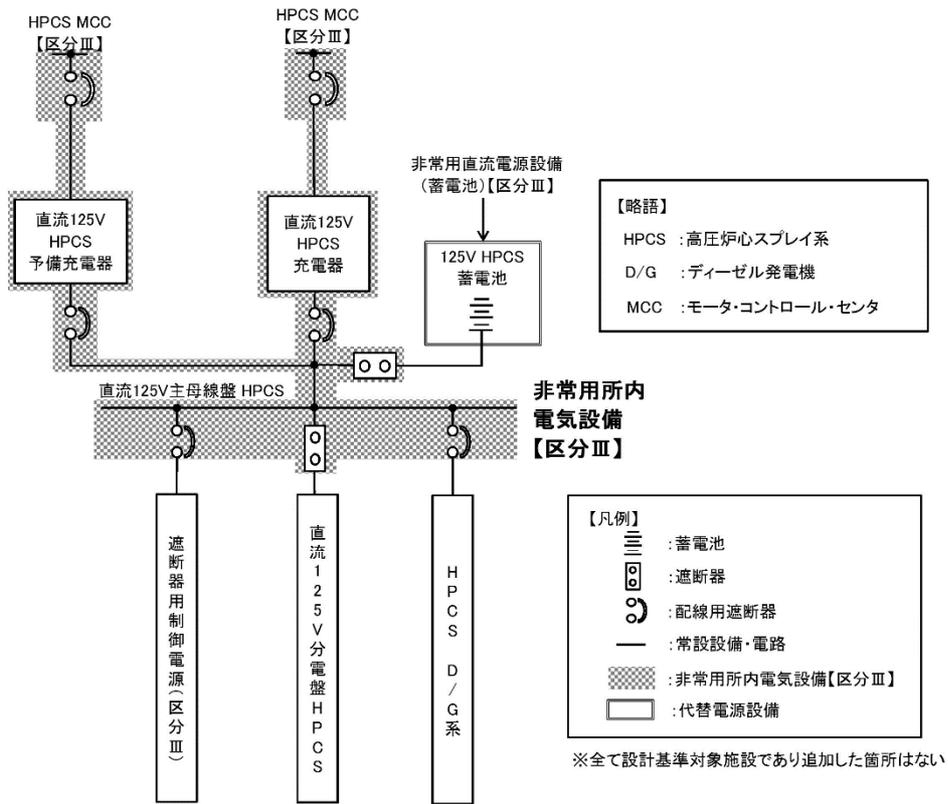
定格容量 約18.75kVA

電 圧 約120V

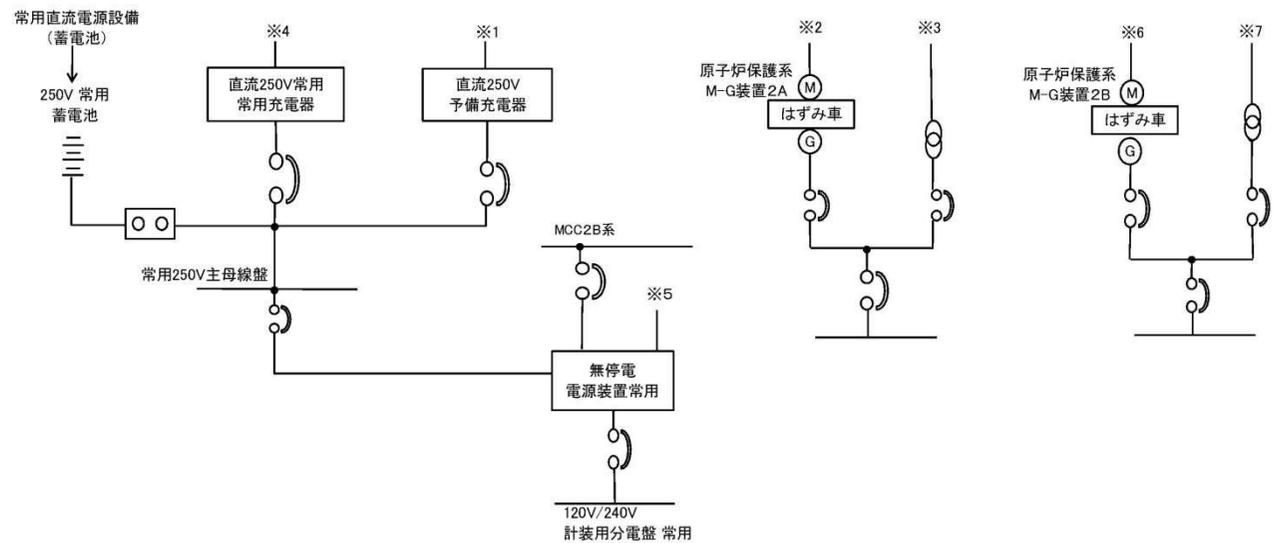
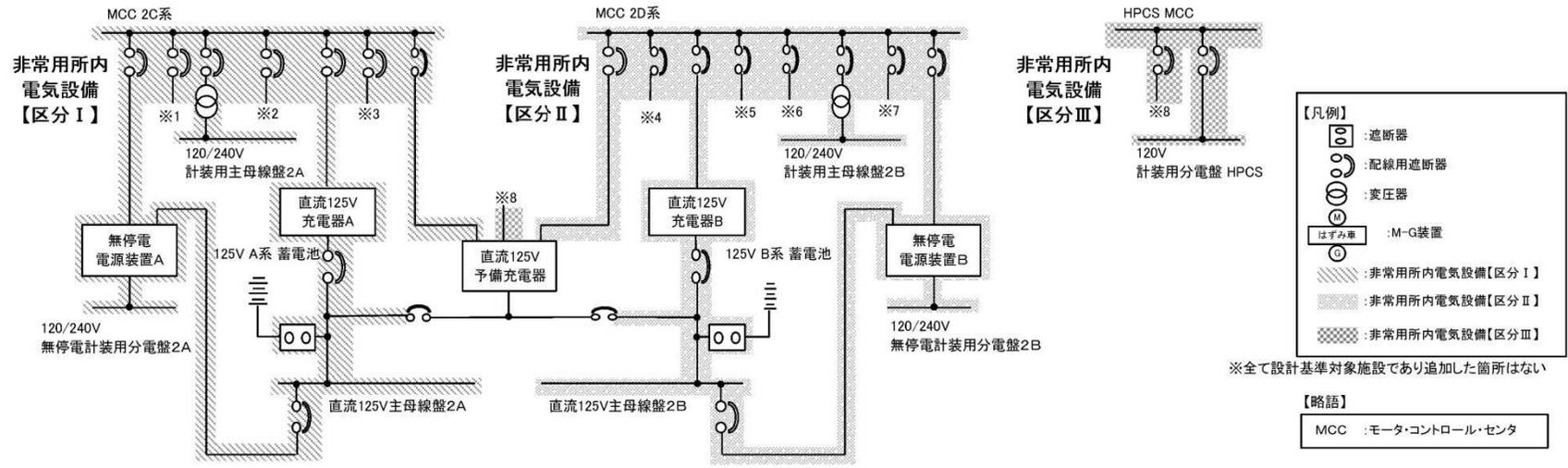
周波数 50Hz



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図

2. 全交流動力電源喪失対策設備

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) 概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが、外部電源が喪失した場合においても、設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう、非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機 2 系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 系統（区分Ⅲ）を設置する。また、非常用の直流電源設備として、それぞれ独立した蓄電池，充電器，及び分電盤等で構成する 3 系統 5 組の直流電源設備を設置する。なお、非常用の直流電源設備のうち，直流母線電圧が 125V の 3 系統 3 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流 125V 蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタクラ（以下「M/C」という），パワーセンタ（以下「P/C」という）遮断器の制御回路，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24V の 2 系統 2 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用の直流電源設備は，いずれの 1 区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機もしくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に 3 系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，非常用の直流電源設備によって原子炉を安全に停止し，原子炉の停止後の原子炉冷却を行うために，必要な電力を供給できる設置とする。

非常用の直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に、単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、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設計とする。

また、計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2) 蓄電池からの電源供給時間

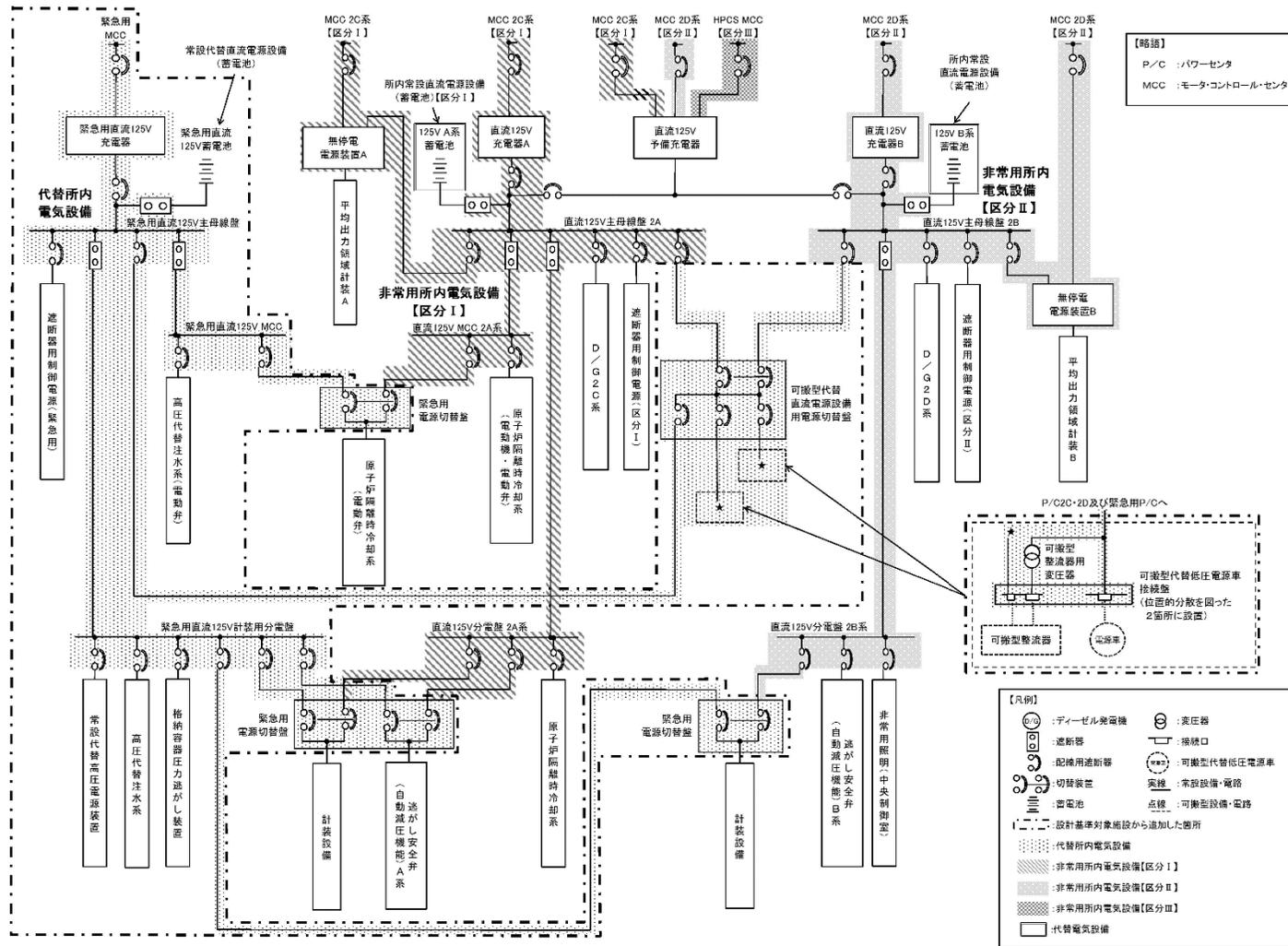
全交流動力電源喪失に備えて、非常用の直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 90 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 210 分以内（全交流動力電源喪失後 300 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電源供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

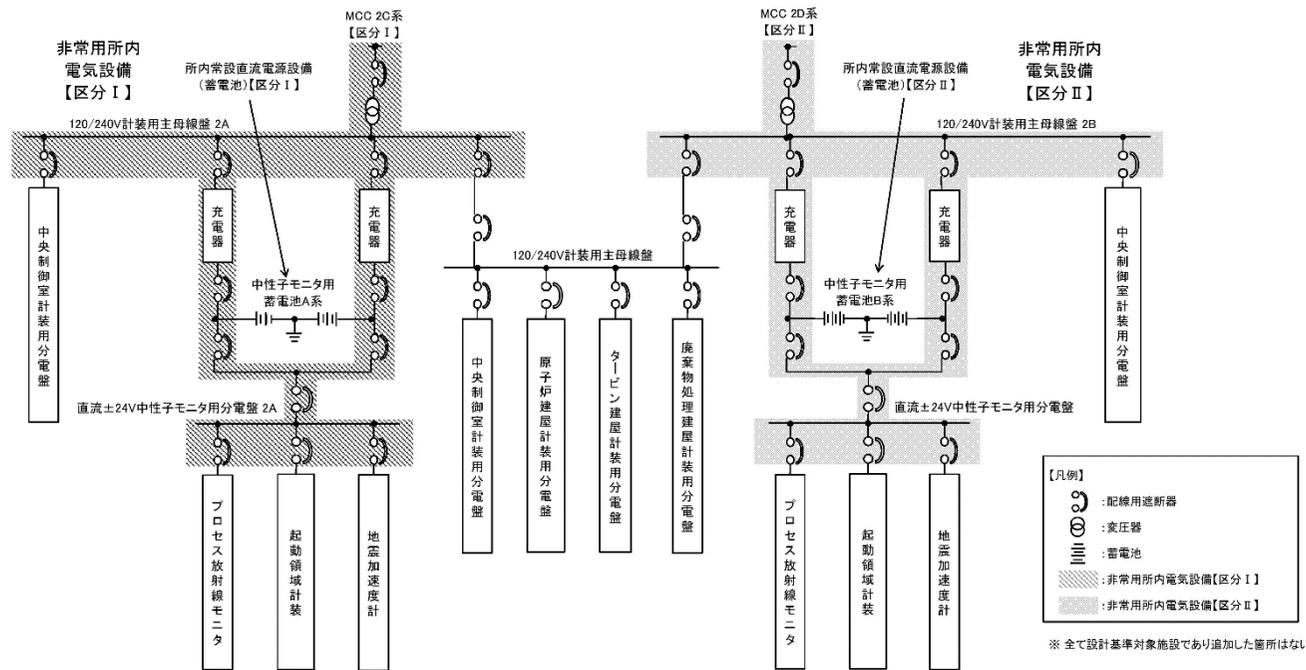
蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電源供給できる設計とする。

第 2.1-1 表 非常用の直流電源設備の主要機器仕様

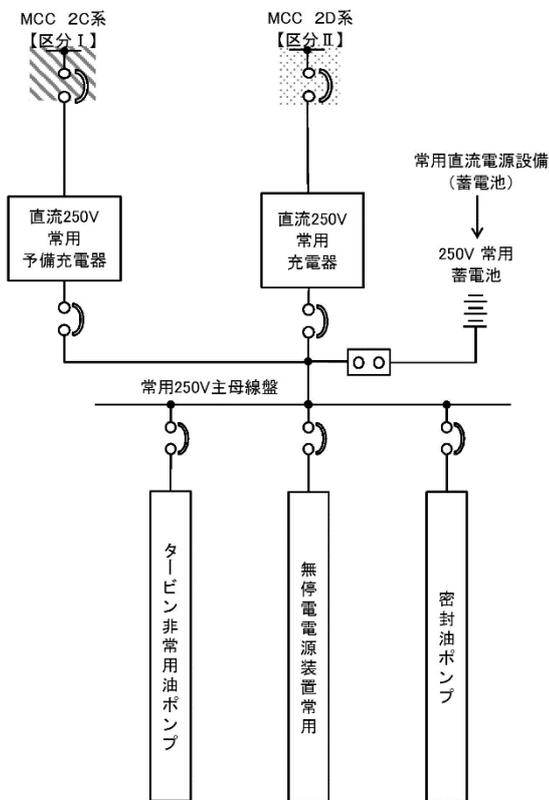
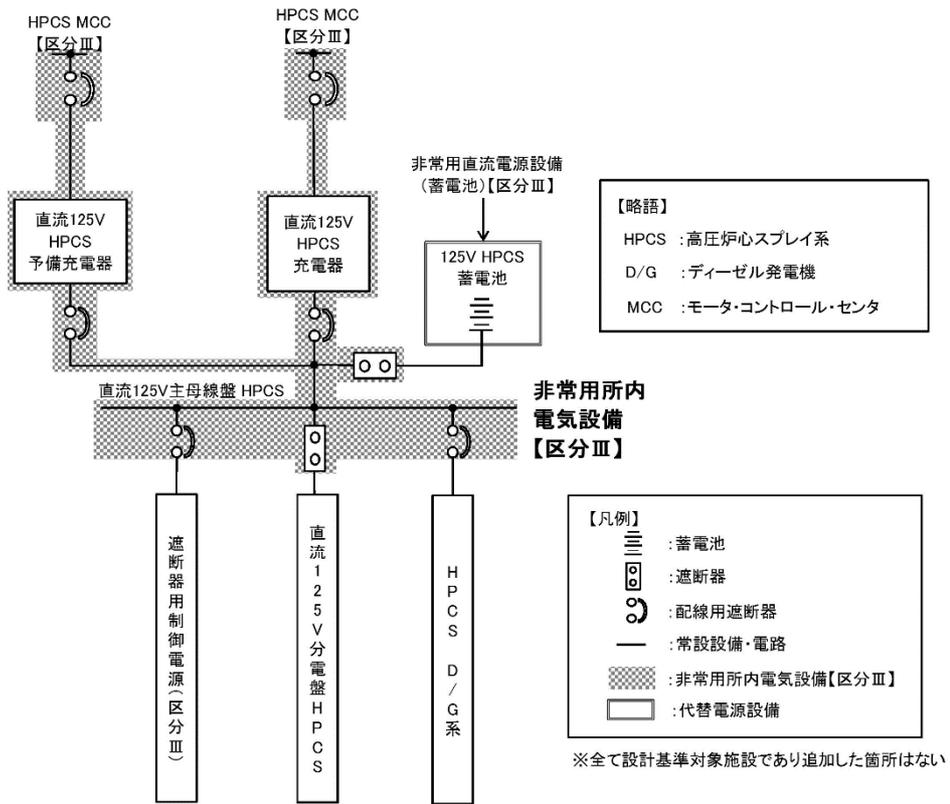
	設計基準事故対処設備 (DB)					(参考) 重大事故等 対処設備 (SA)
	125V A系蓄電池 (区分Ⅰ) (SA兼ねる)	125V B系蓄電池 (区分Ⅱ) (SA兼ねる)	125V HPCS系蓄電池 (区分Ⅲ) (SA兼ねる)	中性子 モニタ用 蓄電池A系 (区分Ⅰ)	中性子 モニタ用 蓄電池B系 (区分Ⅱ)	緊急用直流 125V蓄電池
蓄電池						
電圧	約 125V	約 125V	約 125V	約 ±24V	約 ±24V	約 125V
容量	約 6,000Ah	約 6,000Ah	約 500Ah	約 150Ah	約 150Ah	約 6,000Ah
充電器	3 個 (うち 1 個は予備)		2 個 (うち 1 個は予備)	2 個	2 個	1 個
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)



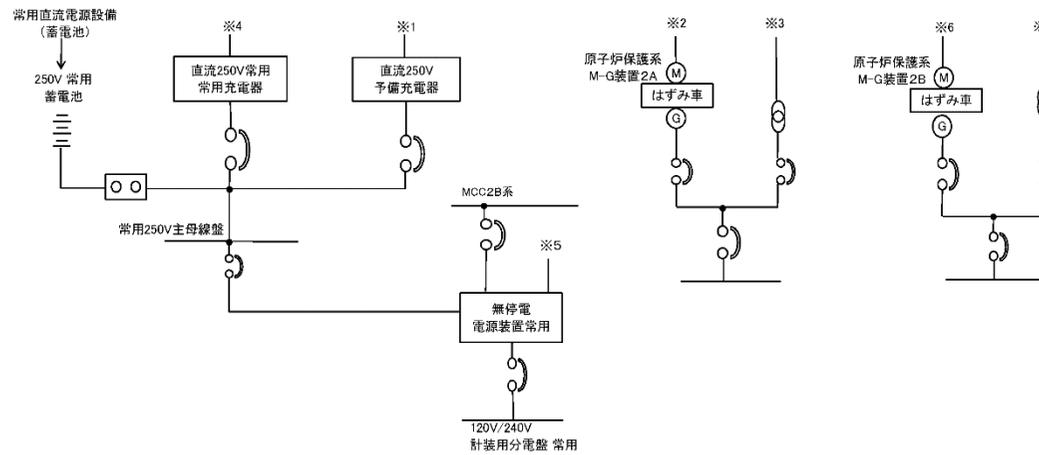
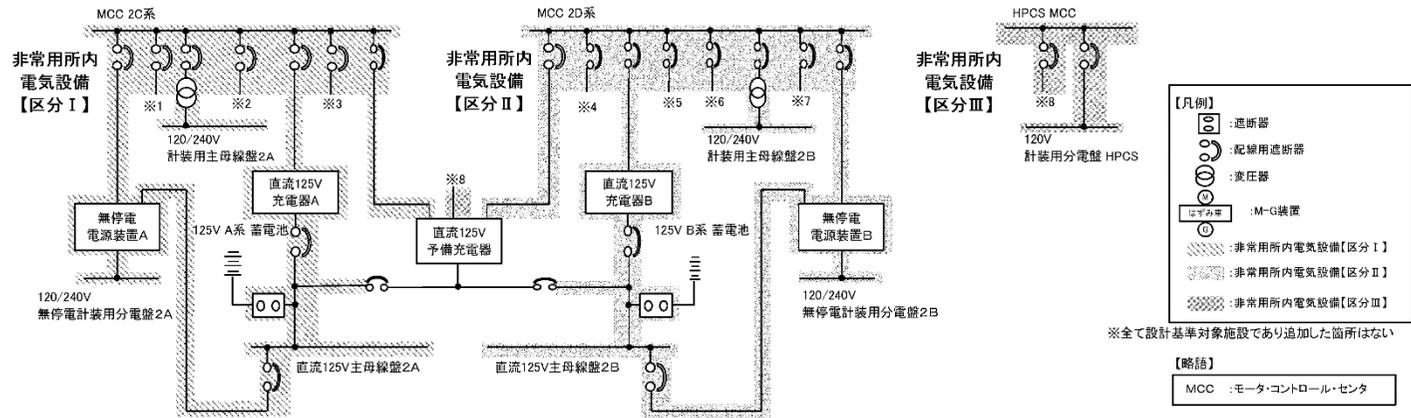
第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 2.1-2 図 計測制御用電源単線結線図

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

(1) 基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に，重大事故等に対処するための交流動力電源設備から電力が供給されるまでの間，事象緩和に直接的に期待する設備，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要なはないが安定した電源供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2) 直流電源からの供給を考慮する設備の選定方針

直流電源からの供給を考慮する設備のうち，全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は，原子炉の停止，原子炉停止後の冷却，格納容器の健全性確認を担う設備であり，その有効性を確認している全交流動力電源喪失を考慮する有効性評価で期待する設備の中から選定することとする。

また，全交流動力電源喪失の有効性評価において，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3) 直流電源を供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備については，以下の分類とする。

A-1 全交流動力電源喪失時の対応において必要となる既設の非常用の直流電源設備に接続する設備

A-2 全交流動力電源喪失時の対応において必要ではないが安定した電源供給のために既設の非常用の直流電源設備に接続する設備

B-1 全交流動力電源喪失時の対応において必要となる緊急用の直流電源

設備に接続する設備

B-2 全交流動力電源喪失時の対応において必要ではないが、安定した電源供給のために緊急用の直流電源設備に接続する設備

分類に際しては、以下の点に着目している。

- ・全交流動力電源喪失の有効性評価で直接的に事象緩和に期待する設備については、直流電源設備に接続
- ・全交流動力電源喪失の有効性評価では直接的には事象緩和に期待していないが、事故対応上期待する設備については、直流電源設備に接続
- ・全交流動力電源喪失の事故対応上必要ないが、安定した電源供給が必要な設備については、直流電源設備に接続
- ・上記設備のうち、設計基準事故対処設備については、既設の非常用の直流電源設備に接続
- ・上記設備のうち、重大事故等対処設備については、緊急用直流電源設備に接続
- ・その他設備については、交流電源設備に接続

上記設備分類のフロー図を、第 2.2-1 図に示す。また、上記設備分類によって抽出した設備のうち、全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2-1 表に示す。

また、全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2-2 表に、有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2-3 表に示す。

(4) 直流電源からの供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は、用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため、(3)で分類した非常用の直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また、設定した要求時間及び設備の詳細を第2.2-1表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては、包絡的に設定する観点から、蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失(長期TB)」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a. 外部電源喪失から1分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として、外部電源喪失が考えられる。この場合、交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が自動起動する。ディーゼル発電機からの交流動力電源供給には、直流電源が必要となるが、この動作は10秒以内に完了する。

このため、ディーゼル発電機からの交流動力電源供給に係る要求時間を、保守的に1分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

M/C及びP/C遮断器の制御回路

(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(外部電源喪失)から60分まで

ディーゼル発電機から電源供給に失敗(全交流動力電源喪失)した場合、(2)及び(3)で選定した設備によって、事故対応を行う。このうち、原子炉停止状態の確認は、原子炉スクラム後数分以内に完了するた

め、原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は、以降事故対応上必須ではなくなる。

このため、これら設備に係る要求時間を、未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

なお、これら設備のうち、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については、60 分以内に切り離しを行う。

平均出力領域計装

(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 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 90 分後には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から電源供給が可能であり、蓄電池からの電源供給は不要となる。

このため、基本的に要求時間は 90 分と設定する。なお、有効性評価の全交流動力電源喪失では、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電に期待していないことを考慮し、この場合の重大事故等対応に係る設備については 90 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち、原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については、要求時間を 8 時間と設定する。また、蓄電池（非常用）2 区分からの給電によって多重性確保する計装設備の一部については、全交流動力電源喪失では設計基準事故対処設備の多重性が要求されないこと、同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保していることを考慮し、設計基準事故対処設備のうち 1 系統については、要求時間を 8 時間と設定する。

なお、8 時間以降に不要となる設備のうち、容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については、切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

原子炉隔離時冷却系

直流非常灯

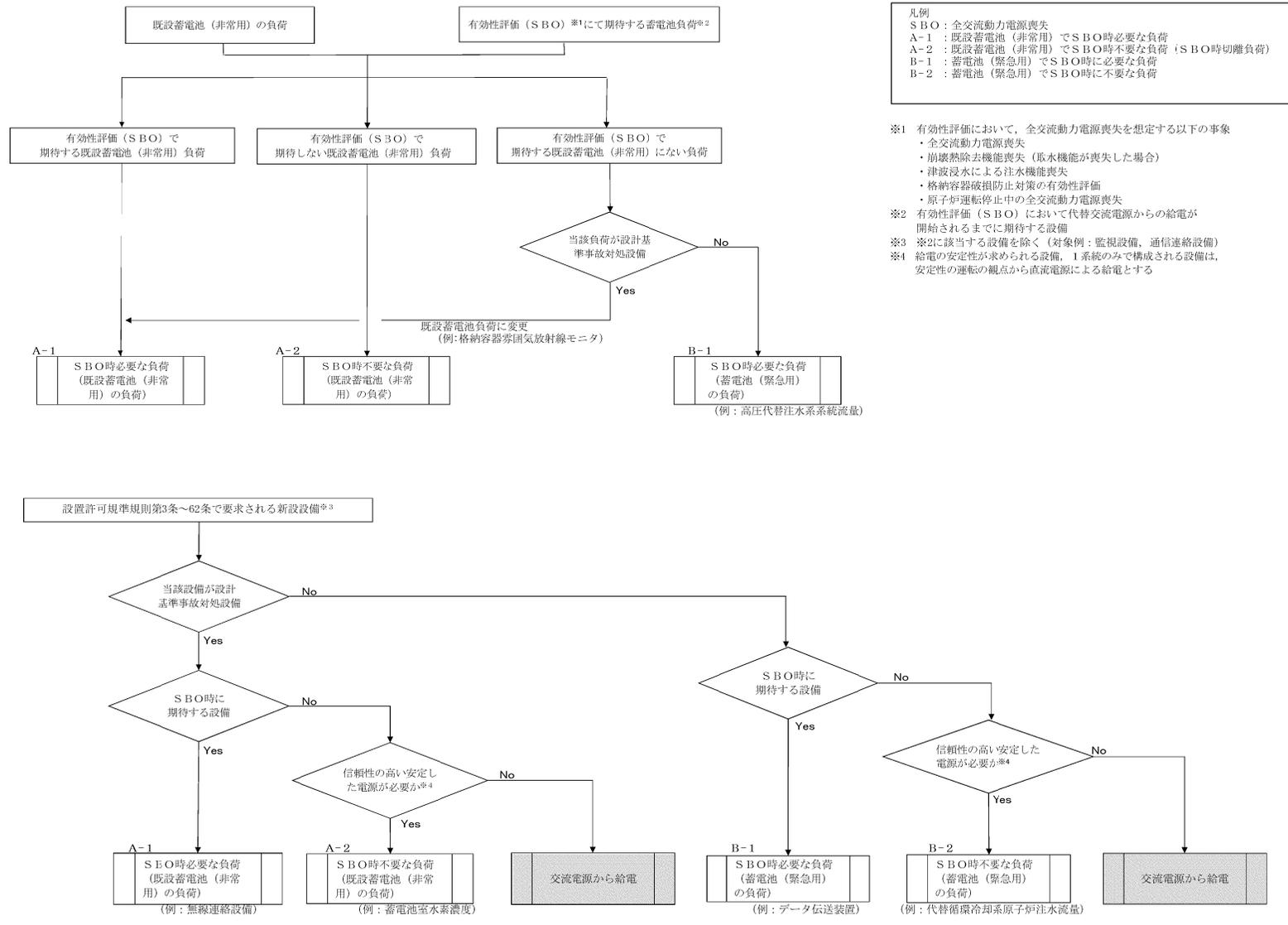
原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力

（下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備）

d. 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

c. の給電対象設備のうち、8 時間以降に不要となる設備については切り離しを行うこととし、残りの設備を給電継続対象設備とする。

ここでの要求時間は、有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと、設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し、24 時間を設定する。



凡例
 SBO : 全交流動力電源喪失
 A-1 : 既設蓄電池（非常用）でSBO時必要な負荷
 A-2 : 既設蓄電池（非常用）でSBO時不要な負荷（SBO時切離負荷）
 B-1 : 蓄電池（緊急用）でSBO時に必要な負荷
 B-2 : 蓄電池（緊急用）でSBO時に不要な負荷

※1 有効性評価において、全交流動力電源喪失を想定する以下の事象
 ・全交流動力電源喪失
 ・崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）
 ・津波浸水による注水機能喪失
 ・格納容器破損防止対策の有効性評価
 ・原子炉運転停止中の全交流動力電源喪失

※2 有効性評価（SBO）において代替交流電源からの給電が開始されるまでに期待する設備

※3 ※2に該当する設備を除く（対象例：監視設備、通信連絡設備）

※4 給電の安定性が求められる設備、1系統のみで構成される設備は、安定性の運転の観点から直流電源による給電とする

第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（1/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注) 必 要 負 荷 時 S B O	不 要 負 荷 時 S B O	注) 必 要 負 荷 時 S B O	不 要 負 荷 時 S B O						
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4 条	地震による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	●	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—
			5-2	潮位計	DB	●	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—
			5-3	取水ビット水位計	DB	●	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—
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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	—	●	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
10 条	誤操作の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	●	—	—	—	90 分	9 時間	24 時間	—	—	—
12 条	安全施設	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する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											

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（2/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能* ¹	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） （参考）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時						
15 条	炉心等	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 （SA 広域）（54-1 と同じ）	DB/SA	第 54 条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）の（54-1）で整理して記載									
			16-2	使用済燃料プールライナードレン 漏えい検知	DB	—	●	—	—	90 分	24 時間	—	—	—	—
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気 ダクト放射線モニタ	DB	—	●	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射 線モニタ	DB	—	●	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
18 条	蒸気タービン	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 （21-2, 46-1 と同じ）	DB/SA	第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の（46-1）で整理して記載									
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系* ² （21-1, 45-2 と同じ）	SA	第 45 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の（45-2）で整理して記載									
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系* ² （20-1, 45-2 と同じ）	SA	第 45 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の（45-2）で整理して記載									
			21-2	逃がし安全弁 （19-1, 46-1 と同じ）	DB/SA	第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の（46-1）で整理して記載									
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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装* ³ （58-1 と同じ）	DB/SA	●*	—	—	—	60 分	60 分	60 分	—	—	
			23-2	起動領域計装* ³ （58-2 と同じ）	DB/SA	●*	—	—	—	60 分	—	—	—	4 時間	—

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（3/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時						
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （58-3 と同じ）	DB/SA	第 58 条（計測設備）の（58-3）で整理して記載									
			23-4	原子炉圧力 （58-5 と同じ）	DB/SA	第 58 条（計測設備）の（58-5）で整理して記載									
			23-5	ドライウエル圧力（DB）	DB	●	—	—	—	90 分	24 時間	24 時間	—	—	—
			23-6	サブプレッション・プール水温度 （DB）	DB	●	—	—	—	90 分	24 時間	24 時間	—	—	—
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ （D/W）（58-13 と同じ）	DB/SA	第 58 条（計測設備）の（58-13）で整理して記載									
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ （S/C）（58-14 と同じ）	DB/SA	第 58 条（計測設備）の（58-14）で整理して記載									
			23-9	サブプレッション・プール水位（DB）	DB	●	—	—	—	90 分	24 時間	24 時間	—	—	—
			23-10	原子炉隔離時冷却系系統流量 （58-21 と同じ）	SA	第 58 条（計測設備）の（58-21）で整理して記載									
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	DB	●	—	—	—	90 分	24 時間	24 時間	—	—	—
25 条	反応度制御系統及び原子炉制 御系統	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備 （構内監視カメラ等）*4	DB	●	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

注）●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（4/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時						
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
31 条	監視設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
32 条	原子炉格納施設	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
33 条	保安電源設備	有	33-1	M/C, P/C 遮断器の制御回路	DB/SA	●*	—	—	—	1 分	1 分	1 分	—	—	—
			33-2	M/C 遮断器の制御回路	SA	●*	—	—	—	1 分	—	—	1 分	—	—
			33-3	非常用ディーゼル発電機初期励磁	SA	●*	—	—	—	1 分	1 分	1 分	—	—	—
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	SA	●*	—	—	—	1 分	—	—	1 分	—	—
34 条	緊急時対策所	有	34-1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●	—	—	—	8 時間	24 時間	—	—	—	—
			35-2	衛星電話設備(62-1 と同じ)	DB/SA	第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-1)で整理して記載									
			35-3	データ伝送装置(62-2 と同じ)	DB/SA	第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-2)で整理して記載									
36 条	補助ボイラー	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する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											

14 条-31

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（5/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	注 不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	注 不 要 負 荷 時						
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
39 条	地震による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
40 条	津波による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
41 条	火災による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
42 条	特定重大事故等対処施設	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
43 条	重大事故等対処設備	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する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	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	SA	●*	—	—	—	60 分	9 時間	9 時間	—	—	—
			44-2	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	SA	●*	—	—	—	60 分	9 時間	9 時間	—	—	—
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*5 (51-1 と同じ)	SA	—	—	●*	—	8 時間	—	—	—	—	24 時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系*2、*5 (20-1, 21-1 と同じ)	SA	●*	—	—	—	8 時間	24 時間	—	—	—	—
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 (19-1, 21-2 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間
47 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
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	耐圧強化ベント系*6	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（6/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	S 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	S 負 荷 時						
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置*7 (50-1, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
50 条	原子炉格納容器内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*7 (48-2, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の(48-2)で整理して記載									
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	高压代替注水系 (45-1 と同じ)	SA	—	—	●*	—	8 時間	—	—	—	—	24 時間
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*7 (48-2, 50-1, 58-25 と同じ)	SA	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の(48-2)で整理して記載									
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	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			53-2	原子炉建屋水素濃度	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			53-3	原子炉ウェル水位	自主	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (16-1 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度 (SA)	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（7/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時						
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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
56 条	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
57 条	電源設備	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する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	有	58-1	平均出力領域計装*3 (23-1 と同じ)	DB/SA	第 23 条(計測制御系統施設)の(23-1)で整理して記載									
			58-2	起動領域計装*3 (23-2 と同じ)	DB/SA	第 23 条(計測制御系統施設)の(23-2)で整理して記載									
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (23-5 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—
			58-4	原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域）	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-5	原子炉圧力（23-4 と同じ）	SA	●*	—	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—
			58-6	原子炉圧力（SA）	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-8	ドライウエル圧力	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-10	ドライウエル雰囲気温度	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-11	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（8/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） （参考）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注) 必 要 負 荷 時	S B O 時	注) 必 要 負 荷 時	S B O 時						
58 条	計装設備	有	58-12	サブプレッション・プール水温度	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-7 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (23-8 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間
			58-15	サブプレッション・プール水位	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-16	格納容器下部水位	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-17	代替淡水貯槽水位	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-18	高圧代替注水系系統流量	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量 ^{*8}	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-10 と同じ)	SA	●*	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量 ^{*9}	SA	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 ^{*10}	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ 流量	SA	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載									

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（9/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間						
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池		
						注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時								
58 条	計装設備	有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-28	原子炉建屋水素濃度	SA	—	—	●	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	SA	●	—	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—	
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	●	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	SA	—	●	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—	
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB/SA	—	●	—	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—	
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●	—	—	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	—	24 時間
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	SA	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	SA	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間
59 条	原子炉制御室	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
60 条	監視測定設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
61 条	緊急時対策所	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（10/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時 S O	不 要 負 荷 時 S O	注 必 要 負 荷 時 S O	不 要 負 荷 時 S O						
62 条	通信連絡を行うために必要な 設備	有	62-1	衛星電話設備 (35-2 と同じ)	DB/SA	●	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			62-2	データ伝送装置 (35-3 と同じ)	DB/SA	●	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

(凡例)

- : 区分Ⅰの蓄電池(125V A系蓄電池)から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池(125V B系蓄電池)から電源供給
- : 区分Ⅲの蓄電池(125V H P C S系蓄電池)から電源供給
- : 中性子モニタ用蓄電池A系又は中性子モニタ用蓄電池B系から電源供給
- : 緊急用直流125V蓄電池から電源供給
- : 建設時直流電源の供給を必要としていた設備

(略語)

D/W : ドライウエル

S/C : サプレッション・チェンバ

- ※1 DBは設計基準事故対処設備を示す。SAは重大事故等対処設備(重大事故等対処設備(設計基準拡張)も含む)を示す。自主は自主対策設備を示す。
- ※2 重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については、緊急用直流125V蓄電池から供給可能な設計とする。
- ※3 平均出力領域計装及び起動領域計装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ため、蓄電池から当該設備への給電時間は、60分間で設定する。なお、起動領域計装については全交流動力電源喪失後約4時間監視可能である。
- ※4 外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約8時間監視可能である。
- ※5 全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系による原子炉への

注水に失敗している場合は、重大事故等対処設備である高圧代替注水系により、原子炉への注水が可能な設計とする。

- ※6 耐圧強化ベント系は、耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。
- ※7 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。
- ※8 低圧代替注水系原子炉注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。
- ※9 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器へのスプレイ流量の監視に用いる。
- ※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部への注水流量の監視に用いる。

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(1/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力 (SA)	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (広帯域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (SA 広帯域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (SA 燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高压代替注水系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低压代替注水系原子炉注水流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低压代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
ドライウエル雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・プール水温度	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	○
ドライウエル圧力	-	-	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ圧力	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・プール水位	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	○
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
起動領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(2/3)

主要設備	設置許可基準規則（条）															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
代替淡水貯槽水位	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	○	-	○	-	○	
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	○	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	
格納容器内酸素濃度（SA）	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	○	
使用済燃料プール温度（SA）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プールエア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレイ系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系系統流量	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(3/3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (1/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	-	-	○	-	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-
【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 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA 広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA 燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
高压代替注水系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低压代替注水系原子炉注水流量	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (2/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウェル雰囲気温度	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンパ雰囲気温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水温度	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウェル圧力	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンパ圧力	○	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水位	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	○	-
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	-	-	-	○	-	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	○	-	-	-	○	-	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (3/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
起動領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替淡水貯槽水位	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	-
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (4/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
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 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (5/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	
残留熱除去系海水系系統流量	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	

(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事故シーケンス及び設備

■: 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

(3) 全交流動力電源喪失時の電源供給の方法

125V A系蓄電池又は125V B系蓄電池から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、蓄電池の容量を考慮し、下記のとおり不要な負荷の切離し操作を行う。

【全交流動力電源喪失から60以内】

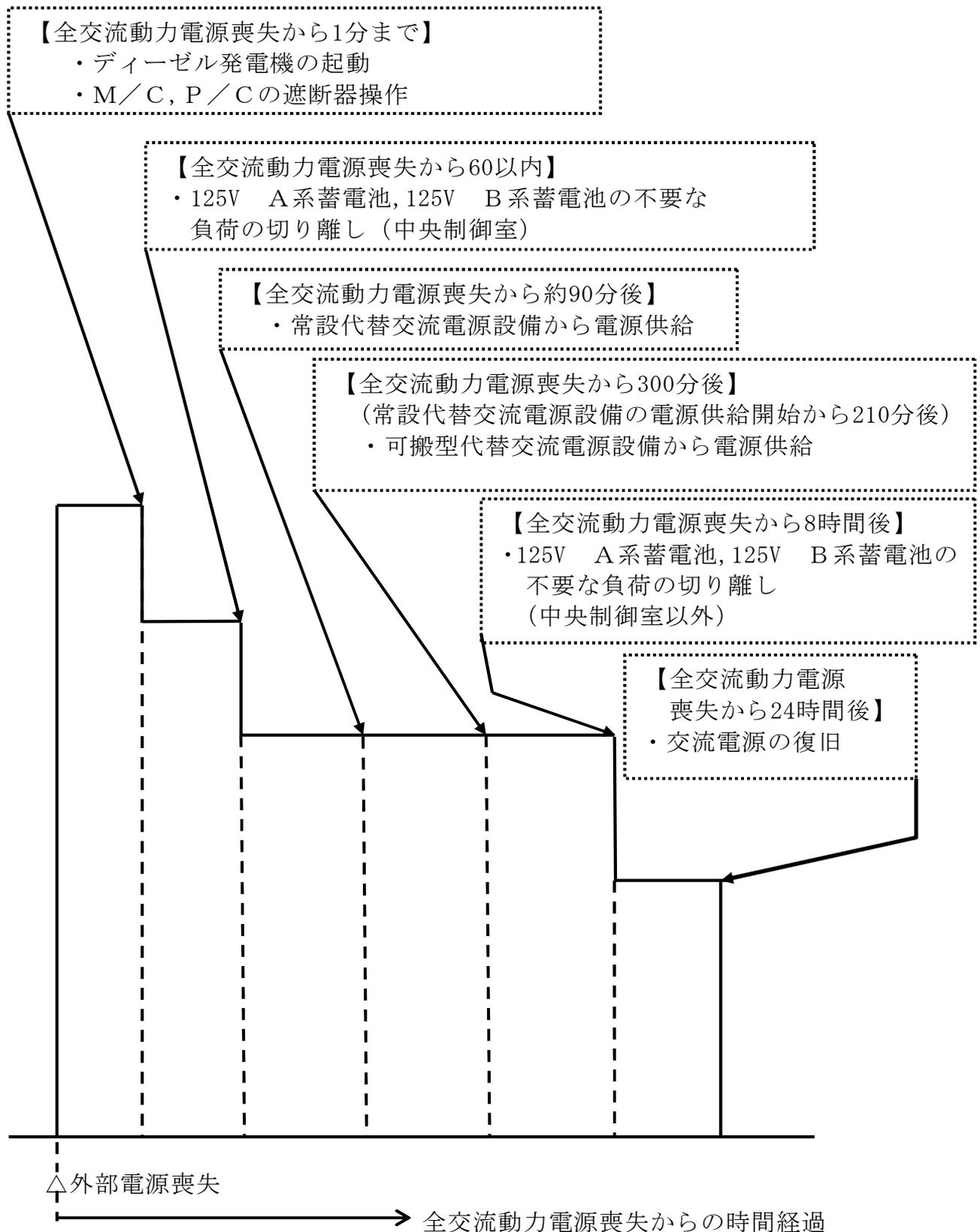
- ・125V A系蓄電池の不要な負荷の切り離し^{※1}
- ・125V B系蓄電池の不要な負荷の切り離し^{※1}

※1 中央制御室または隣接する電気室等において簡易な操作にて切り離し可能な負荷

【全交流動力電源喪失から8時間後】

- ・125V A系蓄電池の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）
- ・125V B系蓄電池の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

全交流動力電源喪失直後から24時間後までの間に考慮する設備操作の時系列を第2.2-2図に示す。



第 2.2-2 図 全交流動力電源喪失発生以降において考慮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。

(1) 125V A系蓄電池（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V A系蓄電池の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について、切り離しを行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

(2) 125V B系蓄電池（区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V B系蓄電池の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について、切り離しを行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

(3) 125V H P C S系蓄電池(区分Ⅲ)

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 24 時間後まで使用する。

(4) 中性子モニタ用蓄電池（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 4 時間後まで使用する。

2.3.1.2 125V A系蓄電池の容量

(1) 125V A系蓄電池の負荷内訳

125V A系蓄電池は、以下の第2.3.1-1表に示す負荷に電力を供給する。

また、125V A系蓄電池による負荷給電パターンを、第2.3.1-1図に示す。

第2.3.1-1表 125V A系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 ^{※1}	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御回路				
非常用ディーゼル発電機初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
その他の負荷 ^{※3}				
合計	1,750	255	238	134

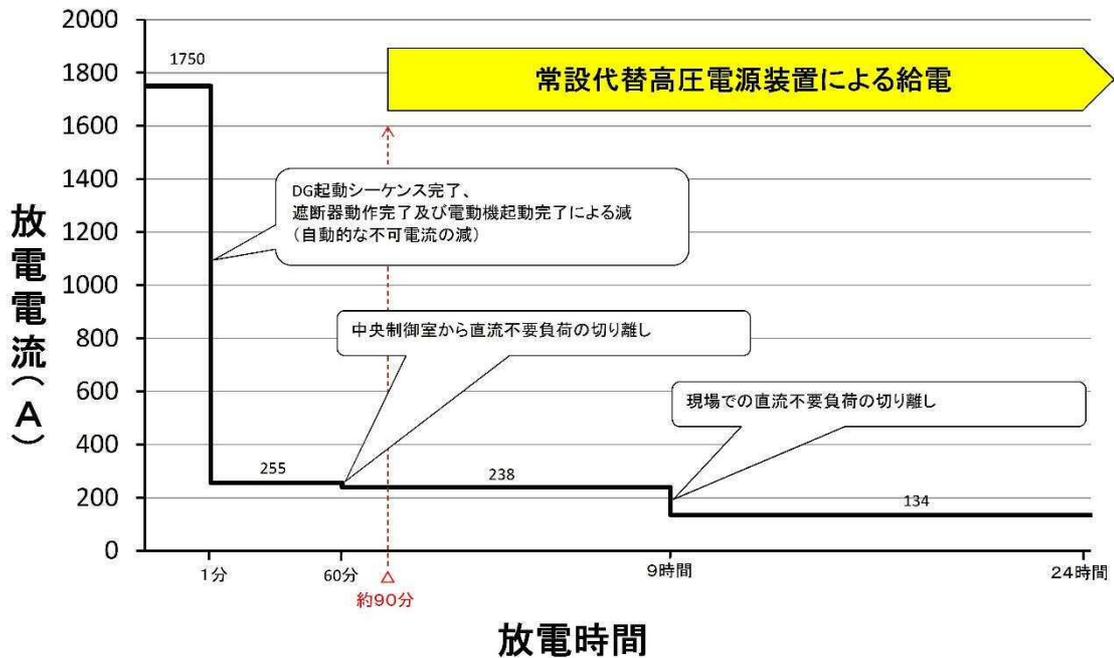
単位：A

※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し、容量計算では9時間まで給電を継続するものとしている。

※2 D/G(A)初期励磁はM/C, P/C遮断器の制御回路(遮断器投入・引外し)と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、D/G(A)初期励磁電流(□A)はM/C, P/C遮断器の制御回路電流(遮断器投入・引外し)より小さいため、電流値の大きいM/C, P/C遮断器の制御回路電流(遮断器投入・引外し)に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池(非常用)の容量内訳」に示

す。



第 2.3.1-1 図 125V A系蓄電池負荷給電パターン

(2) 125V A系蓄電池の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。）

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1,750] = 1,444 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

② 60 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1,750 + 1.98 \times (255 - 1,750)] = 675 \text{Ah}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 1.98 \text{ (59分)}, I_2 : 255 \text{ (A)}$$

③ 9時間(540分)供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_3 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1,750 + 9.43 \times (255 - 1,750) + 8.72 \times (238 - 255)] \\ &= 2,843\text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539分)}, I_2 : 255 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480分)}, I_3 : 238 \text{ (A)}$$

④ 24時間(1,440分)供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1,750 + 24.31 \times (255 - 1,750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)] \\ &= 5,284\text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1440分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1439分)}, I_2 : 255 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1380分)}, I_3 : 238 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900分)}, I_4 : 134 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., 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。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,314Ah であ

り、125V A系蓄電池の容量（約6,000Ah）以下であることから、125V A系蓄電池は必要な容量を有している。

2.3.1.3 125V B系蓄電池の容量

(1) 125V B系蓄電池の負荷内訳

125V B系蓄電池は、以下の第2.3.1-2表に示す負荷に電力を供給する。

また、125V B系蓄電池による負荷給電パターンを、第2.3.1-2図に示す。

第2.3.1-2表 125V B系蓄電池負荷一覧表

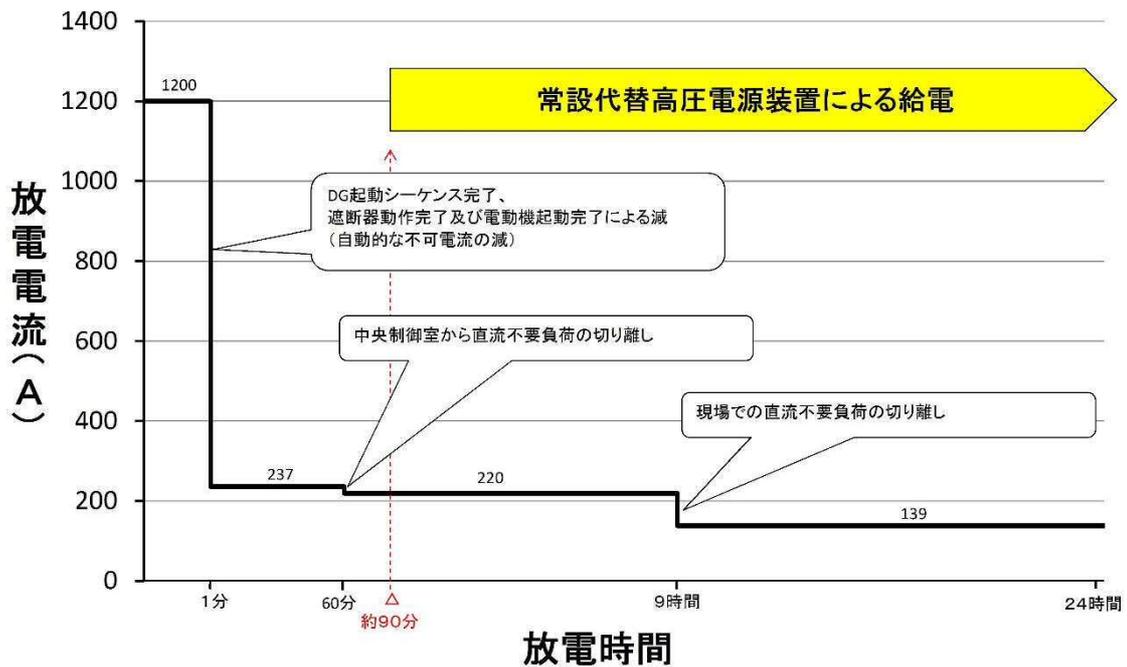
負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 ^{※1}	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御回路				
非常用ディーゼル発電機初期励磁				
その他の負荷 ^{※3}				
合計	1,200	237	220	139

単位：A

※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し、容量計算では9時間まで給電を継続するものとしている。

※2 D/G(B)初期励磁はM/C, P/C遮断器の制御回路(遮断器投入・引外し)と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、D/G(B)初期励磁電流(□A)はM/C, P/C遮断器の制御回路電流(遮断器投入・引外し)より小さいため、電流値の大きいM/C, P/C遮断器の制御回路電流(遮断器投入・引外し)に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池(非常用)の容量内訳」に示す。



第 2.3.1-2 図 125V B系蓄電池負荷給電パターン

(2) 125V B系蓄電池の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 1分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1,200] = 990\text{Ah}$$

K_1 : 0.66 (1分), I_1 : 1,200 (A)

② 60分間供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_2 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1200 + 1.98 \times (237 - 1,200)] \\ &= 617\text{Ah} \end{aligned}$$

K_1 : 2.00 (60分), I_1 : 1,200 (A)

K_2 : 1.98 (59分), I_2 : 237 (A)

③ 9時間 (540分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1,200 + 9.43 \times (237 - 1,200) + 8.72 \times (220 - 237)]$$

$$= 2,624\text{Ah}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480 分)}, I_3 : 220 \text{ (A)}$$

④ 24 時間 (1,440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_4 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1,200 + 24.31 \times (237 - 1,200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)]$$

$$= 5,171\text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1,440 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1,439 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1,380 分)}, I_3 : 220 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900 分)}, I_4 : 139 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス(添え字) 1, 2, 3..., 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。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,151Ah であり, 125V B系蓄電池の容量(約 6,000Ah) 以下であることから, 125V B系蓄電池は必要な容量を有している。

2.3.1.4 125V H P C S系蓄電池の容量

(1) 125V H P C S系蓄電池の負荷内訳

125V H P C S系蓄電池は、以下の第2.3.1-3表に示す負荷に電力を供給する。また、125V H P C S系蓄電池による負荷給電パターンを、第2.3.1-3図に示す。

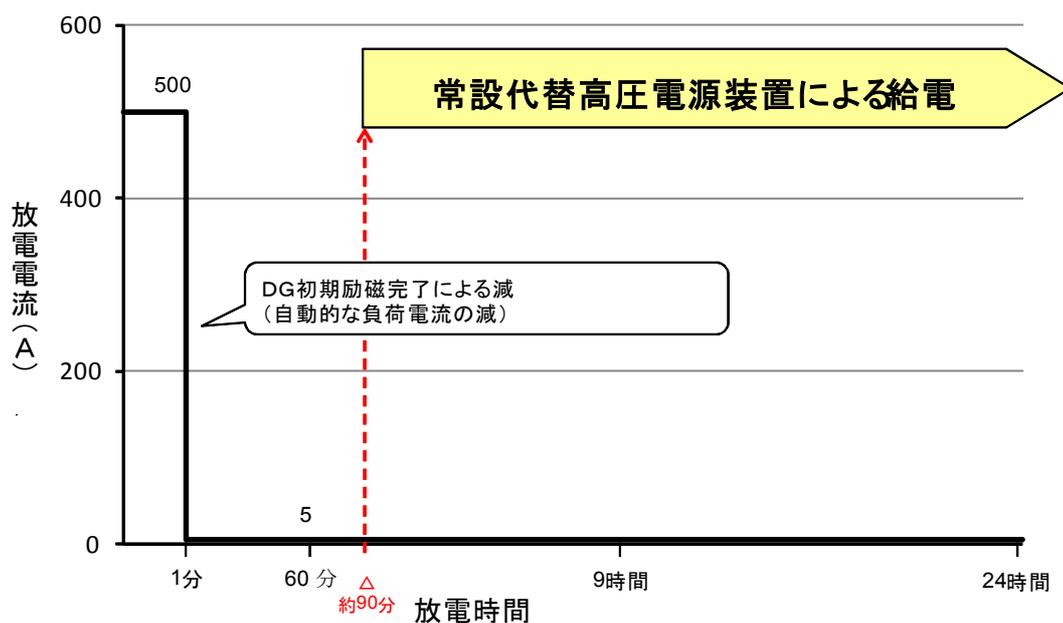
第2.3.1-3表 125V H P C S系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-24時間
M/C遮断器の制御回路		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁		
その他の負荷 ^{*2}		
合計	500	5

単位：A

※1 高圧炉心スプレイ系D/G初期励磁はM/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、M/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し：A）は高圧炉心スプレイ系D/G初期励磁電流より小さいため、電流値の大きい高圧炉心スプレイ系D/G初期励磁電流に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※2 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の容量内訳」に示す。



第 2.3.1-3 図 125V HPCS系蓄電池負荷給電パターン

(2) 125V HPCS系蓄電池の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙添 6 に示す。）

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1分)}, I_1 : 500 \text{ (A)}$$

② 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)] = 159 \text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1,440 分)}, K_2 : 24.31 \text{ (1,439 分)}$$

$$I_1 : 500 \text{ (A)}, I_2 : 5 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度

により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3 . . . , n : 放電電流の変化の順に
付番

C_i ($i = 1, 2, 3 . . . , n$) で最大となる値が保守率を考慮した
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 413Ah であり,
125V H P C S 系蓄電池の容量 (約 500Ah) 以下であることから, 125V H
P C S 系蓄電池は必要な容量を有している。

2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量

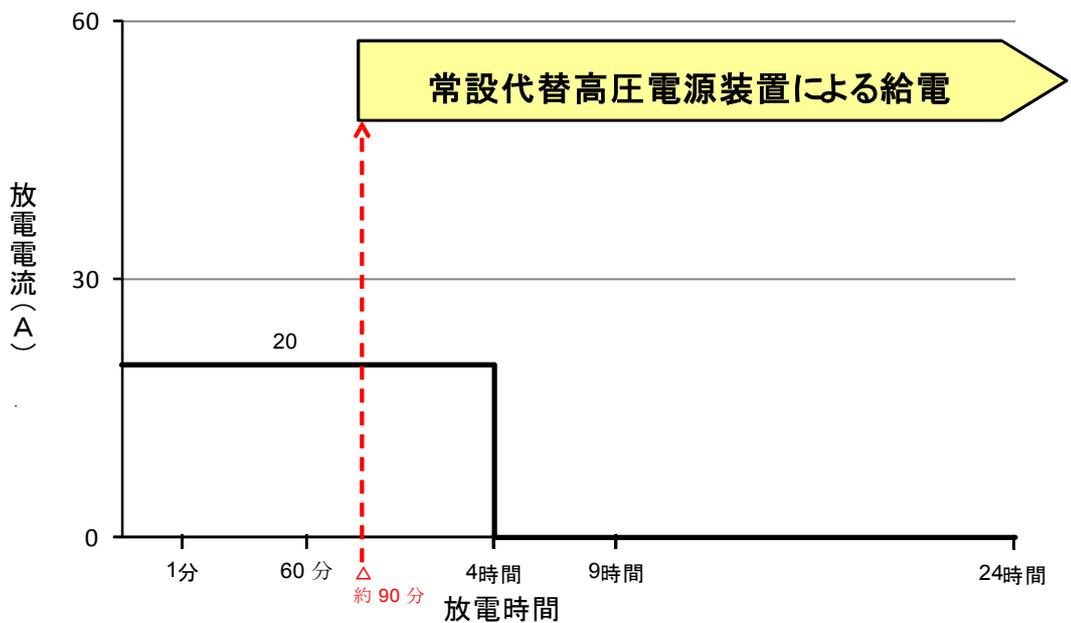
(1) 中性子モニタ用蓄電池A系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池A系は、以下の第2.3.1-4表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池A系による負荷給電パターンを、第2.3.1-4図に示す。

第2.3.1-4表 中性子モニタ用蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装	20.0	20.0
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計		

単位：A



第2.3.1-4図 中性子モニタ用蓄電池A系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池A系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 4時間（240分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池A系の容量 (約 150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池A系は必要な容量を有している。

2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量

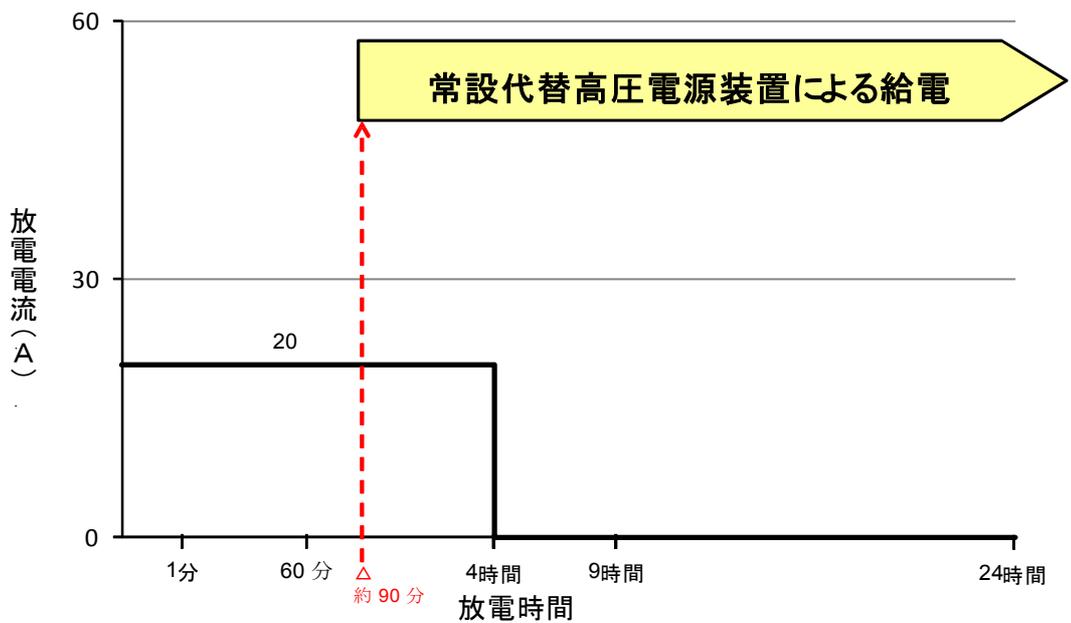
(1) 中性子モニタ用蓄電池B系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池B系は、以下の第2.3.1-5表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池B系による負荷給電パターンを、第2.3.1-5図に示す。

第2.3.1-5表 中性子モニタ用蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計		

単位：A



第2.3.1-5図 中性子モニタ用蓄電池B系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池B系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 4時間（240分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池B系の容量 (約 150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池B系は必要な容量を有している。

2.3.1.7 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2.3.1-6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、停止後の冷却及び格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間(24時間)以上確保でき、設置許可基準規則第14条の要求事項を満足する。

第2.3.1-6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)
125V A系蓄電池	約 6,000Ah	1 分間→1,444Ah 60 分間→ 675Ah 9 時間→2,843Ah 24 時間→ <u>5,284Ah</u>	約 5,284Ah	○
125V B系蓄電池	約 6,000Ah	1 分間→ 990Ah 60 分間→ 617Ah 9 時間→2,624Ah 24 時間→ <u>5,171Ah</u>	約 5,171Ah	○
125V H P C S系蓄電池	約 500Ah	1 分間→ <u>413Ah</u> 24 時間→ 159Ah	約 413Ah	○
中性子モニタ用蓄電池A系	約 150Ah	4 時間→ <u>133Ah</u>	約 133Ah	○
中性子モニタ用蓄電池B系	約 150Ah	4 時間→ <u>133Ah</u>	約 133Ah	○

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

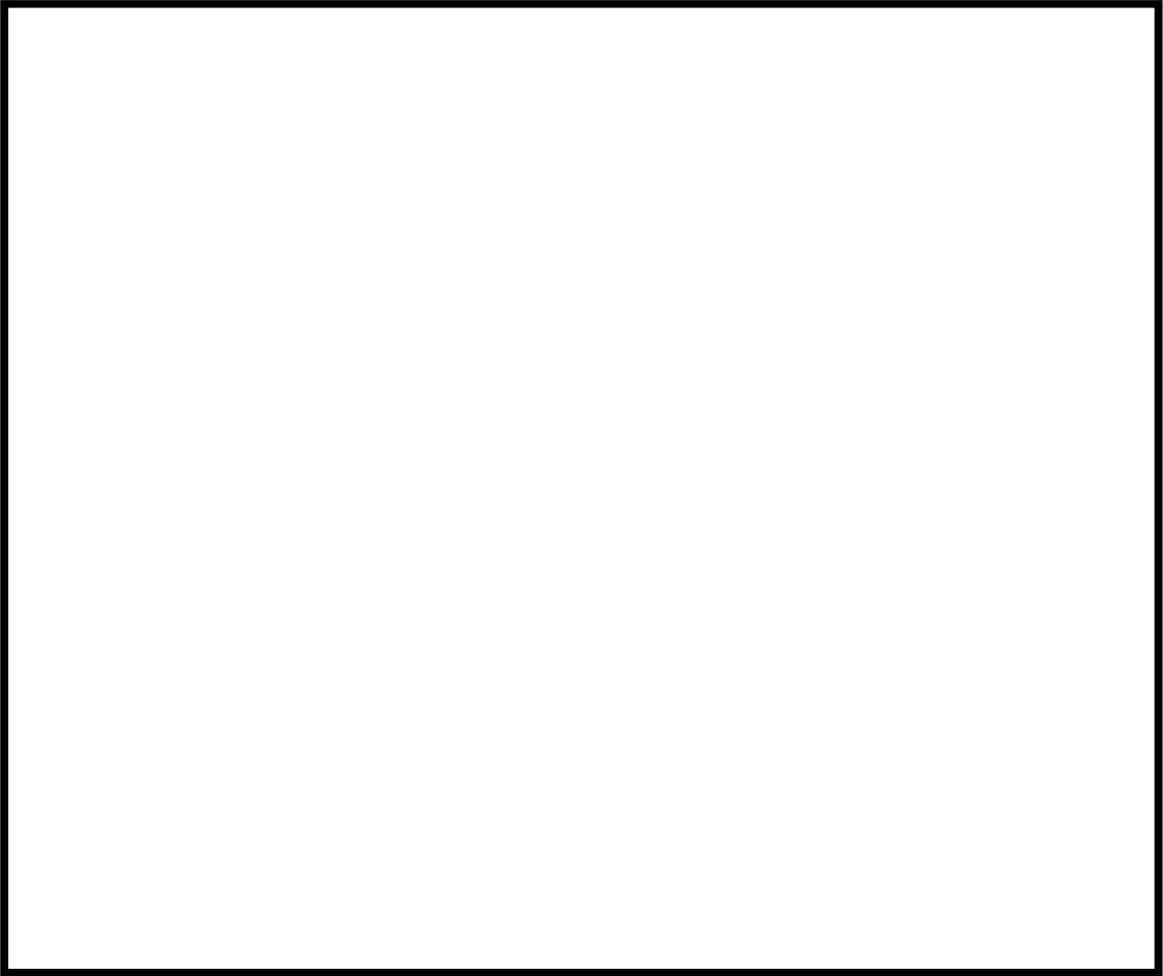
蓄電池（非常用）の配置を、第 2.3.2-1 図に示す。

蓄電池（非常用）は、非常用 3 系統をお互い別の場所に設置しており、主たる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、地震、津波、内部火災及び溢水の観点から、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。

また、発電所敷地で想定される地震、津波以外の自然現象として、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、森林火災及び高潮が選定される。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内に設置し、各自然現象によって機能が喪失することがない設計とする。落雷については、避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより落雷により機能を喪失することがない設計とする。洪水及び地滑りについては、立地的要因から設計上の考慮は不要である。

主たる共通要因に対する頑健性を、第 2.3.2-1 表に示す。



第 2.3.2-1 図 蓄電池（非常用）配置図

第 2.3.2-1 表 主たる共通要因に対する頑健性

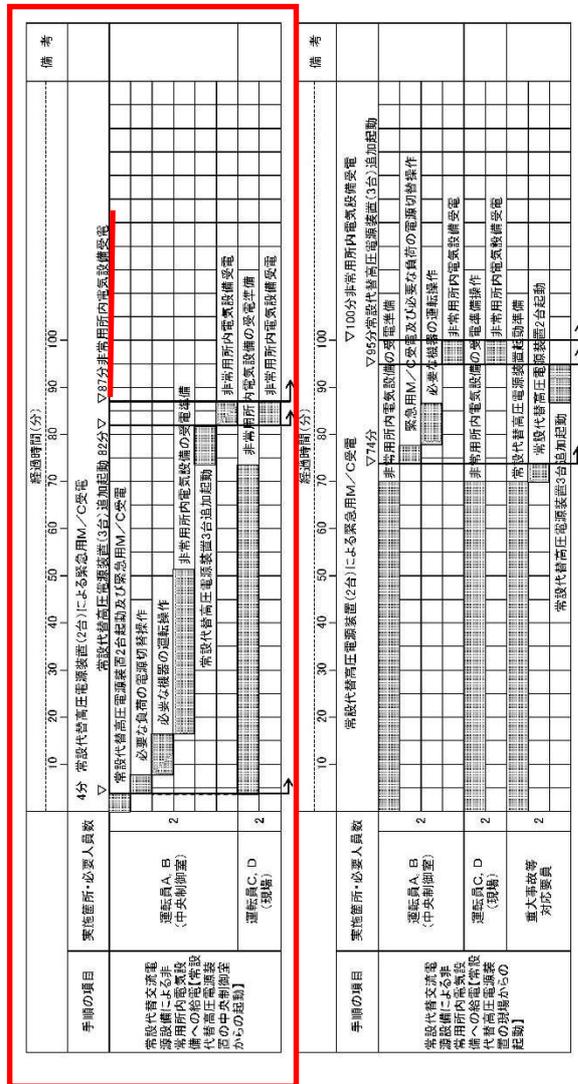
共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	基準地震動に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して、建屋及び蓄電池（非常用）が機能維持できる設計とする。
津波	基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	基準津波（敷地前面東側）の最高水位は T. P. +17.1m であるが、新設する防潮堤（防潮堤前面 T. P. +20.0m）により蓄電池室が、津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	異なる系統の蓄電池室については、火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する防火壁又は隔壁等により分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し、影響のないことを確認、も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。	地震や火災による溢水に対して蓄電池（非常用）が機能喪失にならないことを確認する。 また、蓄電池室には、蒸気源及び被水源がないため影響を考慮する必要がない。

別紙 1 常設代替交流電源設備から電源供給を開始する時間

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの電源供給開始に要する時間は、「東海第二発電所「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」に記載する。同資料記載するの電源供給開始に係る時間評価結果を第 1 図に示す。

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から非常用高圧母線を受電するまでは 87 分である。

よって常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からは 90 分で電源供給開始が可能である。



1.14-87

第 1.14.2.1-4 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

第 1 図 「東海第二発電所「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」抜粋

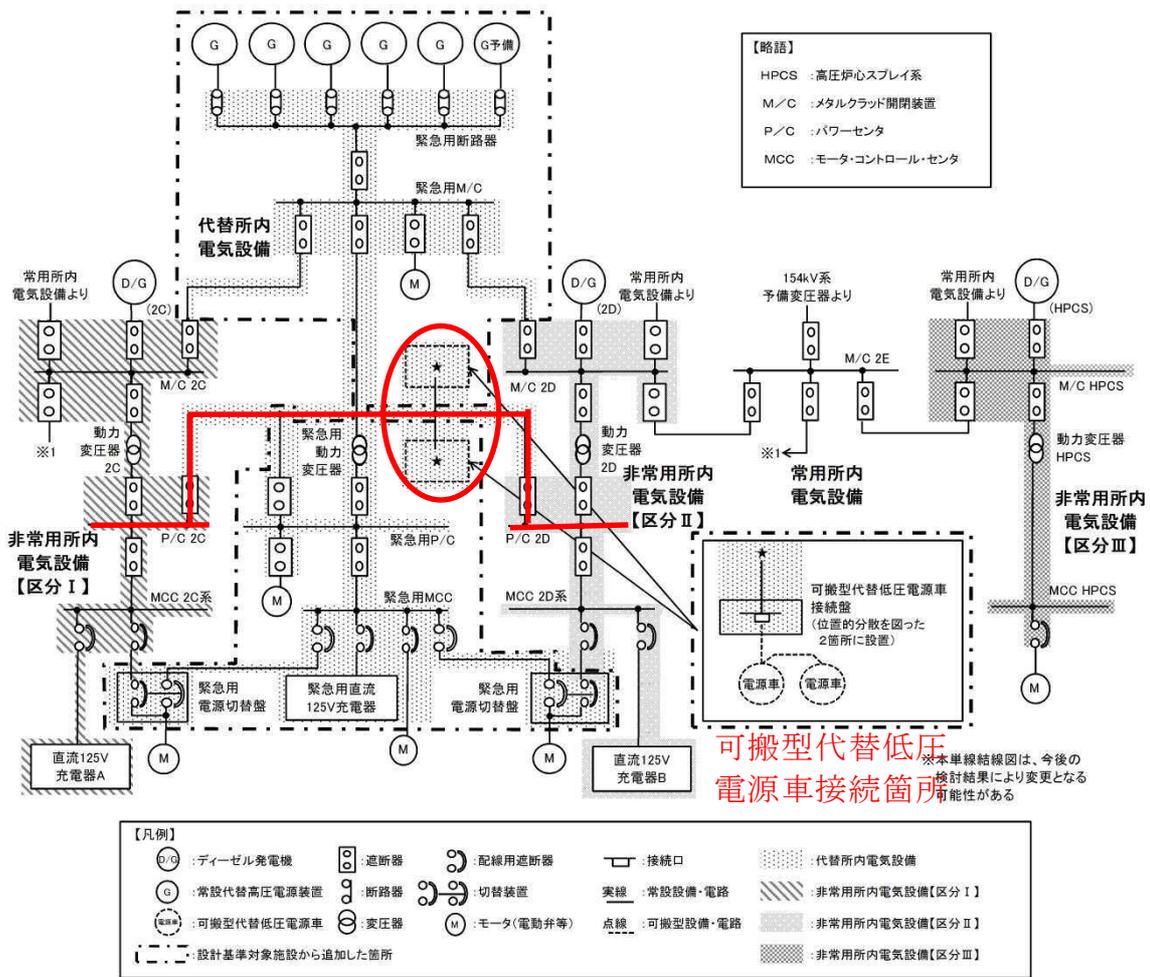
別紙 2 可搬型代替電源設備から電源供給を開始する時間

可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備への電源供給方法は、非常用パワーセンタへの電源供給（第 1 図に示す）と、可搬型整流器を用いた直流 125V 主母線盤への電源供給（第 2 図に示す）がある。

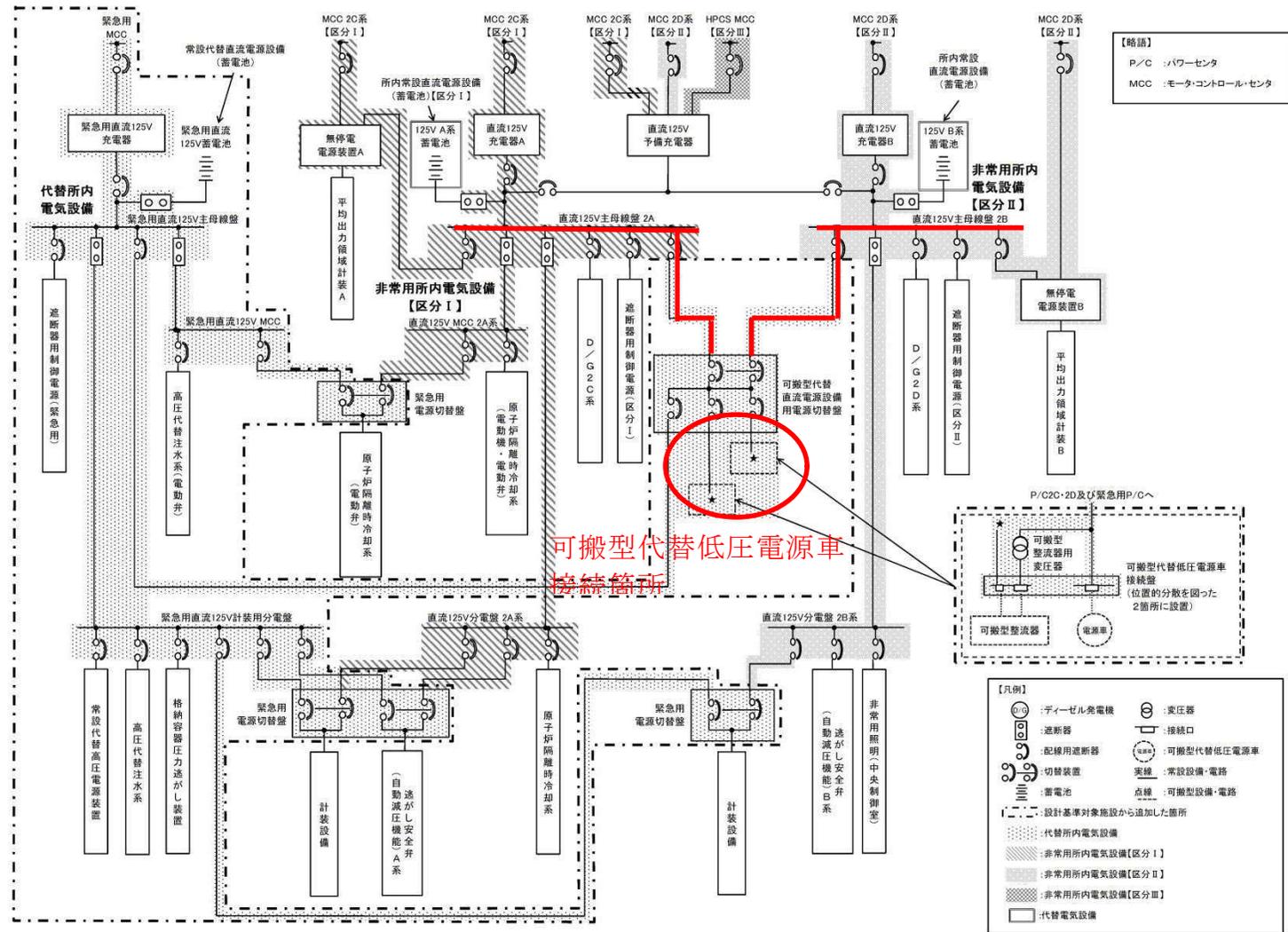
非常用パワーセンタへの電源供給は 210 分（第 3 図に示す）、直流 125V 主母線盤への電源供給は 190 分（第 4 図に示す）で完了する。

設置許可規準規則第 14 条においては、全交流動力電源喪失から重大事故等に対処するために必要な電力が交流動力電源設備から供給開始されるまでの間、必要負荷に電力を供給することを要求している。

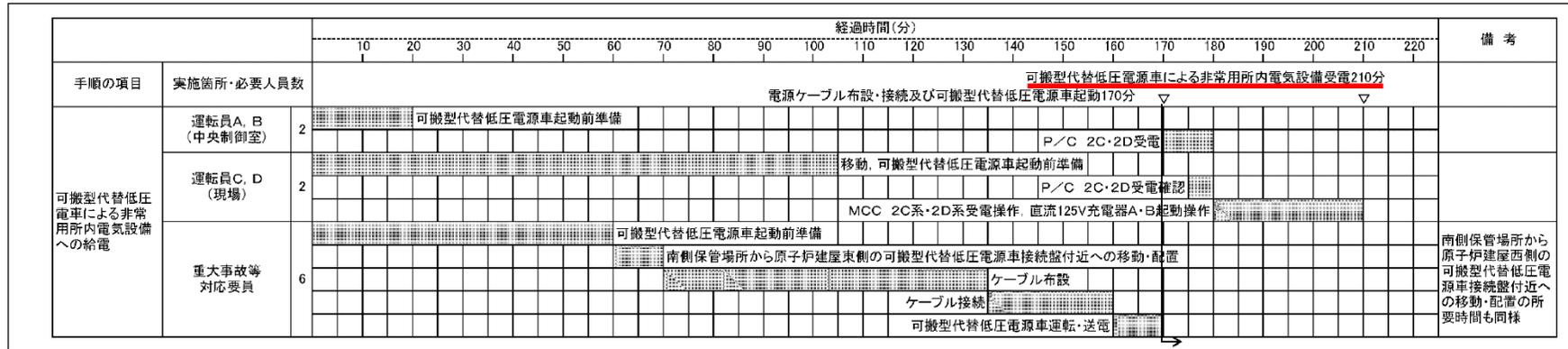
このため、可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備の電源供給開始までの時間は、交流動力電源を供給する非常用パワーセンタへの電源供給時間 210 分を使用する。



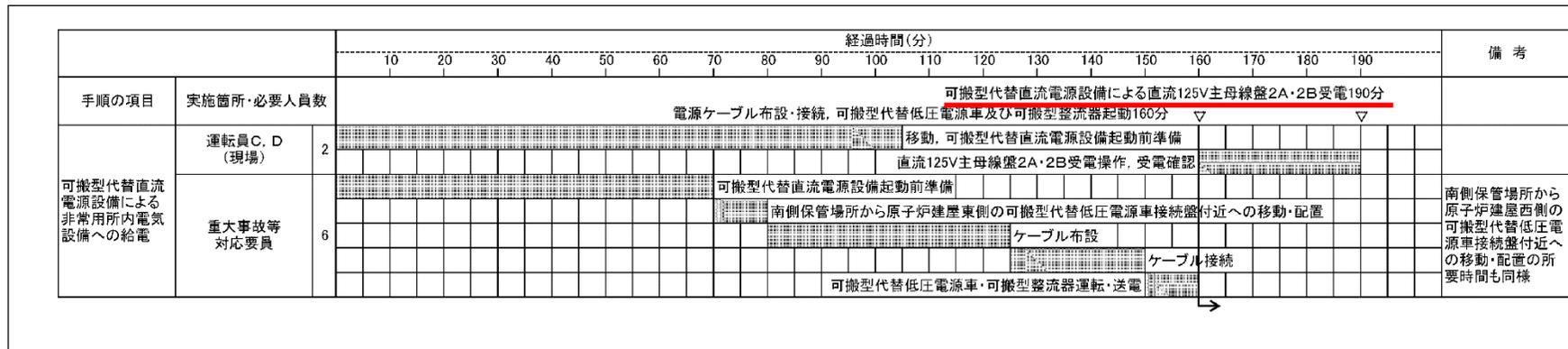
第 1 図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用パワーセンタ）への電源供給経路図



第2図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（125V主母線盤）への電源供給経路図



第3図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（パワーセンタ）電源供給給電タイムチャート※1



第4図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（直流125V主母線盤）への電源供給タイムチャート※1

※1 「東海第二発電所「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」の抜粋

別紙 3 所内常設蓄電式直流電源設備

125V A系蓄電池, 125V B系蓄電池及び 125V H P C S系蓄電池は, 重大事故等対処設備として要求される所内常設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 1b)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とする。

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, 125V A系蓄電池及び 125V B系蓄電池は全交流動力電源喪失発生後 1 時間及び 8 時間後以降に不要負荷を切り離す手順とする。ただし, 125V H P C S系蓄電池は切り離し操作をすることなく 24 時間後まで使用する。

別紙 4 制御棒位置指示への電源給電について

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針では、事故時のプラント状態の把握機能は重要度分類のクラス 2 に分類され、非常用電源からの給電要求がある。

制御棒位置指示は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(JEAG4611-2009)において上記事故時のプラント状態の把握機能を有する設備と位置付けているが、本文第 2.2-1 表の全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流電源設備としては選定していない。これは、以下の理由によるものである。

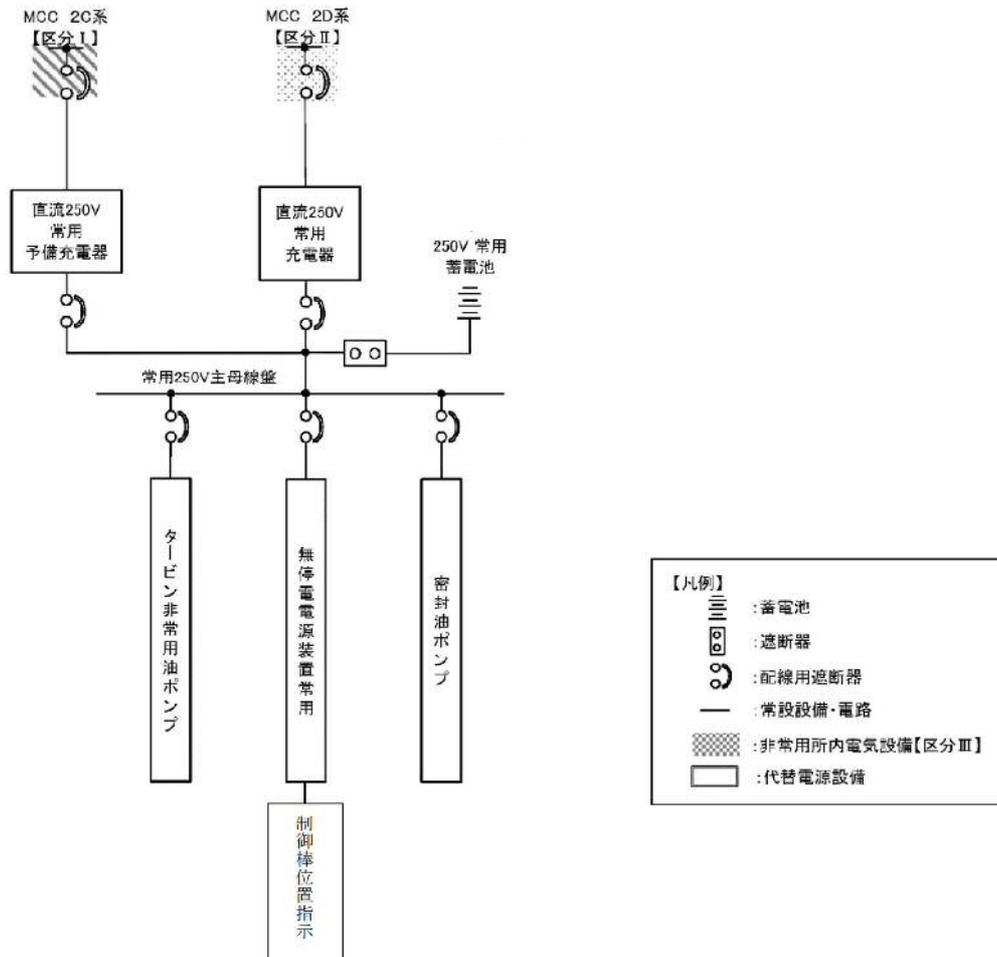
(1) 制御棒位置指示は耐震 C クラス設計であること

「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(JEAG4611-2009)では、制御棒位置指示の耐震クラスが低いことを考慮し、原子炉スクラム用電磁接触器と相まってクラス 2 要求を満足する設備と位置付けていること

(2) 東海第二発電所の制御棒位置指示は無停電電源設備より給電するが、第 1 図に示すとおり直流電源系は常用蓄電池より給電する設計となっていること

(3) 上記設計を考慮し、全交流電源喪失事象の有効性評価では原子炉停止状態を確認するためのパラメータとして平均出力領域計装及び起動領域計装を選定していること

非常用交流母線 2C 系及び 2D 系



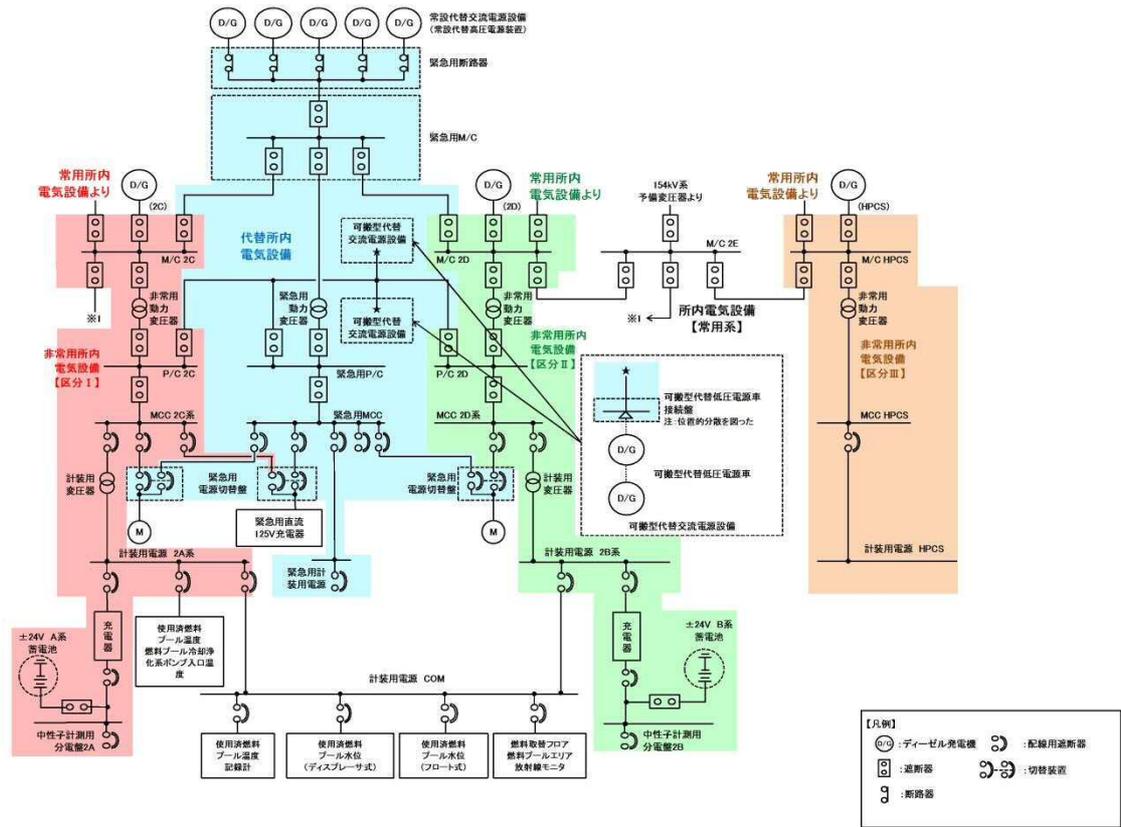
第 1 図 制御棒位置指示への給電系統

別紙 5 使用済燃料プールの水位・温度監視について

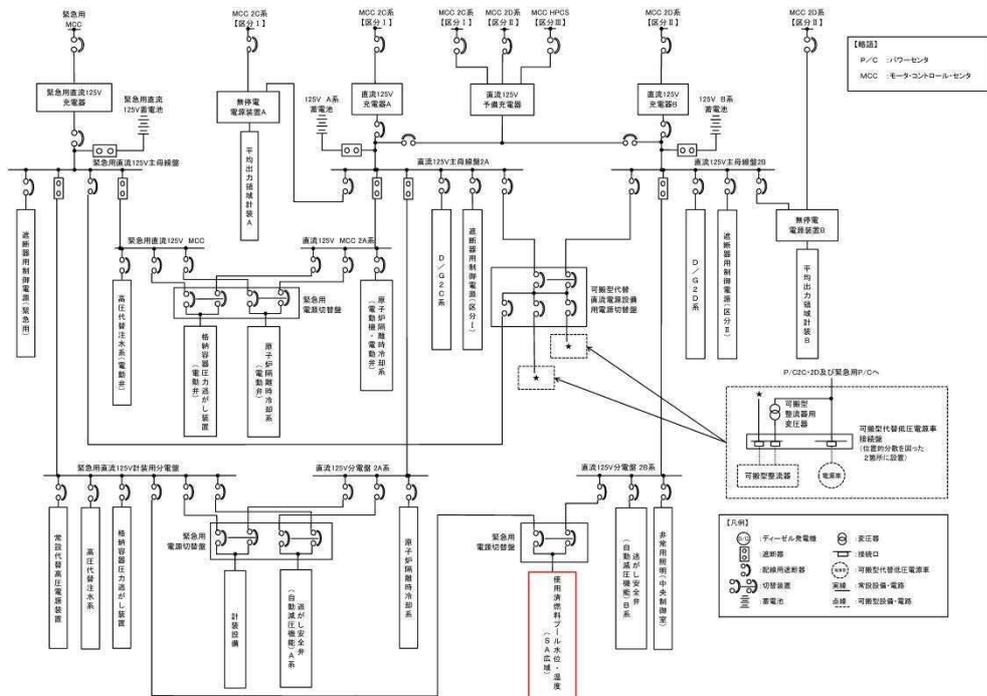
使用済燃料プールの水位・温度の監視は、設置許可基準規則第 16 条第 3 項第 2 号において、外部電源が利用できない場合における使用済燃料プールの水位・温度の監視機能が要求されている。

東海第二発電所の既設の使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度は、第 1 図に示すとおり非常用交流母線より給電される設計となっている。このため、全交流動力電源喪失時にも使用済燃料プールの水位・温度の監視を可能とするため、蓄電池（非常用）から給電される使用済燃料プール水位・温度(SA 広域)を新たに設置する（第 2 図）。

なお、使用済燃料プール水位・温度(SA 広域)は、重大事故等対策の有効性評価における重要事故シーケンスである蓄電池（非常用）機能が喪失する全交流動力電源喪失（TBD）時においても、使用済燃料プールの水位及び温度監視を可能とするため、緊急用直流電源設備からも給電可能な設計とする。



第1図 交流電源概略図



第2図 直流電源概略図

別紙 6 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1.80V/セルとする。(別紙8)

- (4) 保守率は0.8とする。

- (5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに,

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., 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 (125V H P C S系蓄電池容量)

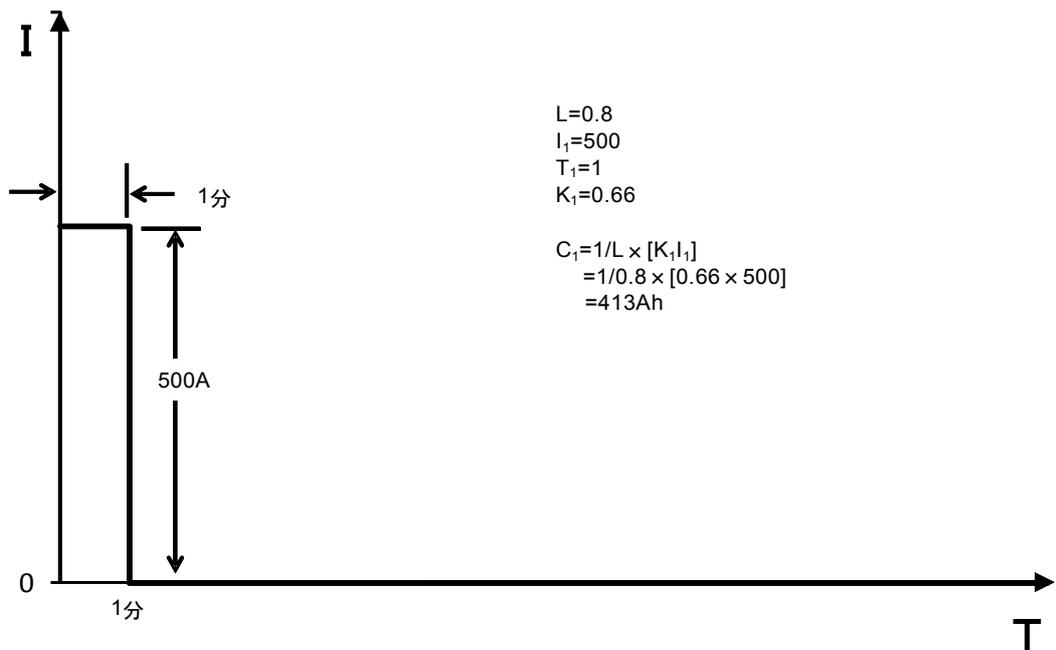
- ① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

- ② 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

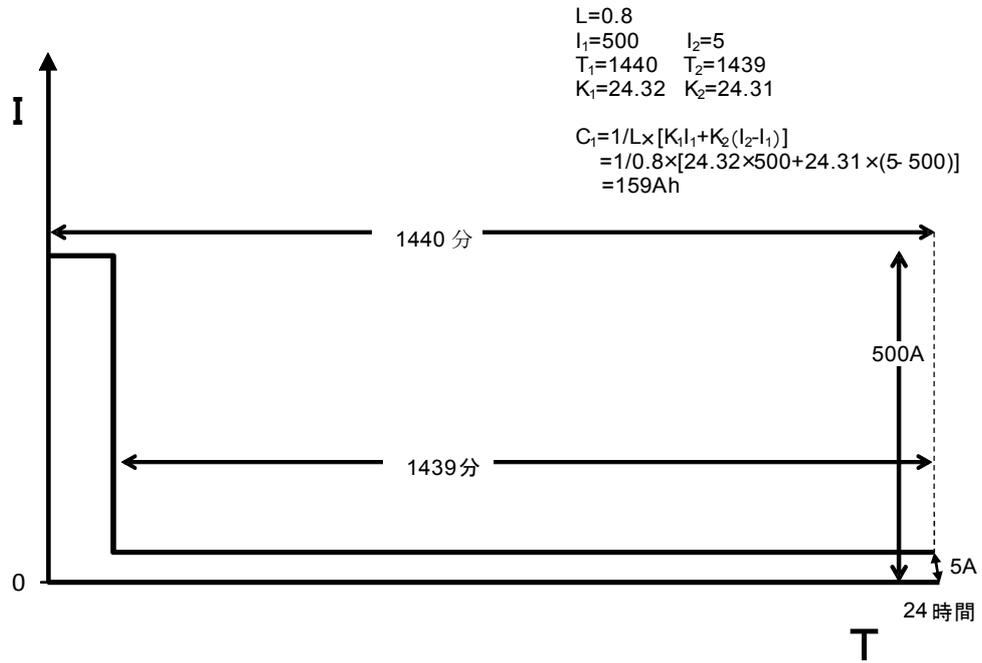
$$C_{1440} = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$
$$= 159\text{Ah}$$

給電開始から 1 分までの蓄電池容量 $C_1 = 413\text{Ah}$ である。



第 1 図 給電開始から 1 分までの負荷曲線

給電開始から 24 時間 (1440 分) 後までの蓄電池容量 $C_2 = 159\text{Ah}$ である。



第 2 図 給電開始から 24 時間 (1440 分) 後までの負荷曲線

別紙 7 蓄電池の容量換算時間 K_i 値一覧

蓄電池（非常用）の容量換算時間を第 1 表に示す。

第 1 表 125V A系蓄電池, 125V B系蓄電池, 125V H P C S系蓄電池, 中性子モニタ用蓄電池 A系及び中性子モニタ用蓄電池 B系（制御弁式）
容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K_i (時)
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1,380	23.32
1,439	24.31
1,440	24.32

別紙 8 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間 K_i 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。

東海第二発電所では，放電終止電圧を次のとおりとする。

125V A系蓄電池，125V B系蓄電池，125V H P C S系蓄電池，中性子モニタ用蓄電池 A系及び中性子モニタ用蓄電池 B系：1.80V／セル

別紙 9 蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池の容量は、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が低下する。このため、蓄電池の容量は、必要容量に対し以下のような保守性を考慮することで、余裕を持った容量設計とする。

- (1) 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 を採用することで、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)
- (2) 各負荷の電流値は、実負荷電流ではなく設計値を用いている。

別紙 10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳

125V A系蓄電池，125V B系蓄電池，125V H P C S系蓄電池の「その他の負荷」内訳は以下の第1表～第3表のとおりである。

第1表 125V A系蓄電池「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間	9-24時間
原子炉隔離時冷却系弁				
インバータ 2 A ^{※1}				
DB/S A分離盤（区分 I）（突合せ給電を除く） ^{※2}				
DB/S A分離盤（区分 I）（突合せ給電） ^{※3}				
直流非常灯				
主蒸気ラインドレン弁				
C U W系 電動弁				
F R V S / S G T S C P - 6 A				
D C制御他 ^{※4}				
負荷余裕 ^{※5}				
合計				

単位：A

※1 インバータ 2 Aの負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装，外の状況を監視する設備，津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，無線連絡設備

※2 DB/S A分離盤（区分 I）（突合せ給電を除く）は以下の設備

- ・原子炉隔離時冷却系系統流量，ドライウェル圧力，サブプレッション・プール水温度 (DB)，サブプレッション・プール水位，原子炉水位用凝縮槽温度

※3 DB/S A分離盤 (区分 I) (突合せ給電) は以下の設備

- ・原子炉圧力，原子炉水位 (広帯域)，原子炉水位 (燃料域)，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4 DC制御他は以下の設備

- ・安全保護系計装・制御回路，蓄電池水素濃度，逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)，格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)，A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)，A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)，使用済プールライナードレン漏えい検知，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

第2表 125V B系蓄電池「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間	9-24時間
インバータ2B ^{※1}				
DB/S A分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電を除く） ^{※2}				
DB/S A分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電） ^{※3}				
データ伝送装置				
直流非常灯				
FRVS / SGTSCP-6B				
DC制御他 ^{※4}				
負荷余裕 ^{※5}				
合計				

単位：A

※1 インバータ2Bの負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，衛星電話設備，データ伝送装置

※2 DB/S A分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電を除く）は以下の設備

- ・ドライウエル圧力，サプレッション・プール水温度(DB)，サプレッション・プール水位(DB)，原子炉水位用凝縮槽温度

※3 DB/S A分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電）は以下の設備

- ・原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4 DC制御他は以下の設備

- ・安全保護系計装・制御回路，蓄電池室水素濃度，使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)，逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)，格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)，A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)，A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)，タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

第 3 表 125V H P C S 系蓄電池「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-24 時間
DC 制御他 ^{※1}		
負荷余裕 ^{※2}		
合計		

単位：A

※1 DC 制御他は以下の設備

- ・計測制御設備等の小容量設備を集約

※2 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

別添

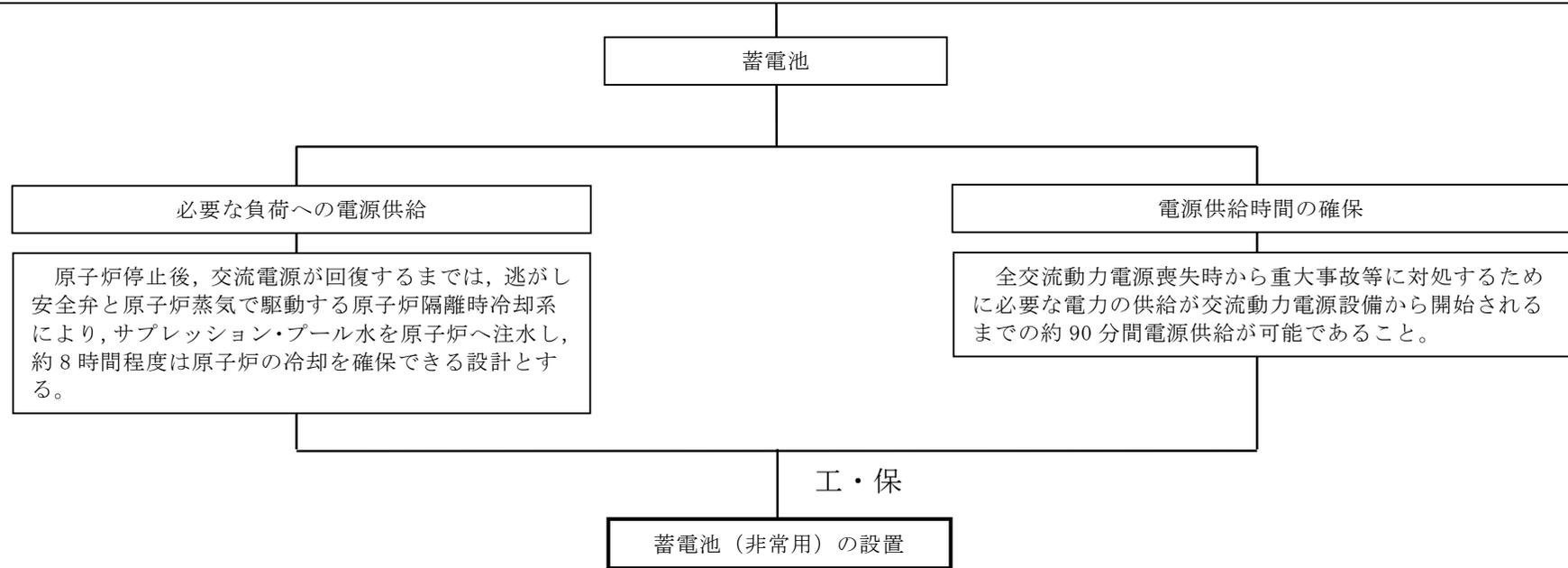
東海第二発電所

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

設置許可基準規則 第 14 条

発電用原子炉施設には、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交流動力電源設備から開始されるまでの間、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。



14 条-別添-1

<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付八への反映事項】</p> <p> ：添付八</p> <p> ：当該条文に該当しない (他条文での反映事項他)</p>
--	--

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対象等
<p>第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備</p>	<p>蓄電池 (非常用)</p>	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設について

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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 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 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 するものとする事。</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事。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融 しないものとする事。</p>	<p>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>	変更なし
—	<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>	変更なし

<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</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</p>	<p>変更なし</p>

<p>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>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>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。)にあっては、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って、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いした場合において水の漏れいを検知することができるものとする。</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>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>変更なし</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>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>	
<p>4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 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>二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。</p> <p>三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。</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>六 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。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>ロ 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こと。</p> <p>ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</p> <p>ニ キャスク本体その他のキャ</p>	変更なし

	<p>スクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</p> <p>七 取扱者以外の物がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	
--	---	--

<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つては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、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>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つては、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</u></p>	<p>追加要求事項</p>

	<p><u>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>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 47 条 (警報装置等)</p>	<p>備考</p>
<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>こと。</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できる設計とする。

(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、これらの計測設備については非常用電源設備から受電し、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。

東海第二発電所

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 機器配置図等による抽出
 - 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する重量物の抽出結果
5. 落下防止の対応状況確認

5.1 評価フローⅢ（落下防止とその適切性の確認）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原子炉建屋原子炉棟 6 階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. 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
2. 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
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
4. その他トラブル事例に対する対応状況について

5. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策
6. 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
7. キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

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、東海第二発電所 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附属施設の位置，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、機器配置図等（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 で抽出した設備等について、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、落下エネルギーを気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーと比較し、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. 落下防止の対策の要否判断

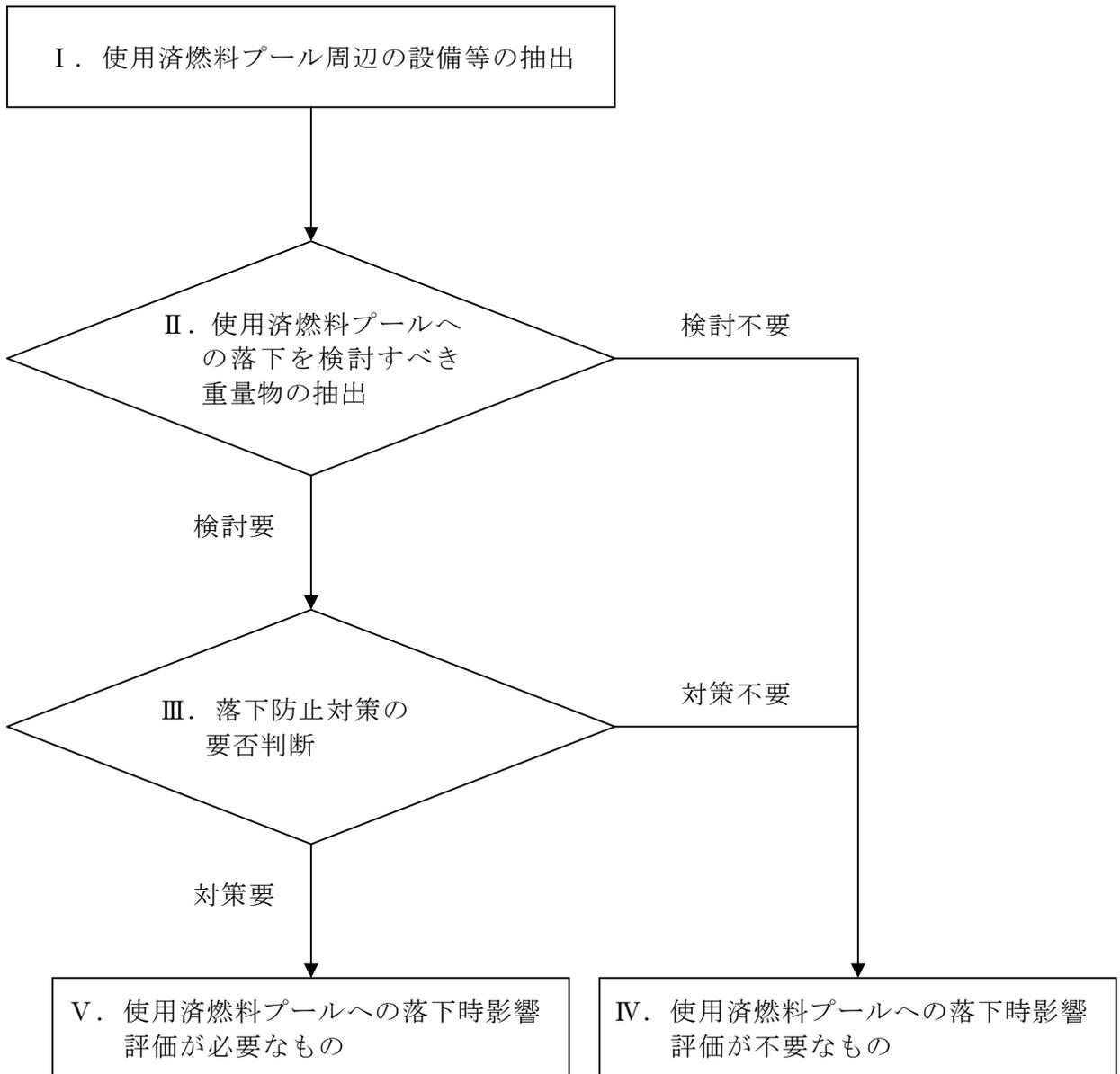
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

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 2.1-1 図 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（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている設備等。

3.1.2 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する。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）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（原子炉建屋原子炉棟 6 階）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，第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表に示す。

【抽出した設備等】

- ① 原子炉建屋原子炉棟
- ② 燃料取替機
- ③ 原子炉建屋クレーン
- ④ その他クレーン類
- ⑤ PCV（取扱具含む）
- ⑥ RPV（取扱具含む）
- ⑦ 内挿物（取扱具含む）
- ⑧ プール内ラック類
- ⑨ プールゲート類
- ⑩ キャスク（取扱具含む）
- ⑪ 電源盤類
- ⑫ フェンス・ラダー類
- ⑬ 装置類
- ⑭ 作業機材類

- ⑮ 計器・カメラ・通信機器類
- ⑯ 試験・検査用機材類
- ⑰ コンクリートプラグ・ハッチ類
- ⑱ 空調機
- ㉑ その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては、燃料集合体や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、プラント定検時の原子炉建屋原子炉棟6階床面における各機器の配置変更、搬入及び搬出を行う。

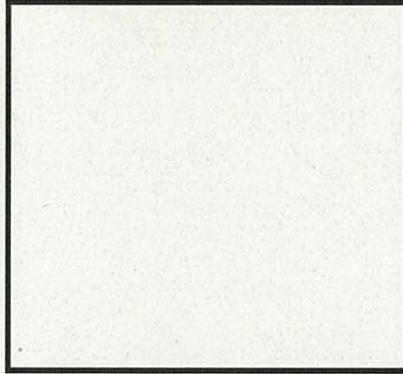
東海第二発電所の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋クレーン



原子炉建屋原子炉棟 6階西側



原子炉建屋原子炉棟 6階平面図

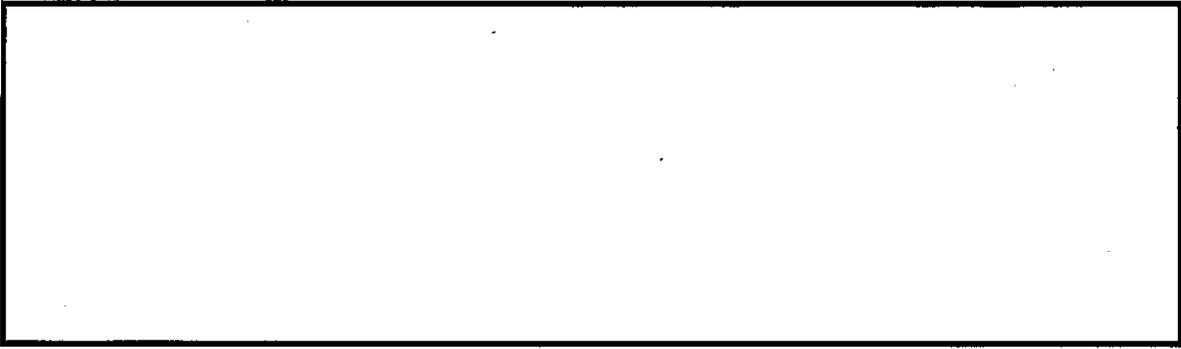


原子炉建屋原子炉棟 6階東側



燃料取替機

第 3.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟 6階床面概要



燃料取替機本体

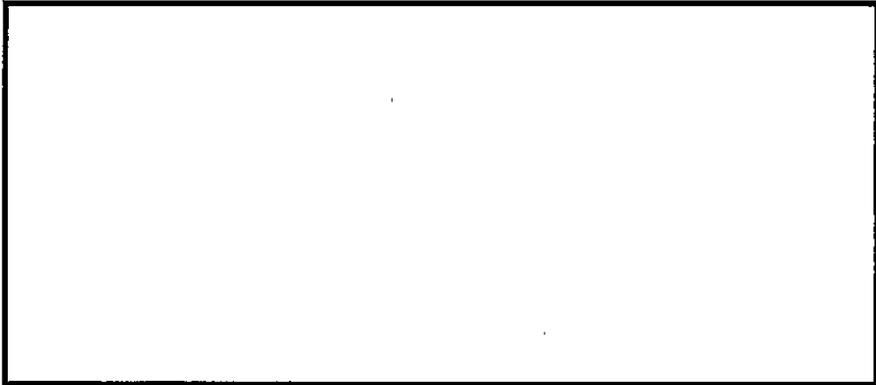


燃料集合体

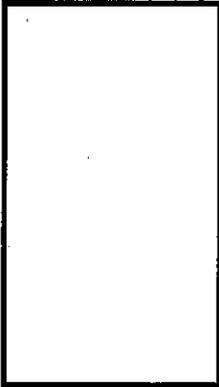


制御棒

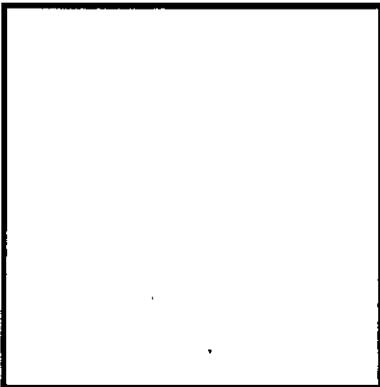
第 3.2-2 図 燃料取扱機本体及び取扱重量物



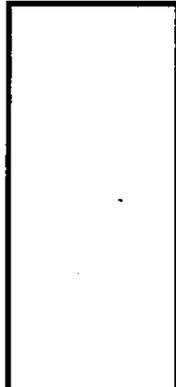
原子炉建屋クレーン本体



キャスク



キャスク吊具



使用済燃料プールゲート

第 3.2-3 図 原子炉建屋クレーン本体及び取扱重量物

第 3.2-1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガータ
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	使用済燃料プール用ジブクレーン
		新燃料検査台
5	PCV（取扱具含む）	PCV ヘッド
		PCV ヘッド吊り具
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド （+スタッドボルトテンション）
		RPV ヘッドフランジガスケット
		ミラーインシュレーション
		スタッドボルト着脱装置
		ミラーインシュレーションペロー
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ
		セパレータ
		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
		D/S 吊り具
		MS ラインプラグ
		MSLP 用電源箱
		MSLP 用空気圧縮機
		MSLP 用電動チェーンブロック
		マルチストロングバック
		燃料集合体
		チャンネル着脱機
		D/S 水中移動装置
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
		LPRM 収納缶置台
		制御棒ハンガ
9	プールゲート類	燃料プールゲート（大）
		燃料プールゲート（小）
		キャスクピットゲート

番号	抽出項目	詳細
10	キャスク （取扱具含む）	キャスク
		キャスク吊り具
		ドライキャスク
		ドライキャスク吊り具
		固体廃棄物移送容器
		固体廃棄物移送容器用垂直吊り具 （R/B 用）
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		チャンネル着脱機制御盤
		作業用分電盤
		中継端子箱
		原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤
		水中照明電源箱
		SHIPPING 用操作盤部
		SHIPPING 動力盤
		開閉器
12	フェンス・ラダー類	キャスクピット排水用電源盤
		手摺り（除染機用レール含む）
		可動ステージ開放用ホイスト架台
		原子炉ウエル用梯子
13	装置類	DSP 昇降梯子
		パーテーション
		集塵装置（収納コンテナ含む）
		DSP パッキン用減圧器
		酸化膜厚測定装置
		水中テレビ制御装置
		燃料付着物採取用装置 （本体，ポール，ヘッド）
水位調整装置		
14	作業用機材類	リークテスト測定装置
		SFP ゲート用架台
		工具類
		大型セイバーソー
		遮へい体
		防災シート類
		足場材
		水中簡易清掃装置保管箱
		局所排風器
		ウエル用資機材
		ローリングタワー
フィルタ収納容器		
LPRM 収納箱		

第 3.2-2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 2）

番号	抽出項目	詳細		
14	作業用機材類	テント		
		酸化膜厚測定装置架台		
		工具箱（引き出しタイプ）鋼製		
		ドロップライト収納箱		
		グラブプル収納箱		
		水中カメラ支持ポール		
		チャンネル固縛仮置き架台		
		NFV 用吊り具ワイヤ		
		除染ビット用クーラー		
		スポットクーラー		
		注水ユニット		
		キャスク底部固定金具		
		足場収納箱		
		差圧計		
15	計器・カメラ・通信機器類	エリアモニタ		
		プロセスモニタ		
		ページング		
		固定電話		
		監視カメラ		
		IAEA カメラ		
		使用済燃料プール温度計		
		使用済燃料プール水位計		
		水素濃度計		
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）		
		RCW サージタンク液位計		
		地震計		
		16	試験・検査用機材類	テンション用テストブロック
				スタッドボルト試験片
FHM 用テストウェイト				
シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）				
SHIPPING 装置架台				
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ		
		キャスク除染ビットカバー		
		DS プールカバー		
		原子炉ウェルシールドプラグ		
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ		
		SFP スロットプラグ		
		SFP スロットプラグ吊り具		
		DSP スロットプラグ		
		DSP スロットプラグ吊り具		
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ		
		FPC F/D コンクリートプラグ		
		CUW F/D コンクリートプラグ		

番号	抽出項目	詳細
18	空調機	空調機
		FHM 操作室空調機
19	その他	配管
		チェッカープレート
		非常用誘導灯
		消火設備
		掲示板
		ガラス
		ダクト
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		救命用具
		定検査機材
		RCW サージタンク
		時計
		手摺り収納箱
		ステップ
		カメラケース
		カメラ用架台
		ベリスコープ用架台
		キャビネット（コンテナ類含む）
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）
		安全帯用ポール及び連結板
		内蓋吊金具収納箱
		垂直吊具エア操作ユニット
		リークテスト測定装置ホース収納箱
		蓋仮置き台
		フランジプロテクター
		蓋吊具（DC 用、NFT 用）
		ボンベ台車
		収納缶（冷却用）
		ハンドリフター（2t）
加圧タンク		
ヘリオット		
位置決めラグ		
RPV ヘッド架台		
真空乾燥装置		
新燃料容器		
コンテナ用枕木		

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距離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があるものを検討要、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選定

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）

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

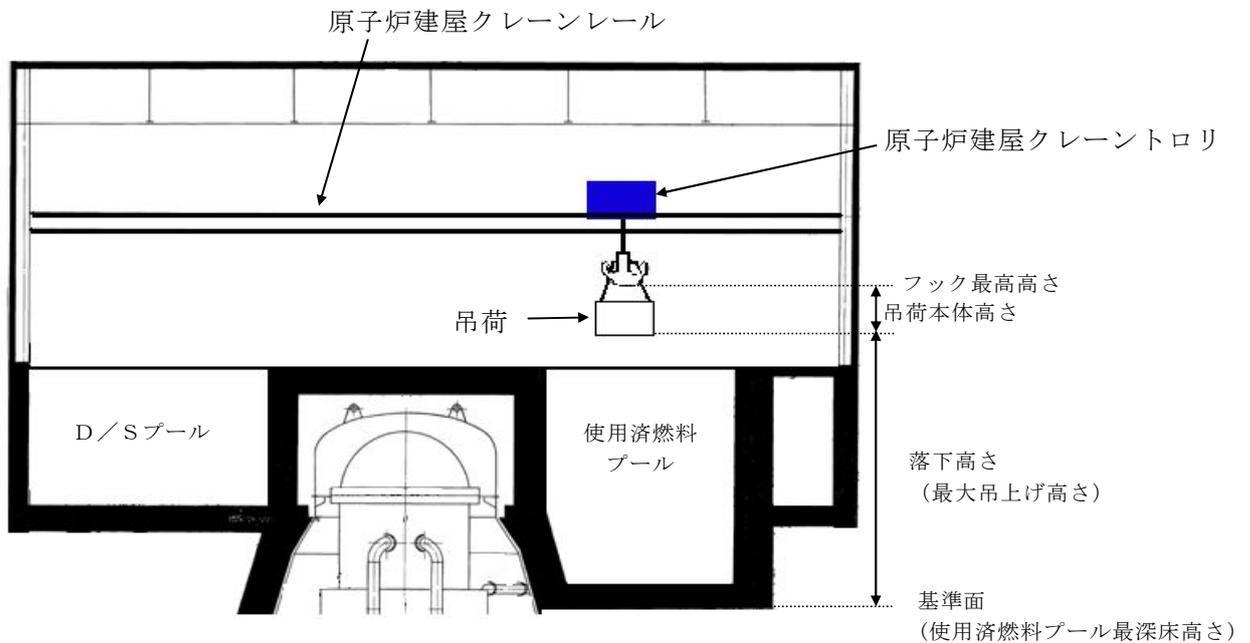
E：落下エネルギー [J]

m：質量 [kg]

g：重力加速度 [m/s²]

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。



第 4.1-1 図 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算出

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、検討要になるものを、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、手摺りにより区画された外側に配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、床面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られていることから、落下は防止される（詳細は、使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟6階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*>

- ・⑤PCV（取扱具含む）
- ・⑪電源盤類
- ・⑱空調機

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



使用済燃料プール周り（全体）



使用済燃料プール周り（手摺り）

4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

4.1.1「設置状況による抽出」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※>

- ・ ⑧プール内ラック類
- ・ ⑭作業用機材類
- ・ ⑮計器・カメラ・通信機器類

※各項目の詳細は第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表参照

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

4.2.1「設置状況による抽出」及び4.2.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要に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おそれがあることから、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。

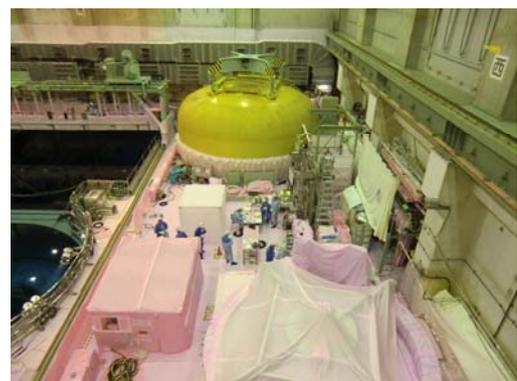
<検討要となる項目※>

- ・ ①原子炉建屋原子炉棟
- ・ ②燃料取替機
- ・ ③原子炉建屋クレーン
- ・ ④その他クレーン類
- ・ ⑥RPV（取扱具含む）
- ・ ⑦内挿物（取扱具含む）
- ・ ⑨プールゲート類
- ・ ⑩キャスク
- ・ ⑫フェンス・ラダー類
- ・ ⑬装置類
- ・ ⑯試験・検査用資材
- ・ ⑰コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・ ⑱その他

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



原子炉建屋原子炉棟（天井面）



原子炉建屋原子炉棟（壁面）

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、落下防止措置が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第5.1-1表に示す。

第5.1-1表 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損壊	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
原子炉建屋原子炉棟	○	—	—	—	—	—
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 に対する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、燃料取替機にはフック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等の設備構造上の落下防止措置が、原子炉建屋クレーンにはフック外れ止め、フェイルセーフ機構（ワイヤロープストッパ機構含む）等の設備構造上の落下防止措置が適切に講じられている設計とする。

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。

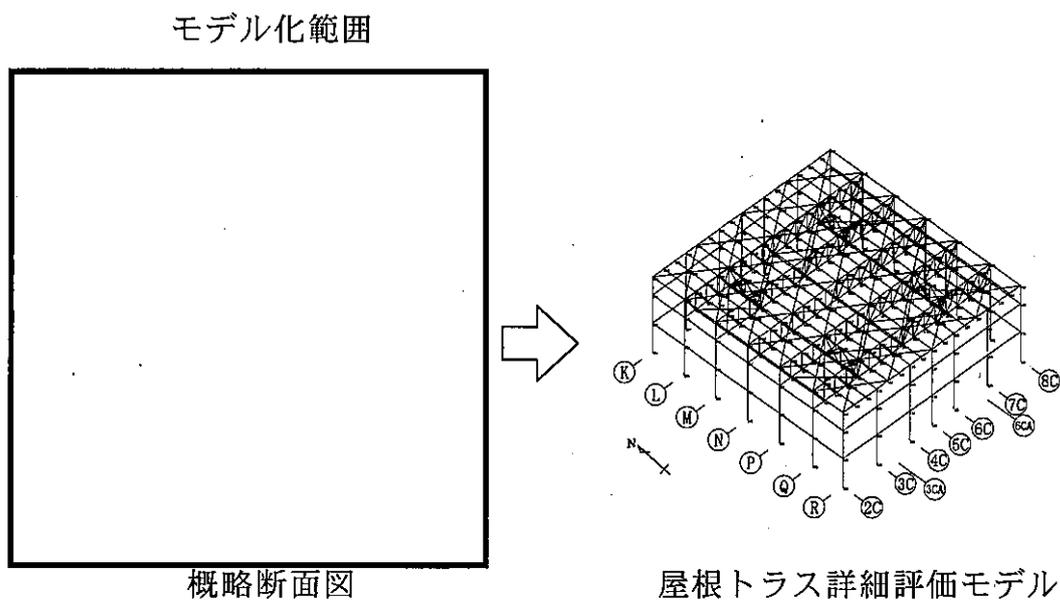
また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策により、落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

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) 原子炉建屋原子炉棟及び使用済燃料プール上部にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については、6階床面（EL.46.5m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁およ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ことを設計とする。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。原子炉建屋原子炉棟6階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、6階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。



第 5.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟屋根評価モデル

(2) 燃料取替機

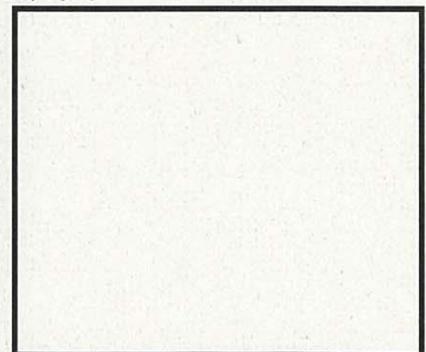
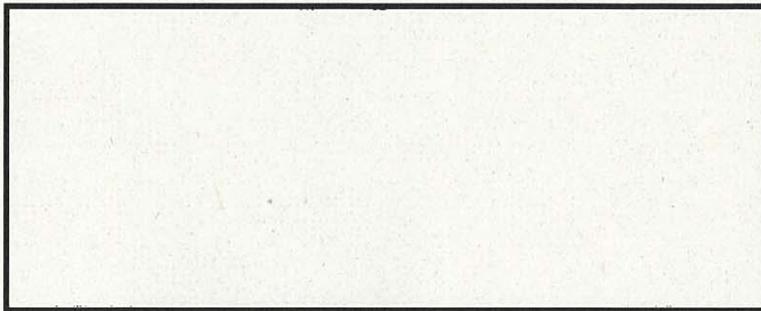
燃料取替機[※]は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD/Sプールをまたぐレール上を走行する取替機であり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

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 Ss に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

※ 耐震性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となる項目全てを包絡する重量とする。

- 燃料集合体
- ブレードガイド
- 制御棒 等

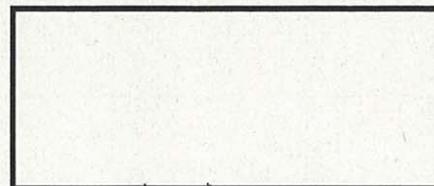
燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール上面



走行レール断面

第 5.2-2 図 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に落下しない設計とする。

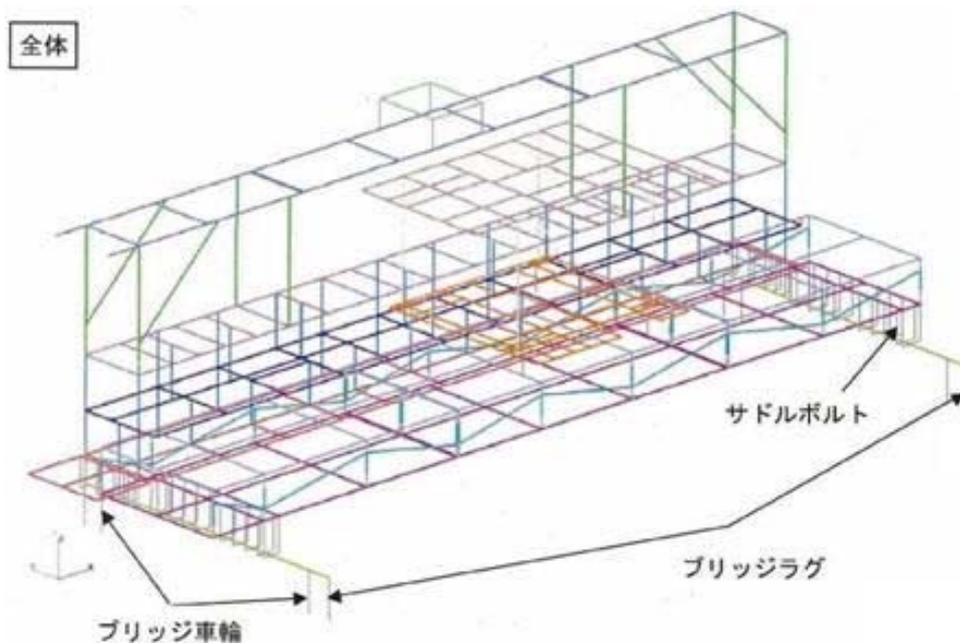
以下に、耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 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



第 5.2-3 図 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する。

本装置は、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。

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋原子炉棟 6 階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。

本装置は、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。

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋原子炉棟 6 階床面に設置され、本レールが破損した場合、燃料取替機本体が使用済燃料プールに落下することを防止するため、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。

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性評価方法を示す。耐震性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

燃料取替機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，モノレールホイスト及びフレームホイスト) 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 1 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

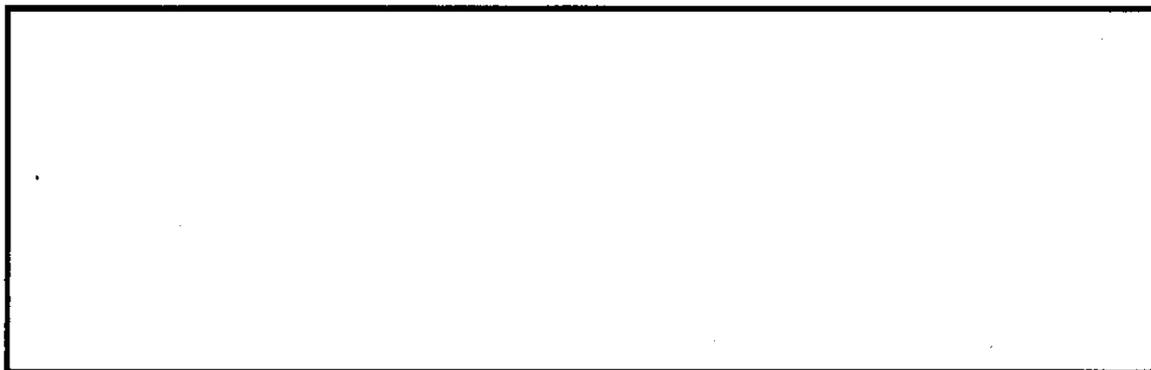
原子炉建屋クレーン*は、原子炉建屋原子炉棟内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり、浮上りによる脱線防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガータ当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

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。

※ 耐震性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、下記のように燃料取替機によりつられる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 等

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



第 5.2-4 図 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

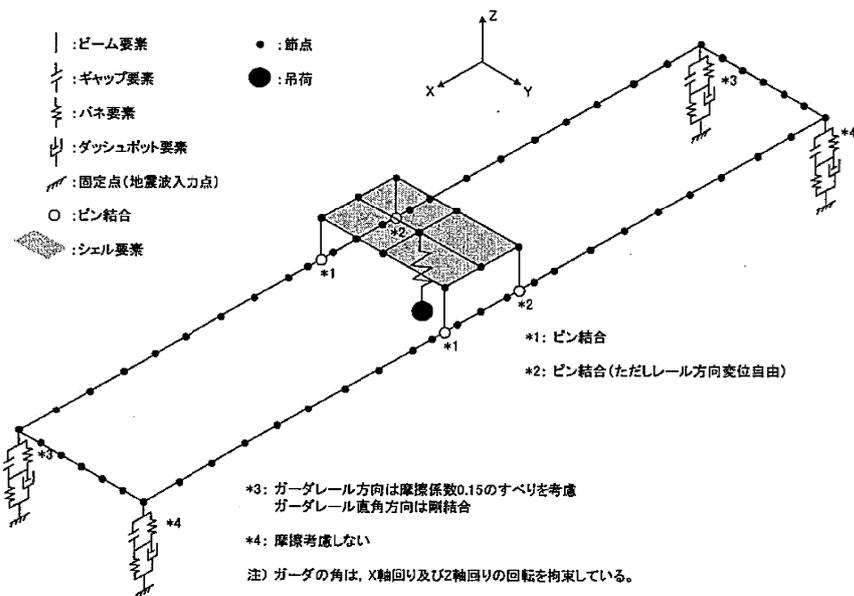
原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元はりモデルを作成し、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



第 5.2-5 図 原子炉建屋クレーン解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガード

原子炉建屋クレーン本体ガードは、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

走行脱線防止ラグは、ランウェイガード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、ランウェイガード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。

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している。

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 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。

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、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。

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(主ホイスト及びモノレールホイスト) 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。

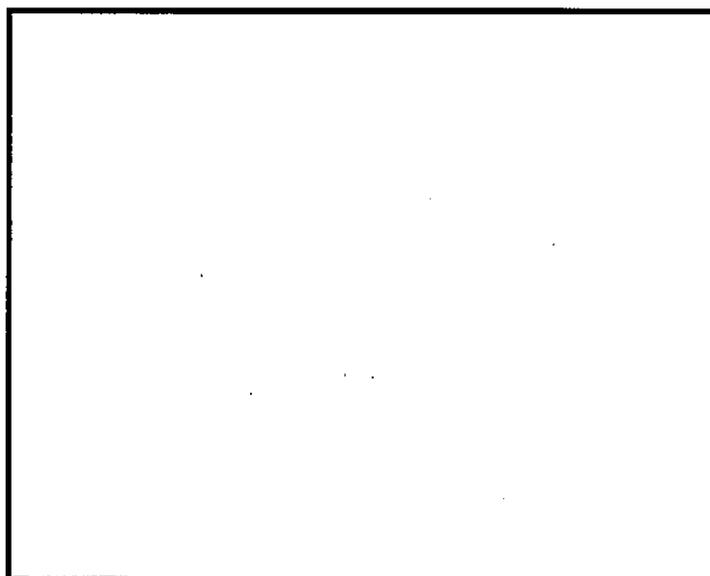
a. 駆動電源の喪失対策

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第 5.2-6 図に示す。燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2-6 図の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、コイル部（青塗り部）が非励磁になると、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。

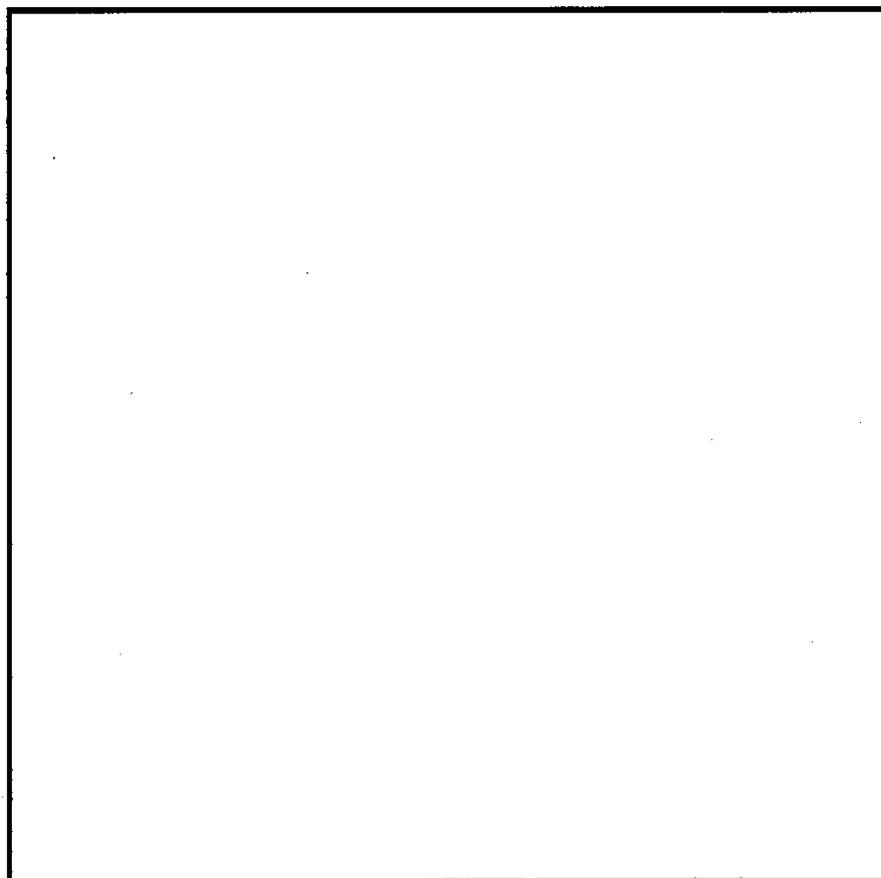


第 5.2-6 図 直流電磁ブレーキの概要

(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第 5.2-7 図に示す。また、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。

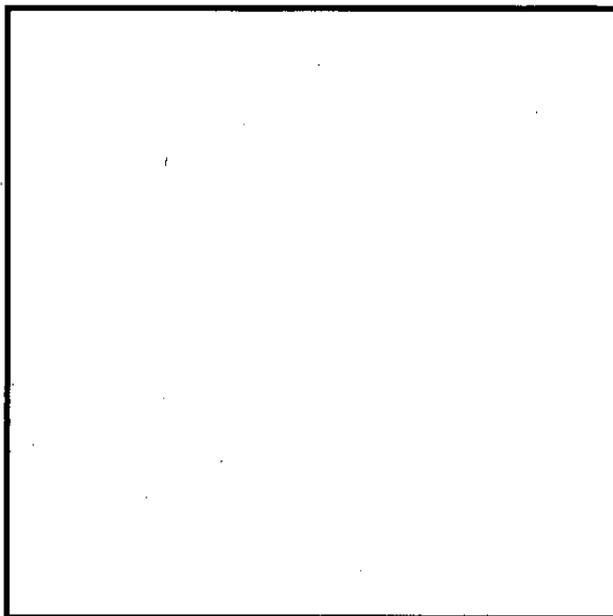
- ① 燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
- ② 燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロックカム構造により、燃料集合体は外れない設計とする。
- ③ 燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。



第 5.2-7 図 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。



第5.2-8図 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、誤動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とおりとなる。

第 5.2-1 表 運転速度

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
自動 半自動	—			
手動	押ボタン			
	1ノッチ			
	2ノッチ			
	3ノッチ			

トロリホイスト及びフレーム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、トロリホイスト及びフレームホイストには、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。

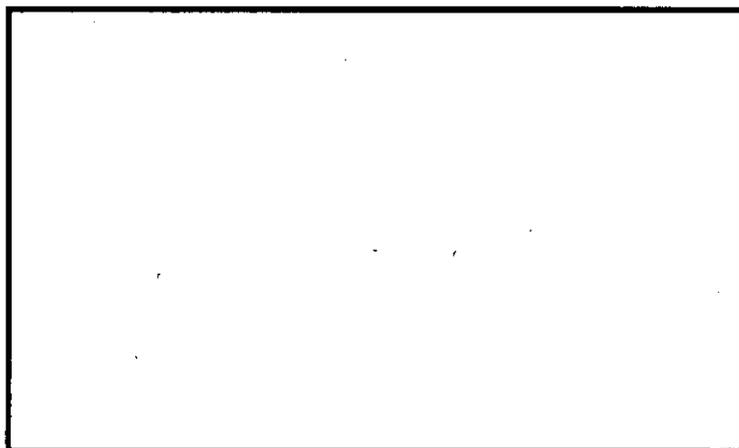
a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかるとする。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第 5.2-9 図に示す。原子炉建屋クレーンのブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2-9 図の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になると、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。

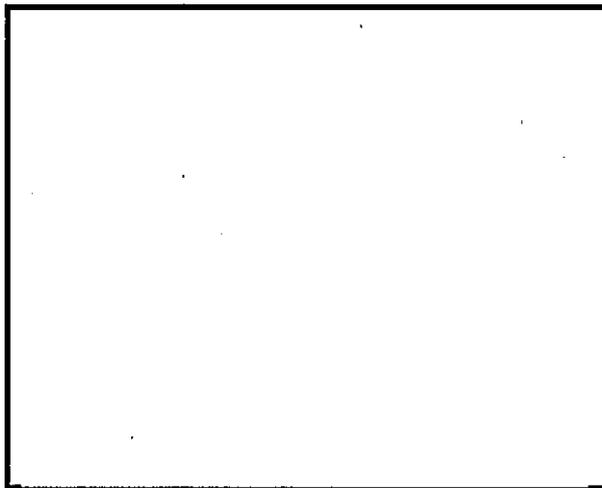


第 5.2-9 図 電磁ブレーキ構造

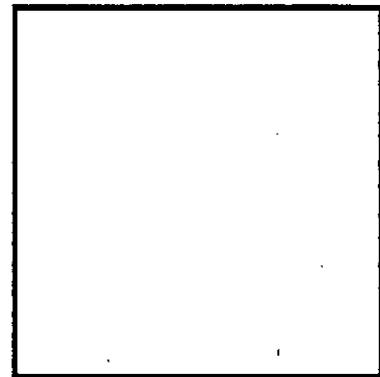
b. 主巻ワイヤロープストップパ方式及びフックの外れ止め金具

主巻のイコライザハンガをストップパ方式にすることで、仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず、安全に保持できる構造となっている。

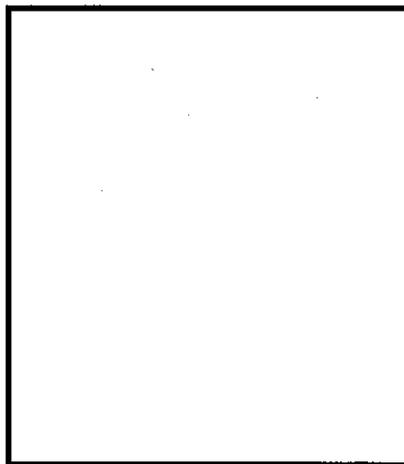
また、フックには、外れ止め金具が装備されており、フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計となっている。



イコライザハンガ構造図



ストップパ方式概念図



主巻フック構造図

第 5.2-10 図 イコライザハンガ及び主巻フック構造

c. 速度制限

原子炉建屋クレーンの主巻は操作室からの操作が可能であり、補巻は操作室からの操作とクレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。操作室で操作する場合は、低速－高速の切替運転、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である。

また、モノレールホイストについては、クレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第5.2-2表 運転速度

主巻及び補巻

単位：m/min

運転操作	操作室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻			
補巻			
横行			
走行			

モノレールホイスト

単位：m/min

運転操作	ペンダント操作
巻上機	
横行	

運転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、補巻、モノレール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。

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を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）

第二章 クレーン 第三節 定期自主検査等

（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っては、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なうときは、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

第八章 玉掛け 第一節 玉掛用具

(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、シャックル、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な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、異常を認めるときは、直ちに補修しなければならない。

第八章 玉掛け 第二節 就労制限

(就労制限)

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、出入口は原則1箇所とし、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、落下防止対策が図られている。

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。

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第 6.1-1 表に示す（抽出した機器の重量は，系統設計仕様書，機器設計仕様書，外形図，構造図及び製作図を参照した）。

(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抽出」に基づき，落下時影響評価が必要な重量物を選定した。

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，原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を選定した。

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。

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，適合していること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。

第 6.1-1 表 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

番号	抽出した設備等	評価フローⅠ	評価フローⅡ				評価フローⅢ						評価フローⅣ	
		評価①	評価②			選定結果	評価③							
			配置	重量	高さ		落下エネルギー	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	対策③	c.吊荷取扱装置の誤操作 対策②	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 35m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	不要
2	燃料取替機	×	約 23 t	約 12m	約 2.7MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約 48 t	約 20m	約 9.4MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約 1000kg	約 17m	約 167kJ	×	○ 耐震評価	○ 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	PCV (取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
6	RPV (取扱具含む)	×	約 4.6t	約 14m	約 631kJ	×	—	○ 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 430kg	約 12m	約 50.6kJ	×	○ 耐震評価	○ 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 7.5 t	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
9	プールゲート類	×	約 2.7t	約 12m	約 318kJ	×	—	○ 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	×	約 120t	約 14m	約 16.5MJ	×	—	○ 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 300 kg	約 12m	約 24kJ	×	—	○ 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 800 kg	約 12m	約 94kJ	×	—	○ 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	作業用機材類	×	<100kg	約 12m	<11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	<300kg	約 4m	<11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
16	試験・検査用機材類	×	約 500kg	約 14m	約 69 kJ	×	—	○ 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	コンクリートブラグ・ハッチ類	×	約 7.5t	約 14m	約 1.0MJ	×	—	○ 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 1000kg	約 14m	約 137kJ	×	—	○ 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

【凡例の説明】 ○：次のステップの評価は不要 ×：次のステップの評価が必要 —：対象外又は評価不要

【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/s²) 以上の場合は「×」、未満の場合は「○」

・選定結果：評価①もしくは評価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 の項目全てが「○」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「必要」。

※耐震評価による確認をもって、選定結果「○」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

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。
- (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。

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している^{※1}。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85 mm に対して 0.7 mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

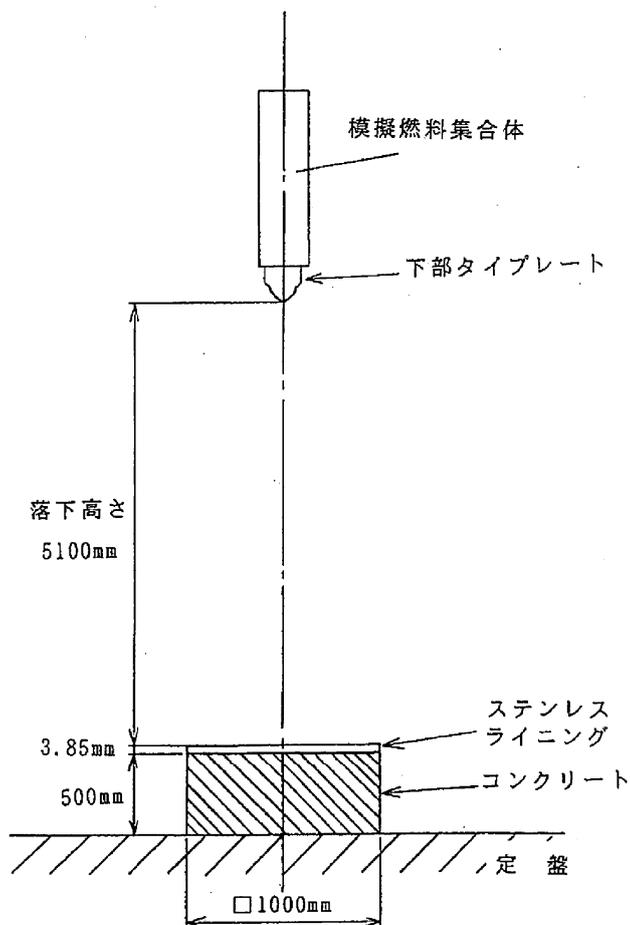


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体質量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 東海第二発電所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原子炉建屋原子炉棟 6 階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「設置状況による選定」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「設置状況による選定」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「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類

番号	抽出項目	No	詳細	落下防止分類
5	PCV（取扱具含む）	1	PCV ヘッド	①
		2	PCV ヘッド吊り具	①
11	電源盤類	3	照明用トランス	①, ②
		4	照明用分電盤	①, ②
		5	チャンネル着脱機制御盤	①, ②
		6	作業用分電盤	①, ②
		7	中継端子箱	①, ②
		8	原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	①, ②
		9	水中照明電源箱	①, ②
		10	SHIPPING用操作盤部	①, ②
		11	SHIPPING動力盤	①, ②
		12	開閉器	①, ②
		13	キャスクピット排水用電源盤	①, ②
18	空調機	14	空調機	①, ②
		15	FHM 操作室空調機	①, ②

【落下防止分類】

- ①使用済燃料プール周りに設置される手摺りの外側に設置，保管及び扱い
- ②床または壁面への固定

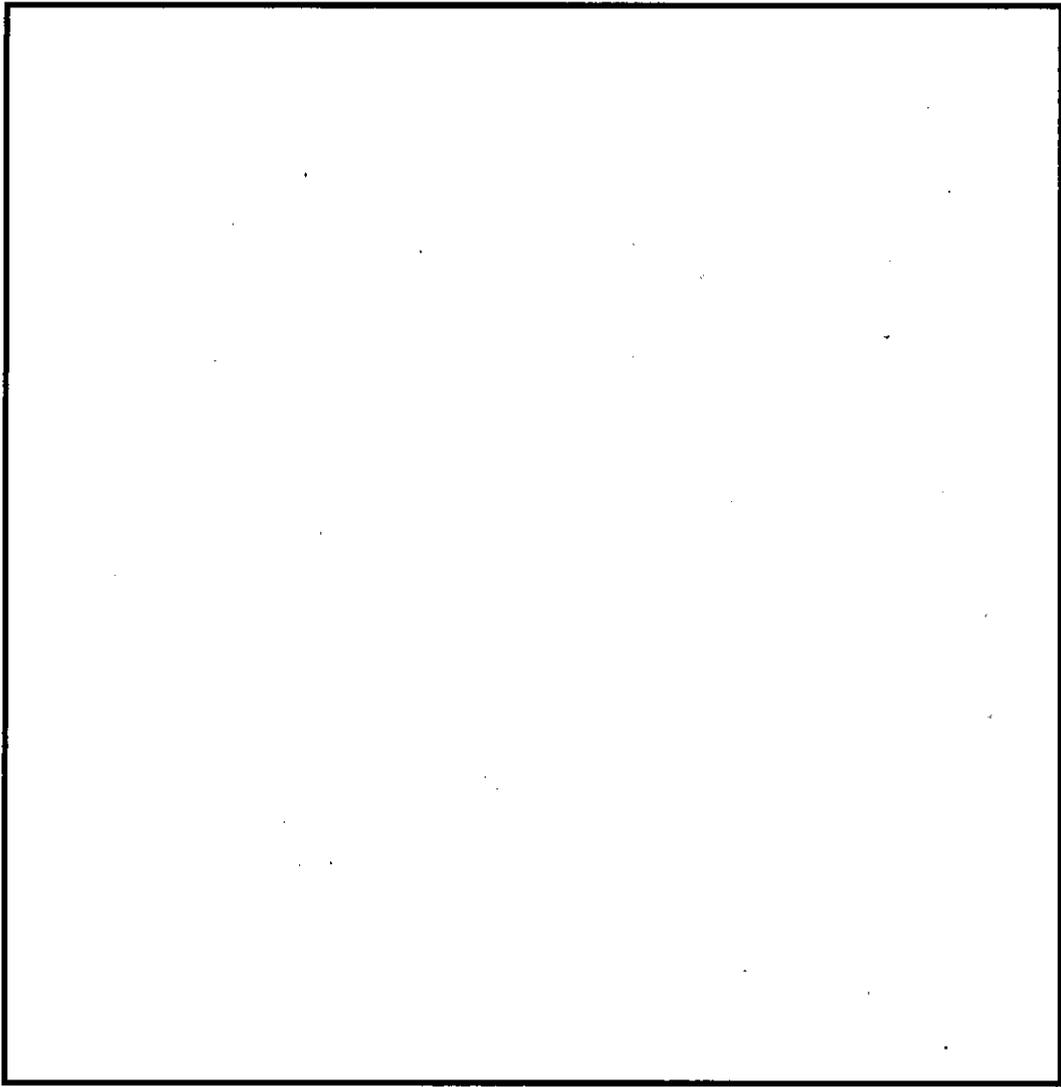


図1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図

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、東海第二発電所の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。

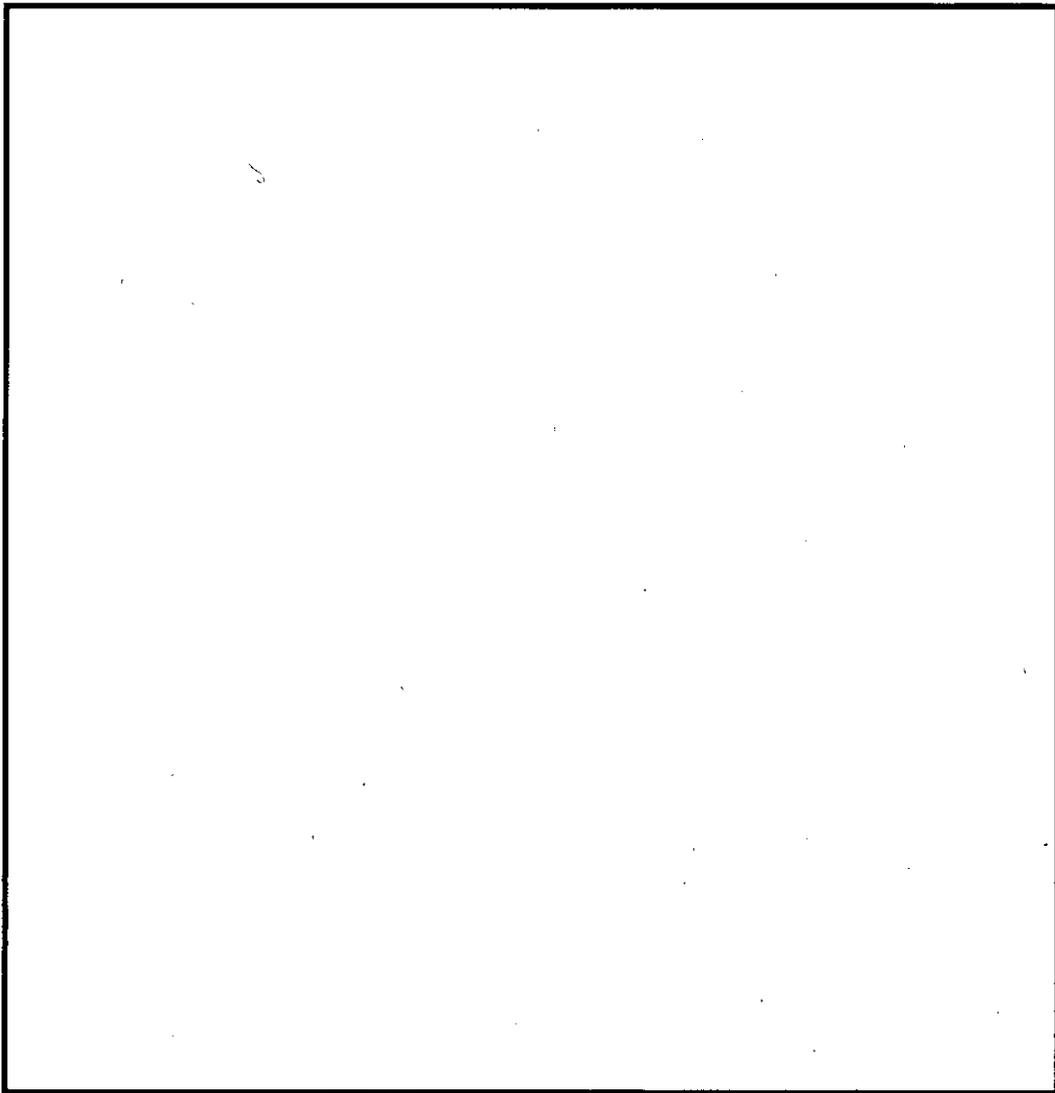


図 2 燃料取替機待機範囲

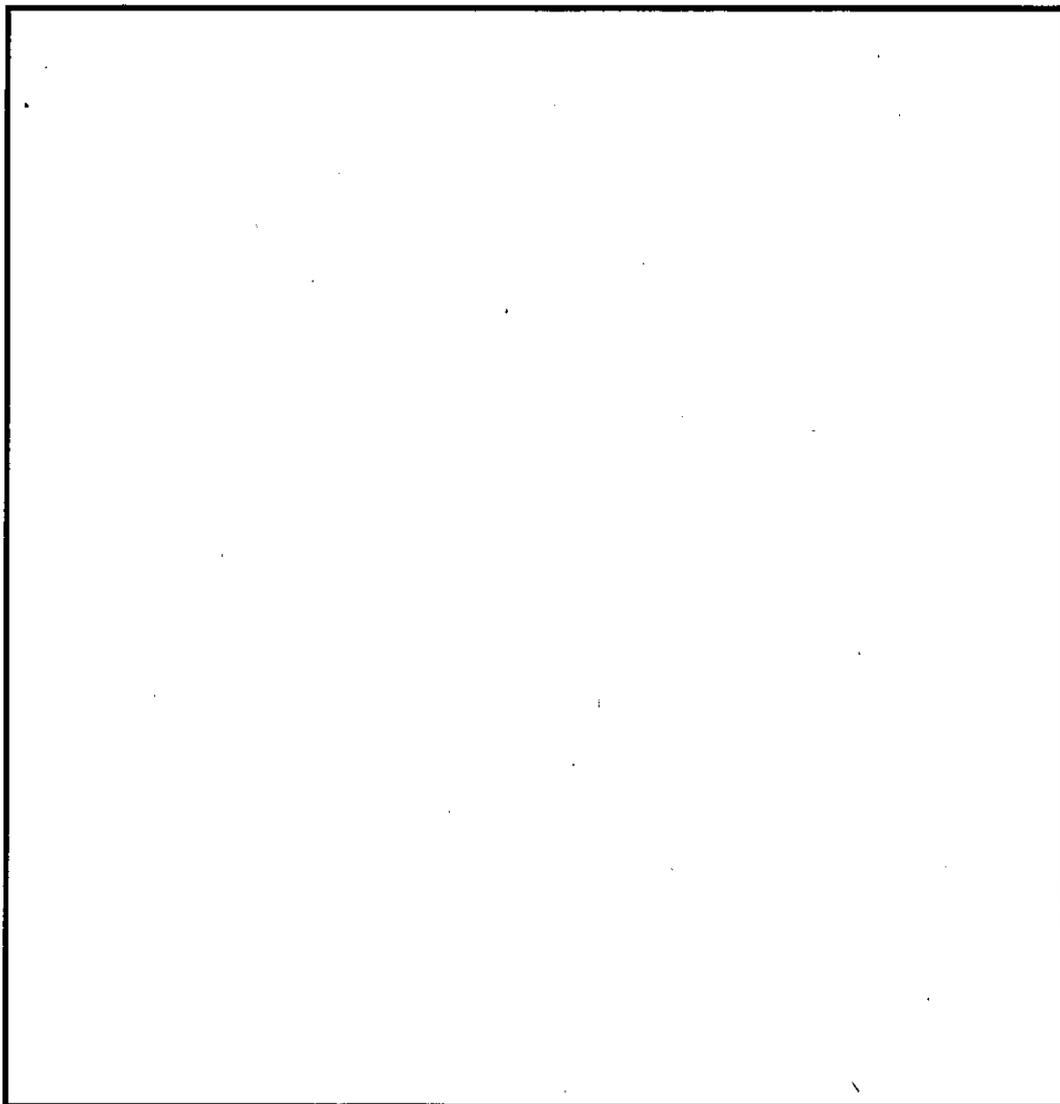


図 3 原子炉建屋クレーン待機範囲

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ている。

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原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、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。

インターロックには3つのモードがあり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、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している。

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1, 2に示す。

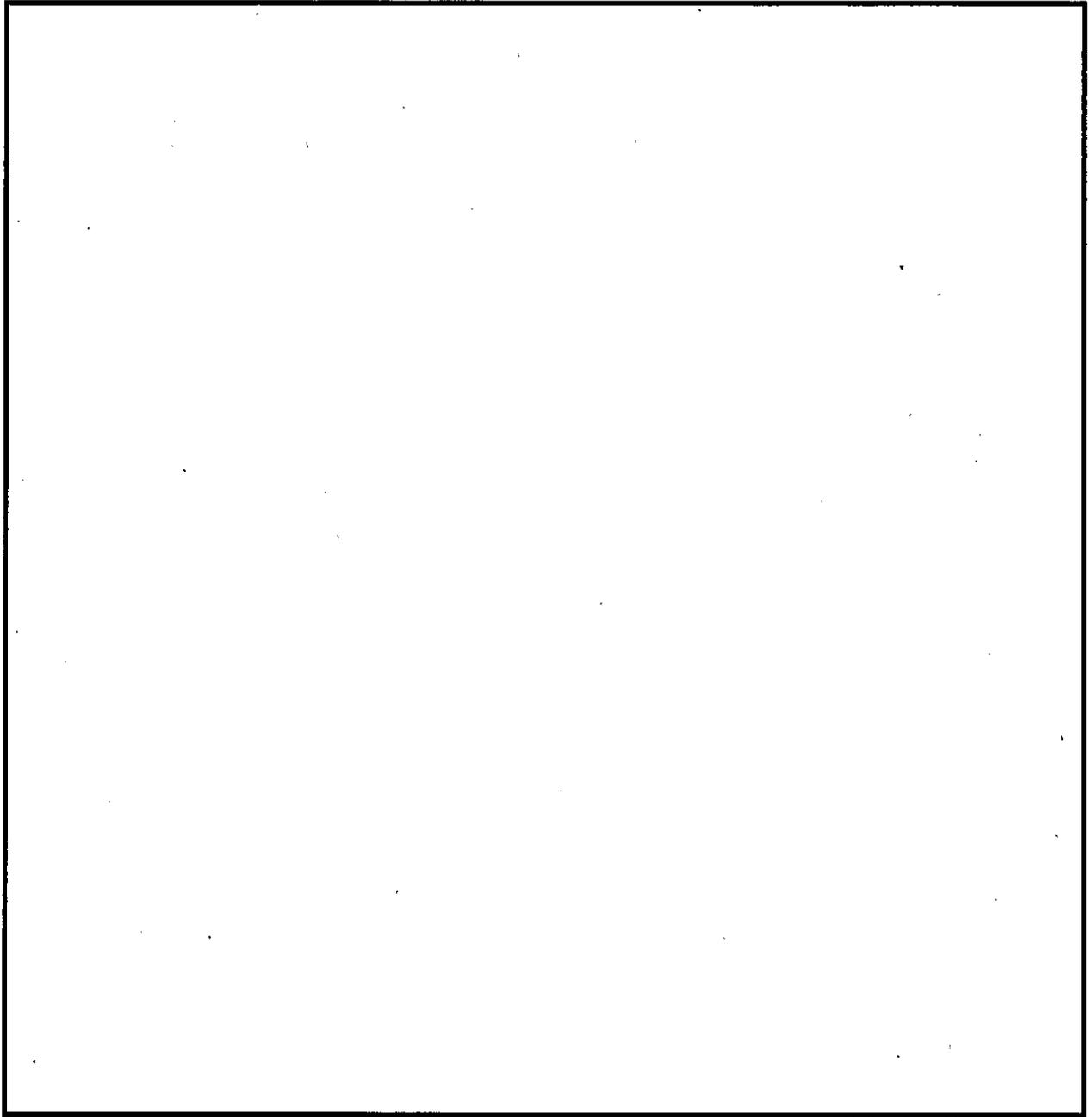


図1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

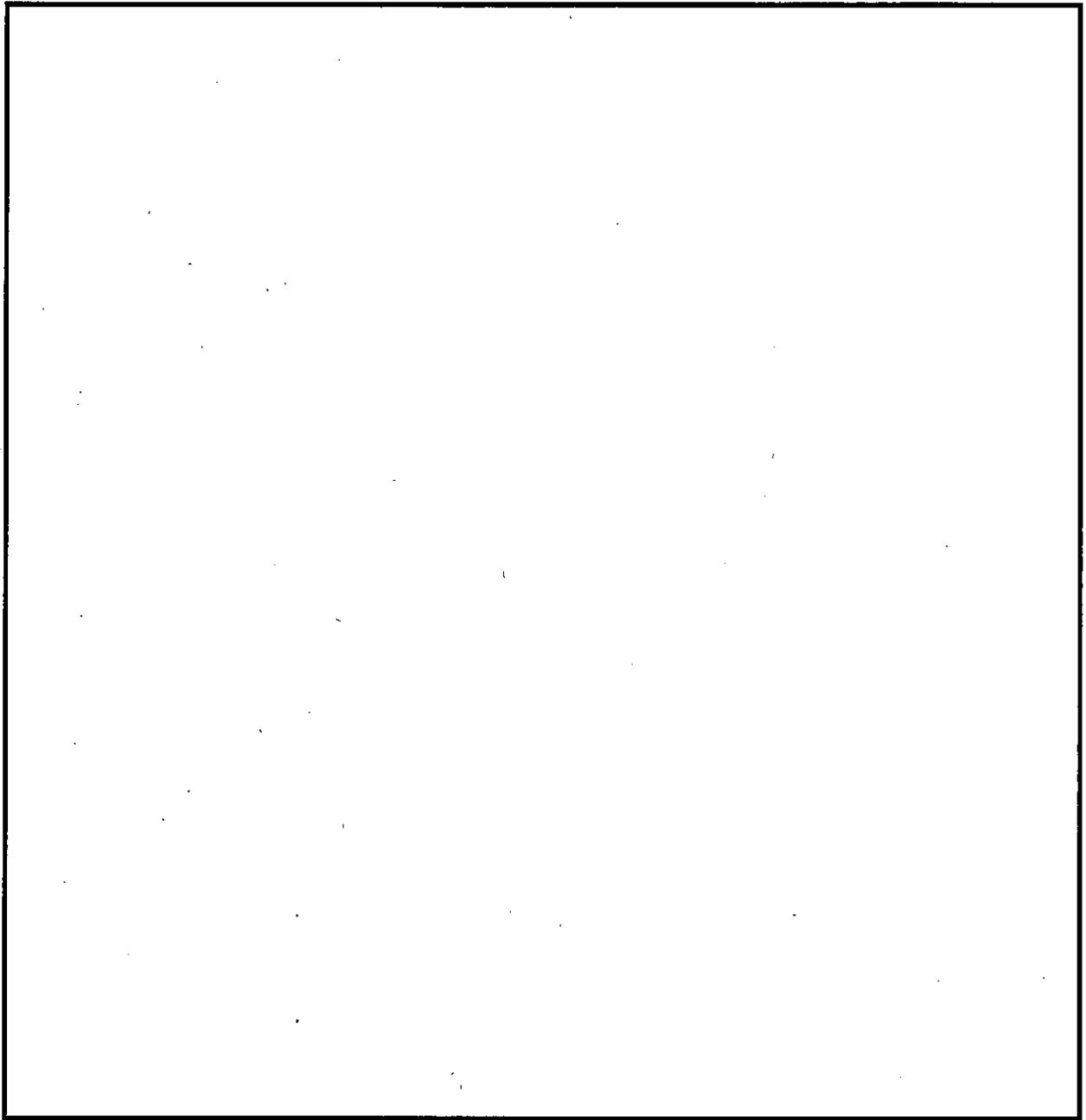


図 2 原子炉建屋クレーンのインターロック (Aモード) による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

東海第二発電所の使用済燃料プール周りは、異物混入防止管理区域に指定されており、運転中及び定検中において、使用済燃料プール周辺で作業を実施する際は異物混入防止エリアを設定し、持ち込み物品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。

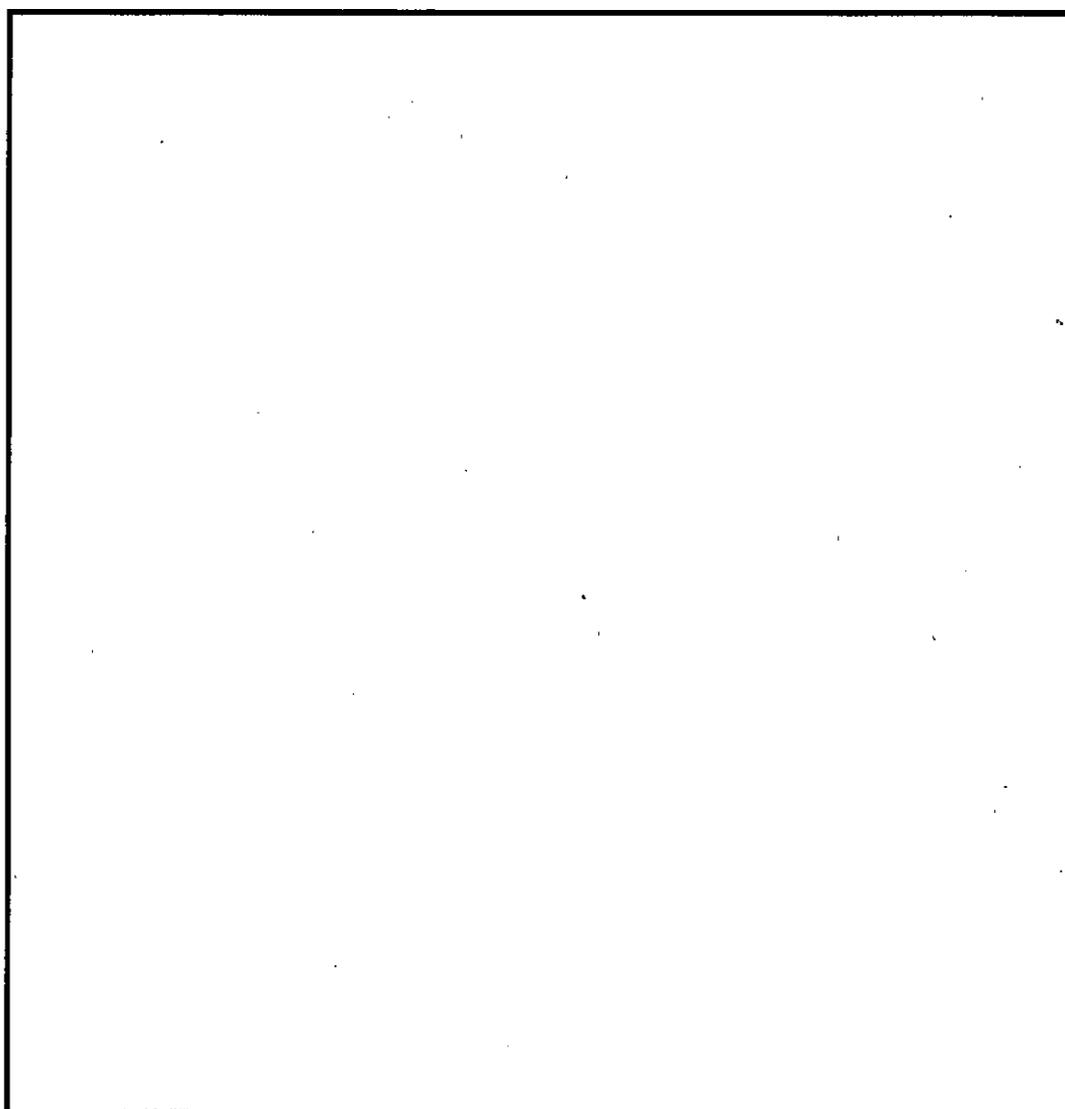


図 1 原子炉建屋 6 階異物混入防止管理区域

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こととする。

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）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。^(注1)

表 1 取替機主ホイスト各部 裕度整理表

設備	部位	裕度	判定基準値	
燃料取替機	ワイヤロープ ^{※1}	(注1)	(注1) ^{※2}	
	グラップル ヘッド	フック ^{※1}	(注1)	(注1) ^{※2}
		シャフト ^{※1}	(注1)	(注1) ^{※2}
	ブレーキ ^{※1}	(注1)	(注1) ^{※2}	

※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 5.2.7 及び図 5.2.8 参照。ブレーキの構造については図 5.2.6 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ないこととする。

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こととする。

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）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。

(注 1)

表 2 原子炉建屋クレーン主巻各部 裕度確認整理表

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	(注 1)	(注 1) ※ ²
	フック※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²
	ブレーキ※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²

※¹ 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ、フックについては第 5.2.10 図参照，ブレーキの構造については，図 5.2.9 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すべり量は，評価にて算出する。

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を防止するため、脱線防止装置を設置する。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を防止するため、ストッパ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、仮に本ストッパが損傷したとしても、走行レールについては建屋壁面との離隔距離より、燃料取替機の全車輪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。

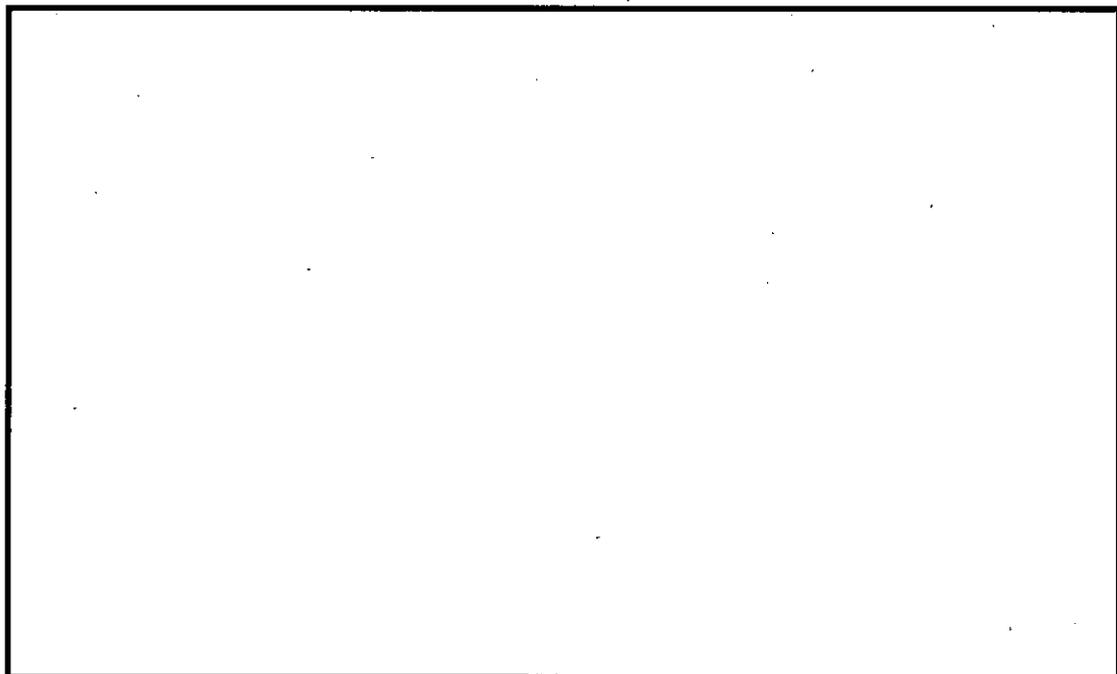


図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離

○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する。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。

なお、各レールにはレール走行方向に対する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。

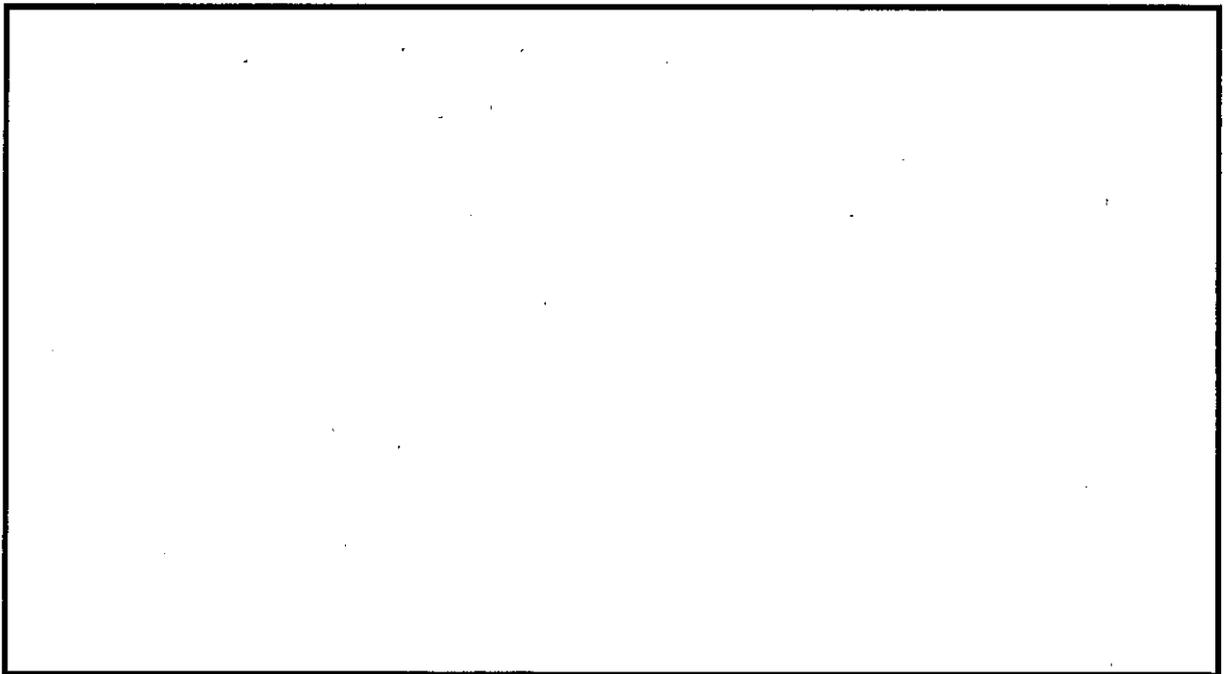


図2 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離

過去トラブル事例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有事象について

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 東海第二発電所への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の東海第二発電所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、東海第二発電所の原子炉建屋クレーンがランウェイ上から落下することはないと考えられる。
 - ・東海第二発電所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。
- 尚、異常発見時、速やかに復旧作業を行うため、軸受については予備品を保有することとしている。

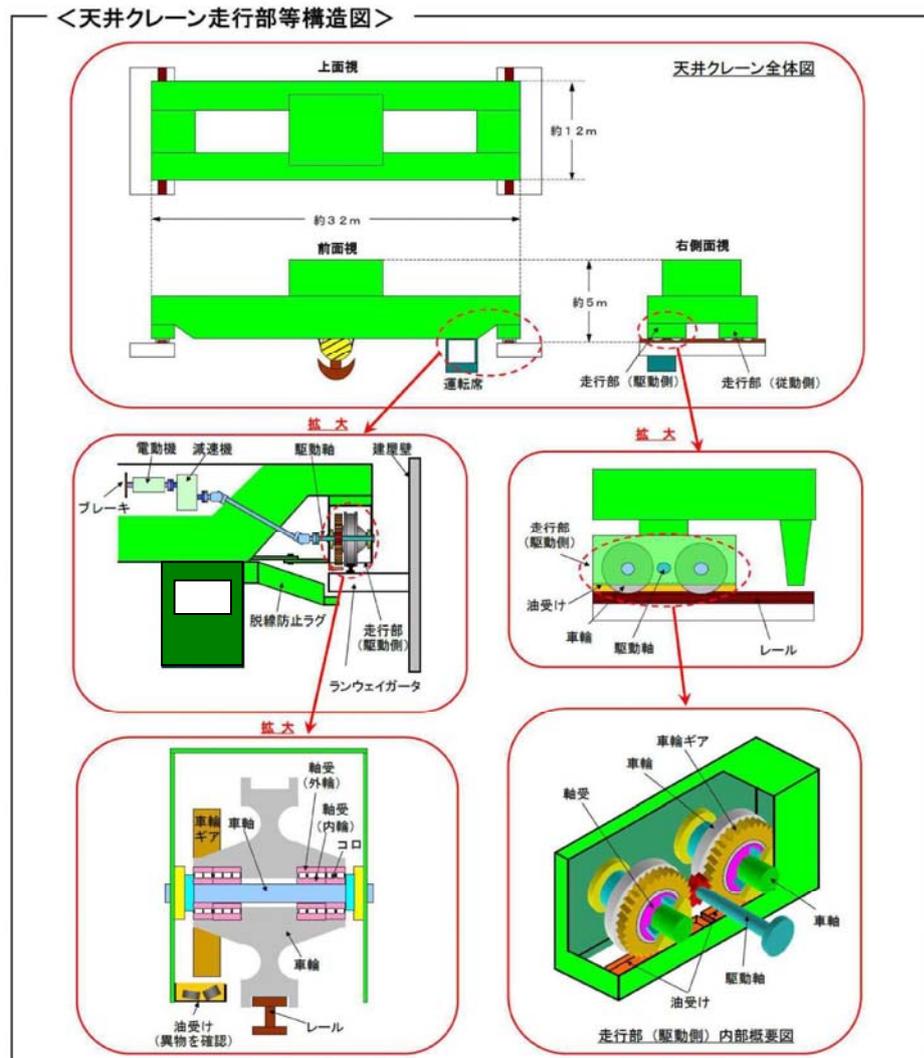


図1 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋クレーン走行部等構造図
(平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)

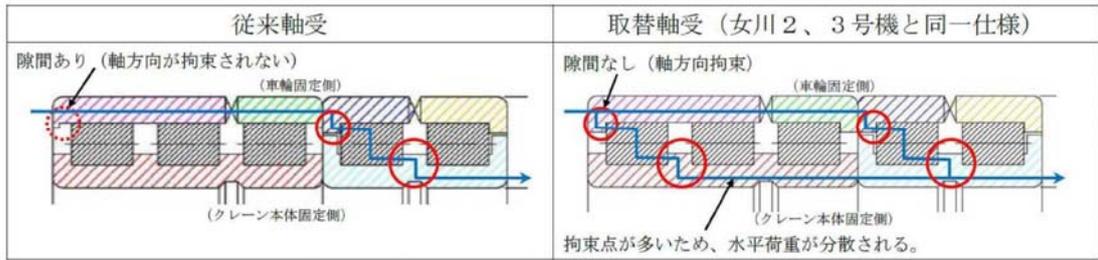


図2 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替軸受の比較
 （平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋）

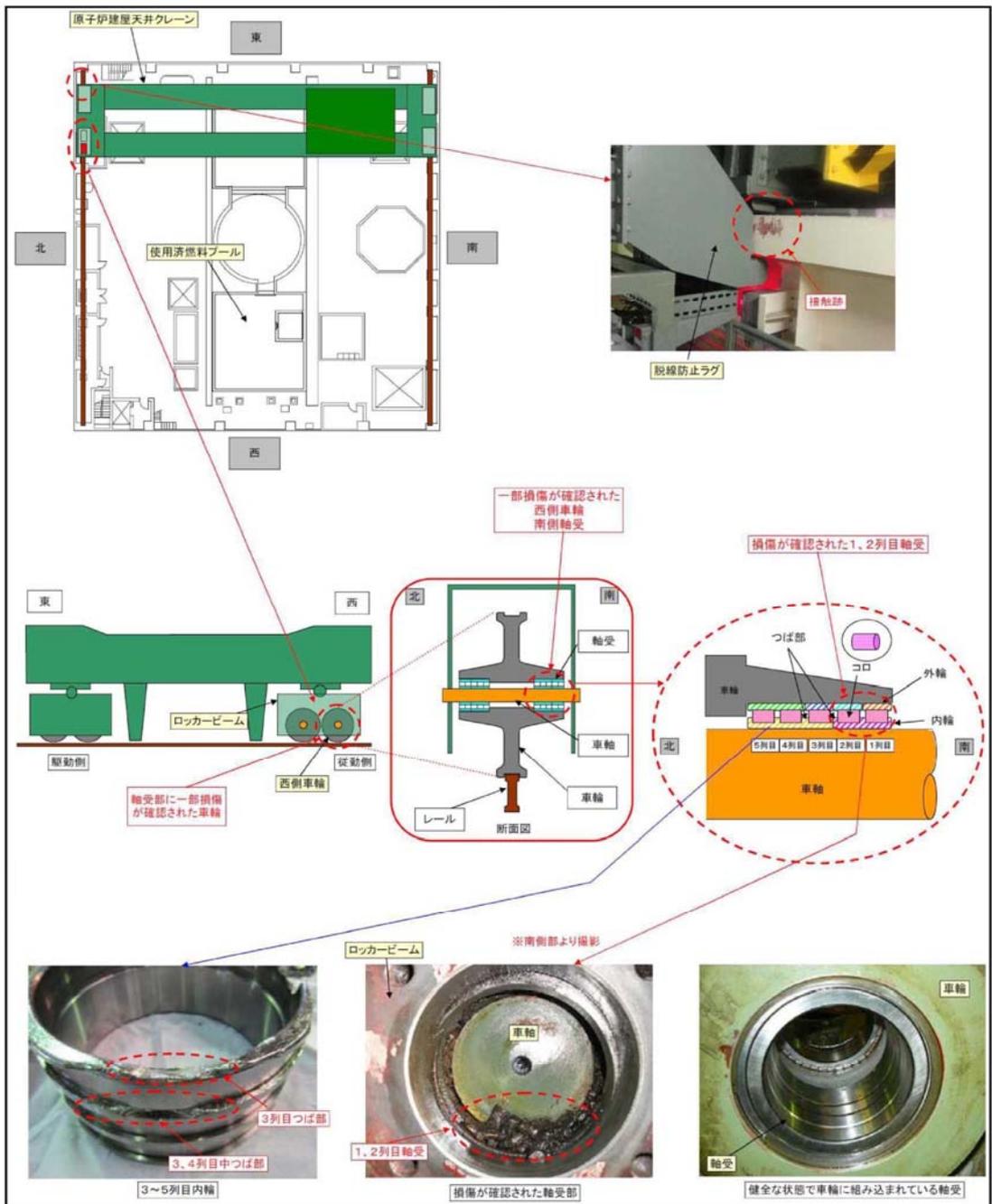


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
 （平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋）

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

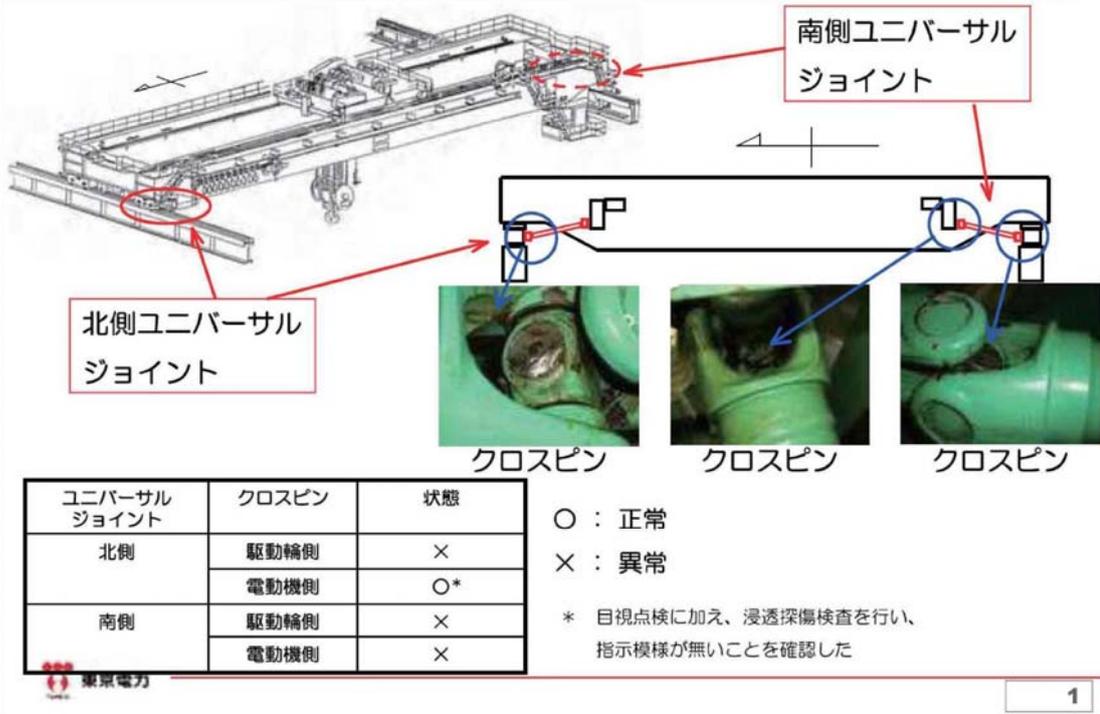
柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成 19 年 7 月 24 日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・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。

2.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

東海第二発電所は設備構造上の違いからユニバーサルジョイントを使用していないため、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)

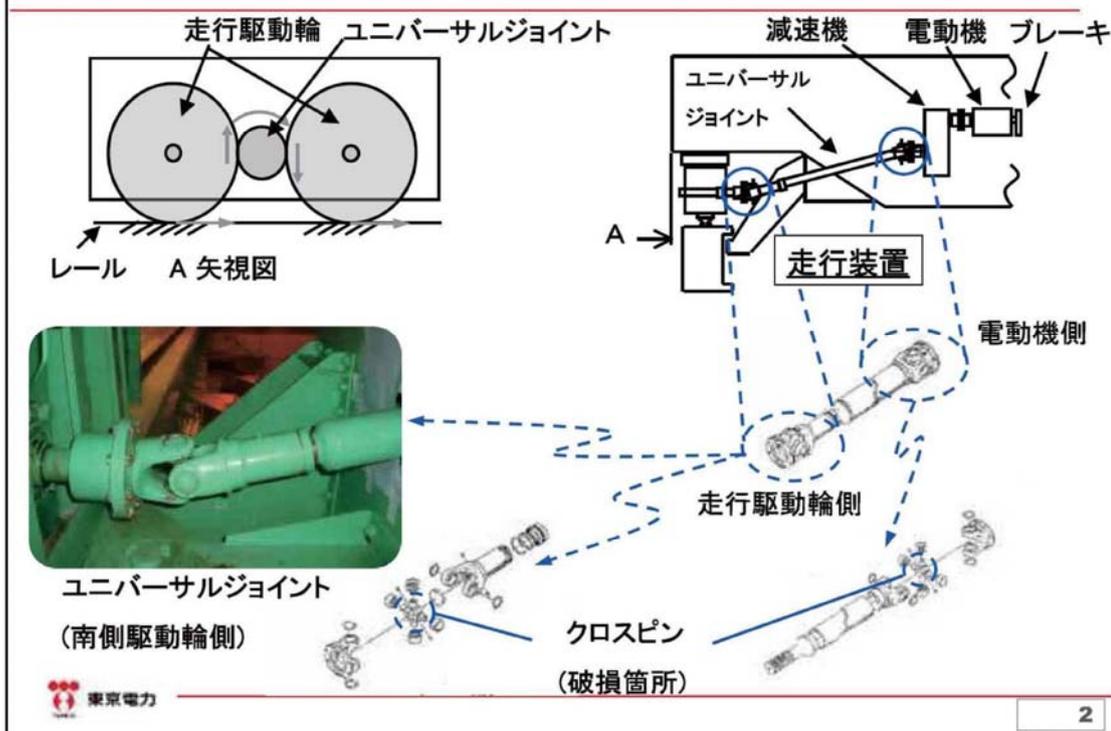


図4 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
(平成20年9月25日 東京電力プレス資料より抜粋)

3. その他トラブル事例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，社外で発生したトラブル事例については，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。トラブル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，以下のとおり。

- ① 発電管理室及び東海第二発電所は，入手したトラブル情報等について，水平展開要否の検討を行う。また，発電管理室は，検討が必要と判断した場合，東海第二発電所に検討を依頼する。
- ② 東海第二発電所は，関連室にて「同様・類似設備の有無」，「発生プラントで行われた各対策に対する水平展開の要否及びその理由」等について検討し，トラブル検討会にてその妥当性を審議する。
- ③ 発電管理室は，トラブル検討会の審議結果を情報検討会に付議し，東海第二発電所の審議結果の妥当性を確認する。
- ④ 東海第二発電所は，対策を実施する。
- ⑤ 発電管理室は，トラブル検討が完了したことを管理リストへ反映する。

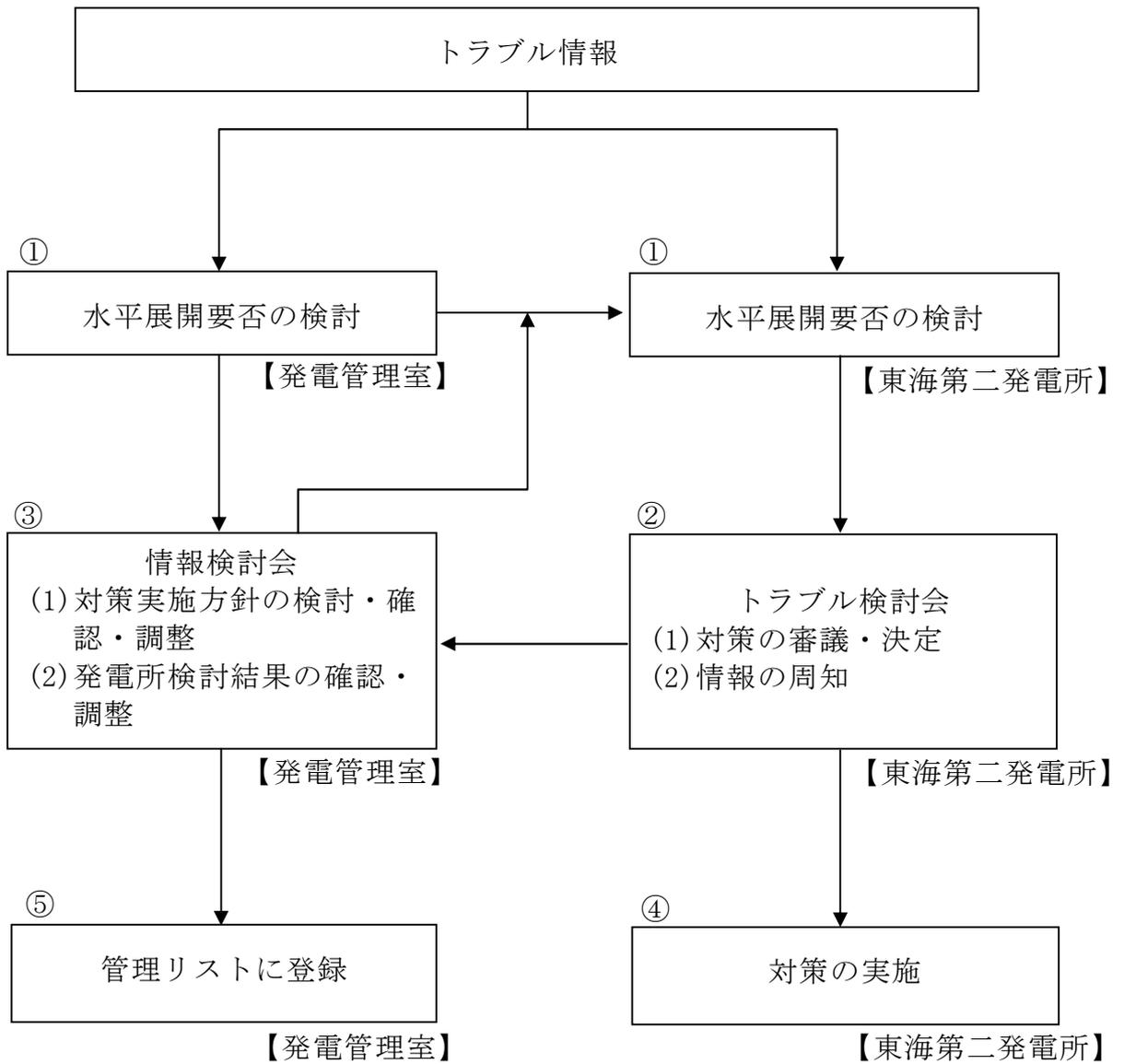


図5 トラブル情報の処理フロー

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われ、原子炉建屋原子炉棟内に搬入後、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される。

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。

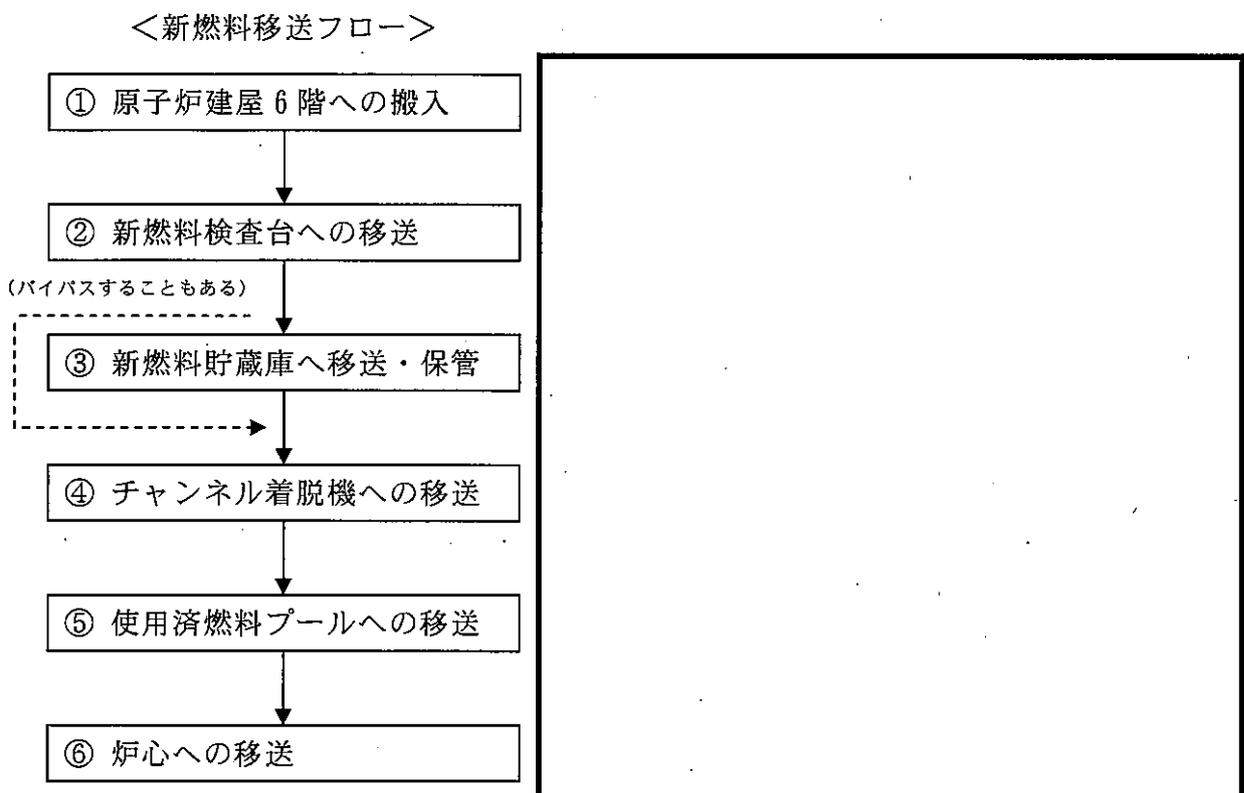


図1 新燃料の取扱いに係る経路（例）

図1に示すとおり；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しているが、チャンネル着脱機*に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、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は防止される。

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、新燃料の落下は防止される。

※ 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、機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟 6 階床面へキャスクの移送を行い、キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。作業概要について図 1 に示す。

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、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下は防止される設計としている。

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ているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、キャスクの落下は防止される設計としている。

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、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るため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った^{※1, 2}としても、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 キャスク取扱い時は、インターロック運転により可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから、キャスクが横行、走行方向に滑ったとしてもキャス

クがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはないもの
と考える。

※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る不可トルクが発生した場合
のすべり量は、基準地震動 S_s 時の評価にて示すこととする。

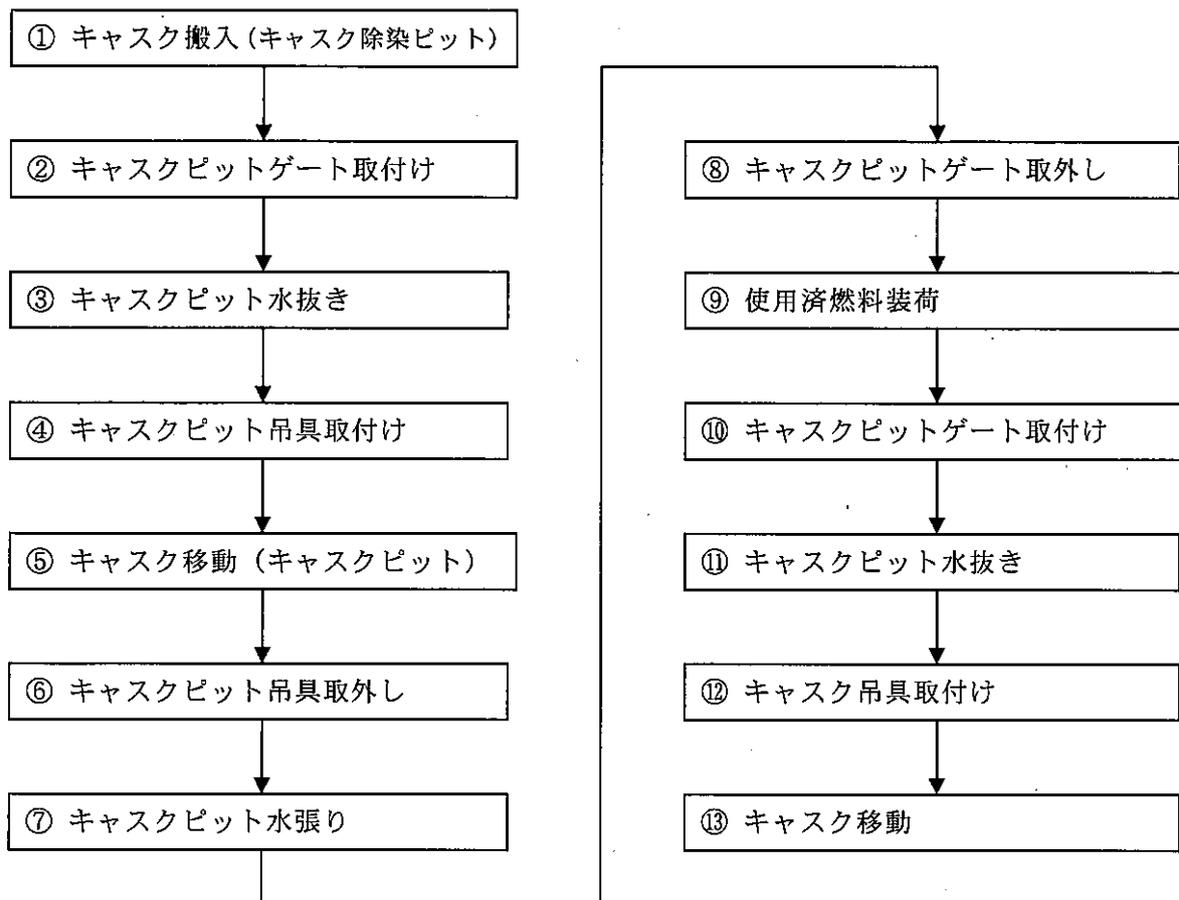
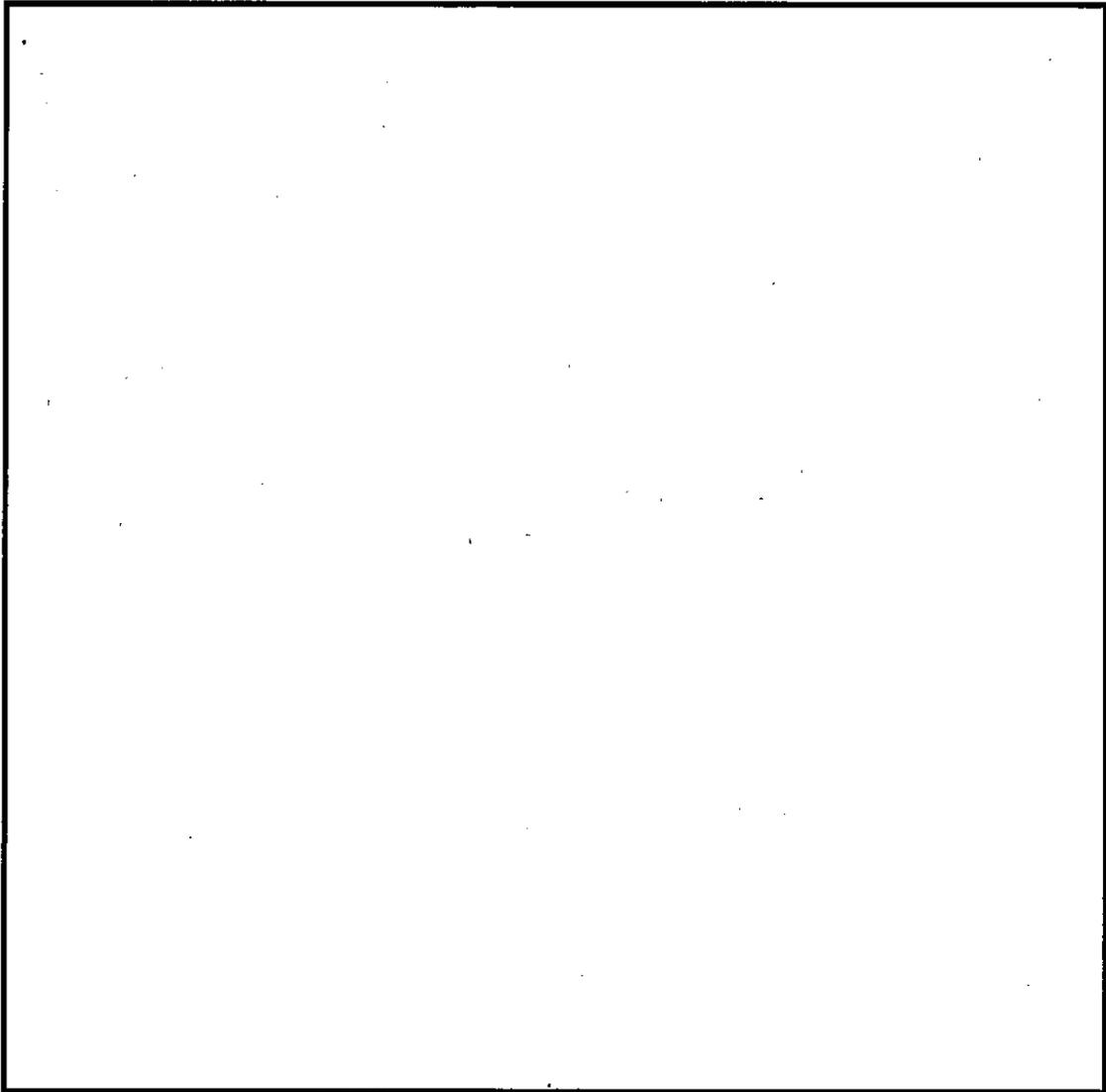


図1 キャスク取扱い作業フロー



キャスクの種類

番号	名称	外形 (mm)
1	キャスク (NFT-32B 型)	
2	ドライキャスク (A 社製)	
3	ドライキャスク (B 社製)	
4	ドライキャスク (C 社製)	

図 2 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係

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（主巻）にキャスク吊具を取付けて移送する。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（2本）とクレーンフックで支持されている。

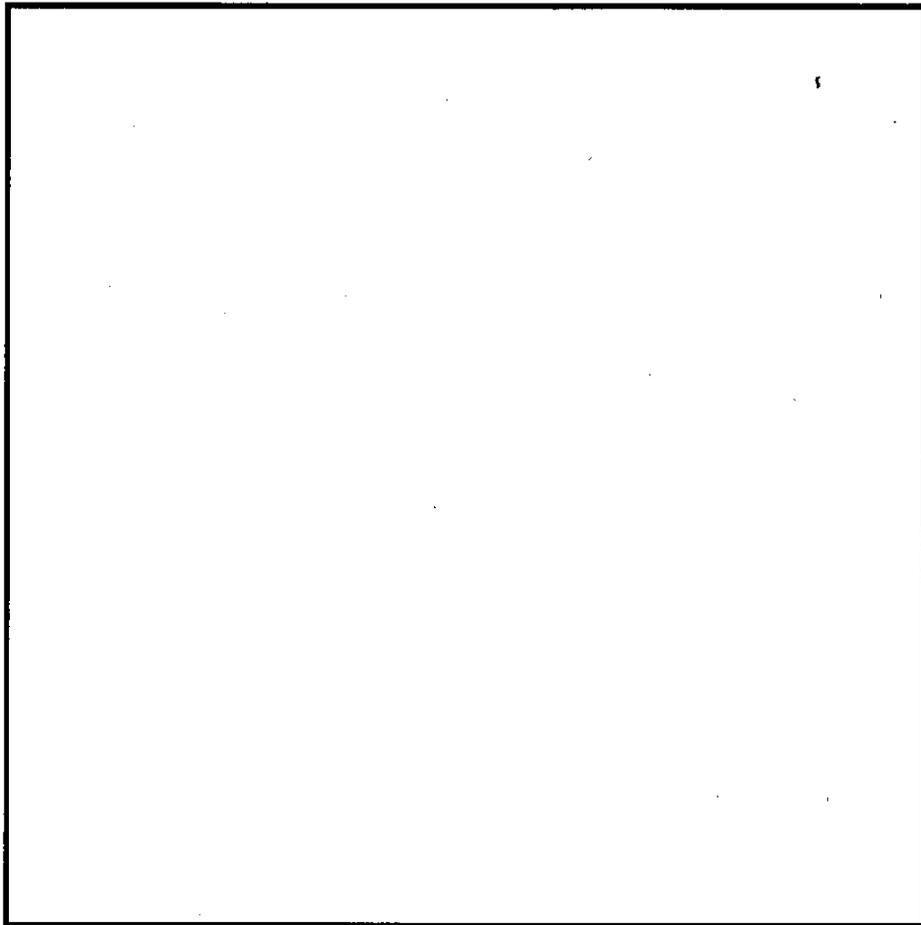


図1 キャスク吊具の構造図

東海第二発電所

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. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

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付属施設の位置，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」という。）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，使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設置している。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使用済燃料プール付近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。（第 1.2-1 表参照）

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

プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタについて，非常用電源設備からの電源供給により監視継続が可能であるとともに，測定結果を表示，記録し，これを保存することとしている。

第 1.2-1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（1 / 2）

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
使用済燃料プール水位	ディスプレイサ／フロート式	水位が通常水位 N. W. L. (EL. 46, 195mm) 近傍であること。	—	水位低 : EL. 46, 053 mm (通常水位-142 mm) 水位高 : EL. 46, 231 mm (通常水位+36mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	2	C
使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	フロート式	使用済燃料プールライナー部からの漏えいを検知すること。	—	EL. 29, 415 mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150 mm) +265 mm)	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	B
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対式	燃料プール温度は、燃料プール冷却浄化系により 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℃ を包含して測定できる範囲としている。	0~300℃	—	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
使用済燃料プール温度	熱電対式	また、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール温度が監視できる十分な測定範囲としている。	0~100℃	温度高 : 50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	ガイドパルス式	使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測できること。	EL. 35, 077 ~ 46, 577 mm	水位低 : EL. 46, 000mm (通常水位-195mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C (Ss) ※
	測温抵抗体式	使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態が把握できること。	0~120℃	温度高 : 50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C (Ss) ※

※基準地震動 S s による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

第 1.2-1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（2 / 2）

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
燃料取替フロア 燃料プールエリア放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値 (0.01mSv/h) を包含して測定できる範囲とする。	$10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h	高 バックグラウンドの 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	半導体式	使用済燃料プール区域排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し、原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	$10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h	高 バックグラウンドの 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	4	S
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	半導体式	原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	高 バックグラウンドの 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 3 階	4	S

(1) 使用済燃料プール水位

○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
(EL. 46, 195 mm以下「N. W. L」) からの水位の異常な低下並び
に上昇の監視を目的としている。

○構成概略：水位検出器（ディスプレイサ，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を中央制御室に発信し，中央制
御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機に出力し
記録する。（第 1.2-1 図参照）

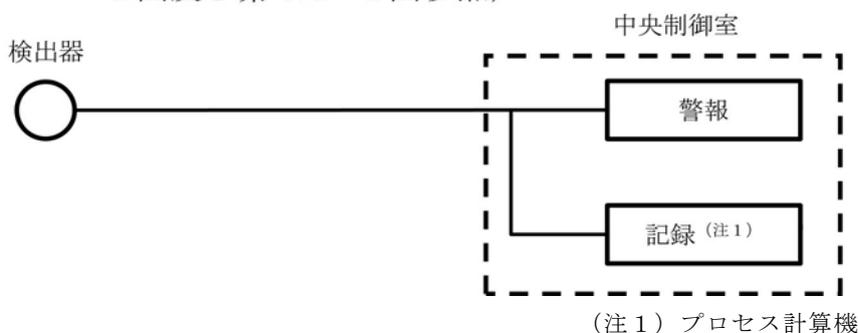
○警報設定：

水位高：EL. 46, 231mm（通常水位 +36mm）

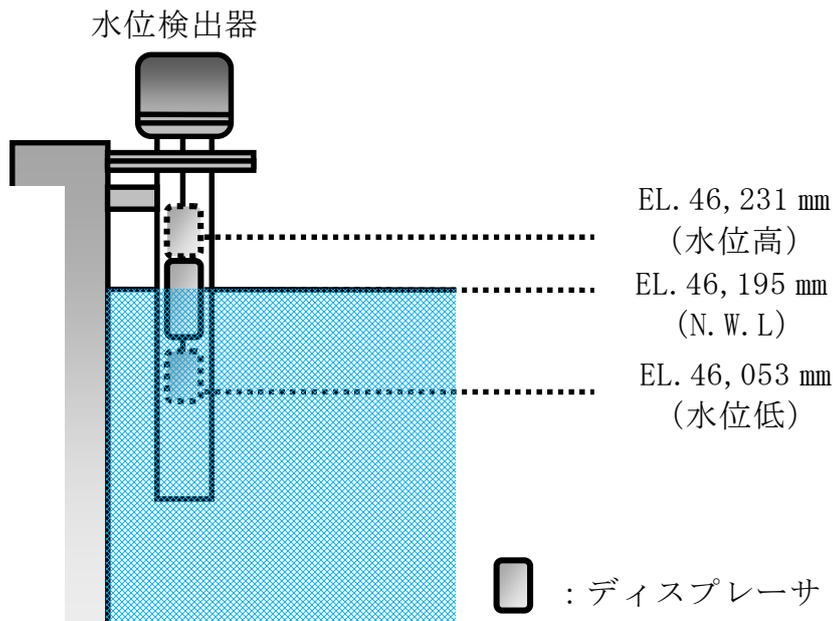
使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へ
プール水が溢れるのを事前に検知するために設定値を設けて
いる。（第 1.2-2 図及び第 1.2-3 図参照）

水位低：EL. 46, 053mm（通常水位 -142mm）

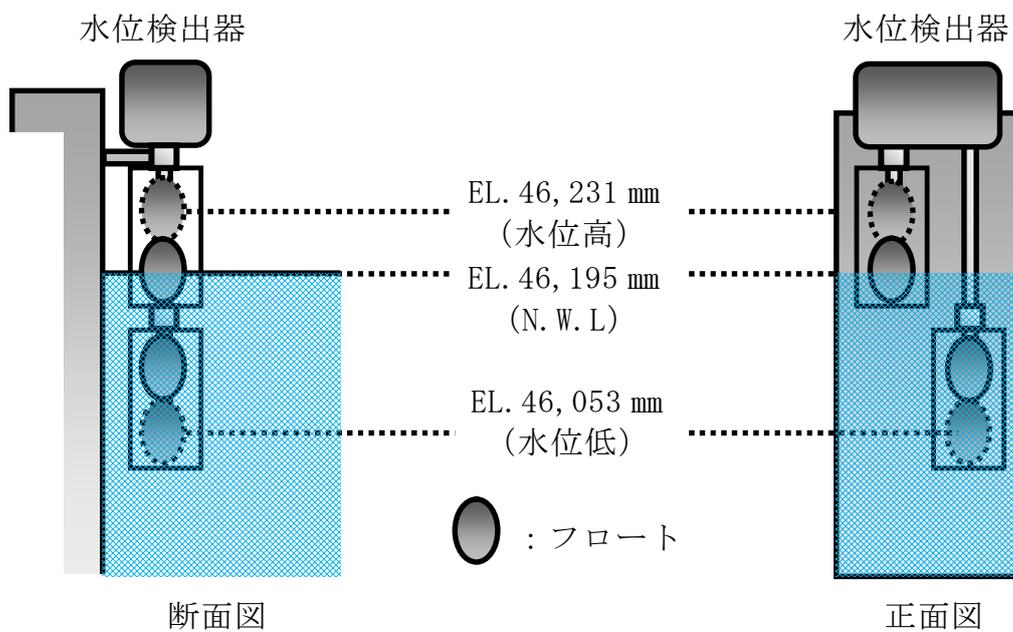
使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位
低下を早期に検知するため，設定値を設けている。（第 1.2-
2 図及び第 1.2-3 図参照）



第 1.2-1 図 使用済燃料プール水位（ディスプレイサ，フロート式）の
概略構成図



第 1.2-2 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (ディスプレーサ式)



第 1.2-3 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (フロート式)

(設備仕様)

個 数 : 各 1 台

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 水位高 EL. 46,231mm (通常水位 +36mm)

水位低 EL. 46,053mm (通常水位 -142mm)

警 報 : 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

(2) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

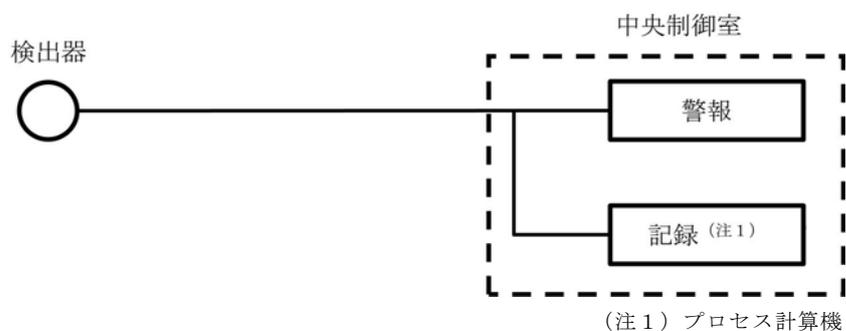
○計測目的：使用済燃料プールライナーからの漏えいの早期発見を目的としている。

使用済燃料プールライナー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ードレン漏えい検知系配管内に溜まる。この漏えいしたプール水を検出することで使用済燃料プールライナーからの漏えいを検知する。

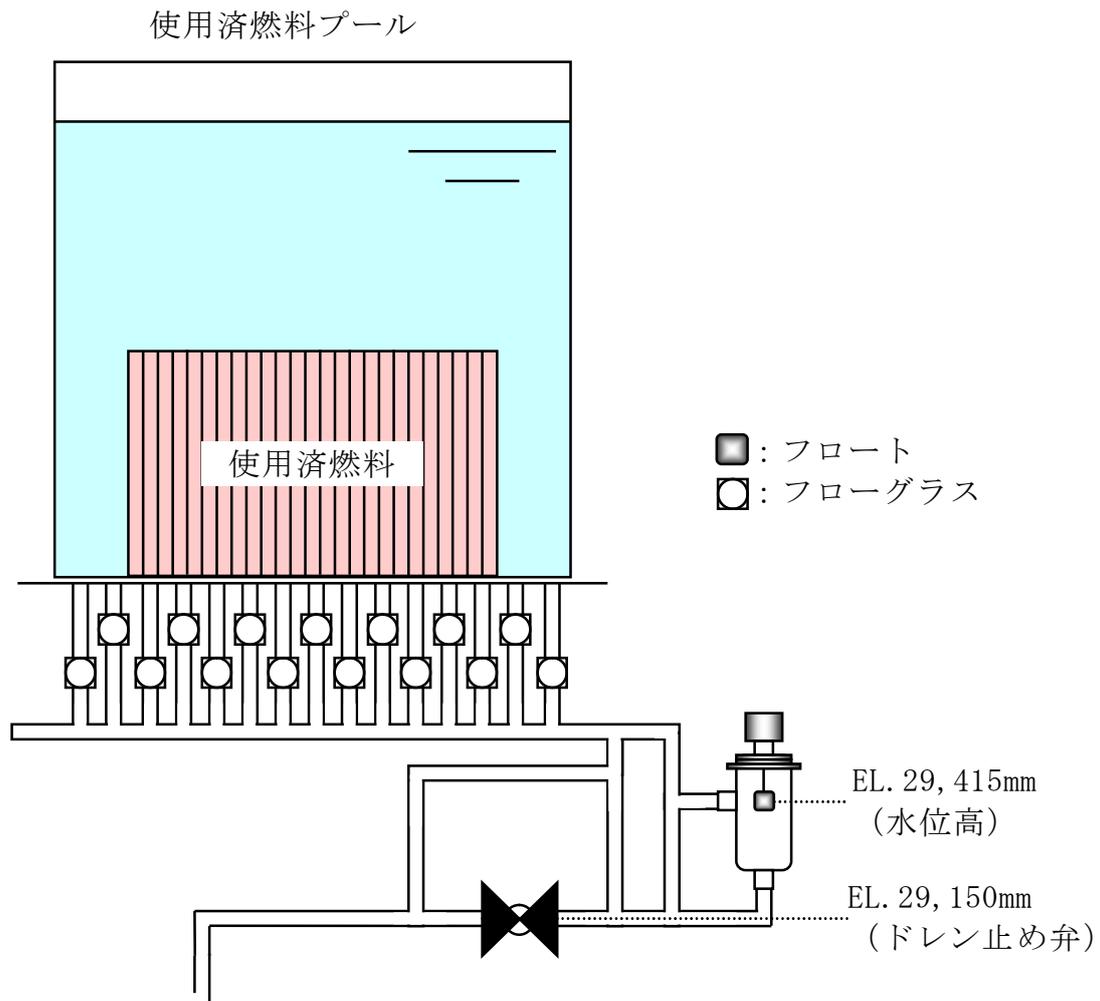
○構成概略：使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナーからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発し、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2-4 図参照）

○警報設定：EL. 29, 415mm（ドレン止め弁（EL. 29, 150mm）+265mm）

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を早期に検出する。（第 1.2-5 図参照）



第 1.2-4 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の概略構成図



第 1.2-5 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

(設備仕様)

個 数 : 1個

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟4階

警報設定値 : EL. 29, 415mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) + 265mm)

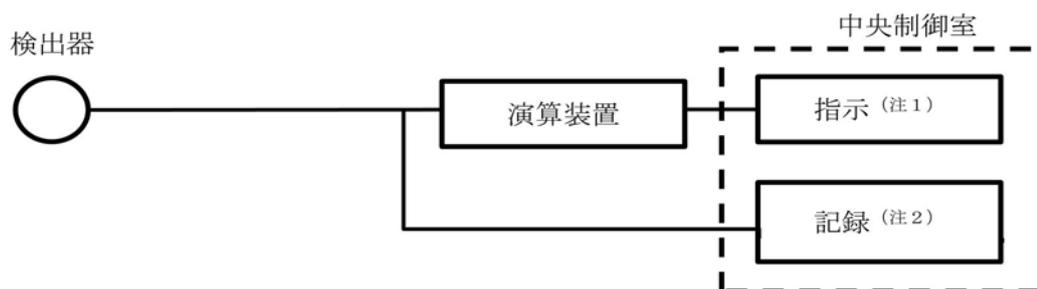
警 報 : 「FUEL POOL LINER LEAKAGE」

(3) 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監視を目的としている。

○構成概略：熱電対により検出された水温は、記録計及びプロセス計算機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。(第 1.2-6 図参照)

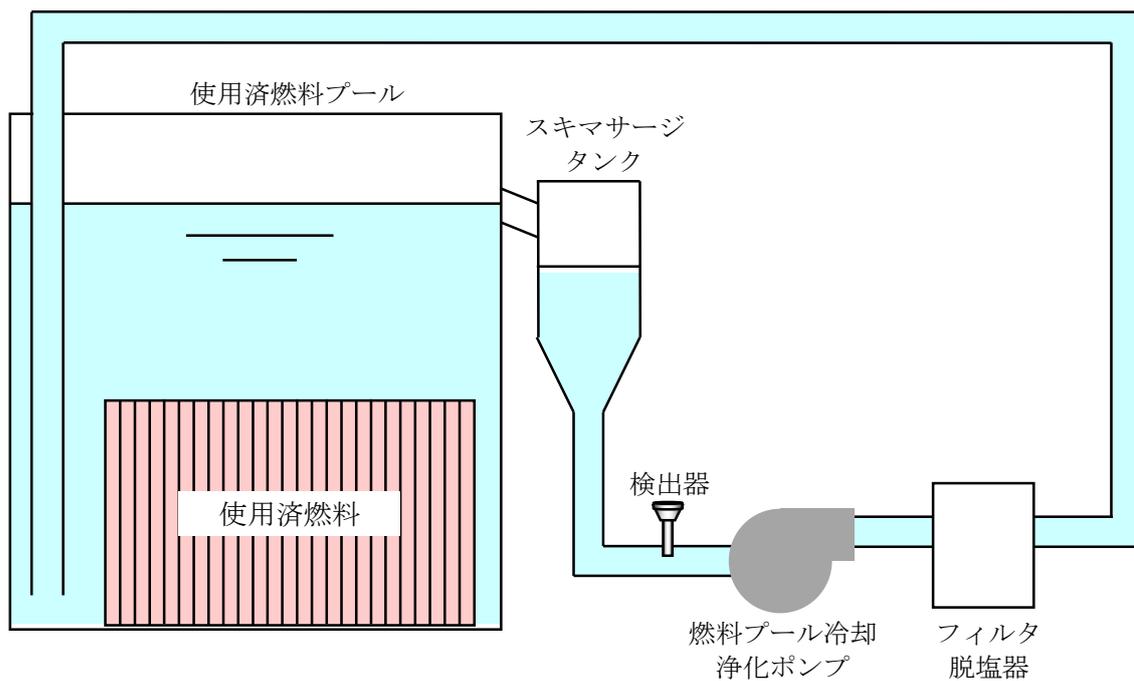
○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるように、 $0^{\circ}\text{C}\sim 300^{\circ}\text{C}$ の温度計測を可能としている。(第 1.2-7 図参照)



(注 1) プロセス計算機

(注 2) 記録計

第 1.2-6 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1.2-7 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0°C~300°C

個数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 4 階

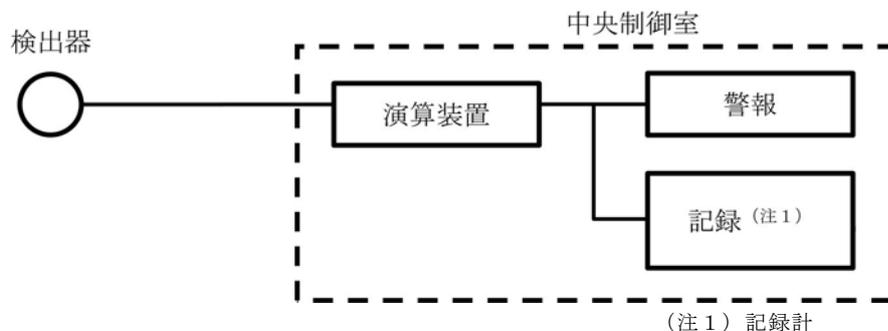
(4) 使用済燃料プール温度

○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水状態の把握を目的とする。

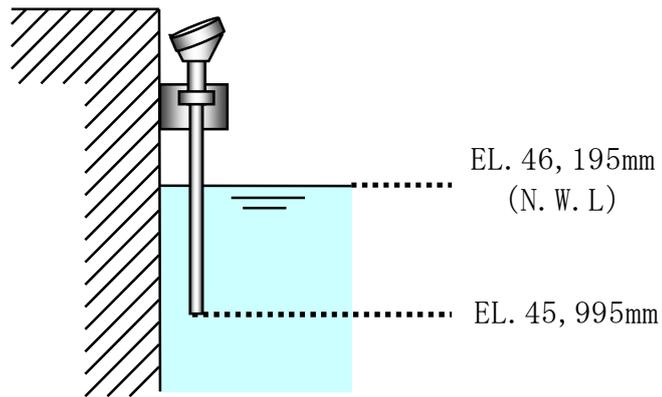
○構成概略：熱電対により検出された水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2-8 図参照）

○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう， $0^{\circ}\text{C}\sim 100^{\circ}\text{C}$ の温度計測を可能としている。（第 1.2-9 参照）

○警報設定：使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52°C 以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し， 65°C 以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52°C を超えるおそれがあることを検知するために 50°C としている。



第 1.2-8 図 使用済燃料プール温度の概略構成図



第 1.2-9 図 使用済燃料プール温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0°C~100°C

個数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 50°C

警報 : 「FUEL POOL TEMP HIGH」

(5) 使用済燃料プール水位・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を目的とする。
- 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態の把握を目的とする。
- 構成概略 (水位) : パルス信号を発信し、プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し、水位信号に変換する処理を行った後、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に警報が発せられる。(第 1.2-10 図参照)
- 構成概略 (温度) : 測温抵抗体により検出された温度は、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に警報が発せられる。(第 1.2-10 図参照)
- 計測範囲 (水位) : 使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測を可能としている。(第 1.2-11 図参照)
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 -0.70m 低下) においても水位計測を可能としている。

○計測範囲（温度）：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう、
0℃～120℃の温度計測を可能とする。

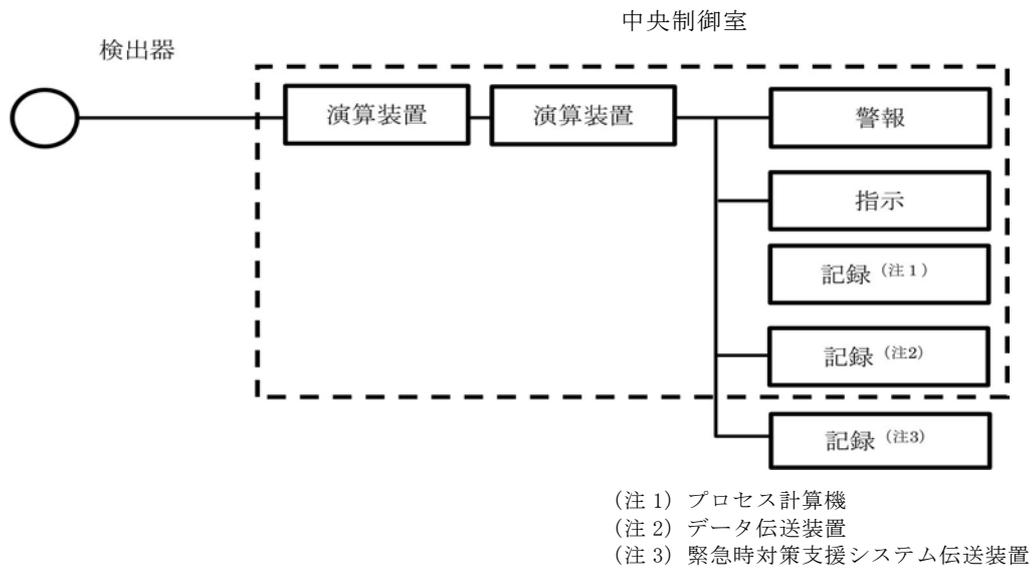
（第 1.2-11 図参照）

○警報設定（水位）：水位低 EL. 46,000mm（通常水位 -195mm）

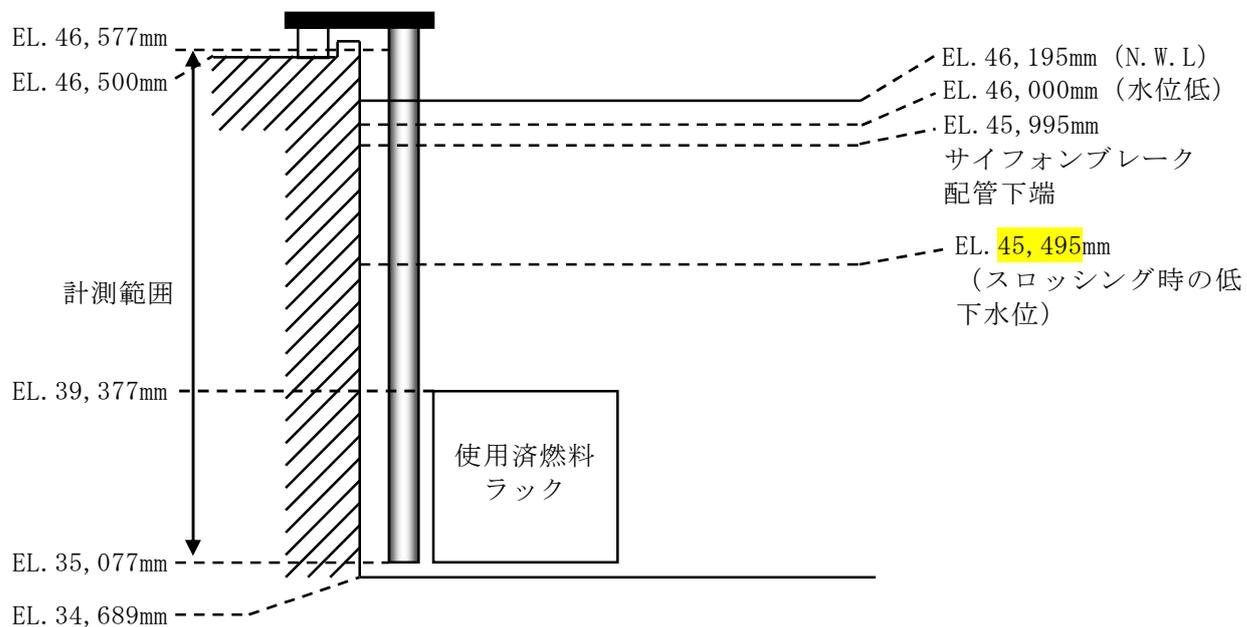
使用済燃料プール水位（SA 広域）の設定値は、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止後、更に異常な水位低下が発生した場合に、これを早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

○警報設定（温度）：温度高 50℃

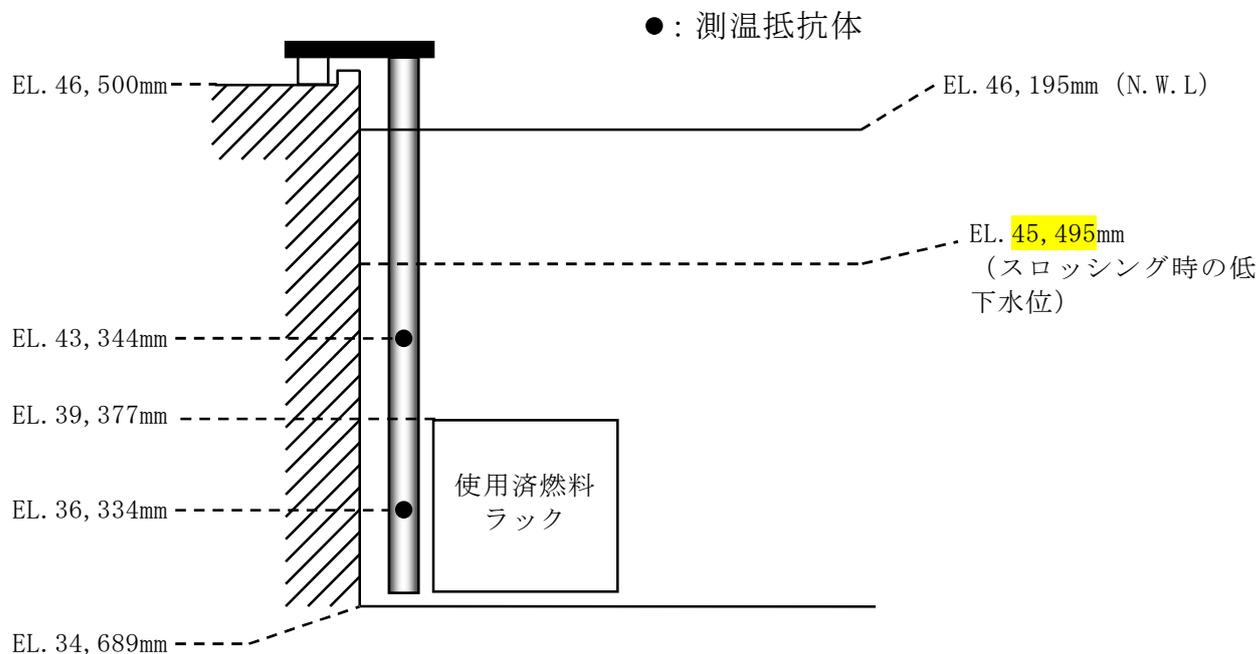
使用済燃料プール水温度（SA 広域）は、燃料プール冷却浄化系により、通常 52℃以下で維持されており、これを超える場合には、残留熱除去系を併用し、65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し、設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃とする。



第 1.2-10 図 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 広域）のうち、水位検出図



使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）のうち、温度検出図

図1.2-11 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の設置図

(設備仕様)

計測範囲 : 【水位】 EL. 35,077mm～EL. 46,577mm

【温度】 0℃～120℃

個数 : 1台

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6階

警報設定値 : 水位低 EL. 46,000mm (通常水位 -195 mm)

温度高 50℃

個別警報 : 水位低 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

温度高 「FUEL POOL TEMP HIGH」

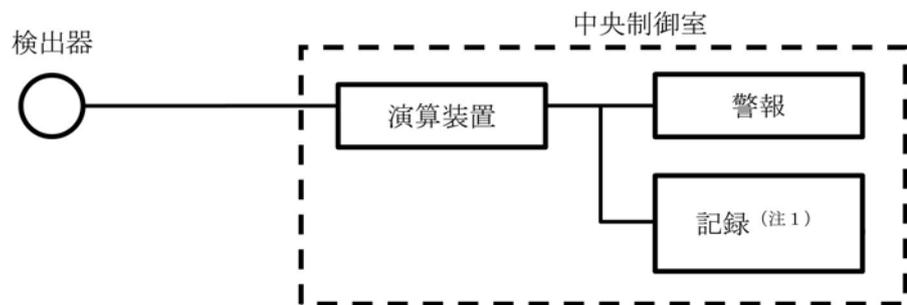
(6) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

○計測目的：作業従事者に対する放射線防護の観点から、使用済燃料プールエリアにおける線量当量率を監視する。

○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、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。(第 1.2-12 図参照)

○計測範囲：燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは、燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値 (0.01mSv/h) を包含して測定できる範囲とし、 $10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h の線量当量率を計測可能としている。

○警報設定：通常時の異常な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 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-12 図 燃料取替フロア燃料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 : $10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h

個数 : 1台

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの10倍以下

警報 : 「REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH」

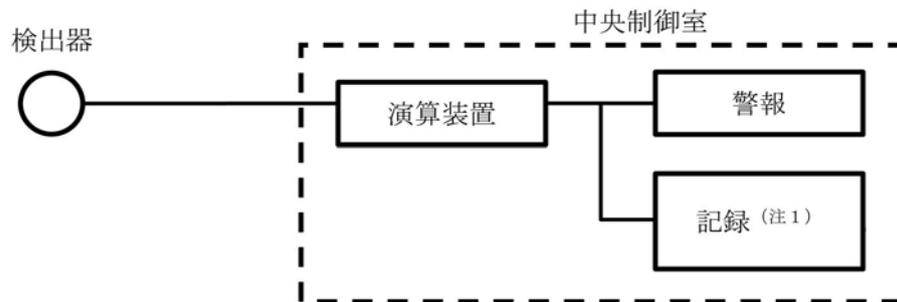
(7) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

- 計測目的：使用済燃料プールエリアでの燃料取扱事故を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線量を監視する。

- 構成概略：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの線量当量率を，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。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。(第1.2-13 図参照)

- 計測範囲：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，異常な放射線上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

- 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10倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-13 図 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

(設備仕様)

計測範囲 : $10^{-3} \sim 10^1 \text{ mSv/h}$

個数 : 4台

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの10倍以下

警報 : 「R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH」

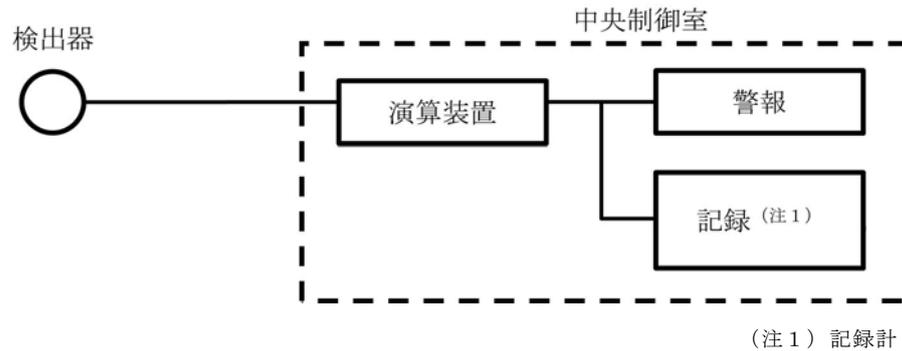
(8) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

- 計測目的：原子炉建屋原子炉棟内の異常な放射能上昇を検出し，原子炉建屋通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系排気ダクトの放射線量を監視する。

- 構成概略：原子炉建屋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，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。（第 1.2-14 図参照）

- 計測範囲：原子炉建屋原子炉棟内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，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

- 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 10 倍以下としている。



第 1.2-14 図 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

(設備仕様)

計測範囲 : $10^{-4} \sim 1\text{mSv/h}$

個数 : 4 台

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 3 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警報 : 「R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH」

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，「東海第二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規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。（第1.3-1表参照）

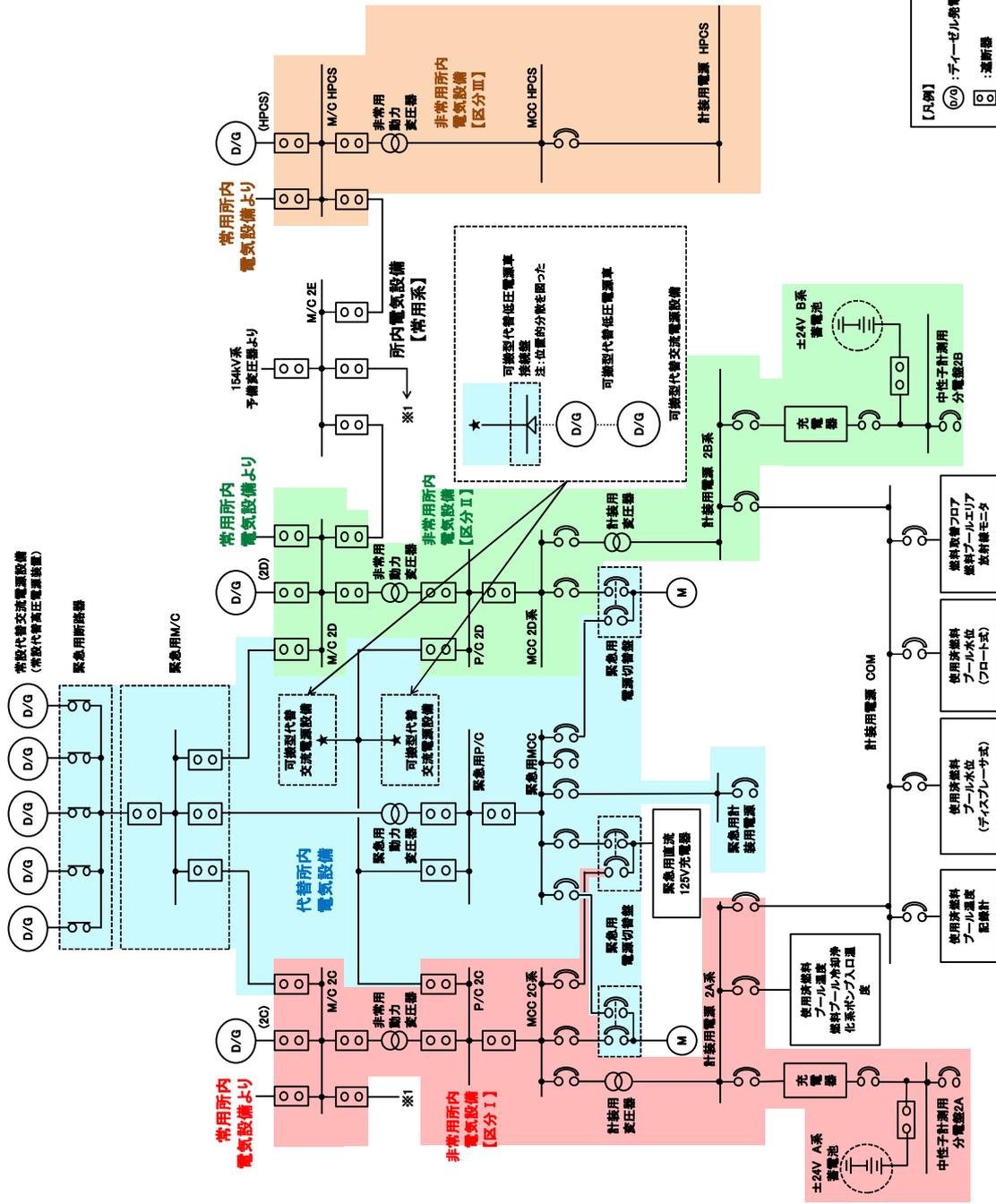
第1.3-1表 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

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	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	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	使用済燃料プール水位	巡視点検表	※1
	使用済燃料プール温度	記録紙	5年

※1：永久（原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間）

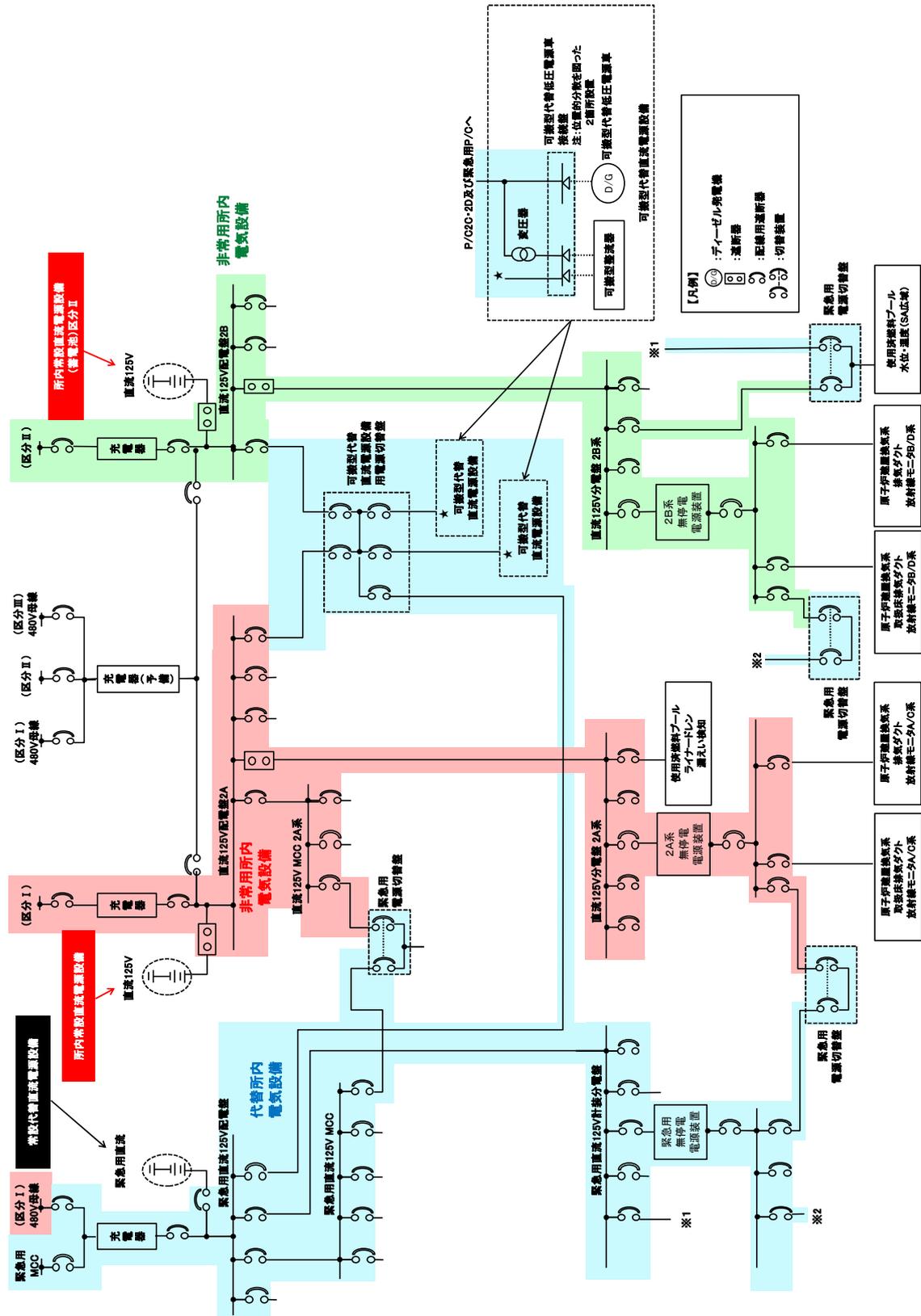
1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

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）（第1.4-1図，第1.4-2図参照）



【凡例】
 ○/○ : 1-φ線用電線
 ⊗ : 配線用遮断器
 ⊠ : 遮断器
 ⊚ : 切替装置
 ≡ : 断接器

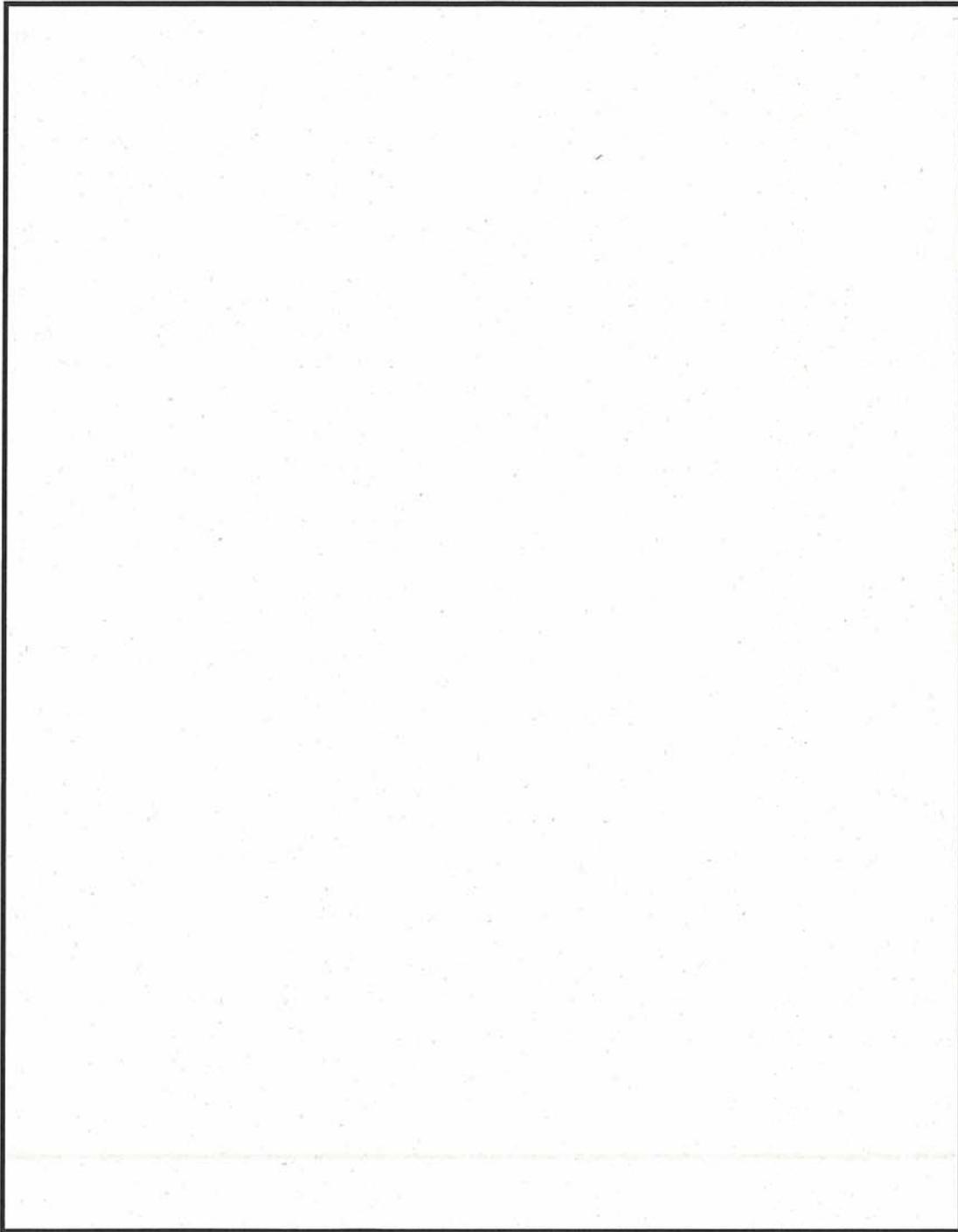
第 1.4-1 図 計測装置の電源構成概略図 (交流)



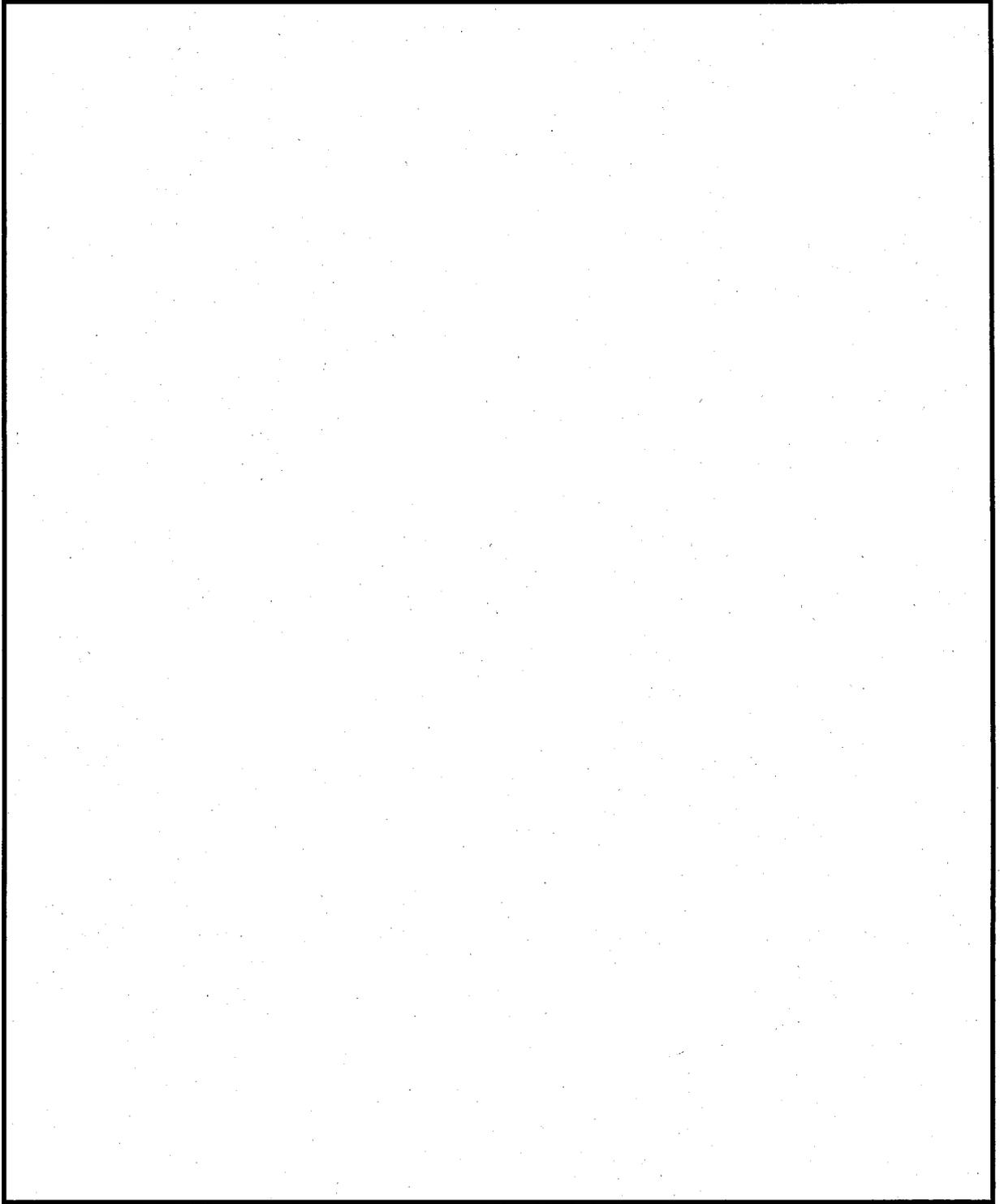
第 1.4-2 図 計測装置の電源構成概略図 (直流)

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

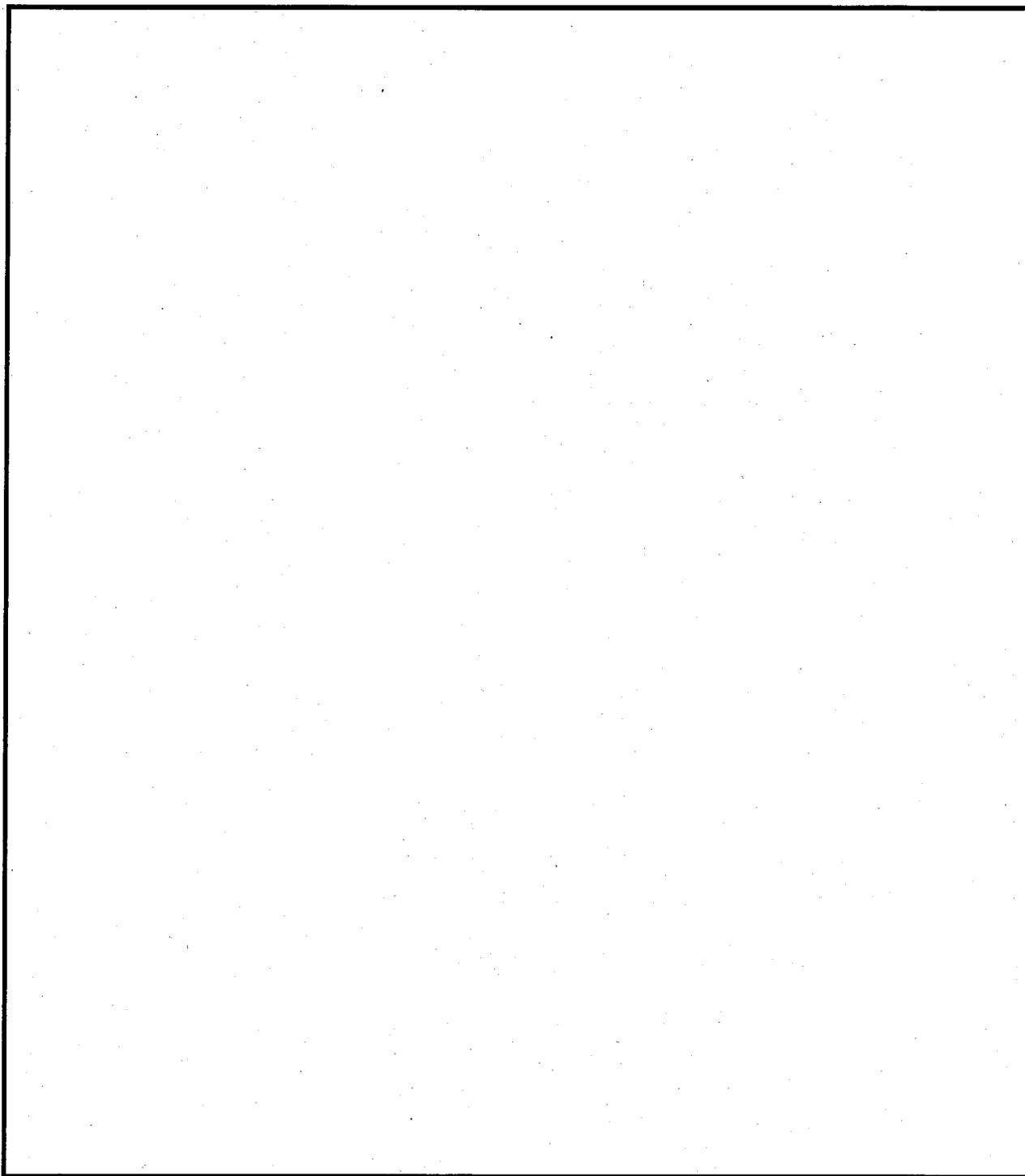
使用済燃料プール監視設備の設置場所を第1.5-1図～第1.5-3図に示す。



第1.5-1図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟6階)



第 1.5-2 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 4 階)



第 1.5-3 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 3 階)

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付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、「東海第二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規程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あっては、その濃度	制御棒位置	制御棒位置記録	5 年
四 一次冷却材に関する次の事項			
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	5 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	運転記録	10 年
	主蒸気流量	運転記録	10 年
	主蒸気温度	運転記録	10 年
	給水圧力	運転記録	10 年
	給水流量	運転記録	10 年
	給水温度	運転記録	10 年
五 原子炉压力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	—	—
	原子炉水位（燃料域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（広帯域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（狭帯域）	記録紙	5 年
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率	格納容器圧力	運転記録	10 年
	格納容器内温度	運転記録	10 年
	格納容器内水素ガス濃度	記録紙	5 年
	格納容器内酸素ガス濃度	記録紙	5 年
	原子炉格納容器モニタ	記録紙	5 年
	格納容器内核分裂生成物モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン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	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5年
	排ガスモニタ	記録紙	5年
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気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	非常用ガス処理系放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	廃棄物処理建屋排気筒モニタ	放射性廃棄物管理月報	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	放射性廃棄物管理月報	10年
十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみ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		

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	エリアモニタ	記録紙	5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	記録紙	5年
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	使用済燃料プール水位	巡視点検表	※1
	使用済燃料プール温度	記録紙	5年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速	記録紙	10年

※1：永久（原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間）

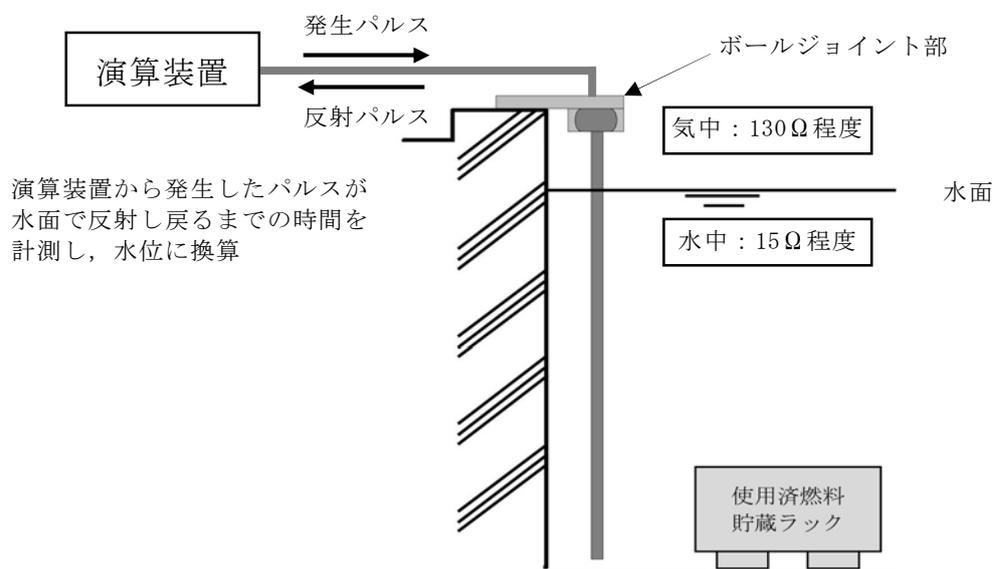
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、演算装置から高速電圧パルスを発生させ、検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が、演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。ガイドパルス式水位計による水位検出原理を第 1 図に示す。

検出器は伝達回路となる導体のステンレス芯棒が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第 1 図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）は，電圧パルスによる水位測定に加え，測温抵抗体による温度計測により水温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 2 箇所を温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，温度計は測温抵抗体であることから連続して測定が可能である。

水位計に関しては，空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により，同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

警報設定値について

1. 使用済燃料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。

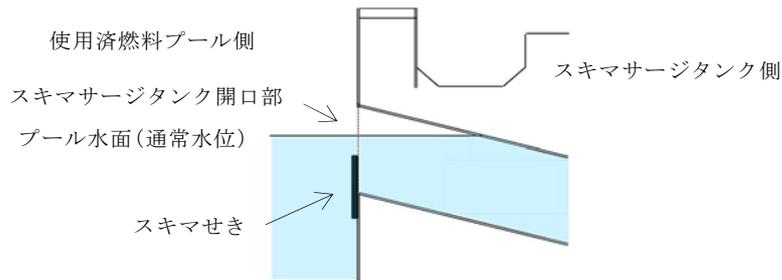
(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (N. W. L 46, 195mm) ～運転操作床面 (EL. 46, 500mm) の間で設定する。

(水位低) 使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を直接検知する。(燃料プール冷却浄化系の運転を停止した場合には、使用済燃料プール水位がスキマサージタンクオーバーフローゲート位置付近 (EL. 46, 043mm) まで低下することがある。第 1 図に使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図を示す。)

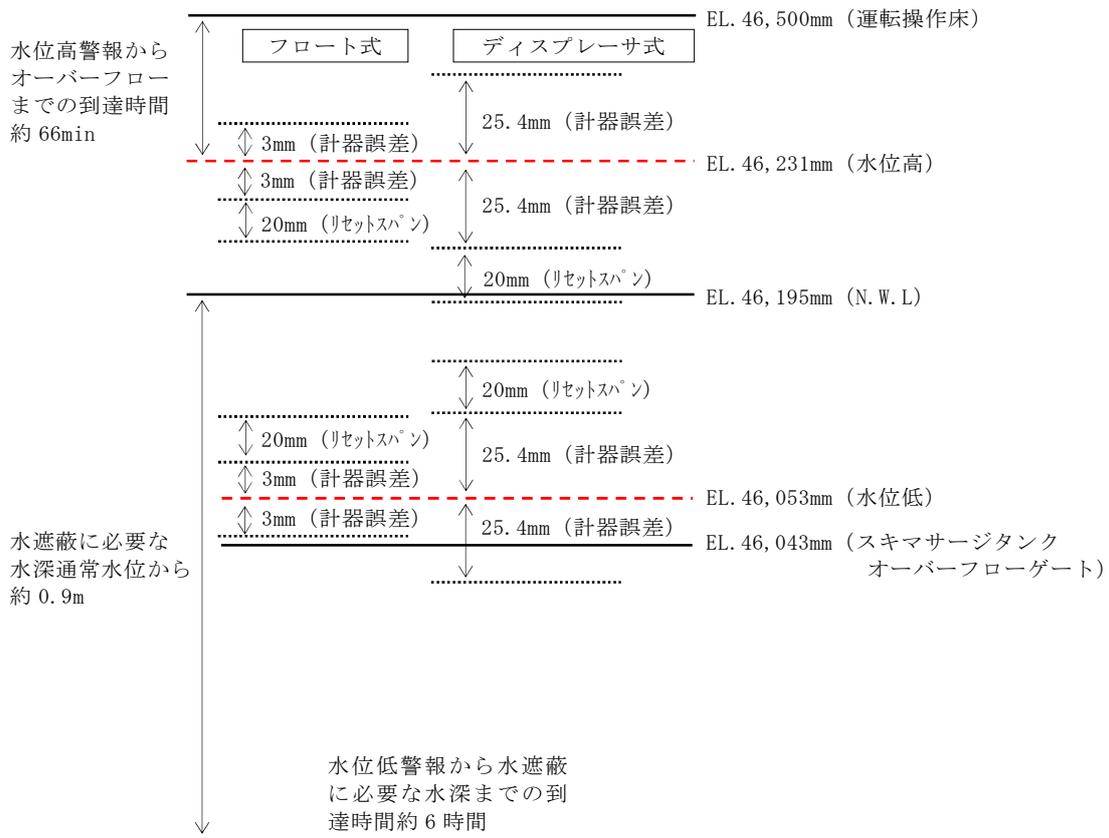
上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料プール水位の警報設定値を第 1 表に示す。また、第 2 図に使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値を設定している。

第 1 表 使用済燃料プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	通常水位-142mm (EL. 46, 053mm)
水位高	通常水位+36mm (EL. 46, 231mm)



第1図 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第2図 使用済燃料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：1,189m³
- ・ プール断面積：116m²
- ・ 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：

7.0°C/h

- ・使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、プール水位低下速度：

0.131m/h

水位低警報設定値は通常水位−142mm (EL. 46, 053mm) であり、必要な水遮蔽 (10mSv/h の場合) は通常水位から約−0.9m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発 (水位低下速度 0.131m/h) を想定した場合、水位低警報発生から必要となる水遮蔽 (水位) が失われるまでの時間は約 5 時間となり、使用済燃料プールへの補給操作に余裕^{※1}を持った設計としている。

水位高警報設定値は通常水位+36mm (EL. 46, 231mm) であり、仮に復水移送系 (約 30m³/h) により使用済燃料プールへ補給を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約 62 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。

※1：運転員の手動操作の時間的余裕 (10 分) + 補給開始又は補給停止操作 (約 16 分) を考慮しても余裕を持った設計としている。

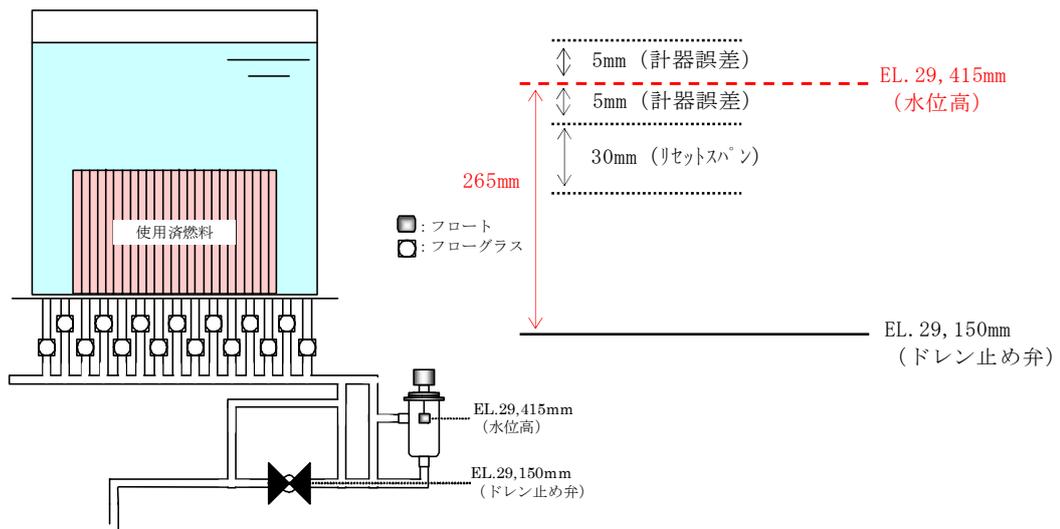
2. 使用済燃料プールライナードレン漏えい検出の警報設定値について

(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ー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。第2表に使用済燃料プールライナードレン漏えい検出の警報設定値を、第3図に使用済燃料プールライナードレン漏えい検出の警報設定概略図を示す。

第2表 使用済燃料プールライナードレン漏えい検出の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm)



第3図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検出の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料プールライナー漏えい検出の水位高警報設定値は、ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm) であり、警報設定値までのドレン配管容積は、約 $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プール容積 ($1,189 \text{m}^3$) に対して十分小さな値であり、燃料プールライナー漏えいの早期検出において余裕※2を持った設計としている。

※2：仮に $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合、使用済燃料プールの水位低下は約 0.04mm 程度であり、必要な水遮蔽 (10mSv/h の場合) は通常水位から約 0.9m 下であることから、余裕を持った設計としている。

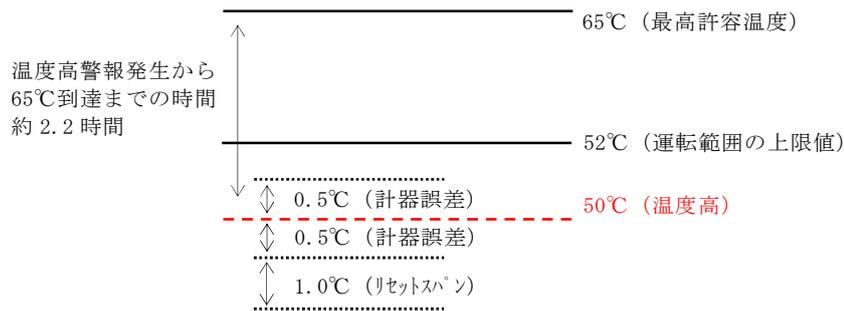
3. 使用済燃料プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールの水温異常上昇を注意喚起するため、通常時の燃料プール水温度の上限値 52°C を超えない 50°C に設定する。第3表に使用済燃料プール温度の警報設定値を、第4図に使用済燃料プール温度の警報設定概要図を示す。

第3表 使用済燃料プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	50°C



第 4 図 使用済燃料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 7.0°C/h であり，温度高警報設定値 50°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約 2.1 時間であり，余裕^{※3}を持った設計としている。

※3：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 126 分）に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40°C から警報設定値 50°C に達するまでに約 1.4 時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65°C に達するまでに約 2.1 時間あることを考慮すると，その間に残留熱除去系の最大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。

東海第二発電所

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

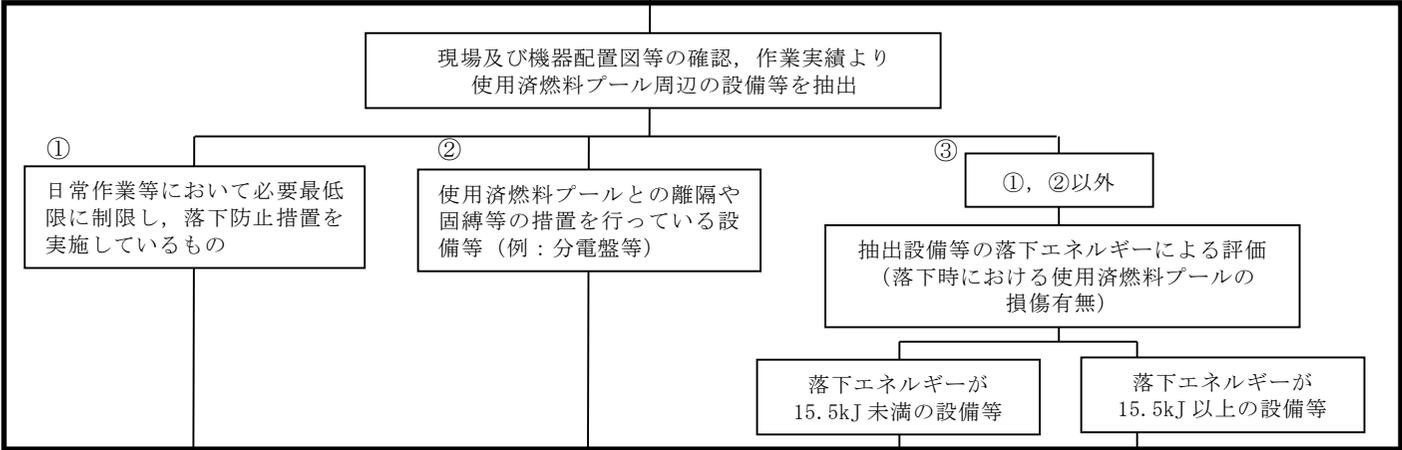
設置許可基準 第16条 第2項第二号ニ
燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

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

工

工

保

評価OK

評価OK

評価OK

評価OK

評価OK

別添 3-1

- ※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入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 燃料集合体の気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 原子炉建屋原子炉棟、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

○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 S_s 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。

○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、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。

○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。

○上記にて評価NGのもの
落下時の影響評価を実施する。

表1 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および貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・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ーロープ二重化や動力電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。 ・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。 ・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。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
		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"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、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。 ・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、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。 ・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。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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、玉掛けは有資格者が実施する。
		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

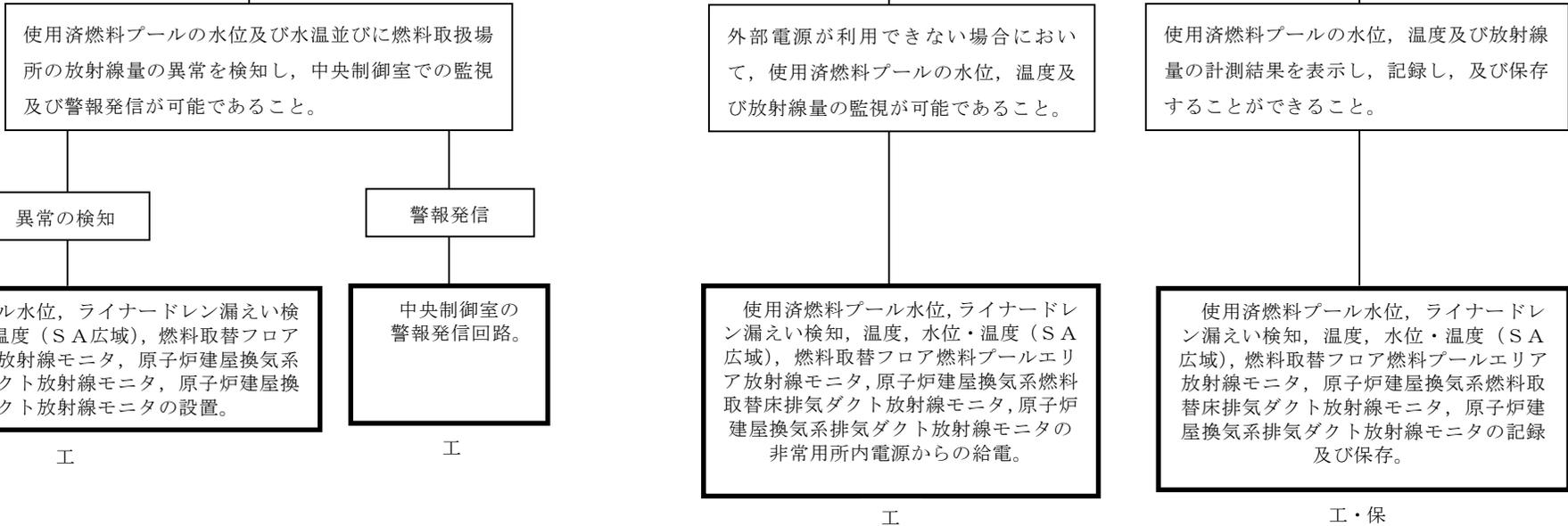
使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

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

（使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ）



別添 3-3

【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）

表2 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"> ・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プールライナードレン漏えい検知 	運用・手順	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 ・使用済燃料プール温度 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ・燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 	保守・点検	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ ・原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ ・中央制御室の警報発信回路 	教育・訓練	—
	使用済燃料プール水位, 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域),	運用・手順	—
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電	体制	—
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電	保守・点検	—
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電	教育・訓練	—
	使用済燃料プール水位, 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域),	運用・手順	—
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存	体制	—
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存	保守・点検	—
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存	教育・訓練	—

東海第二発電所

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

系統設計仕様書

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、または取り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、第 1 表に整理する。

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その1）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	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		
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可， ～約35m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	－	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約23t， 約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約48t， 約20m)
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1000kg， 約17m)
		新燃料検査台	○	－	○	
5	PCV（取扱具含む）	PCVヘッド	○	－	○	○ (約56t， 約14m)
		PCVヘッド吊り具	○	－	○	
6	RPV（取扱具含む）	RPVヘッド（+スタッドボルトテンショナ）	○	－	○	
		RPVヘッドフランジガセット	○	－	○	
		ミラーインシュレーション	○	－	○	
		スタッドボルト保管架台	○	－	○	
		スタッドボルト着脱装置	×	×	×	○ (約4.6t， 約14m)
		ミラーインシュレーションベロー	×	×	×	
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ	○	－	○	
		セパレータ	○	－	○	
		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	×	×	×	
		D/S吊り具	○	－	○	
		MSラインプラグ	○	－	○	
		MSLP用電源箱	○	－	○	
		MSLP用空気圧縮機	○	－	○	
		MSLP用電動チェーンブロック	○	－	○	
		マルチストロングバック	○	－	○	
		燃料集集体	×	×	×	
		チャンネル着脱機	×	×	×	○ (約430kg， 約12m)
		D/S水中移動装置	○	－	○	

※1 使用済燃料プールとの隔離距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その2）

評価フロー I			評価フロー II			代表重量物※2
番号	抽出項目	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		
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	×	○	○	○ (約 7.5t, -)
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		LPRM 収納缶置台	×	○	○	
		制御棒ハンガ	×	○	○	
9	プールゲート類	燃料プールゲート(大)	×	×	×	○ (約 2.7t, 約 12m)
		燃料プールゲート(小)	×	×	×	
		キャスクピットゲート	×	×	×	
10	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器	×	×	×	
		核燃料輸送容器吊り具	×	×	×	
		使用済燃料乾式貯蔵容器	×	×	×	○ (約 120 t, 約 14m)
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B用)	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	－	○	○
		照明用分電盤	○	－	○	
		チャンネル着脱機制御盤	○	－	○	
		作業用分電盤	○	－	○	
		中継端子箱	○	－	○	
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	○	－	○	
		水中照明電源箱	○	－	○	
		SHIPPING用操作盤部	○	－	○	
		SHIPPING動力盤	○	－	○	
		開閉器	○	－	○	
キャスクピット排水用電源盤	○	－	○			
12	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む)	×	○	○	
		可動ステージ開放用ホイスト架台	○	－	○	
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ (約 300kg, 約 12m)
		DSP 昇降梯子	×	×	×	
		パーテーション	×	○	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面, 壁面への固定設備等に該当する場合は「○」, 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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その3）

番号	抽出項目	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			
13	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ （約800kg, 約12m）	
		DSP バックシン用減圧器	○	－	○		
		酸化膜厚測定装置	×	○	○		
		水中テレビ制御装置	○	－	○		
		燃料付着物採取用装置（本体、ボール、ヘッド）	○	－	○		
		水位調整装置	○	－	○		
		リークテスト測定装置	○	－	○		
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台	×	○	○	○ （<100kg, 約12m）	
		工具箱	○	－	○		
		大型セイバーソー	○	－	○		
		遮へい体	○	－	○		
		防炎シート類	○	－	○		
		足場材	○	－	○		
		水中簡易清掃装置保管箱	○	－	○		
		局所排風器	○	－	○		
		ウェル用資機材	○	－	○		
		ローリングタワー	○	－	○		
		フィルタ収納容器	○	－	○		
		LPRM 収納箱	○	－	○		
		テント	○	－	○		
		酸化膜厚測定装置架台	×	○	○		
		工具箱（引出タイプ）鋼製	○	－	○		
		ドロップライト収納箱	×	○	○		
		グラブ収納箱	×	○	○		
		水中テレビカメラ支持ボール（アルベルグ製）	×	○	○		
		チャンネル固縛仮置き架台（16kg/枚）	×	○	○		
		NFV 用吊り具ワイヤ	×	○	○		
		除染ビット用クーラー	○	－	○		
		スポットクーラー	×	○	○		
注水ユニット	×	○	○				
キャスク底部固定金具	×	○	○				
足場収納箱（アトックス）	○	－	○				

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その4）

番号	抽出項目	詳細	評価フロー I			評価フロー II		
			評価①	評価②	選定結果	代表重量物※2		
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要				
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	○	－	○			
		エリアモニタ	○	－	○			
		プロセスモニタ	○	－	○			
		ページング	○	－	○			
		固定電話	○	－	○			
		監視カメラ	○	－	○			
		IAEA カメラ	○	－	○			
		使用済燃料プール温度計	×	○	○	○ (<300kg, 約 4m)		
		使用済燃料プール水位計	×	○	○			
		水素濃度計	○	－	○			
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	○	－	○			
		RCW サージタンク液位計	○	－	○			
地震計	○	－	○					
16	試験・検査用機材類	テンショナ用テストブロック	○	－	○			
		スタッドボルト試験片	○	－	○			
		FHM 用テストウェイト	×	×	×	○ (約 500 kg, 約 14m)		
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）	×	×	×			
		SHIPPING 装置架台	×	×	×			
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ	○	－	○			
		キャスク除染ビットカバー	○	－	○			
		DS プールカバー	×	×	×			
		原子炉ウェルシールドプラグ	○	－	○			
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ	×	×	×			
		SFP スロットプラグ	×	×	×	○ (約 7.5t, 約 14m)		
		SFP スロットプラグ吊り具	×	×	×			
		DSP スロットプラグ	○	－	○			
		DS スロットプラグ吊り具	○	－	○			
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	×	×	×			
		FPC F/D コンクリートプラグ	×	×	×			
CUW F/D コンクリートプラグ	×	×	×					
18	空調機	空調機	○	－	○			
		FHM 操作室空調機	○	－	○	○		

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、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

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その5）

		評価フローⅠ		評価フローⅡ		代表重量物※2
番号	抽出項目	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		
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	○	－	○	
		ガラス	○	－	○	
		ダクト	○	－	○	
		ブローアウトパネル	○	－	○	
		ケーブル	×	○	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検資機材	×	○	○	
		RCW サージタンク	○	－	○	
		時計	○	－	○	
		手すり収納箱	○	－	○	
		ステップ	×	○	○	
		カメラケース	×	○	○	
		カメラ用架台	×	○	○	
		ペリスコープ用架台	×	×	×	
		キャビネット(コンテナ類含む)	○	－	○	
		使用済用垂直吊具アーム収納箱 (NFT) 4本	○	－	○	
		安全帯用ポール及び連結板	×	○	○	
		内蓋吊金具収納箱	×	×	×	
		垂直吊具エア操作ユニット(1)	○	－	○	
		リークテスト測定装置ホース収納箱	○	－	○	
		蓋仮置き台	○	－	○	
		フランジプロテクター	×	○	○	
		蓋吊具 (DC 用, NFT 用)	×	×	×	
		ボンベ台車	×	○	○	
		収納缶 (冷却用)	×	○	○	
		ハンドリフター (2t)	○	－	○	
		加圧タンク	×	○	○	
		ヘリオット	×	○	○	
位置決めラグ	×	×	×			
RPV ヘッド架台	×	×	×	○ (約 1000 kg, 約 14m)		
真空乾燥装置	○	－	○			
新燃料容器	×	×	×			
コンテナ用枕木	×	○	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、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

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、機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し、抽出した設備等について項目分類を行う。

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 で抽出した設備等について、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ないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について、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を検討すべき重量物を選定する。

※ 燃料集合体の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（添付資料 3）参照。

III. 落下防止の対応状況評価

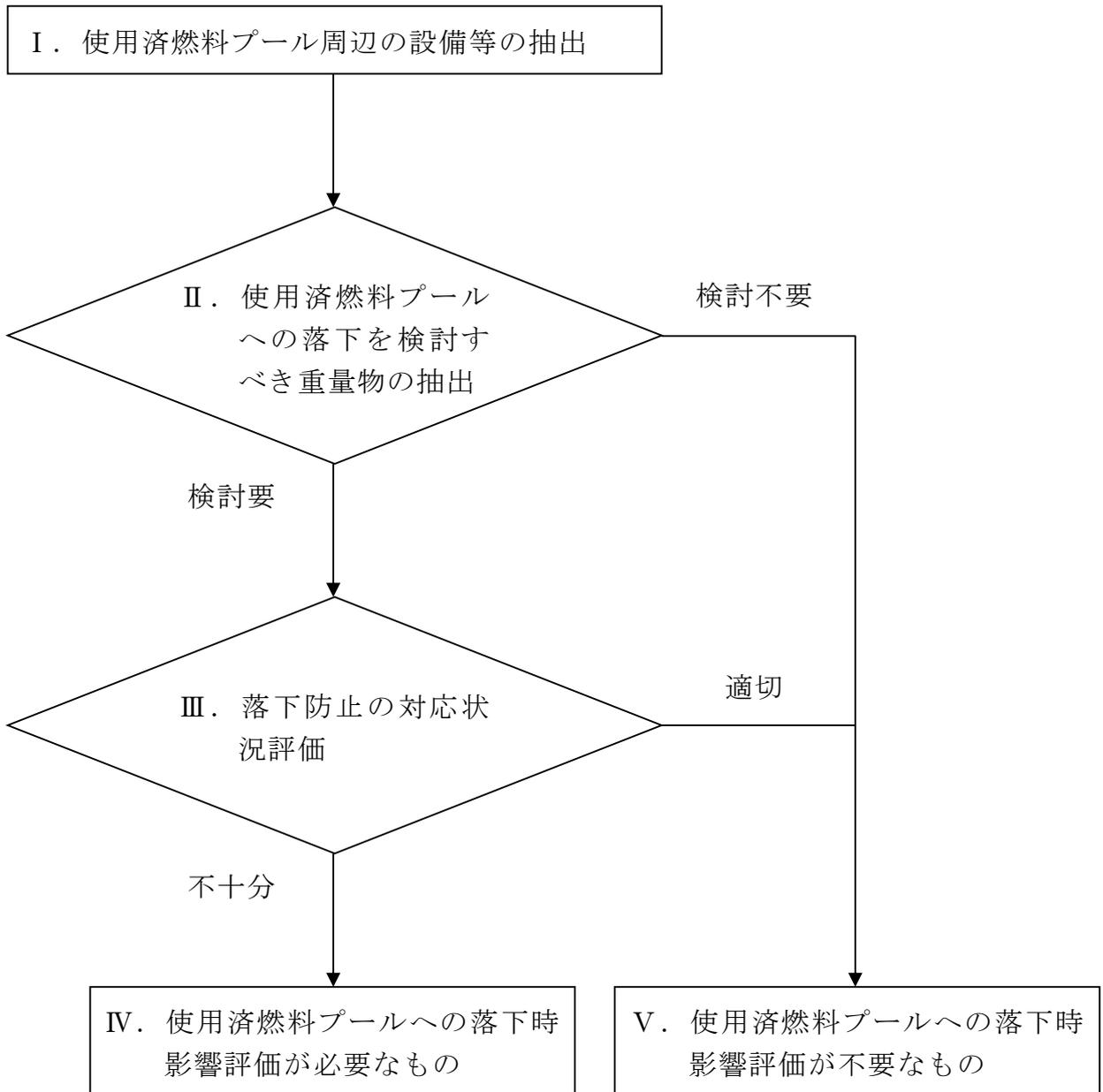
評価フロー II で使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し、耐震評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

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で落下防止対策が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、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で落下防止は適切としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、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

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。
- (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。

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している^{※1}。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7 mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

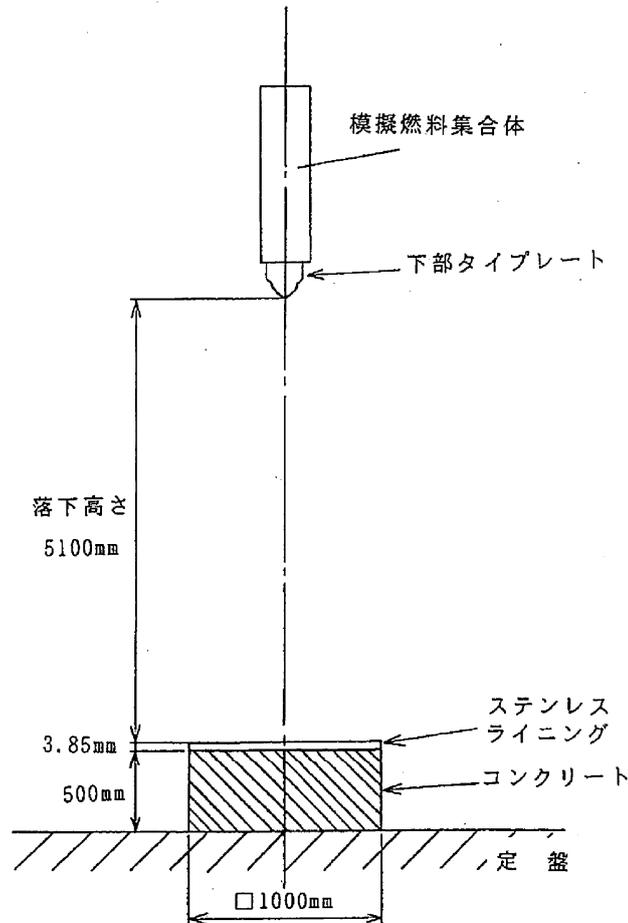


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体質量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 東海第二発電所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。

東海第二発電所

原子炉冷却材圧力バウンダリについて

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 追加要求事項に対する適合性	3
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ	4
2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出	4
2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について	7
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	9
2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について	11
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	12
2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管, 弁等の品質保証及び 検査内容の変更について	14
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 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図	
別紙 3 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について	
別紙 4 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 5 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	
別紙 6 ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる 理由	

4. 別添

別添 1 東海第二発電所 運用, 手順等説明資料 原子炉冷却材圧力バウン
ダリ

< 概 要 >

1. において、「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」（以下「設置許可基準規則」という。），「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「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

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関する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 条の要求事項を第 1-1 表に示し、追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 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 条の要求事項

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)	追加要求事項
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、解釈にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大)
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

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 28 条（原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等）	追加要求事項
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

1.2 追加要求事項に対する適合性

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され、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関しては、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、原子炉冷却材の喪失を停止するため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、以下のとおり適切な隔離弁を設けた設計とする。

- (1) 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- (2) 通常時又は事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は原子炉側からみて 2 個の隔離弁
- (3) 通常時閉及び事故時閉のうち、(2)以外の場合は 1 個の隔離弁
- (4) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等は(1)に準じる。

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。

ただし、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については、この限りではない。

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却材系統に接続され、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

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき、原子炉圧力容器に接続される全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した。

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に示すとおり、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。

- ・原子炉再循環系C UW入口ドレンライン
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの隔離弁は、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、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻り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。

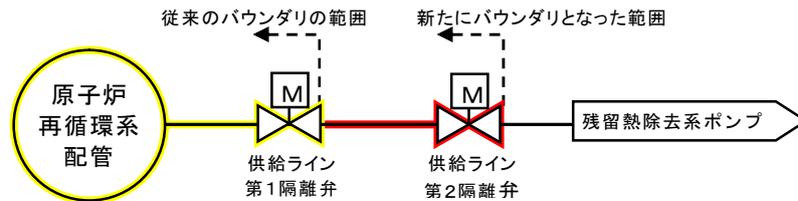
a. 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

第1隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開とならないようインターロックを設けているが、中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため、誤動作により開となるおそれがある。

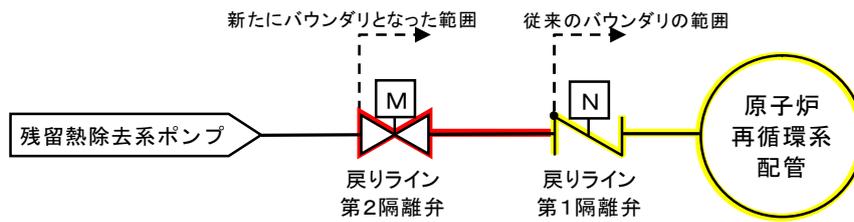
b. 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

第1隔離弁は逆止弁であるため、原子炉圧力が高い場合には開とならないが、原子炉圧力が低く、残留熱除去系ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

よって、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，戻りラインについては，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系供給ライン)



(残留熱除去系停止時冷却系戻りライン)

第 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁）は、弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで、通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め、発電長が保管、管理を行う。

なお、当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は所員用エアロック等が施錠され、窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また、当該弁の定検中の管理については、従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており、原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて、今後は、弁ハンドルをチェーンで固縛し、施錠を実施する。



第 2-2 図 原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁 施錠状態

第 2-1 表 手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる 弁を有するもの※1（第1隔離 弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系 C U W入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系 C U W入口ドレン弁	B35-F051B

※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③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

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力，最高使用温度）と同じであることを確認した。

また，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流 (供給ライン)	8.62MPa [gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (供給ライン)	8.62MPa [gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa [gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa [gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14

第 2-4 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

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、従来クラス2としての強度・耐震評価を実施していたが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、以下のとおり、クラス1としての基準地震動 S_s を用いた強度・耐震評価を行い、技術基準規則の要求を満足していることを確認する。

(1) 強度評価

技術基準規則要求		クラス2配管・弁及び 支持構造物	クラス1配管・弁及び 支持構造物
第17条	構造・強度	設計条件における応力評価	設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価
		運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲労評価，延性破断及び座屈評価	運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱応力ラチェット評価
			運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲労評価
			設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価

また評価上は、クラス2とクラス1では規格計算式、許容値も異なる。

(2) 耐震評価

当該ラインは、従来より耐震Sクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし、強度評価と同様に評価体系（許容値、計算式）が異なる。

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となる配管・弁については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では、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、従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み検査を実施していることを確認した。

このため、拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）

第 2-6 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求（クラス 1 機器 ISI）		従来の検査項目	
	P S I	試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
配管の溶接継手	U T (100%)	U T	溶接継手数の 25%/7 年	同左	
配管の支持部材取付け溶接継手	P T (100%)	P T	溶接継手数の 7.5%/7 年		
支持構造物	V T (100%)	V T	全数の 25%/7 年		
弁のボルト締付け部	—	V T	類似弁毎に 1 台の 25%/7 年		
弁本体の内表面	—	V T	7.5%/7 年		
全ての耐圧機器	V T ^{※1} (100%)	V T ^{※2} (漏えい試験)	100%/1 定検		

※ 1 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 拡大範囲の管と小口径管台（3/4B, 1B）との溶接継手は、維持規格において表面試験が免除されており、漏えい試験により健全性を確認する。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管, 弁等の品質保証及び検査内容の変更について

(1) クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン, 戻りラインの配管, 弁等について, 製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

a. 製造プロセス

当該ラインの配管, 弁について, 製造メーカーにおける製造プロセスを確認した結果, クラス1機器とクラス2機器では, 非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第2-7表 メーカーにおけるクラス1機器とクラス2機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカー		製造プロセス	製品構造, 型番
	素材メーカー	クラス1機器としての実績有		
配管	素材メーカー	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカー	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカー	同上	同上	同上
弁	弁メーカー	同上	同上	同上

※1：素材非破壊検査の要求が一部異なるが, それ以外の製造プロセスは同一

b. 据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカーはプラントメーカーのみであり, 据付時はクラス1機器及びクラス2機器においても同じ要領による作業フローで実施しており, 非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一

である。

また、据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから、製造・据付プロセスにおいて、クラス1機器及びクラス2機器での非破壊検査の項目は異なるが、当該ラインの配管、弁等については、クラス1機器と同じ系統仕様、構造、型番であり、同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス1機器と同等であると考える。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン、戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン、戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第2-8表に示す。

a. 配管・弁について

当該ラインの配管・弁については、製造メーカーにてクラス1機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

b. 溶接部について

当該ラインの溶接部については、非破壊検査においてクラス1機器との相違があるものの、以下の対応を実施することにより、クラス1機器と同等であると考え。

- ・当該ラインの配管の周溶接継手の一部でP Tの記録を確認できなかった(クラス2配管に対する検査要求はR Tのみで、P Tの要求はない)。

よって、該当する溶接継手については念のためP Tを実施し異常のないことを確認した。なお、当該箇所は、供用前検査としてU T検査を実施しており、表面をグラインダ加工していることから、据付け時も加工後のP T検査を実施しているものと考えられる。

- ・当該ラインの配管には小口径配管（3／4B, 1B）を接続する管台が溶接されている。クラス1配管の管台溶接継手に対しては1／2P Tが要求されているが、従前はクラス2配管であったことから1／2P Tの要求はなく、供用後に同様の検査を実施することはできない。

しかし、管台溶接継手は据付時に最終層P T及び耐圧試験にて健全性を確認しており、今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。（別紙3参照）

以上から、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は、非破壊検査についてもクラス1機器と同等の検査を実施していると考えられる。

第 2-8 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目
(製作・据付時の検査)

部位		検査要求 (規格要求)		検査実績		備考	
		クラス 1	クラス 2	(記録等確認)			
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管		UT+MT/PT	—	○	UT+PT	
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (供給ライン)	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (戻りライン)	UT+MT/PT	—	○	UT+PT	
		ボルト (供給ライン)	UT+MT/PT	—	○	UT+MT (PT)	
		ボルト (戻りライン)	MT/PT	—	○	MT (PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT +PT (一部)	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，MT：磁粉探傷試験，

RT：放射線透過試験，—：規格要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある。

△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績を確認できないものが一部ある。

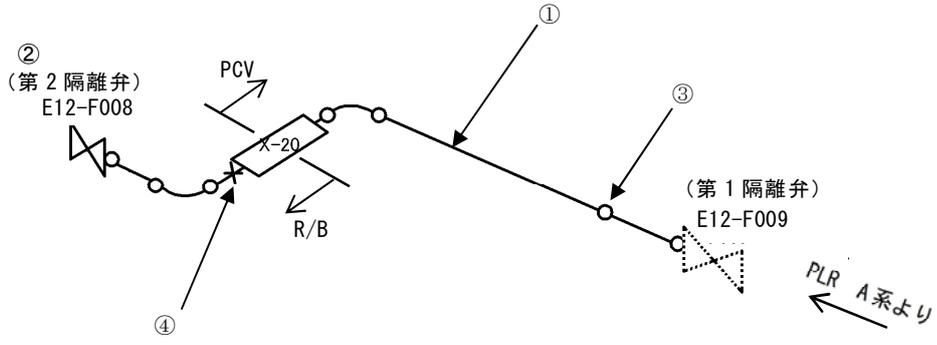
※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については、改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

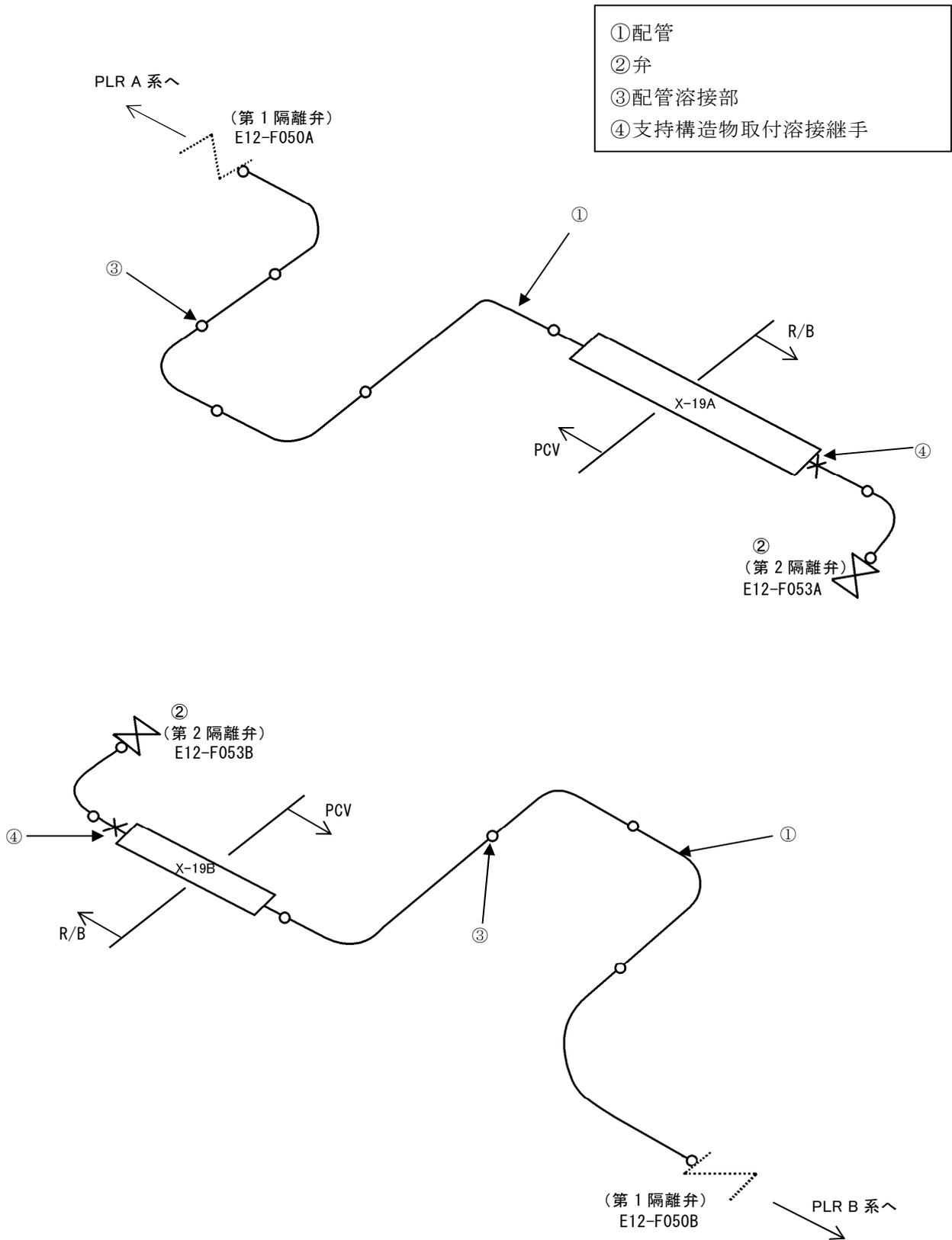
※3：耐圧試験を実施している。また、ISI にて漏えい検査を実施している。

(別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照)

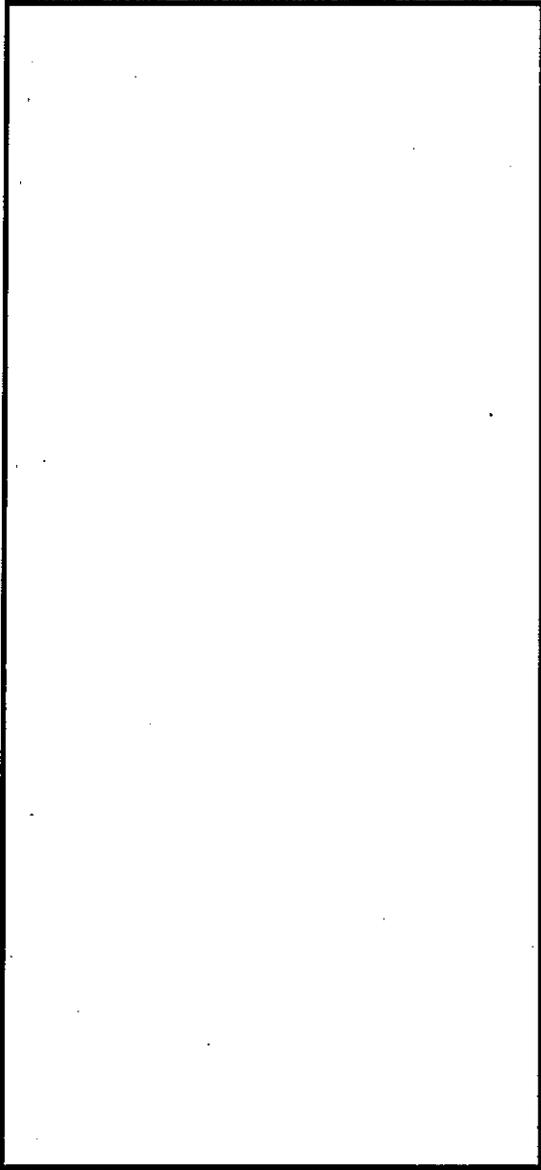
- ①配管
- ②弁
- ③配管溶接部
- ④支持構造物取付溶接継手



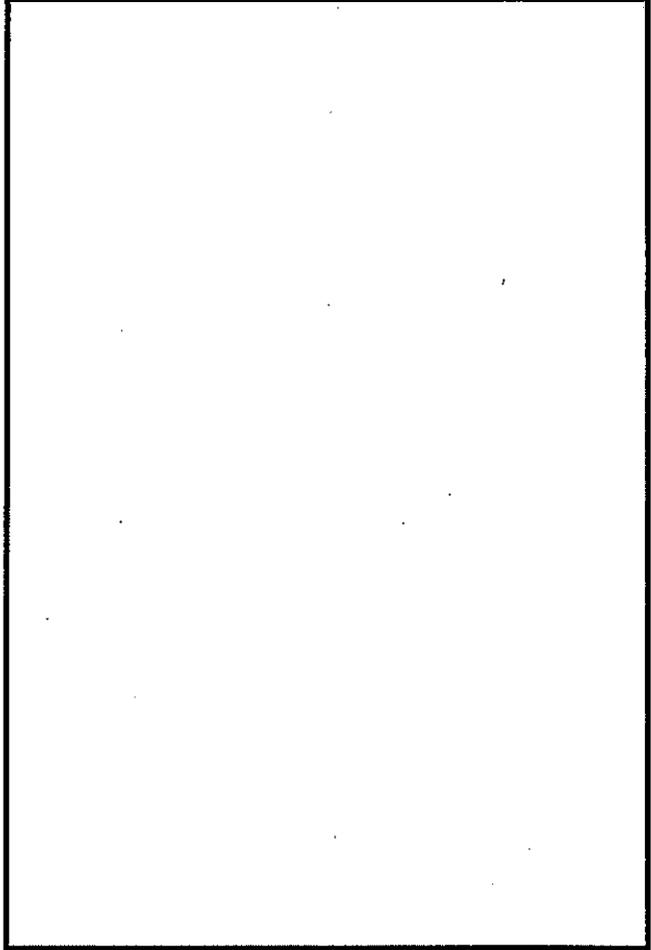
第 2-3 図 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン



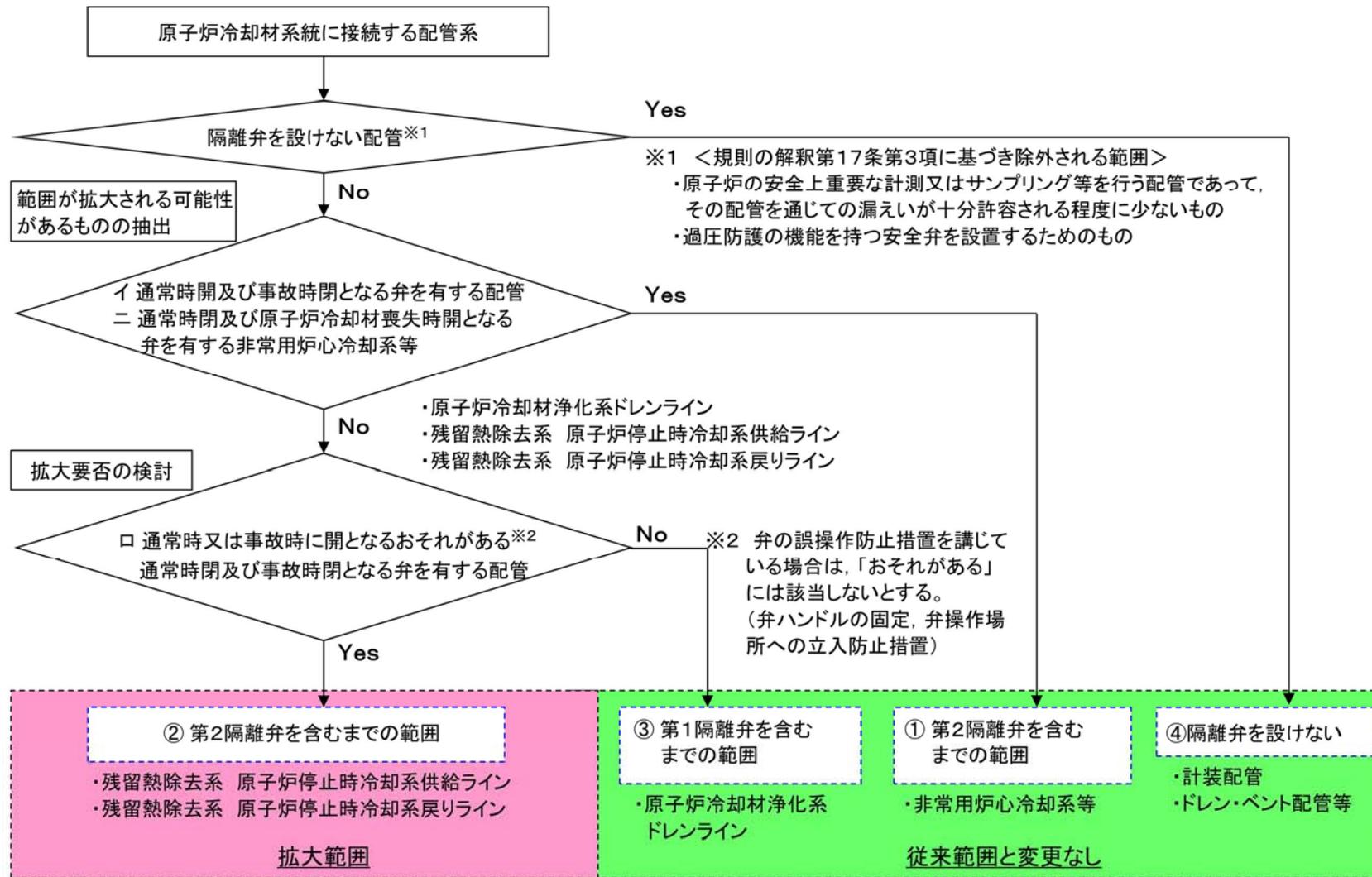
第 2-4 図 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



第 2-5 図 配管の製造プロセスフロー図 (例)



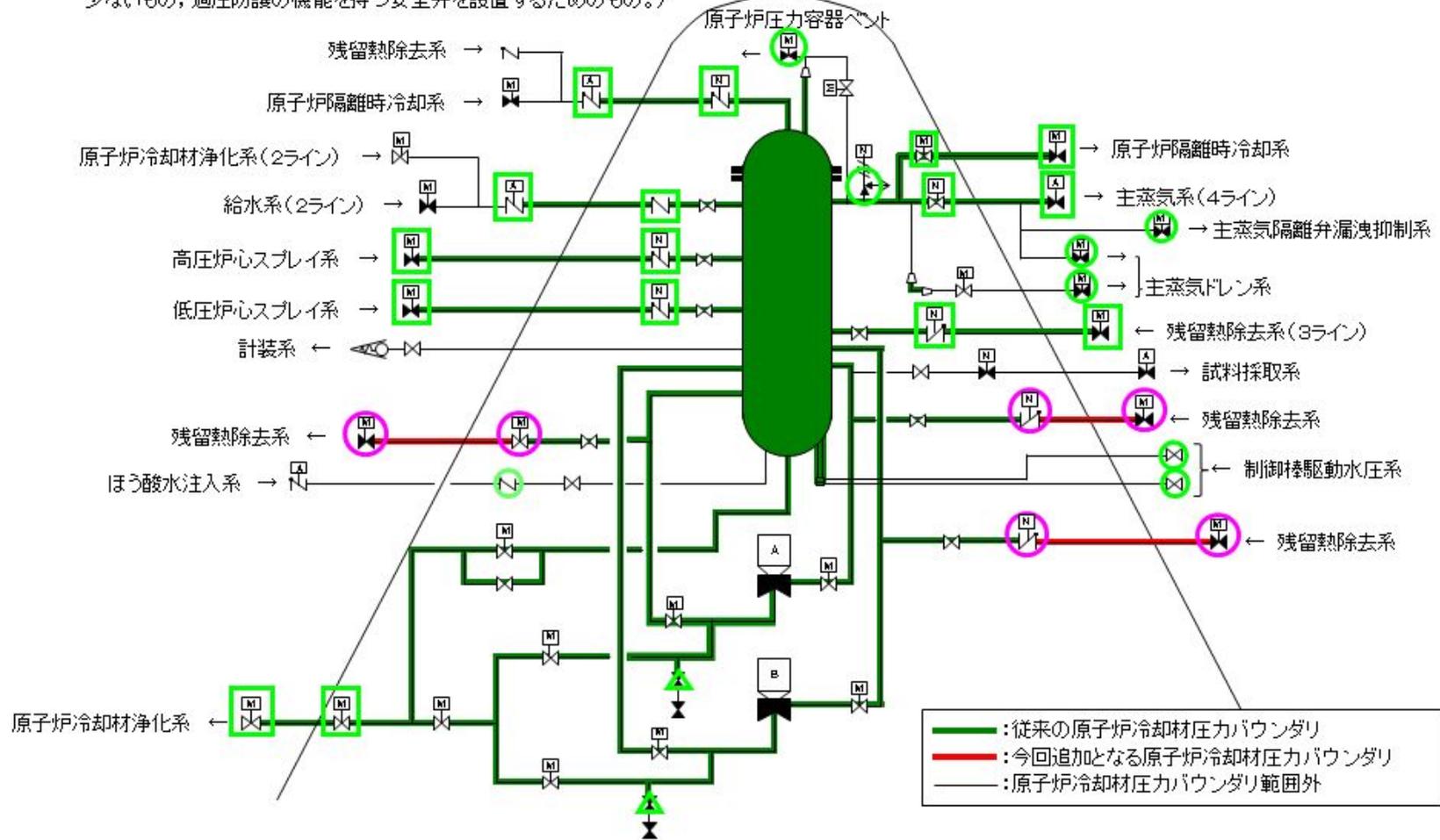
第 2-6 図 配管の据付プロセスフロー図(例)



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。

別 1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

- :① 通常時開及び事故時閉となる弁。通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等。(第2隔離弁まで)
- :② 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時開及び事故時閉となる弁(第2隔離弁まで)
- △:③ 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものうち、②以外のもの(第1隔離弁まで)
- :④ 「隔離弁」としてなくて良いもの(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。)



別紙 2-1

別 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

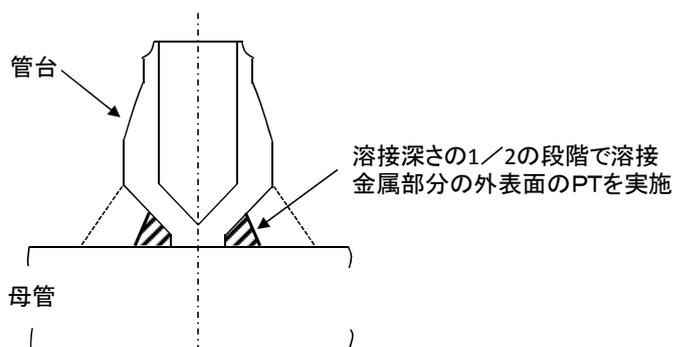
管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PT検査を実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

1. 1/2PT検査の方法及び検査目的

1/2PT検査とは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施される。(別3-1図参照)

検出される欠陥としては、別3-1表に示すものがある。



別3-1図 1/2PT概念図

別 3-1 表 検出される欠陥の種類

想定欠陥	内 容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又はその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後, 溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻込み	溶接金属中又は母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

2. 想定される内在欠陥

別 3-1 表の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(1) 欠陥ごとに対する対策の観点

a. 高温割れ, 低温割れ

高温割れについては, その発生防止のため, ステンレス鋼の溶接金属には不純物 (リン, 硫黄) 含有量を低減させるとともに, 適切なデルタフェライトを含む成分設計としており, 施工時においても高温割れ防止のため, 溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから, 高温割れが発生する可能性は低い。

また, 低温割れについては, 主に炭素鋼や低合金鋼にて発生が想定される欠陥であるため, 当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては, 低温割れの発生は無い。

b. スラグ巻込み, 融合不良

当該箇所は溶接検査対象であることから、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施し、次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで、スラグ巻込み, 融合不良が発生しないようにしている。また、溶接棒は吸湿により性能劣化となるため、適切に管理された溶接棒の選定をしており、施工法においてもクラス1と同等の要領であることから、スラグ巻込み, 融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

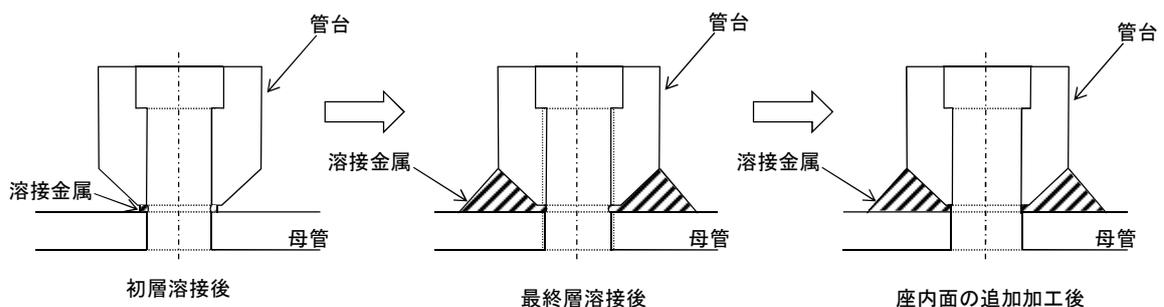
(2) 施工上の観点

a. 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン (建設時)

当該箇所については、穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで、完全溶け込み溶接としている。また、最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部*が除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-2 図 管台施工概略図

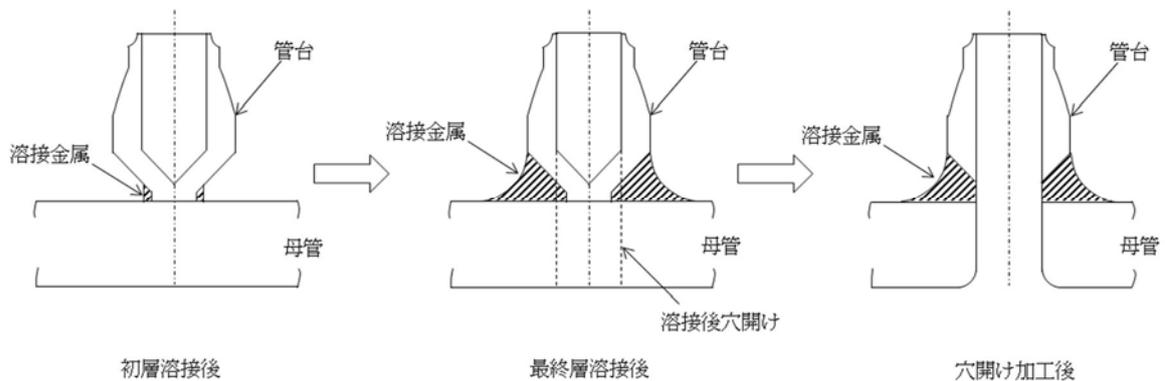
b. 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部^{*}は穴あけ切削時に除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境、条件が確保される工場で行っているため、欠陥発生リスクはさらに低減される。

^{*}初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-3 図 管台施工概略図

(3) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥発生に対する予防措置が十分に講じられている。

当該溶接部は、溶接検査において1/2 P T検査の前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層 P T検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2層位置でも同等の品質は得られていると考える。

別 3-2 表 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温割れの原因となる不純物 (P, S) 低減材の使用。 ・ 高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。 ・ 高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。 	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。 	無
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多層盛りの層間でスラグ除去を実施。 ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 	無
融合不良	<ul style="list-style-type: none"> ・ 開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。 ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 ・ 作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。 	無

別 3-2 表の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考え難い。

なお、ニューシアにより過去に BWR プラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに、継続的にニューシア情報を確認しているが、内在欠陥を起点とした損傷の情報は、確認されておらず、可能性は極めて小さいと考える。

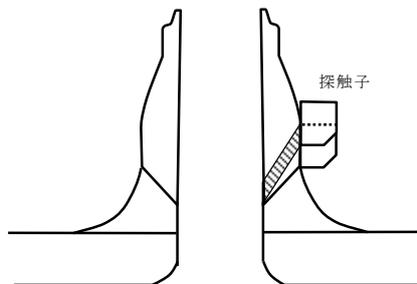
3. 1/2 P T 検査の代替検査の可否

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径管の管台と母管の溶接継手については、1/2 P T 検査を実施していないが、代替検査として U T 検査（超音波探傷試験による体積検査）、R T 検査（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

(1) U T 検査

以下の理由により、U T 検査では探傷できない。

- ・当該溶接部は管台溶接部であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。
- ・母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。

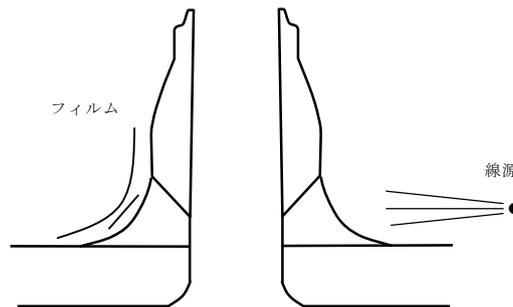


別 3-4 図 U T 検査概略図

(2) R T 検査

R T 検査では、試験部の放射線の透過厚さが均一であり、フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ、試験部に隙間なく設置することで、溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影をすることができる。これを満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると別 3-5 図のとおりとなる。

しかし、この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく、また、フィルムは狹隘形状のために試験部に隙間なく設置することができず、溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影ができないため、適切な R T 検査を実施することはできない。



別 3-5 図 R T 検査概略図

4. 劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・設計対策※を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けない。 ・多層盛りの溶接部であり、初層部は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。 ・よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。 	<p>低 (外面から)</p>
S C C	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は流れがなく、温度も低い。また、使用時間も短いことから S C C の感受性は低く、発生は考えがたい。 	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。 	無
減肉	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。 	無

※： ・当該部は、母管からの分岐以降、組合せ 3 方向でサポートされている範囲であり、振動の影響を受けない。

・プラント運転中、当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため、原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。

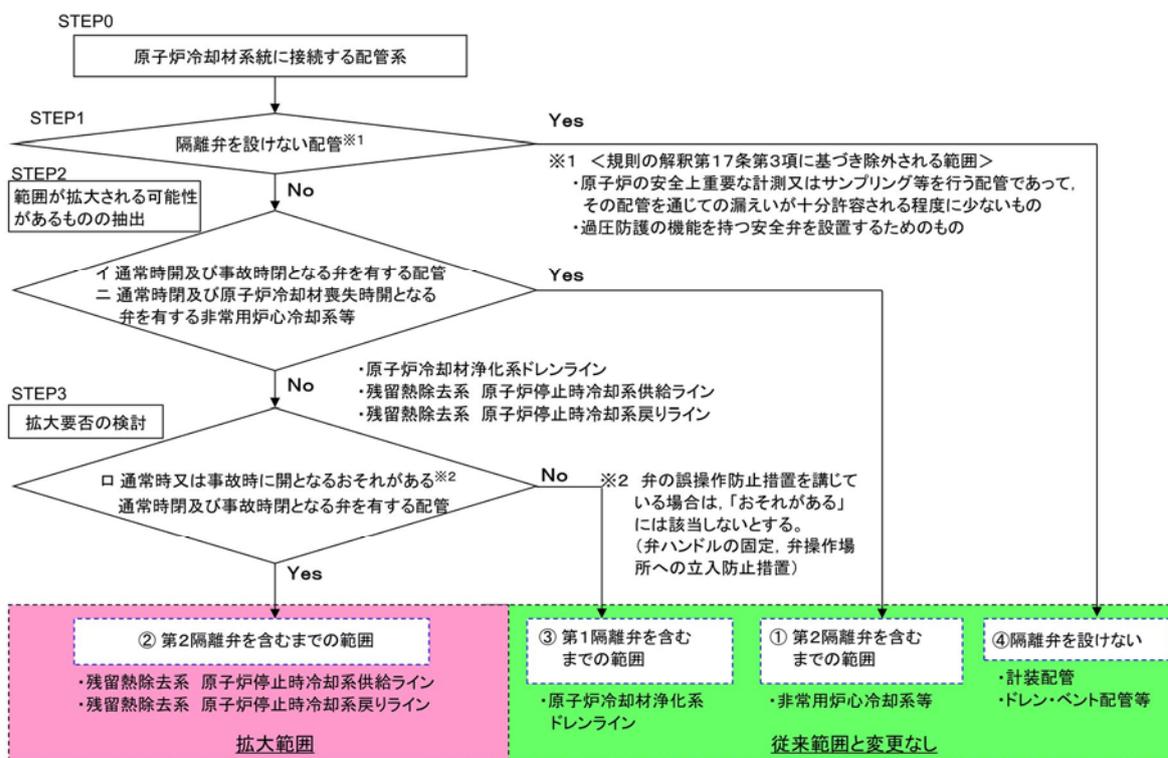
別 3-3 表に示すように、当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし、当該ラインは、プラント運転中は隔離されており、出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧、低温の環境条件に限られることから、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より、当該箇所の健全性は確保されているとともに、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については、維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100%/1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であると考えられる。

また、当該箇所はこれまでもクラス1機器供用期間中検査に組み込み、漏えい検査を実施しており、異常は認められていない。

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)

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。
- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続されている配管を抽出する。
- ・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 36.7mm 以下、気相で 73.4mm 以下の配管を指す。(別紙 5 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。
- ※ 弁の誤操作防止措置を講じている場合は、「おそがある」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 誤操作防止措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

東海第二発電所において、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. 制御棒駆動水圧系からの補給水流量は、3.5L/sec であり、常温における補給水量は、209.6kg/min となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系の補給水流量は、37.9L/sec であり、常温における補給水量は、2269.9kg/min となる。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture” に基づき算出する。

$$A_{\max} = \frac{W}{G}$$

A_{\max} : 最大破断断面積

W : 補給水量

G : 臨界質量速度

(液相) 2,343,681kg/min-m²

(気相) 585,920kg/min-m²

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}}$$

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压力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

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。

別 5-1 表 原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径

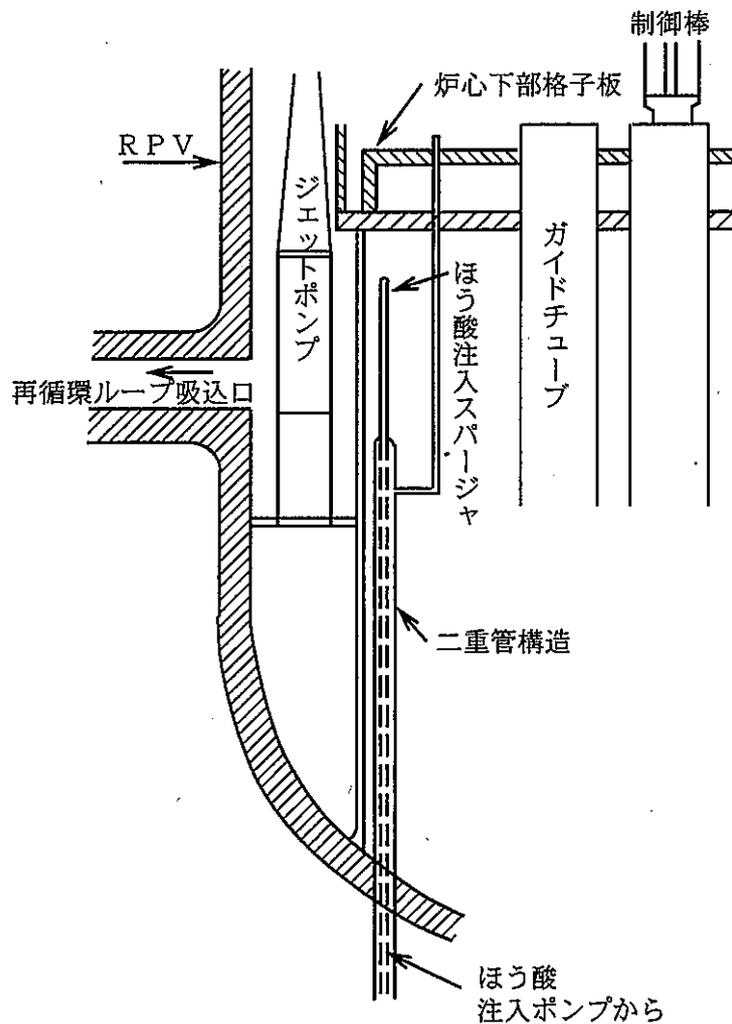
	液相	気相
破断断面積 (mm ²)	1,057	4,231
最大破断直径 (mm)	36.7	73.4
RPV バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

ほう酸水注入孔のサイズは直径 mm, 箇所数は 箇所であり, 差圧検出管の先端口径は mm である。



別 6-1 図 差圧検出管・ほう酸水注入管 概要図

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される理由

ほう酸水注入系配管は水系配管で 40A であるが、別 6-1 表に示すとおり、原子炉圧力容器内の開口断面積は、許容破断面積より小さいことから、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表 ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口断面積

No	項目	面積 (mm ²)
1	ほう酸水注入孔： <input type="text"/>	
2	差圧検出管の先端： <input type="text"/>	
3	No. 1 と No. 2 の合計	
4	許容破断面積	
大小関係		No. 3 < No. 4

東海第二発電所

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負荷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 安全設備は、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、弁その他の機械又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 支持構造物に使用する材料は、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（溶接金属部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負荷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。

別添 1-2

(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 十分な破壊靱性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、又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

保

○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原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン
- ②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

このうち、①については既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、弁の誤操作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。

○弁の施錠管理 (①)

原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインについては、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。

工

○バウンダリ範囲の拡大 (②、③)

残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインについては、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）

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	・原子炉再循環系CUW入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系CUW入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系CUW入口ドレン弁）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を適切に実施する。
		教育・訓練	—

東海第二発電所

安全保護回路

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 24 条 安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性説明

1.3 気象等

1.4 設備等（手順等含む）

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

2.2 安全保護回路の概要

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

2.5 想定脅威に対する対策について

2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 アナログ型安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2 今回の設置許可申請に関し，安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙 7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

3. 運用，手順説明資料

(別添資料) 安全保護回路

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1表）

第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条 要求事項

設置許可基準規則 第 24 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 35 条 (安全保護装置)	備 考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（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>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第24条（安全保護回路）	技術基準規則 第35条（安全保護装置）	備考
五 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。	四 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
<u>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	<u>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u>	追加要求事項
七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七 発電用原子炉の運転中に，その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。	変更なし
—	八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

1.2. 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(s) 安全保護回路

安全保護回路は，運転時の異常な過渡変化が発生する場合において，その異常な状態を検知し，及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより，燃料の許容設計限界を超えないとともに，設計基準事故が発生する場合において，その異常な状態を検知し，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路は，不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うことで，不正アクセス行為をさせず，又は使用

目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-32, 33) (2.2 : P24 条-33, 34) (2.3 : P24 条-35) (2.4 : P24 条-36) (2.5 : P24 条-37) (2.6 : P24-37, 38)】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は、「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は、不正アクセス行為をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-32, 33) (2.2 : P24 条-33, 34) (2.3 : P24 条-35) (2.4 : P24 条-36) (2.5 : P24 条-37) (2.6 : P24-37, 38)】

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は、次に示す条件により原子炉をスクラムさせるため、2つの独立のチャンネルが設けられ、これらの同時動作によって原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）

- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

なお、原子炉停止回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系及び低压注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

- e. 原子炉水位異常低下又はドライウエル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

(2) 安全設計方針

1.1.5 計測制御系統施設設計の基本方針

1.1.5.1 原子炉出力制御系

運転及び制御保護動作に必要な中性子束，温度，圧力等を測定する核計装及び原子炉プラント・プロセス計装を設けるとともに，通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して自動的に原子炉を制御する原子炉出力制御系を設ける。

1.1.5.2 監視警報装置

通常運転時に異常，故障が発生した場合は，これを早期に検知し所要の対策が講じられるよう中性子束，温度，圧力，放射能等を常時自動的に監視し，警報を発信する装置を設ける。

また，誤動作・誤操作による異常，故障の拡大を防止し事故への進展を確実に防止するようインターロックを設ける。

1.1.5.3 安全保護系

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることのないよう異常状態へ接近するのを検知し，原子炉スクラムを行うために原子炉緊急停止系を設ける。原子炉緊急停止系作動回路は，必要な場合に確実に

作動するように多重性及び独立性を備え，単一故障によって保護機能を喪失しない設計とするとともに，駆動源が喪失した場合には，最終的に安全な状態に落ち着く設計とする。

また，これらの保護機能が喪失していないことを運転中に確認できるように設計する。

(2) 工学的安全施設作動回路

原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，炉心及び格納容器バウンダリを保護するため，工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作動回路を設ける。工学的安全施設作動回路は，原子炉緊急停止系作動回路と同様に高い信頼性が得られるよう設計する。

1.1.5.4 安全保護回路不正アクセス防止

安全保護回路への不正アクセス行為をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-32, 33) (2.2 : P24 条-33, 34) (2.3 : P24 条-35) (2.4 : P24 条-36) (2.5 : P24 条-37) (2.6 : P24-37, 38)】

(3) 適合性説明

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（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。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えることがないように設計する。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような反応度制御系のいかなる単一の誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料の許容設計限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより原子炉を停止できるように設計する。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位低
 - c. ドライウェル圧力高

- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

(2) その他主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディ

ーゼル発電機の起動

- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

第1項第3号について

安全保護系は，十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し，機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても，安全保護機能を失わないように，多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は，検出器，トリップ接点，論理回路，主トリップ継電器等で構成し，基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため，原子炉緊急停止系作動回路は，運転中すべて励磁状態であり，電源の喪失，継電器の断線及び検出器を取外した場合，回路が無励磁状態で，チャンネル・トリップになるようにする。

したがって，これらの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても，その安全保護機能を維持できる。

核計装系は，安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち，運転中でもバイパスして保守，調整及び校正できる。

したがって，これが故障の場合，故障チャンネルはバイパスし，残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 第1項第2号の(2)項に示す工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む。）は，多重性をもった構成とする。したがって，これ

らの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

第1項第4号について

安全保護系は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系からも原則として分離し、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。各チャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系動作回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。

第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなる主要なものは以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
 - a. スクラム
 - b. 主蒸気隔離弁閉

c. 格納容器ベント弁閉

(2) 計器用空気喪失

a. スクラム

b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで原子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のアナログ回路は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離し、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限により不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-32, 33）（2.2：P24条-33, 34）（2.3：P24条-35）（2.4：P24条-36）（2.5：P24条-37）（2.6：P24-37, 38）】

第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは電源、検出器、ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護系の計装

配管として設計する。

また、核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉計測制御系

6.3.2 安全保護系

6.3.2.1 概 要

安全保護系は，原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合，あるいはこのような事態の発生が予想される場合には，原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能，その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む。）を有する。また，安全保護系を構成するチャンネルは，各チャンネル相互を可能な限り，物理的，電氣的に分離し，独立性を持たせるように設計するとともに，原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.3.2.2 設計方針

- (1) 安全保護系は，運転時の異常な過渡変化時に，その異常状態を検知し，原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ，燃料の許容設計限界を超えないようにする。

- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引き抜きのような反応度制御系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）とし、安全上許容される状態になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系の電源は、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）又は所内常設直流電源設備から給電する設計とする。
- (8) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (9) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (10) 安全保護系は、不正アクセス行為その他電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-32, 33）（2.2：P24 条-33, 34）（2.3：P24 条-35）
（2.4：P24 条-36）（2.5：P24 条-37）（2.6：P24-37, 38）】

6.3.2.3 主要設備の仕様

- | | |
|------------------|---|
| (1) 原子炉緊急停止系 | 第 6.3-1 表, 第 6.3-2 図,
第 6.3-3 図及び第 6.3-5 図 |
| (2) その他の主要な安全保護系 | 第 6.3-2 表,
第 6.3-6 図及び第 6.3-7 図 |

6.3.2.4 主要設備

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.3-2 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャンネルには、1 つの測定変数に対して少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリュウム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC 油圧低）

m. 地震加速度大

n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置

o. 手 動

検出器の形式，配置場所及びスクラム設定値は，第 6.3-1 表に示すとおりである。

この他，原子炉緊急停止回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

なお，原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

- (a) 「停止」このモードでは，スクラム信号が出され，全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ，スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」このモードではスクラム回路は動作状態にあるが，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに，スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが，この場合には制御棒を引き抜くことはできない。
- (c) 「起動」このモードは原子炉を起動し，最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また，主蒸気隔離弁が閉で，かつタービン補機が動作している状態で，原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。

(d) 「運転」このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系には、次のようなものが設けられる。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線

等の継電器の故障の大部分は、継電器自体を非励磁状態に戻し、回路が不動作状態になるように働くので、このような回路構成は、大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方、接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては、各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって、その発生を防止するようにしている。

第6.3-2図に示すように、論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので、どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば、その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は、各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで、継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも、スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。

この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また運転監視補助装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長い原子炉を停止させる場合、1本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第6.3-3図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の480V交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいため、瞬間的な電圧降下で

は原子炉スクラムは生じない。

MGセットを保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.3.2.5 試験検査

- (1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。
 - a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルの手動スクラム・スイッチによるスクラム・パイロット弁の作動の確認
 - b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルごとの鍵付テスト・スイッチによるスクラム・パイロット弁の作動の確認
 - c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及び各検出器の信号入力回路から校正用模擬信号を入れることによるスクラム・パイロット弁の作動の確認

また、各制御棒のスクラム時間の確認のための制御棒スクラム試験は、原子炉停止時に行うことができる。
- (2) その他の主要な安全保護系は、原則として原子炉運転中でも各検出器の校正用タップ及び各検出器の信号入力回路から校正用模擬信号を入れることにより、各チャンネルの作動の確認を行うことができ、その機能が喪失していないことを確認できる。なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことができる。

6.3.4 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.4.1 概要

原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、原子炉施設の重要

な部分には、すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水系及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.4.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようプロセス計装を設ける。
- (2) 事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるように、プロセス計装を設ける。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.3.2 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(10)を満足するように設計する。
- (4) 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があった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

6.3.4.3 主要設備

- (1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要がある項目は、水位、圧力、容器

胴部の温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は差圧形検出器で連続的に測定され、指示及び記録される。水位高及び水位低で警報が出され、水位低下が更に大きい場合には、原子炉スクラム信号が出される。原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2個のOリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、内側Oリングからの漏えい水は、レベル・スイッチ・チェンバに集められ、水位高で警報が出される。また、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低、並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録される。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水圧系、スクラム・アキュムレータ及びスクラム・ディスチャージ・ボリューム、並びに制御棒位置の指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水圧系では、原子炉と駆動水圧系との差圧、駆動ヘッドの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）などが計測される。

スクラム・アキュムレータ及びディスチャージ・ボリューム系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、ディスチャージ・ボリューム水位などが計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、ディスチャージ・ボリュームの水位高で警報が出される。ディスチャージ・ボリュームの水位が更に高くなれば、原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 漏えい検出系計装

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は、ドライウェル内ガス冷却装置のドレン量、格納容器内サンプル水量の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。また、格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(6) 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料プールの水位及び温度の異常な状態を検知し、中央制御室に

警報を発信する。

また、外部電源が利用できない場合でも温度、水位その他使用済燃料プールの状態を示す事項を監視できる設計とする。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ドライウエル及びサプレッション・チェンバ系では、ドライウエル圧力及びサプレッション・プールの水温及び水位が計測され、ドライウエル圧力高で原子炉はスクラムされる。

ほう酸水注入系では、ほう酸水貯蔵タンク水位、ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され、タンク水位低、ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では、ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

(8) 記録及び保存

安全保護系以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(9) プロセス計算機

中央制御室によるプラントの状態把握を補助するものとして、所要の処理能力及び記憶容量を有するプロセス計算機を設け、主にプロセス計装からの信号を入力し、圧力、温度、流量、放射線レベル等の印字及び画面表示を行う。

6.3.4.4 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

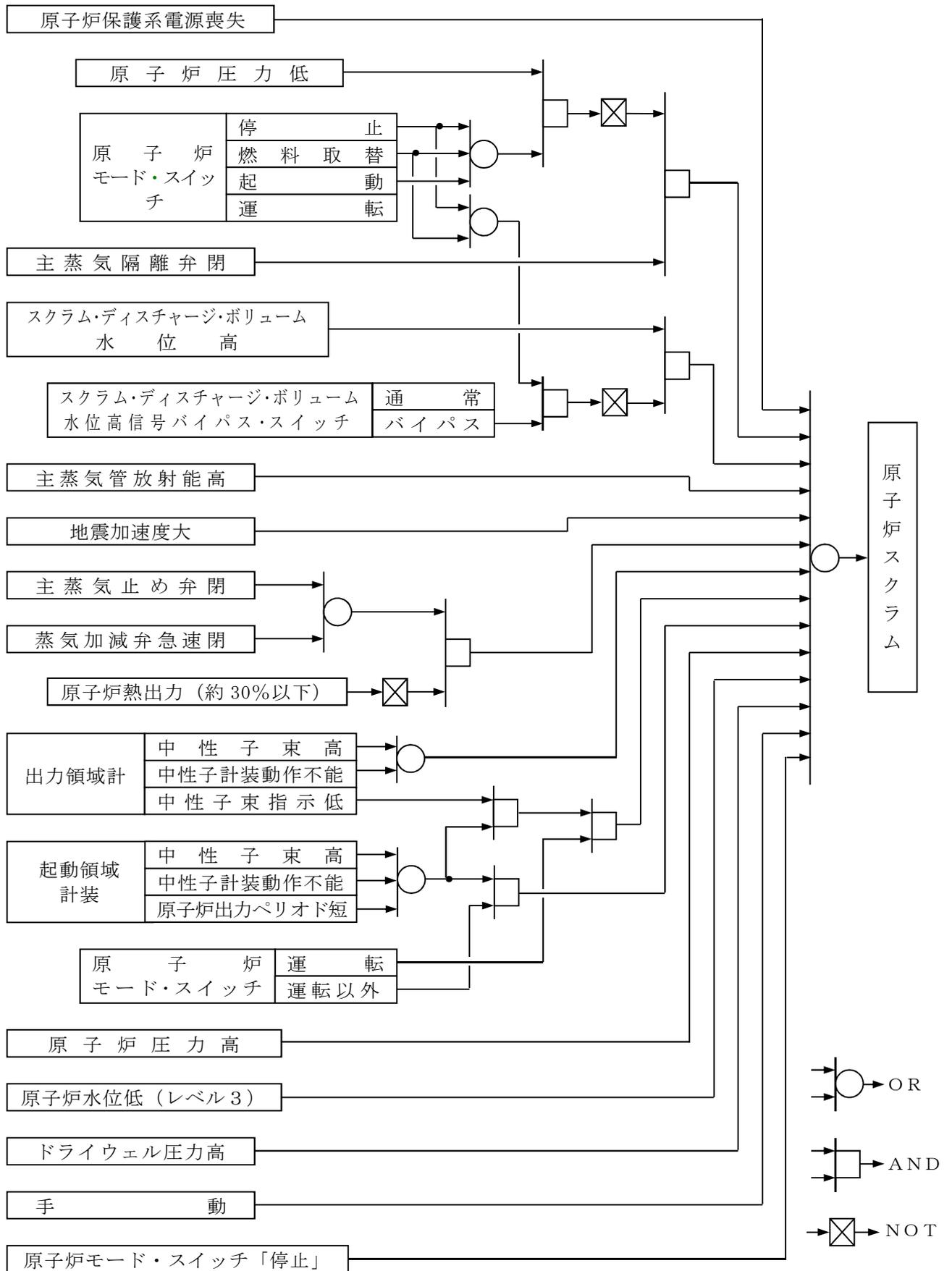
6.3.2.5 手順等

安全保護系に関して，以下の内容を含む手順等を定める。

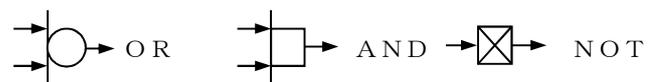
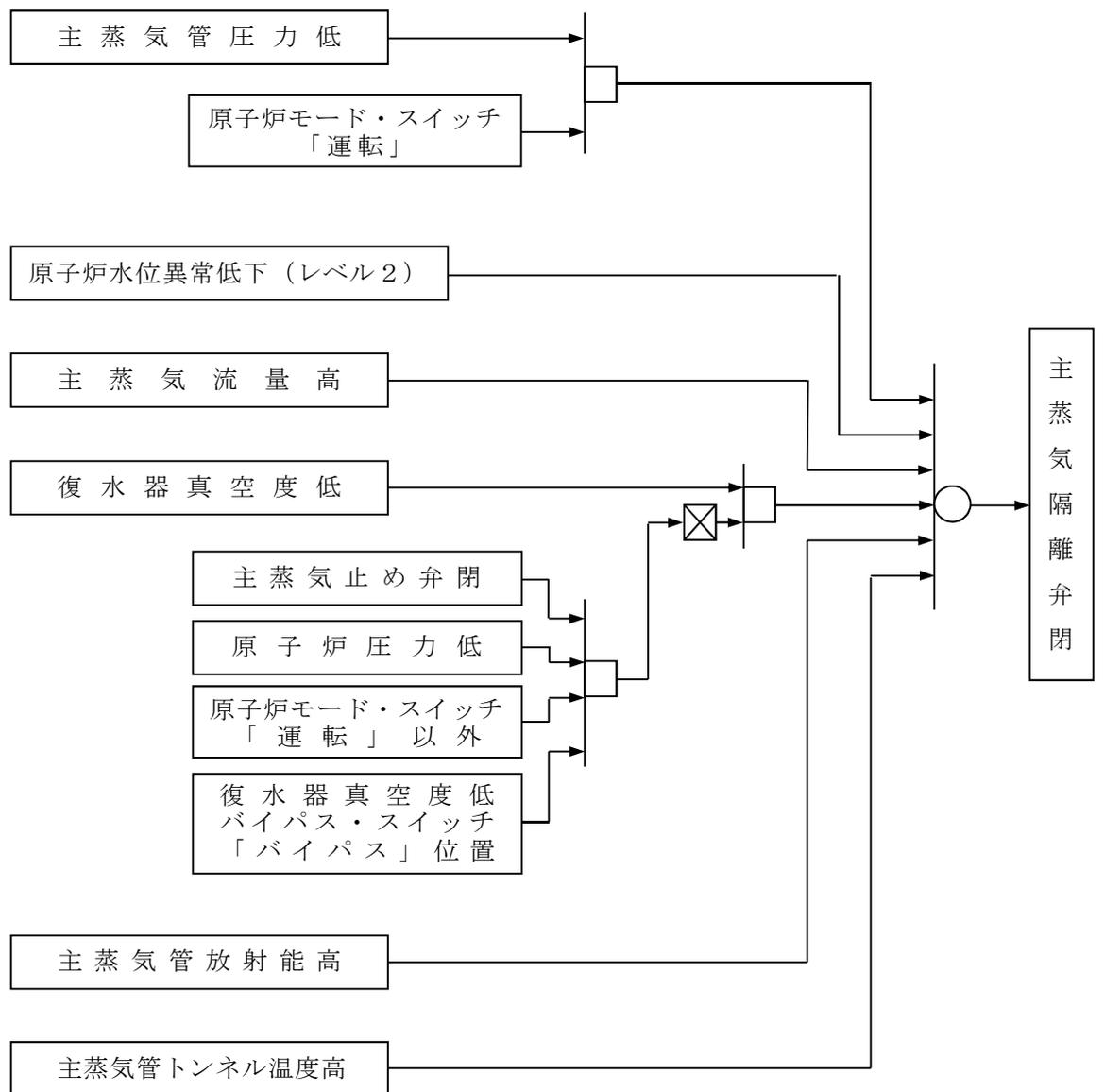
- (1) 安全保護回路を有する制御盤については，施錠管理方法を定める。
- (2) 発電所の出入管理方法については，「1.1 安全設計の方針 1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.3-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

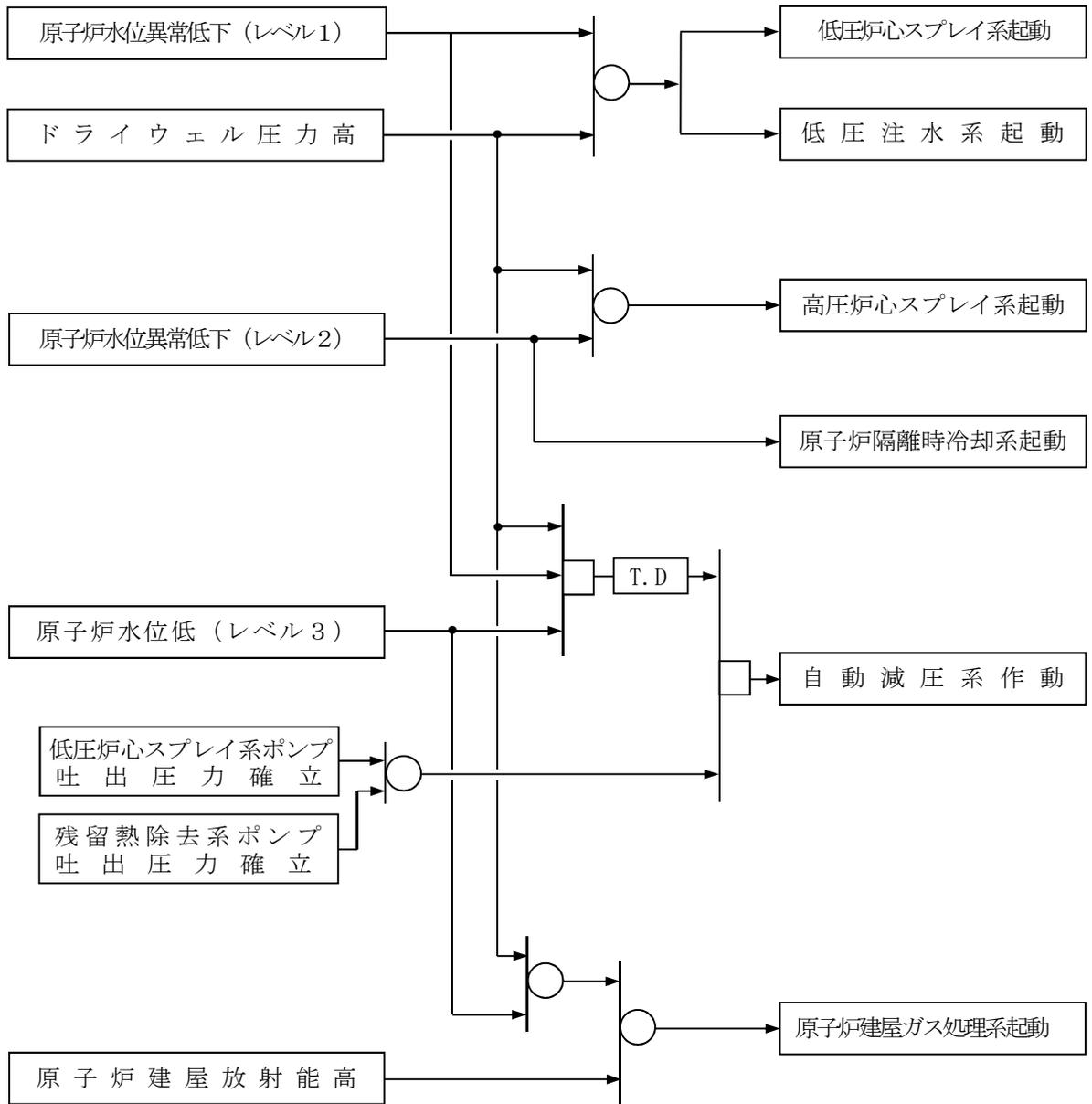
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,370cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 原子炉隔離時冷却系起動	1,245cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウエル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気流量高	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下



第 6.3-5 図 原子炉緊急停止系機能説明図



第 6.3-6 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）



第 6.3-7 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「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」第二十四条（安全保護回路）第1項第六号にて要求されている『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』に対して，安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）のうちデジタル処理部のある機器については，下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル処理部を持つ機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通

信に制限^{*}し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

- (4) システムの導入段階，更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要な演算回路へのアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

- (5) 耐ノイズ・サージ対策

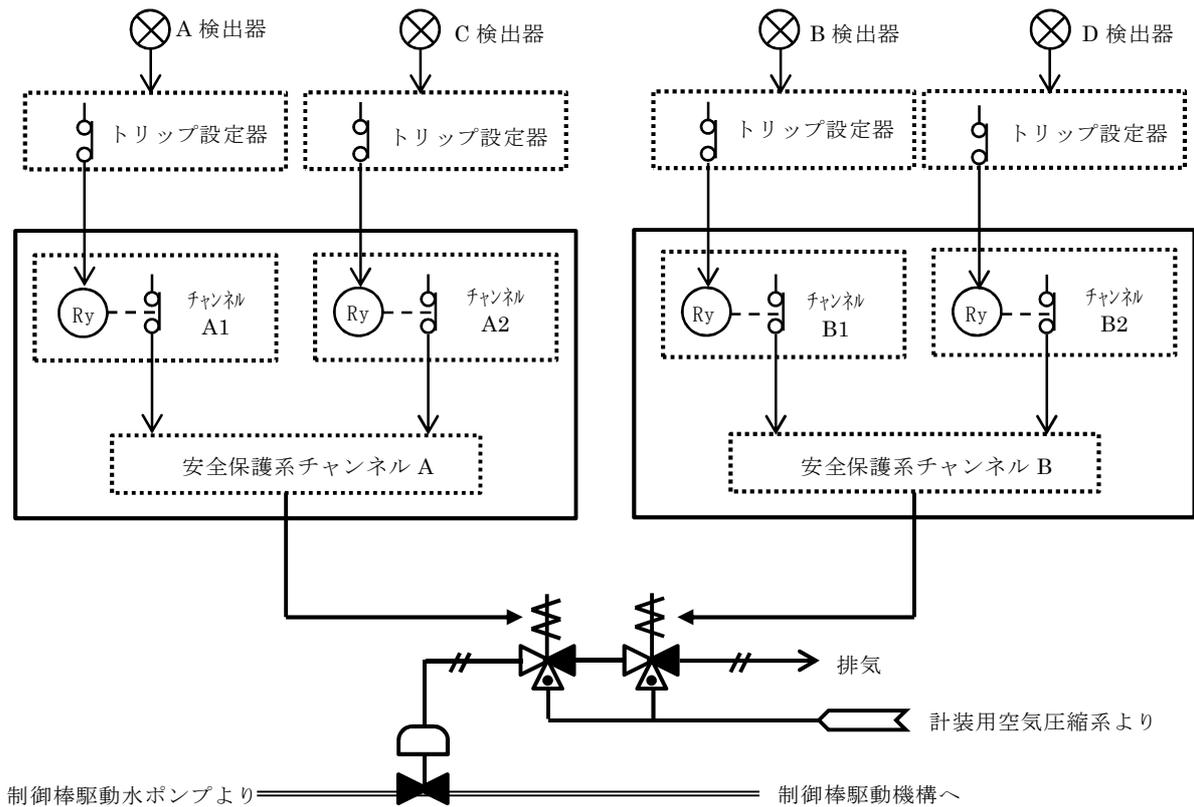
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤーロジック（補助継電器や配線等）で構成されており，ソフトウェアを用いないアナログ回路である。従って，ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として，原子炉緊急停止系の構成例を第2.2図に示す。

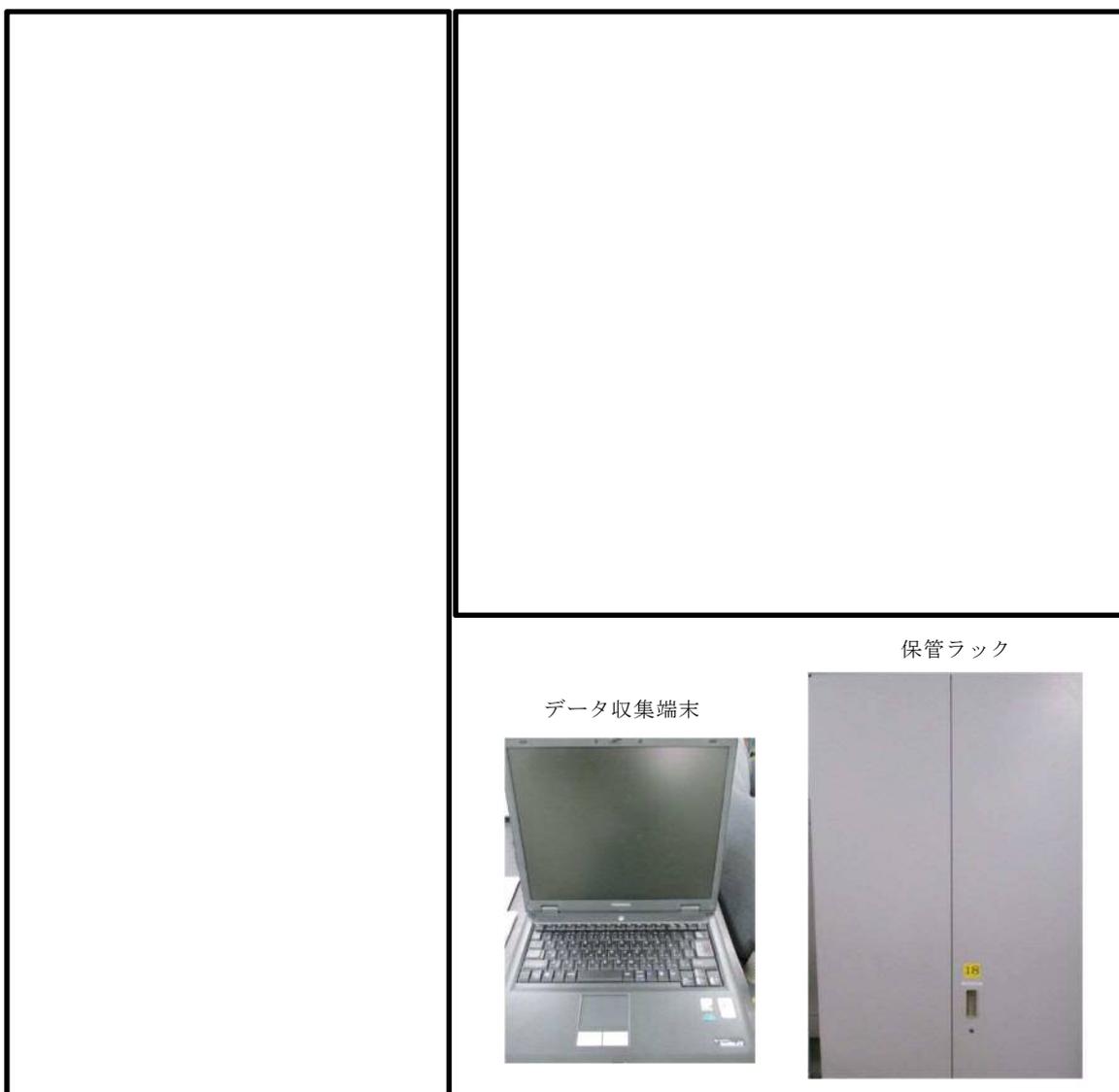
安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉には施錠を行い、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



安全保護系盤等は、社内規程に定める発電長による扉の鍵管理を行っている。データ収集端末は、作業担当箇所により鍵管理されたラック内に保管しており、許可されない者のアクセスを防止している。また、情報セキュリティに関する教育を行っている。

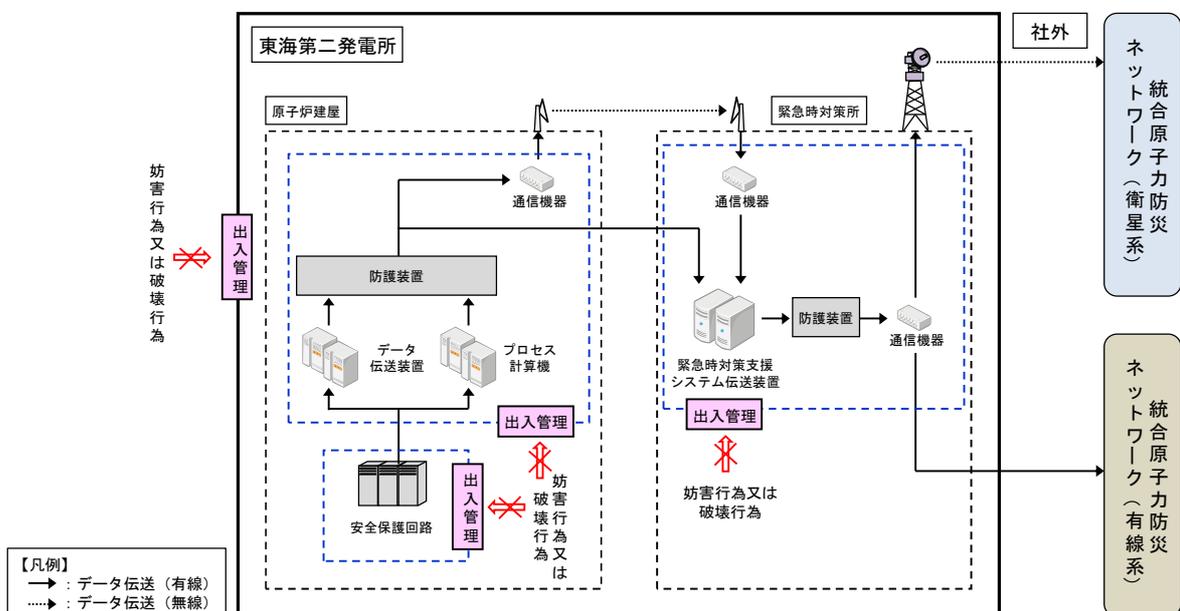
第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

2.4 外部からの不正アクセス防止について

安全保護回路は、外部ネットワークと直接接続は行っていない。外部システムと接続する必要がある計算機については、防護装置を介して接続され、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでコンピュータウイルスの侵入等を防止している。

また、外部からの妨害行為または破壊行為については、出入管理により関係者以外の接近を防止している。

外部ネットワークとの接続構成概略図を第 2.4 図に示す。



第 2.4 図 外部ネットワークとの接続構成概略図

2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行っている機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

2.6 物理的分離及び電気的分離について

(1) 物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源，ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には，安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

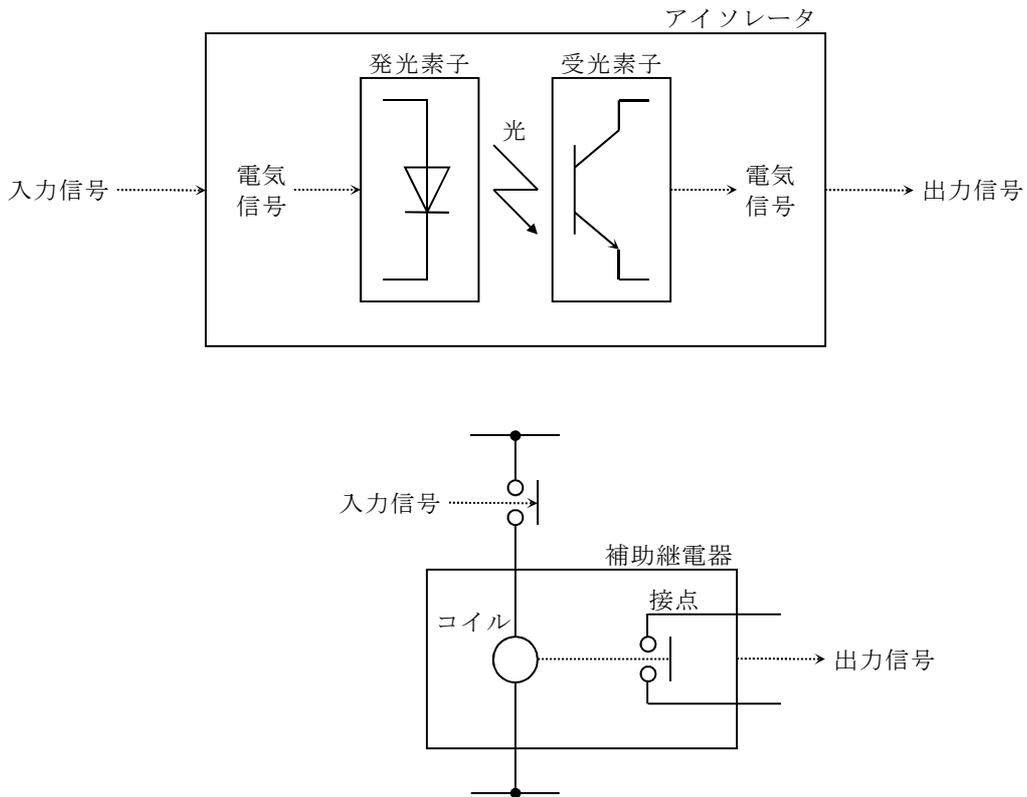
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護回路の計装配管として設計する。

(2) 電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は，アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離

(計測制御系で短絡等の故障が生じてても安全保護回路に影響を与えない)を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



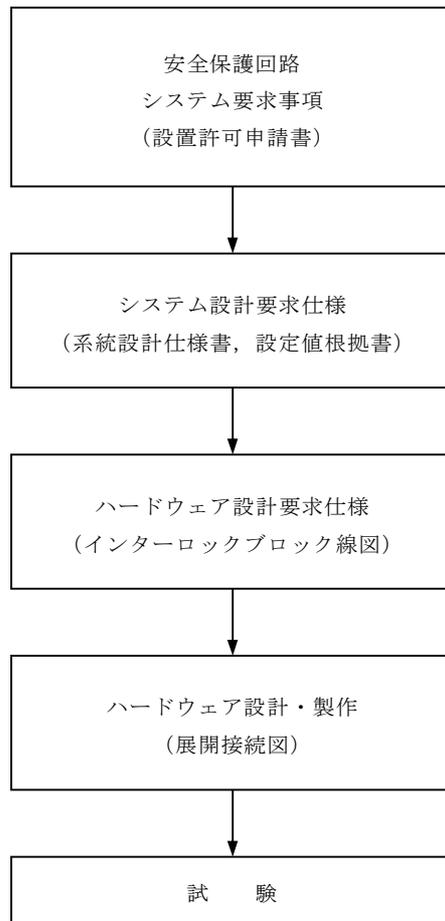
第 2.6 図 隔離装置 (アイソレータ及び補助継電器)

別紙 1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

アナログ型の安全保護回路は、論理回路がハードワイヤーロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成され制御盤内に設置している。

当該回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第1図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- ・中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要があるため、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第1図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ (例)

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の
基準適合性

2011年3月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第1図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第1表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考1）。

(1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

b. 起動阻止スイッチ

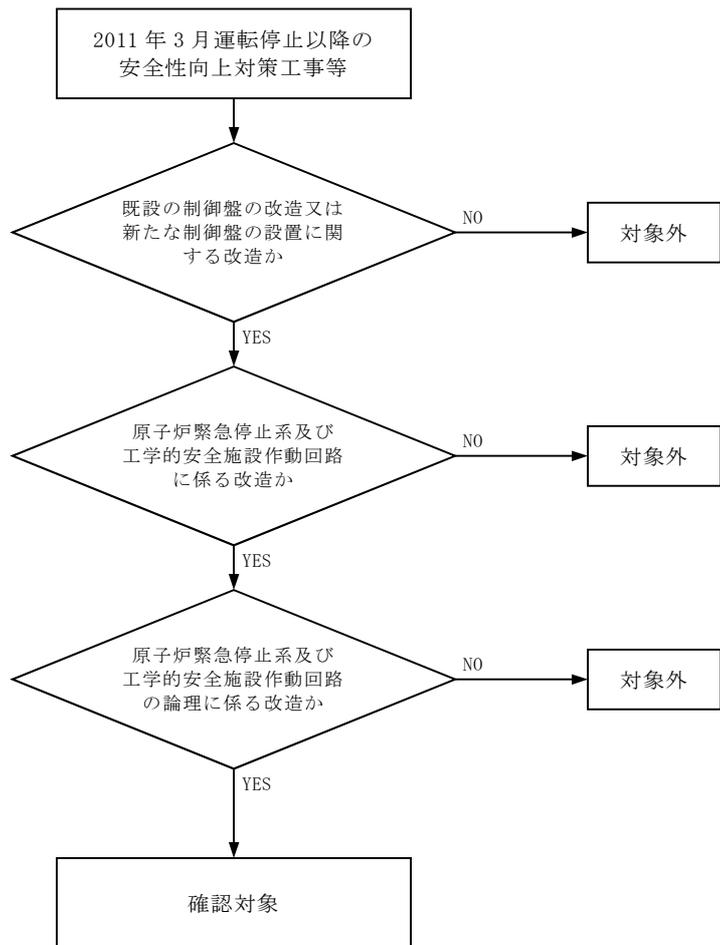
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

c. 自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（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 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>起動阻止スイッチは、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>

設置許可基準規則 第12条（安全施設）	自動減圧系への影響
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。

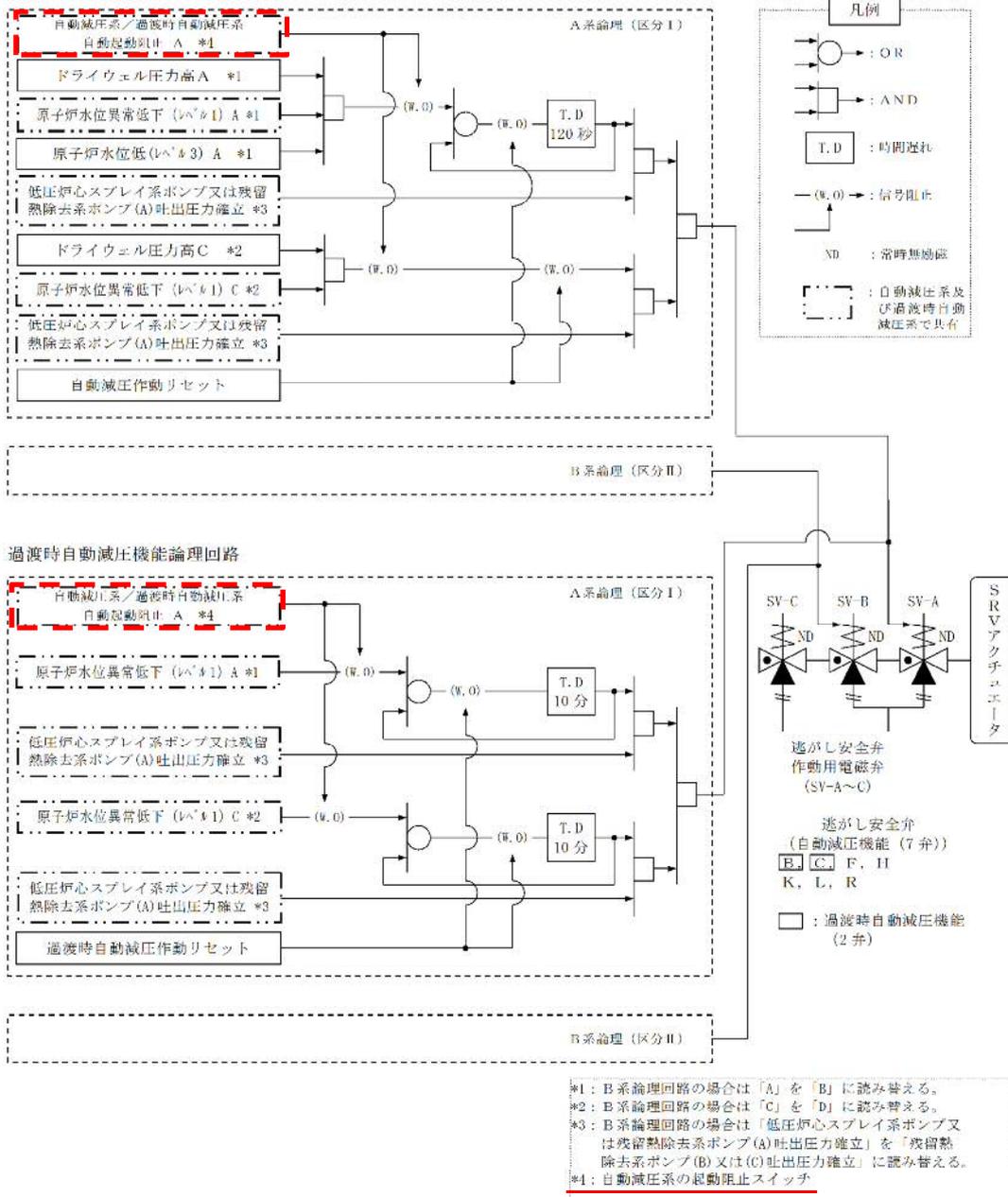


第1図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

第1表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への影響評価
<p>A T W S時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。</p>	<p>44条</p>	<p>自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。</p>

自動減圧機能論理回路



第2図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

1. 過渡時自動減圧機能について

(1) 目的

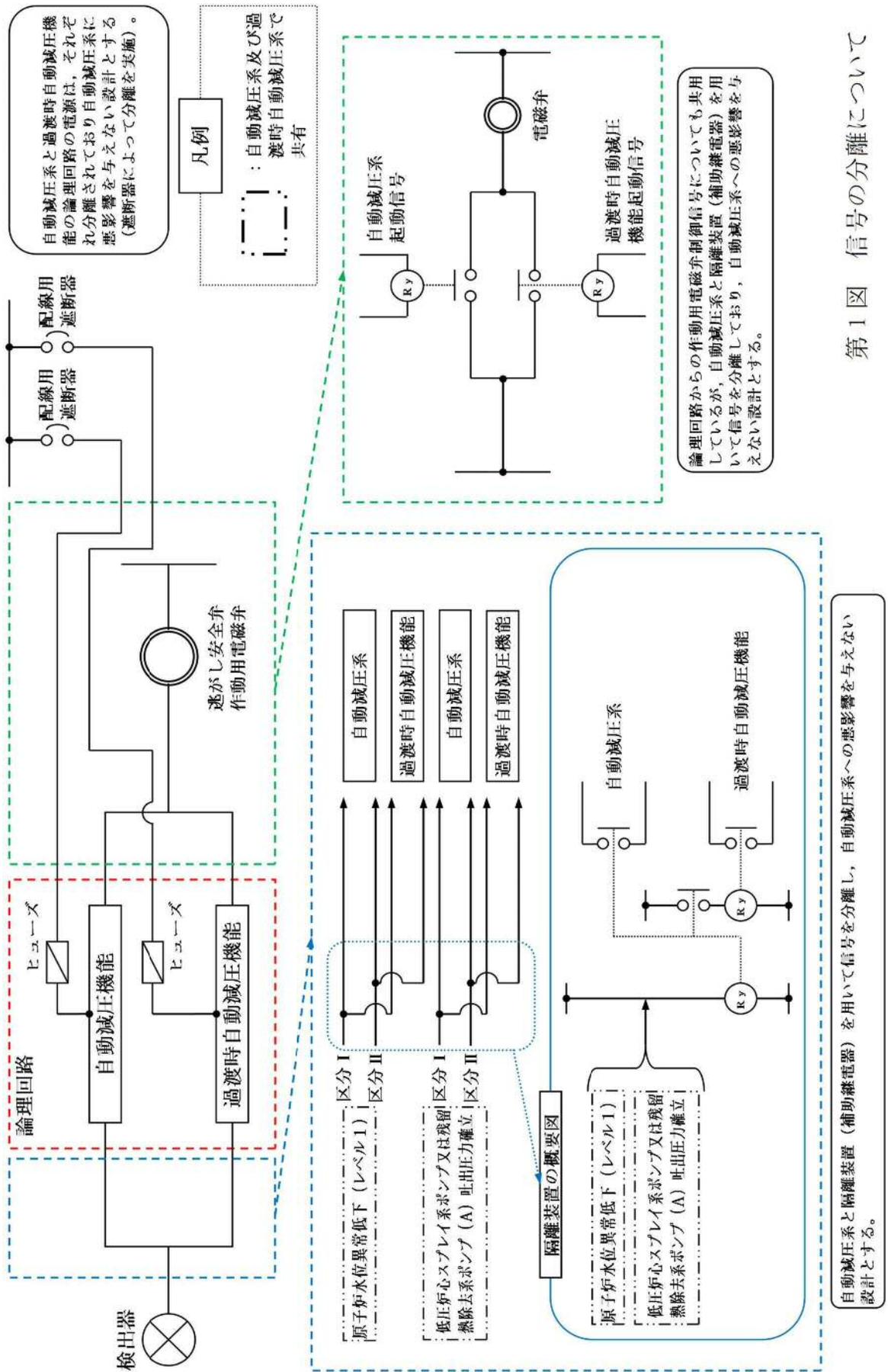
過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。



第1図 信号の分離について

2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

(1) 目的

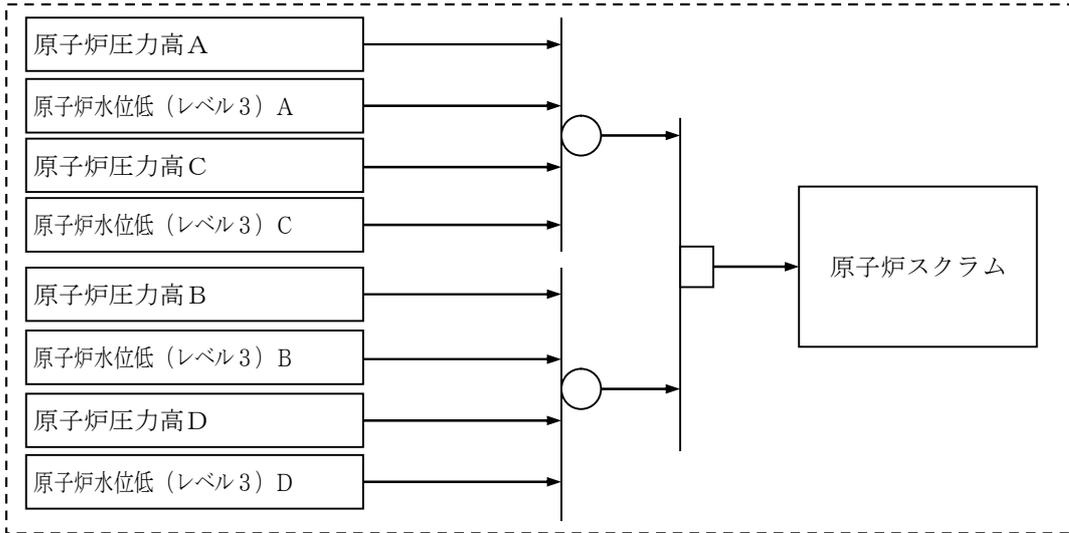
代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

(2) 原子炉緊急停止系への影響について

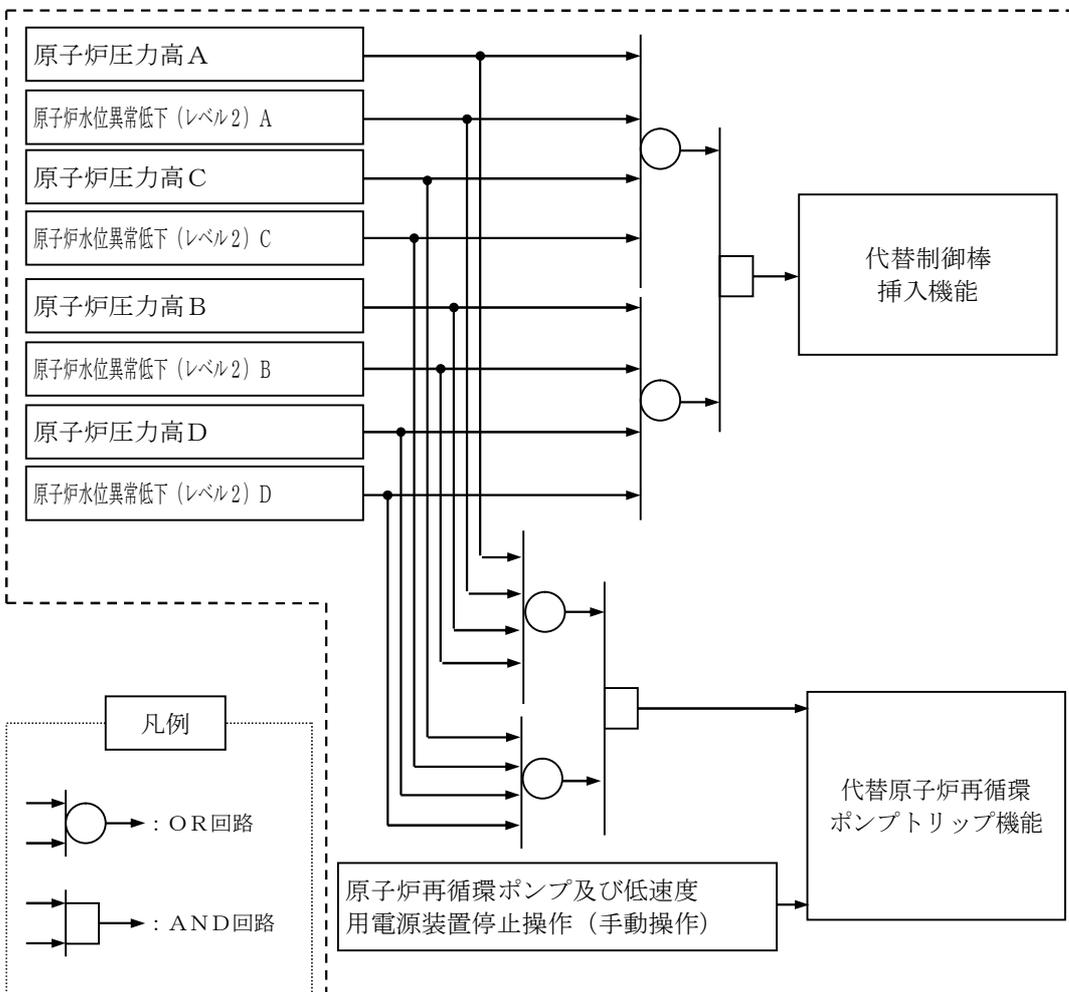
代替制御棒挿入機能の論理回路は第2図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第3図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。

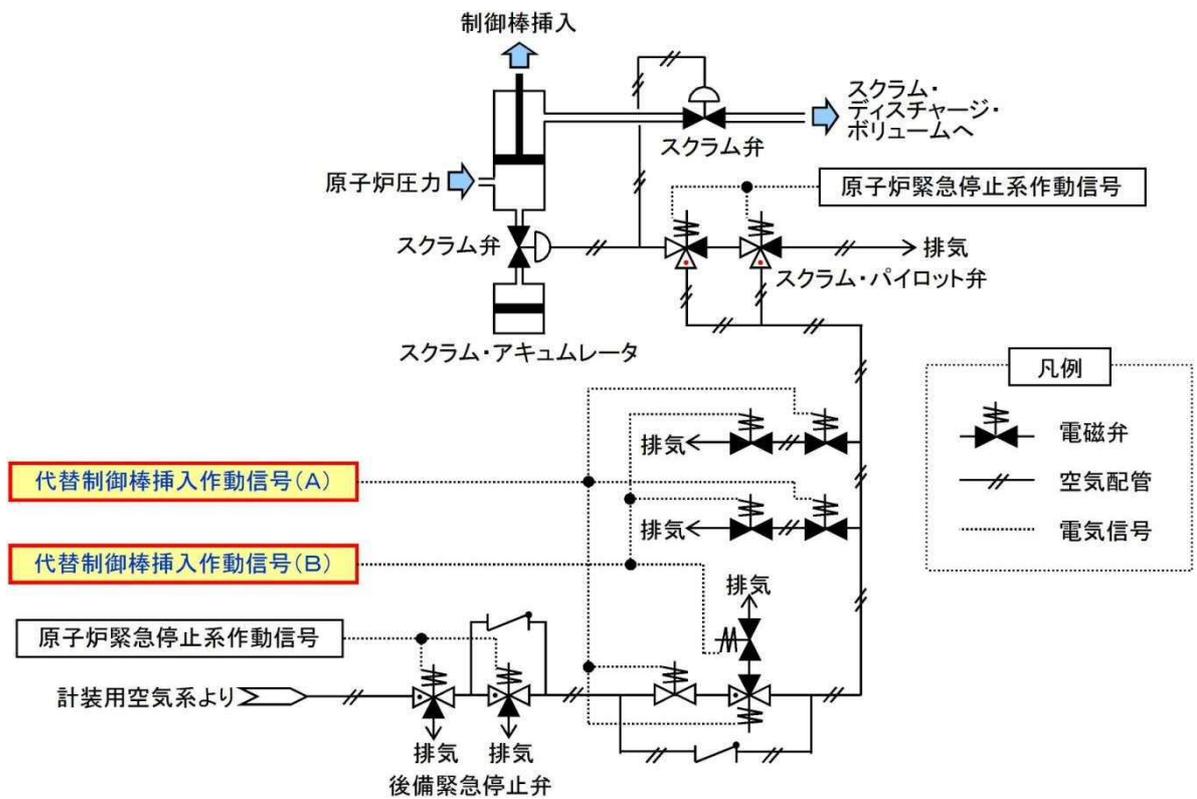
原子炉緊急停止系論理回路



A TWS 緩和設備論理回路



第 2 図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第3図 作動電磁弁について

別紙 3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

アナログ型安全保護回路の検出器はアナログ機器、論理回路はハードワイヤロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成しているが、一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル装置を使用している。安全保護回路（原子炉緊急停止系、工学的安全施設作動回路）について、検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第1図、抽出結果を第1表、第2表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし、当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに、出入管理により外部からの妨害行為または破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル処理部を持つ機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は、安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護回路からは発信され

るのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限*し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

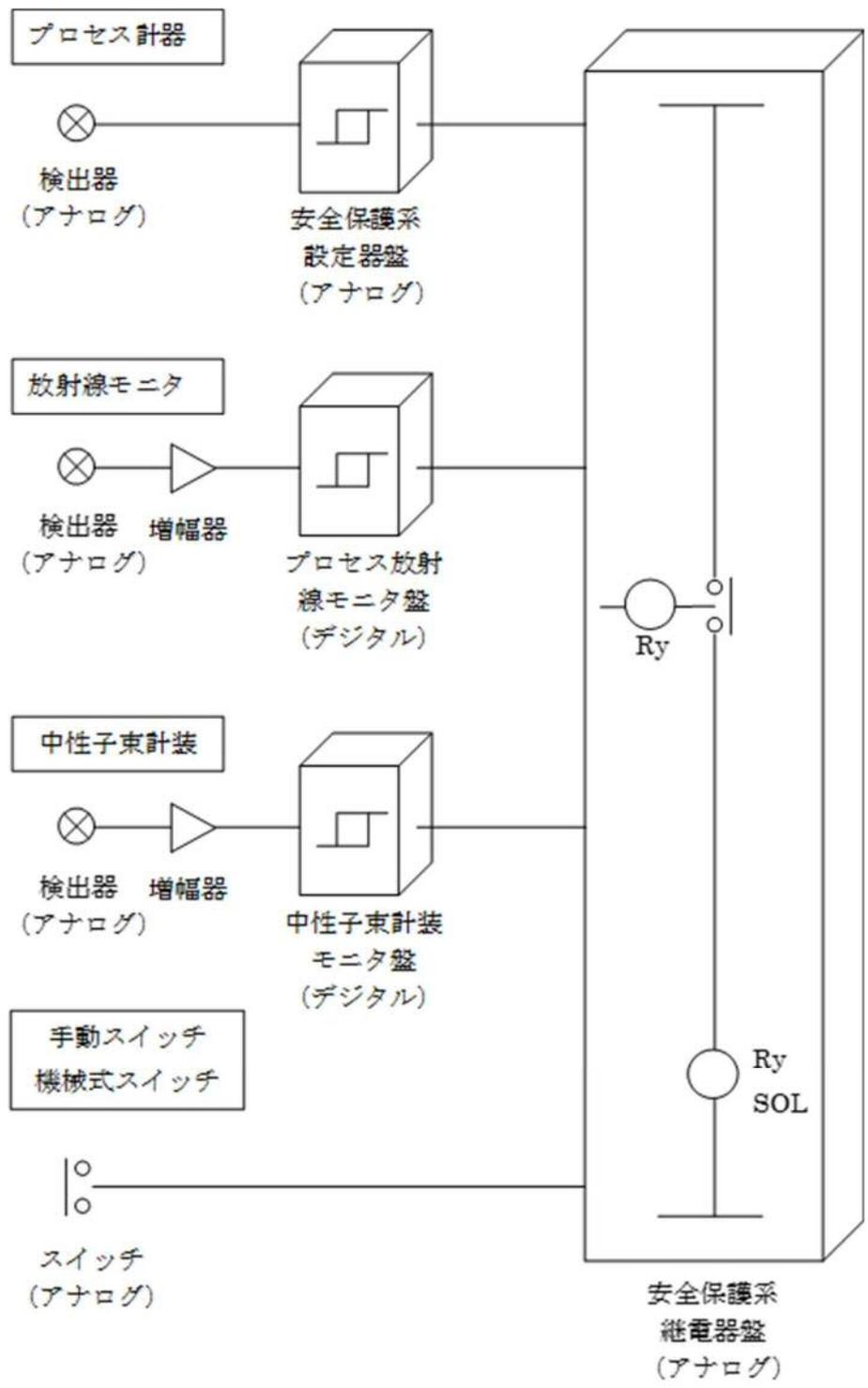
(4) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は、固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに、保守以外の不要な演算回路へのアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い、関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は、鋼製の筐体に格納し、筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第1図 安全保護系構成概略図

第1表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束指示低（出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）	アナログ（接点）	
地震	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」の位置	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第 2 表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気流量高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における、インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について、検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル処理部がある機器は、プロセス放射線モニタ盤、中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については、デジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けることとし、施錠管理されたラック内に保管する。また、データ収集端末は、当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり、制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより、許可された者のみアクセス可能とする。

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへの接続可能なアクセスとして、データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

(1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は、中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル処理を行う演算回路からデータを受信する機能がある。この場合において、中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり、データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

(2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず、接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また、施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護回路のうちデジタル処理部がある機器は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

別紙 7 安全保護系の過去のトラブルの反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記の通り確認した。

(1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

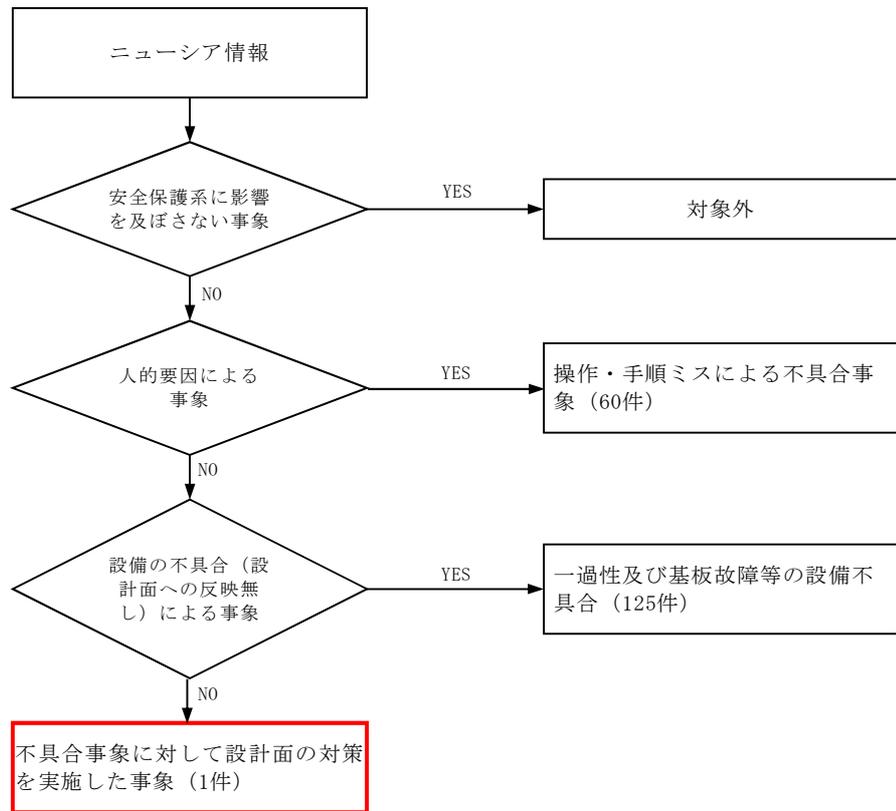
- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

(2) 反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

(3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。



第1図 設計面へ反映すべき事項の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス, 作業手順のミス等	作業手順, 作業管理等の人的要因によるものであり, 設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合 (設計面への反映無し) による事象	計器・部品の単体故障, 一過性故障, 偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり, 設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

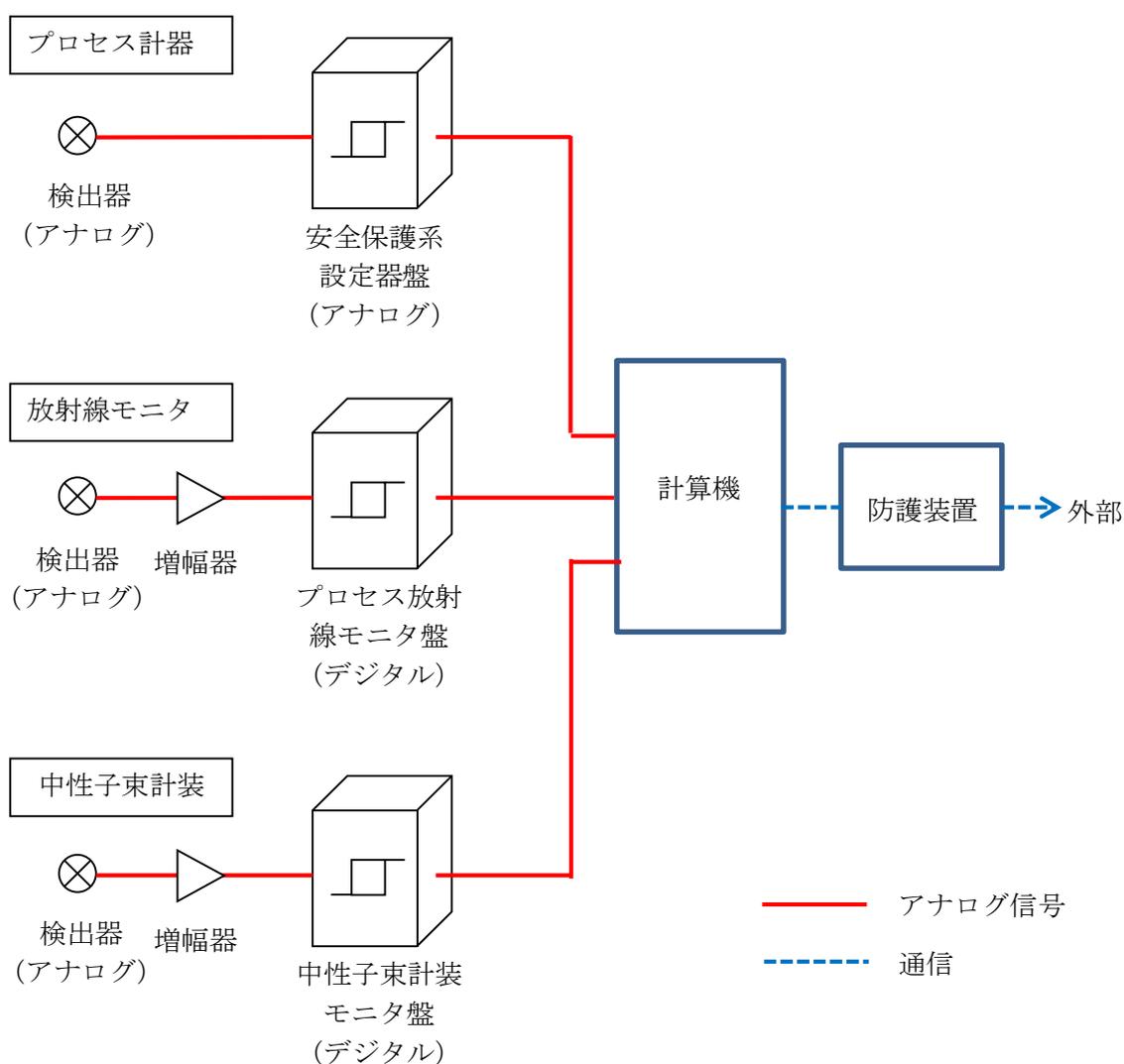
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。 関連パラメータには、異常が認められなかったため、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。
原因調査の概要	当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値73.3kg/cm ² g(原子炉施設保安規定に定める設定値は74.0kg/cm ² g)に対し、動作値は72.1kg/cm ² gであり、動作値がセット値に対し1.2kg/cm ² g低い(ドリフト)ことが判明した。 なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値1.35kg/cm ² g)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。 (2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。 (3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。

参考

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

東海第二発電所の安全保護回路はアナログ回路で構成しており、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。



別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
安全保護回路

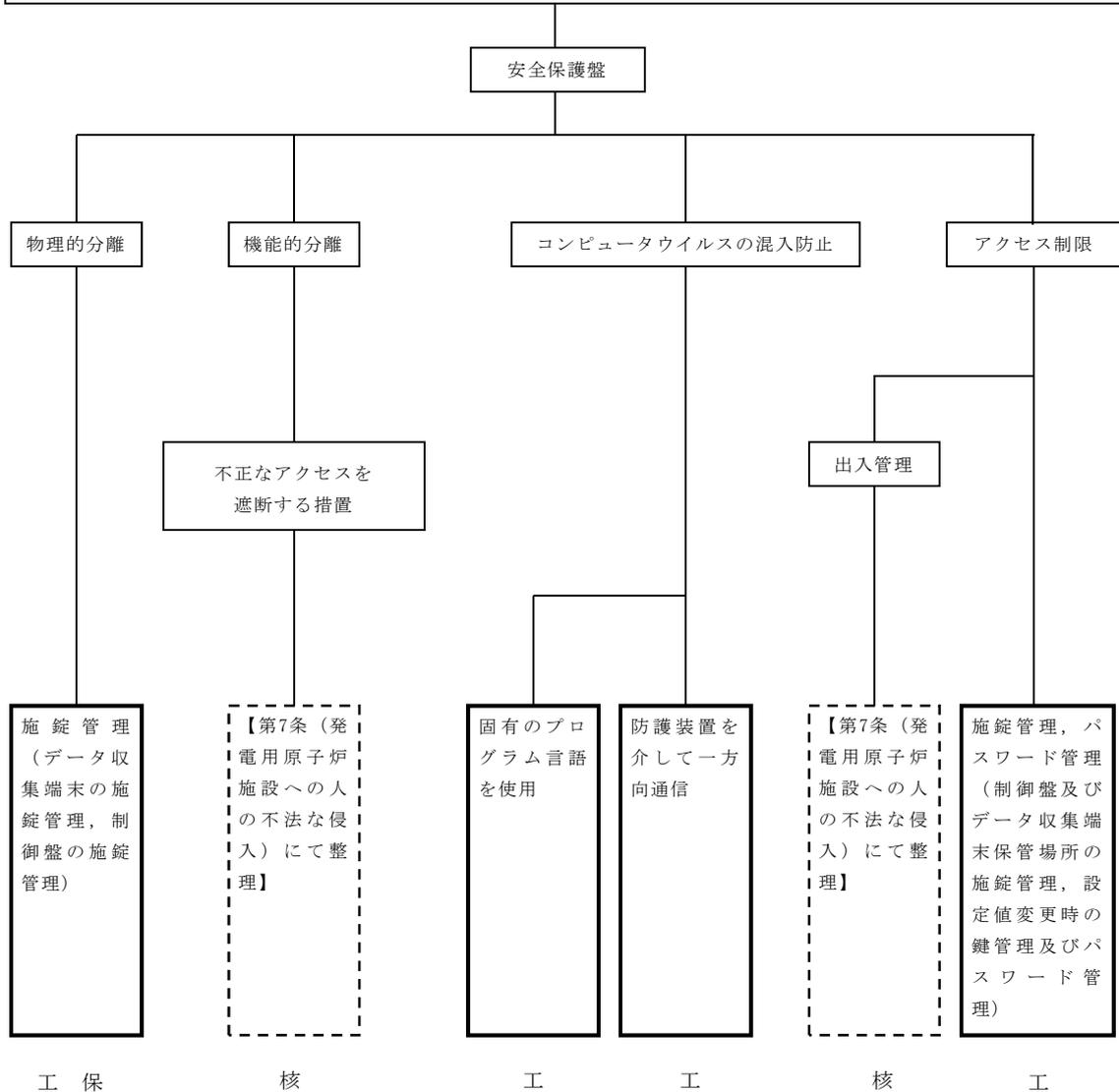
第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核物質防護規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六，八への反映事項】</p> <p> ：添付六，八に反映 ：当該条文に該当しない （他条文での反映事項他） </p>
--	---

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 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	(運転員, 保修員による識別及び施錠管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理 (設定値変更時のパスワード管理の 手順整備含む) ・操作 (パスワード入力手順の整備含む)
		体制	(保修員によるパスワード管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—