

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について 審査会合における指摘事項の回答

平成29年9月13日  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護の観点から公開できません

1. 審査会合での指摘事項
2. 指摘事項の回答

# 1. 審査会合での指摘事項



番号	指摘日時	分類	指摘事項の内容
5	2017/4/13	46_1.3_減圧	逃し安全弁における逃し弁機能をSA設備に位置付けないことについて、46条適合(悪影響等)踏まえ、考え方を説明すること。
17	2017/5/18	46_1.3_減圧	自動減圧として新たに追加した「過渡時自動減圧機能」について、考慮すべき共通要因(火災など)によって「自動減圧機能」と同時に安全機能が喪失しないことを整理した資料を提示すること。
18	2017/5/18	46_1.3_減圧	過渡時自動減圧機能の非信頼度について、検出器を含めたシステム全体の非信頼度ではなく、論理回路の非信頼度を整理した資料を提示すること。
31	2017/6/29	43他_1.0_共通	(設備の説明時に)TP+11m盤へ新たに接続口を追設することに関し、設置許可基準43条の共通要因故障に対する適合性の観点から考え方を示すこと、また、原子炉建屋までの注水ラインの延長に伴い現状の可搬型代替注水大型ポンプで必要流量が確保されることおよび他の設備(西側接続口)への悪影響防止の考え方を説明すること。
14条-2※	2017/7/13		常設代替高圧電源装置から緊急用メタクラへの遮断器が1つであることについて故障リスクや運用をふまえて説明すること。
39	2017/7/27	炉心	代替燃料プール冷却系の最高使用温度(80°C)の設定の考え方を整理して提示すること。
61	2017/8/22	CV	緊急用メタクラ、常用メタクラ、母線の位置関係について説明すること。

※:第486回 審査会合 14条 全交流動力電源喪失対策設備における指摘

## 2. 指摘事項の回答(No.5)



### (1) 指摘事項

逃がし安全弁における逃がし弁機能をSA設備に位置付けないことについて、46条適合(悪影響等)踏まえ、考え方を説明すること。

### (2) 回 答

46条の適合性について、以下のとおり整理

- ▶ 高圧注水機能喪失時においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個を手動開とすることで、炉心損傷防止が可能であり、さらに、減圧に使用する弁を2個とした場合においても、炉心損傷防止が可能であることを確認
- ▶ 格納容器雰囲気直接加熱においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開とすることで、格納容器破損防止が可能であることを確認
- ▶ インターフェイスシステムLOCA時においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開とすることで、1次冷却材の漏えい量を抑制することが可能であることを確認

以上から、46条の要求事項である原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧は、逃がし安全弁2個を用いることで対応可能であり、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個は十分に余裕を持った設計であると考えるが、更なる安全性向上対策として、高圧窒素ガス供給系(非常用)とは異なる窒素供給系統及び電磁弁を使用せず逃がし安全弁の開操作が可能な、代替逃がし安全弁駆動装置(重大事故等対処設備)を設置する。

重大事故等時に期待する逃がし安全弁の機能

	手動操作		代替逃がし安全弁 駆動装置
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	自動減圧機能用 アキュムレータ	
高圧注水機能喪失時における低圧注水	—	7個(2個)※	2個
格納容器雰囲気直接加熱の防止	—	2個	2個
インターフェイスシステムLOCA時 における原子炉減圧	—	2個	2個

### (3) 記載箇所

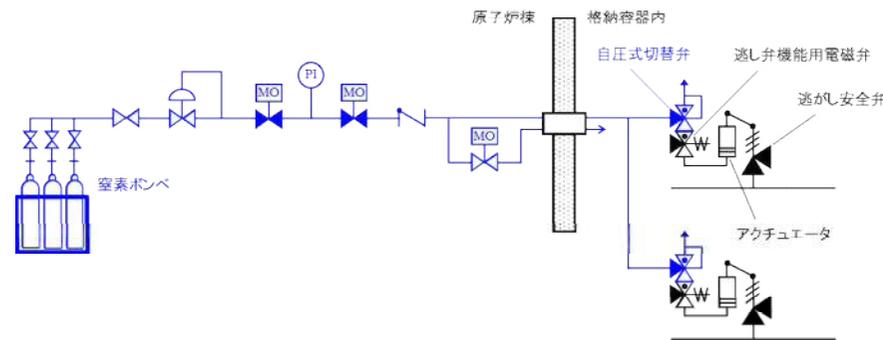
※( )内は評価上の最小必要数

- ・重大事故等対処設備について 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)

### ○代替逃がし安全弁駆動装置の設計方針について

- 代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系(非常用)から独立した系統とし、窒素ポンベ、自圧式切換弁、配管・弁類により構成する。
- 逃がし安全弁の開動作は、電磁弁の動作を必要としない設計とする。
- 操作対象弁は、自動減圧機能を有していない逃がし安全弁として4弁(2弁/1系統)設置する。

### ○系統概略図



### ○自圧式切換弁の動作概要



## 2. 指摘事項の回答(No.17)

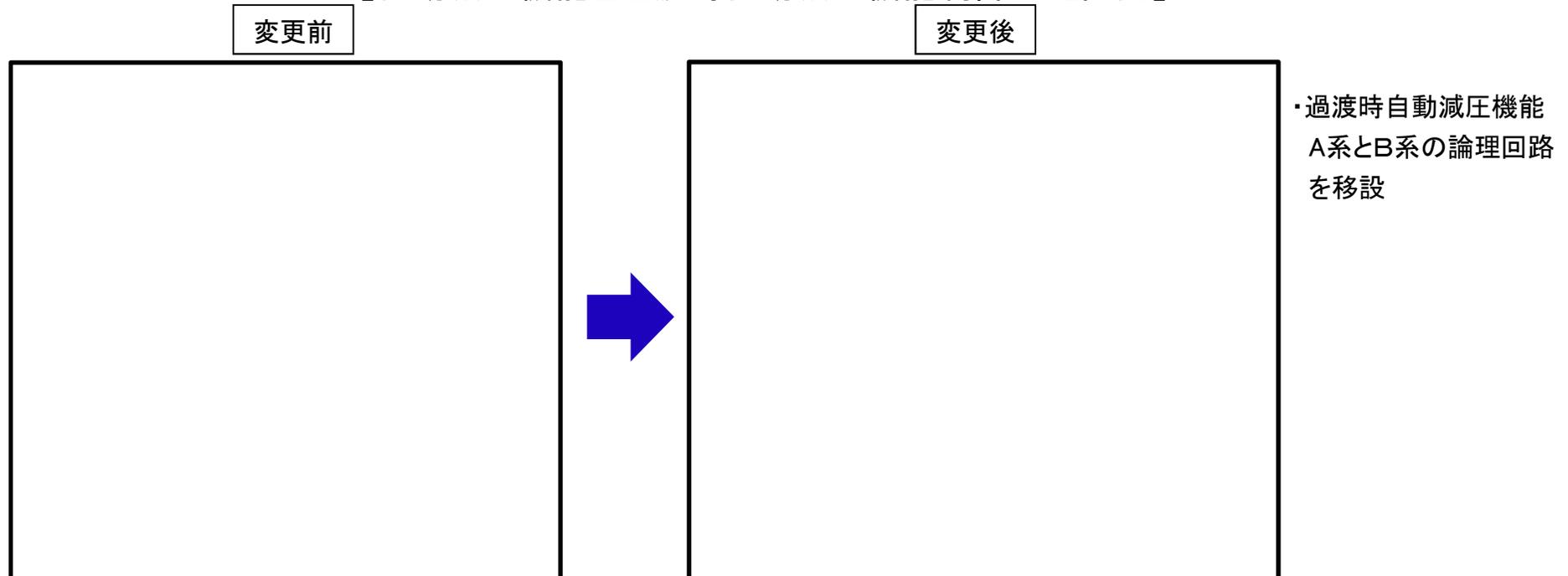
### (1) 指摘事項

自動減圧として新たに追加した「過渡時自動減圧機能」について、考慮すべき共通要因(火災など)によって「自動減圧機能」と同時に安全機能が喪失しないことを整理した資料を提示すること。

### (2) 回答

- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。

### 【自動減圧機能と過渡時自動減圧機能制御盤配置図】

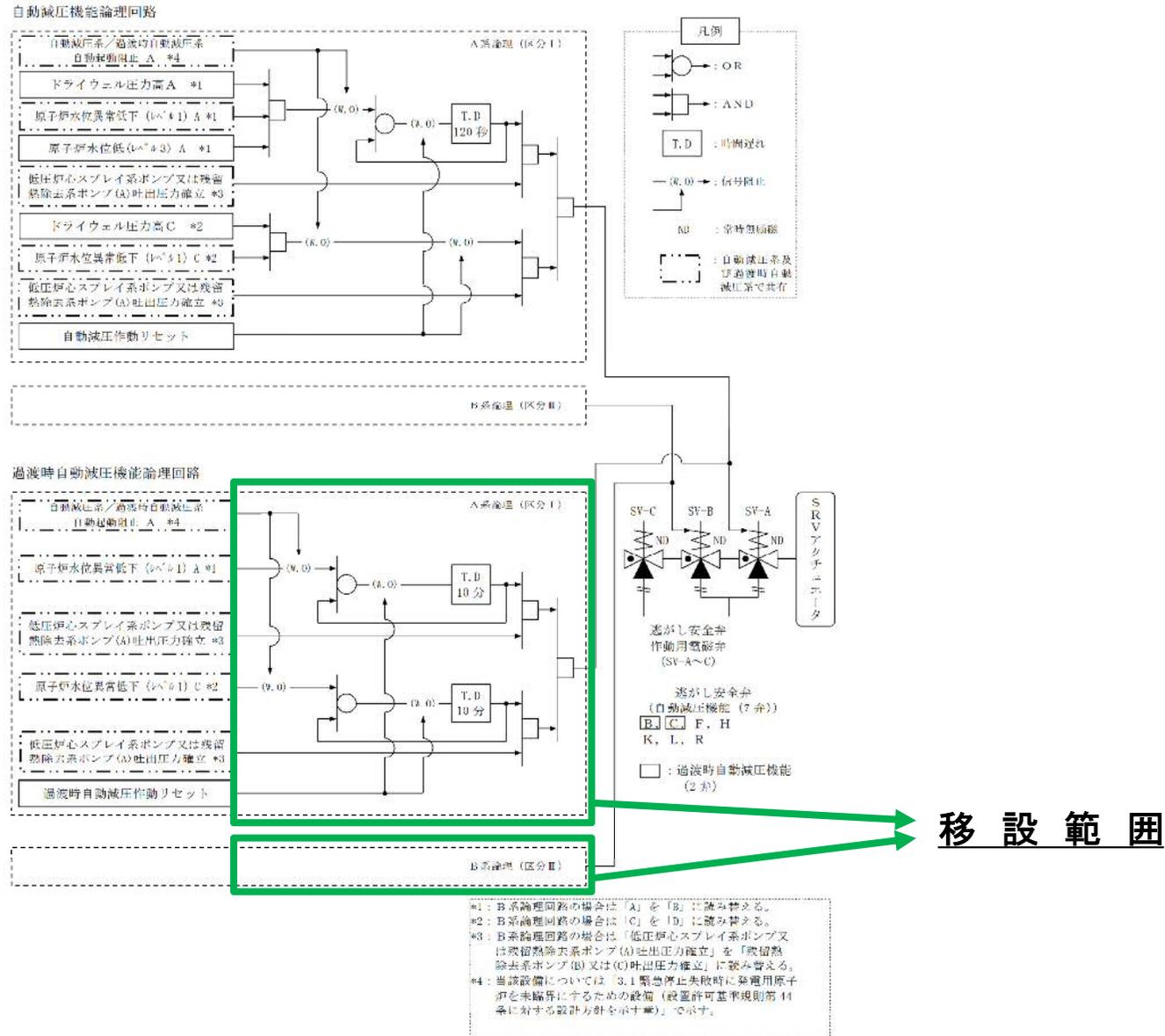


### (3) 記載箇所

- 46条補足説明資料 46-11 過渡時自動減圧機能について 4.共通要因故障による影響防止対策
- ・ 第44-11-3図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の設置場所

## 2. 指摘事項の回答(No.17)

### 【過渡時自動減圧機能説明図】



## 2. 指摘事項の回答(No.18)



### (1) 指摘事項

過渡時自動減圧機能の非信頼度について、検出器を含めたシステム全体の非信頼度ではなく、論理回路の非信頼度を整理した資料を提示すること。

### (2) 回答

- 各回路の非信頼度算出結果を第1表に示す。

第1表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度	
	検出器を含めた論理回路	論理回路のみ
低圧炉心スプレイトンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路(A1)	[ ]	[ ]※1
原子炉水位異常低下(レベル1)論理回路(A1)	[ ]	[ ]
出力ロジック(A1)回路	[ ]	[ ]
過渡時自動減圧論理回路(A1)	[ ]	[ ]
過渡時自動減圧(A)	[ ]	[ ]
過渡時自動減圧(A)(B)	[ ]	[ ]
検出器共通原因故障	[ ]	[ ]
過渡時自動減圧機能	[ ] / 炉年※2	[ ] / 炉年※2

※1: 共通要因箇所非信頼度が [ ] と低いため、共有箇所を除いた非信頼度と差がない結果となった。

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

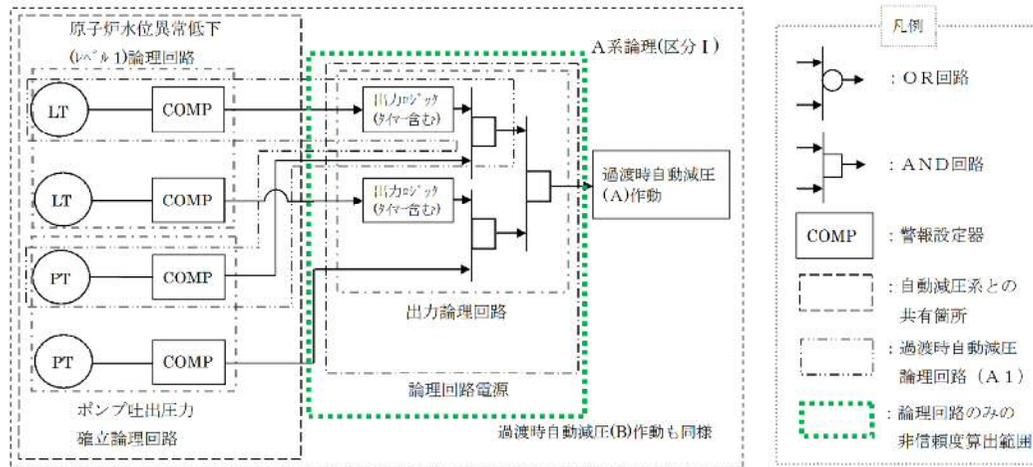
### (3) 記載箇所

46条補足説明資料 46-12過渡時自動減圧機能に関する健全性について 過渡時自動減圧機能の信頼性評価(参考資料)

- 第4表 各構成部品の故障率
- 第5表 非信頼度の評価結果一覧
- 第6表 非信頼度の評価結果一覧(論理回路のみ)
- 第3図 非信頼度評価モデル
- 第4図 非信頼度評価フォールトツリー

## 2. 指摘事項の回答(No.18)

第1図 非信頼度評価モデル

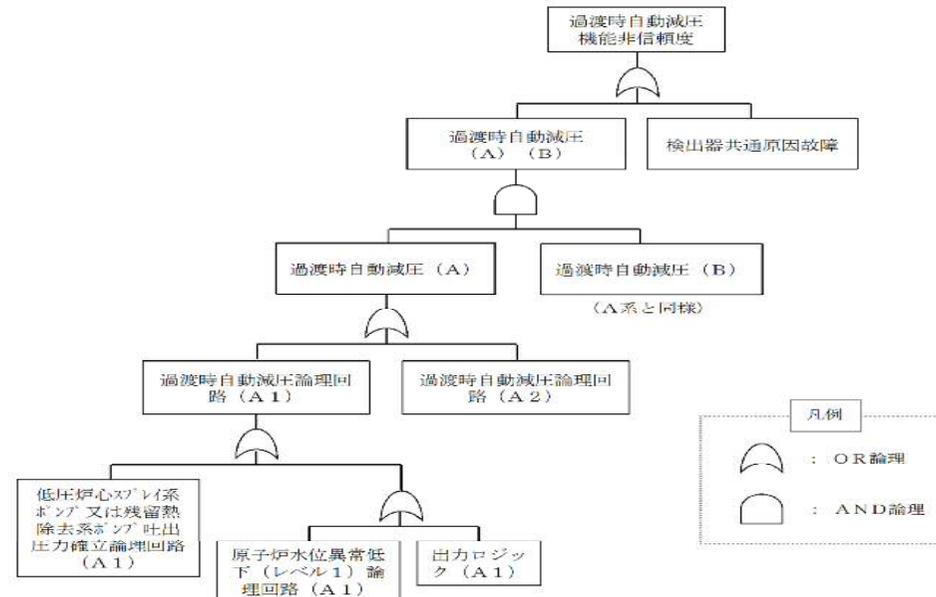


第2表 各構成部品の故障率

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

- 回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月)(国内一般故障率21カ年データ)時間故障率」に記載の値を参照した。
- 故障確率Pは $P=1/2 \lambda T$ で評価した。(λ:故障率, T:健全性確認間隔)
- 健全性確認間隔は8760hとした。

第2図 非信頼度評価フォールトツリー



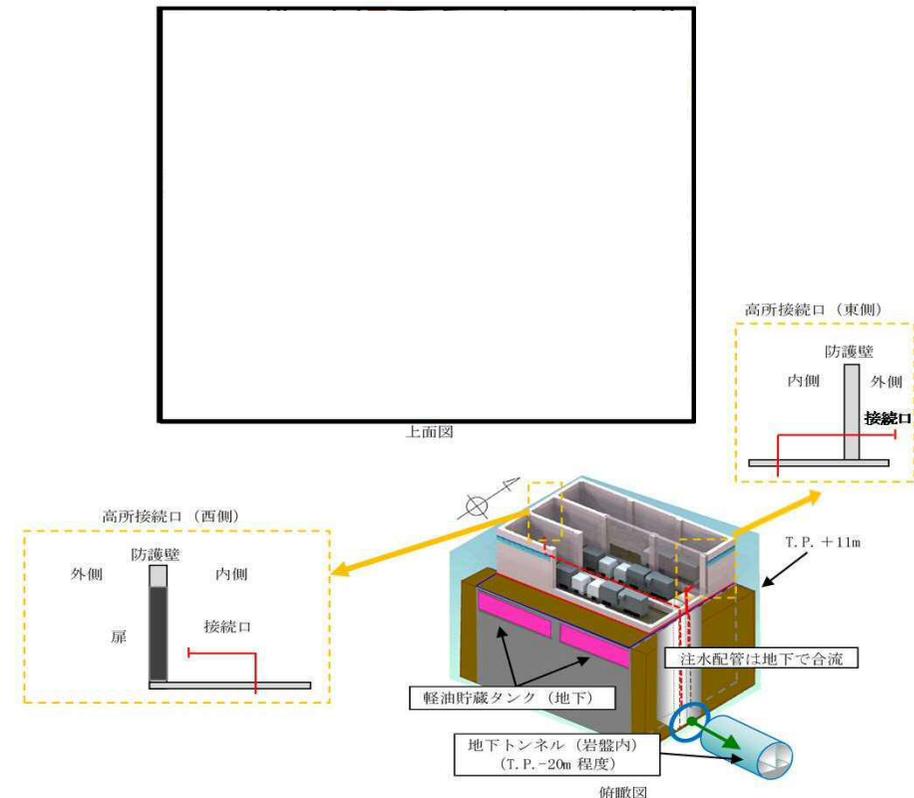
## 2. 指摘事項の回答(No.31) (1/3)

### (1) 指摘事項

- TP+11m盤へ新たに接続口を追設することに関し、設置許可基準43条の共通要因故障に対する適合性の観点から考え方を示すこと、また、原子炉建屋までの注水ラインの延長に伴い現状の可搬型代替注水大型ポンプで必要流量が確保されることおよび他の設備(西側接続口)への悪影響防止の考え方を説明すること。

### (2) 回答

- 高所接続口は、設置許可基準43条第3項第3号(異なる複数の接続箇所確保について)に対する基準適合のため、常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数個所に設置することにより、共通要因によって接続することが出来なくなることを防止する設計とする。
- 高所接続口は、原子炉建屋近傍の接続口とは使用するケースが異なる。要求される注水先の組み合わせケース(表1)について、可搬型代替注水大型ポンプで必要流量が確保できることを確認した。
- 高所接続口からの配管は、原子炉建屋近傍の西側接続口からの配管に合流するため、適所に逆止弁を設けてそれぞれの接続口からの注水に対して悪影響がない設計とする(図1)。



有効性評価 添付資料2.8.2より

### (3) 記載箇所

- 重大事故等対策の有効性評価 2.8津波浸水による注水機能喪失  
添付資料2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のための基本方針及び施設の防護方針について
- SA設備 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) 補足説明資料 47-6容量設定根拠
- SA設備 49条(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 補足説明資料 49-6容量設定根拠
- SA設備 54条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 補足説明資料 47-6容量設定根拠

## 2. 指摘事項の回答(No.31) (2/3)

表1 有効性評価における事象進展ごとの可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケース  
全交流動力電源喪失(24時間継続)時に可搬型代替注水大型ポンプ(高所接続)を使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	ペデスタル (ドライウエル部)	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≤110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・QH特性に従った注水</li> <li>・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施)</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施)</li> <li>・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>・使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>

対象事象:津波浸水による注水機能喪失

SA設備 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) 補足説明資料 47-6容量設定根拠より

▶ 最も容量が大きいケースとして  
次頁に圧損評価結果を示す。

## 2. 指摘事項の回答(No.31) (3/3)

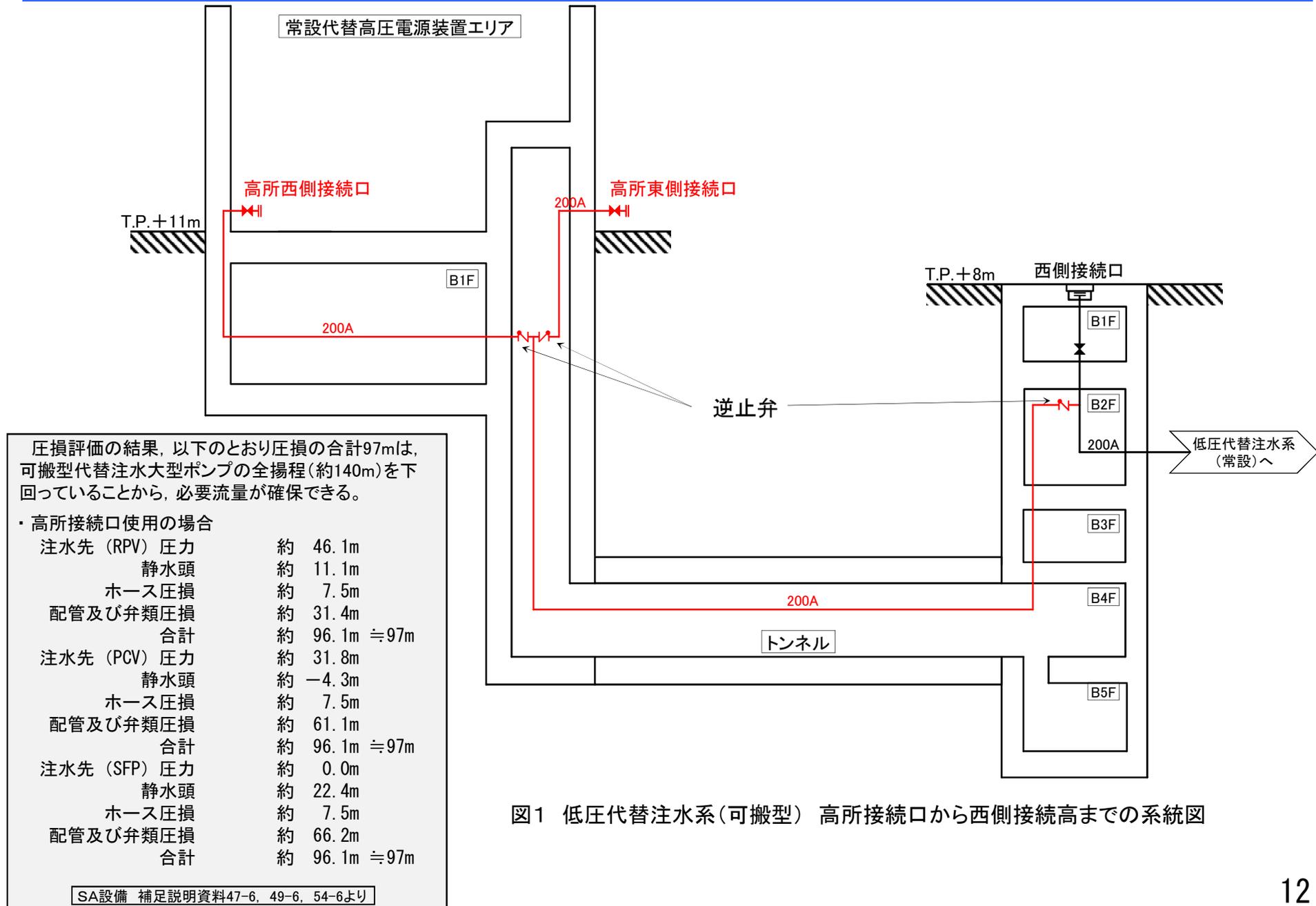


図1 低圧代替注水系(可搬型) 高所接続口から西側接続高までの系統図

## 2. 指摘事項の回答(14条-2)

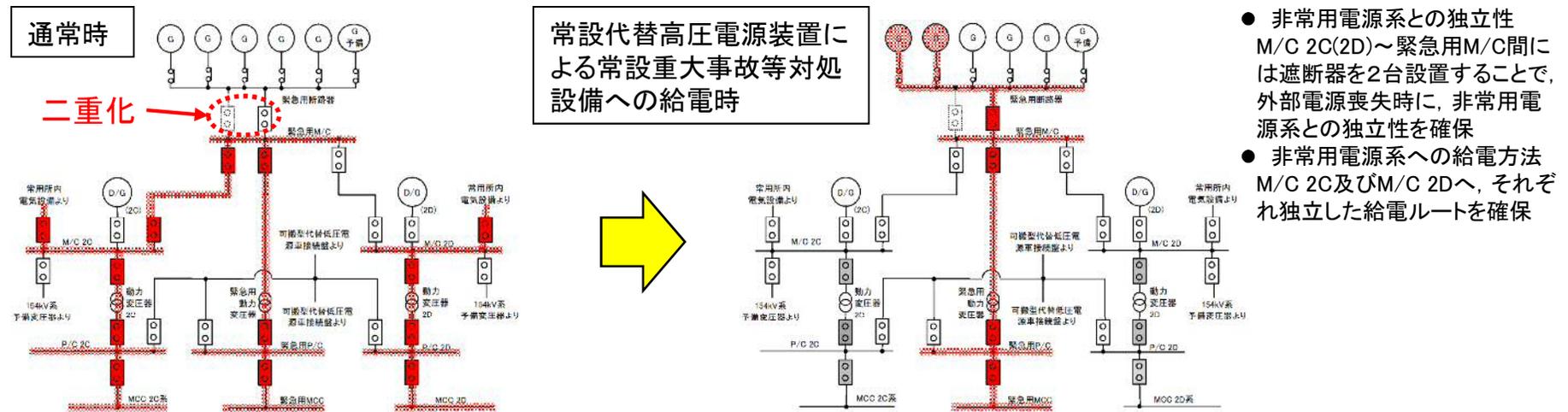
### (1) 指摘事項

常設代替高圧電源装置から緊急用メタクラへの遮断器が1つであることについて故障リスクや運用をふまえて説明すること。

### (2) 回答

- 東海第二発電所では津波による重大事故等を考慮し、常設重大事故等対処設備による対応が可能な設計を採用
- 新設する常設重大事故等対処設備の電源は、緊急用電源系(常設代替高圧電源装置、緊急用M/C、緊急用P/C及び緊急用MCC等)により確保する設計
- 一方、緊急用電源系の信頼性を検討した結果、常設代替高圧電源装置から緊急用M/Cへの遮断器の閉失敗が緊急用電源系の非信頼度に支配的な故障であることを確認(寄与度約55%)
- 上記を踏まえ、当該遮断器(連絡回路)を二重化し緊急用電源系及び常設重大事故等対処設備の信頼性を向上

### 【緊急用電源系構成】



### (3) 記載箇所

・SA設備 57条(電源設備) 補足説明資料 57-11

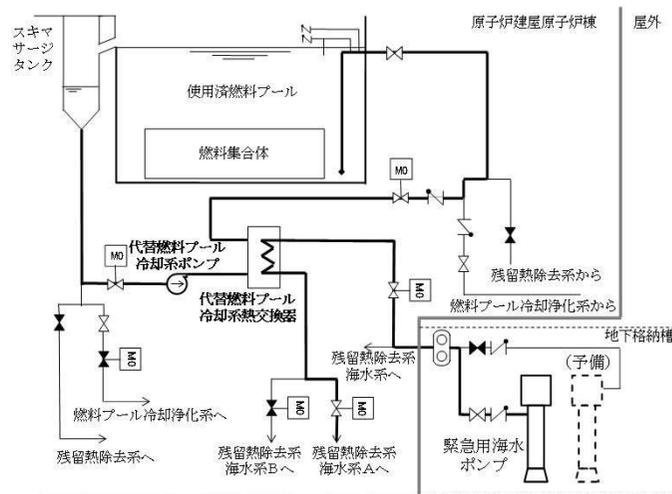
## 2. 指摘事項の回答(No.39)

### (1) 指摘事項

代替燃料プール冷却系の最高使用温度(80℃)の設定の考え方を整理して提示すること。

### (2) 回答

- 代替燃料プール冷却設備は、燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合に、使用済燃料プールの冷却を行うための常設重大事故等対処設備
- 代替燃料プール冷却設備の最高使用温度は以下の事項を考慮して設定
  - ① 基準地震動Ss機能維持の常設設備として設置するための実機の機器配置可能スペースの制約
  - ② 常設設備として設置する緊急用海水系による海水供給可能時間
    - ・ 全交流動力電源喪失時における緊急用海水系からの海水供給可能時間は短時間
    - ・ 一方、保守的に、有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が24時間使用できないと想定したとしても、使用済燃料プール温度は約78℃(初期温度が40℃)
- 上記を考慮して、代替燃料プール冷却設備の最高使用温度を80℃と設定



【代替燃料プール冷却設備 系統構成】

### 【代替燃料プール冷却設備 設置場所検討】

- 耐震Sクラス建屋内に設置
- 機器のメンテナンスエリア確保



熱交換器型式: プレート式熱交換器  
設置場所: 原子炉建屋原子炉棟4階を選定

### (3) 記載箇所

SA設備 54条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 補足説明資料 54-6容量設定根拠

## 2. 指摘事項の回答(No.61)



### (1) 指摘事項

緊急用メタクラ、常用メタクラ、母線の位置関係について説明すること。

### (2) 回 答

・緊急用M/C等については、以下のような要求事項を受け、設計基準事故対処設備と位置的分散することとしています。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) 第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。	第47条(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) 1 (1) 重大事故防止設備 c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、 <b>設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</b>
(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。	第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 1 b) 重大事故防止設備は、 <b>設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</b>
(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。	第49条(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 1 b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、 <b>設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</b>

## 2. 指摘事項の回答(No.61)

### (2) 回答

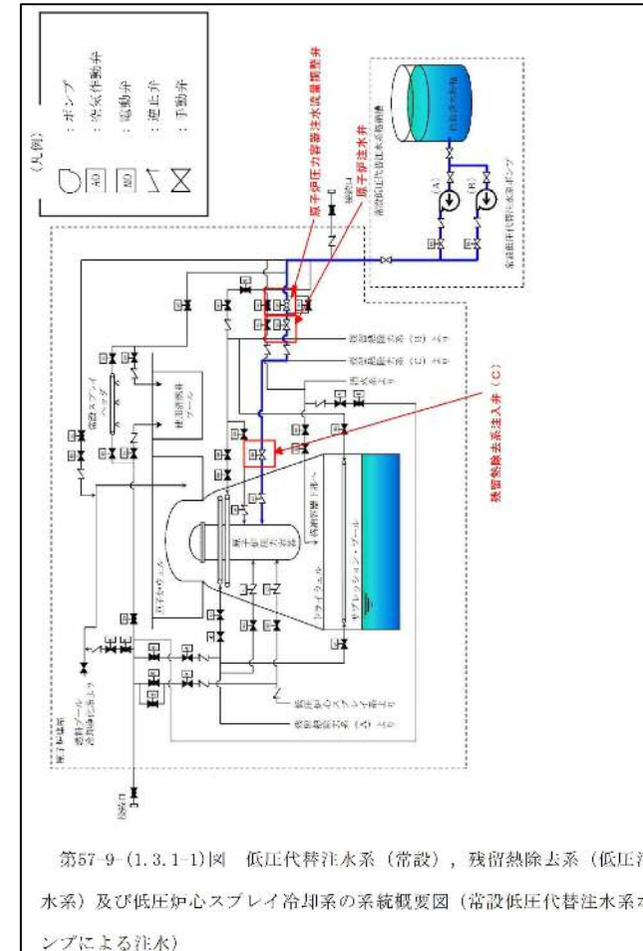
- ・位置的分散に対する具体的な状況を示します。

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	・低圧代替注水系	・残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	・常設低圧代替注水系ポンプ(A),(B)	〈残留熱除去系〉 ・残留熱除去系ポンプ(低圧注水系) 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	・常設低圧代替注水系ポンプ出口弁(A),(B) ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁(RHR側) ・残留熱除去系注入弁(C) ・原子炉注水弁(LPCS) ・原子炉圧力容器注水流量調整弁(LPCS側) ・低圧炉心スプレイ注入弁	〈残留熱除去系〉 ・残留熱除去系注入弁 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁
計装設備	・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) ・原子炉圧力 ・原子炉圧力(SA) ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	〈残留熱除去系〉 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋南側の常設低圧代替注水系格納槽に、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは原子炉建屋原子炉棟に設置し、位置的分散を図る設計とする。(第57-9-(1.3.1-3)～(1.3.1-4)図)

低圧代替注水系(常設)は、第57-9-(1.3.1-5)図のとおり常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系(低圧注水系)は、第57-9-(1.3.1-5)図のとおり原子炉建屋付属棟地下1階に設置するD/Gから非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、常設代替高圧電源装置及びD/G、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図る

### 対象機器の選定

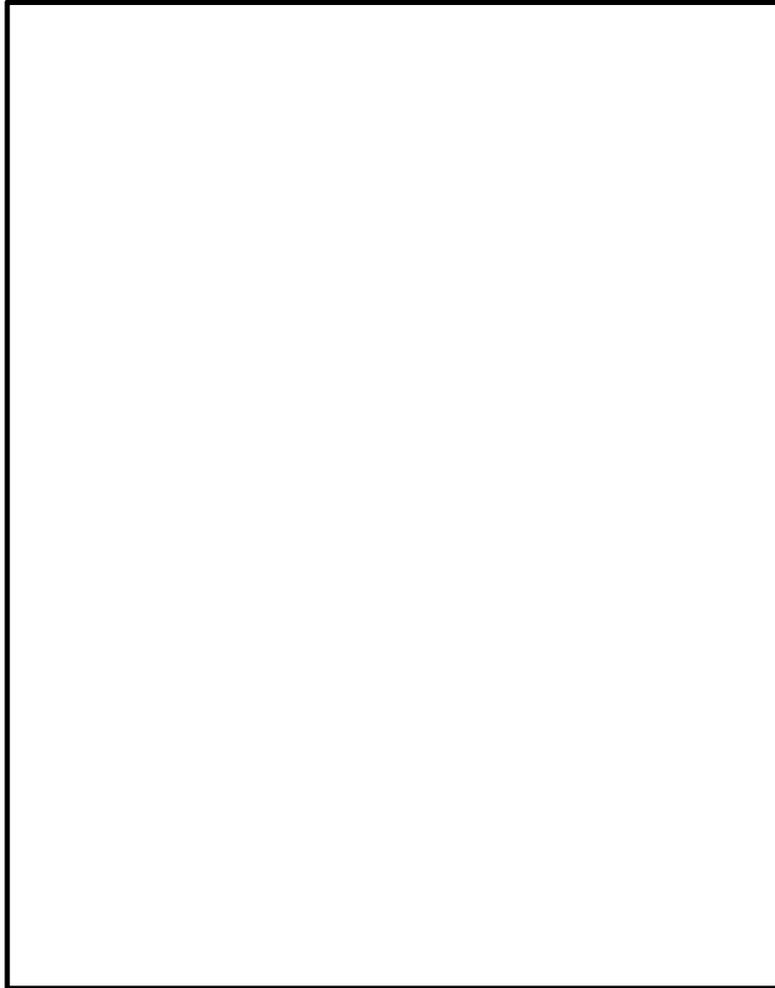


### 系統概略図

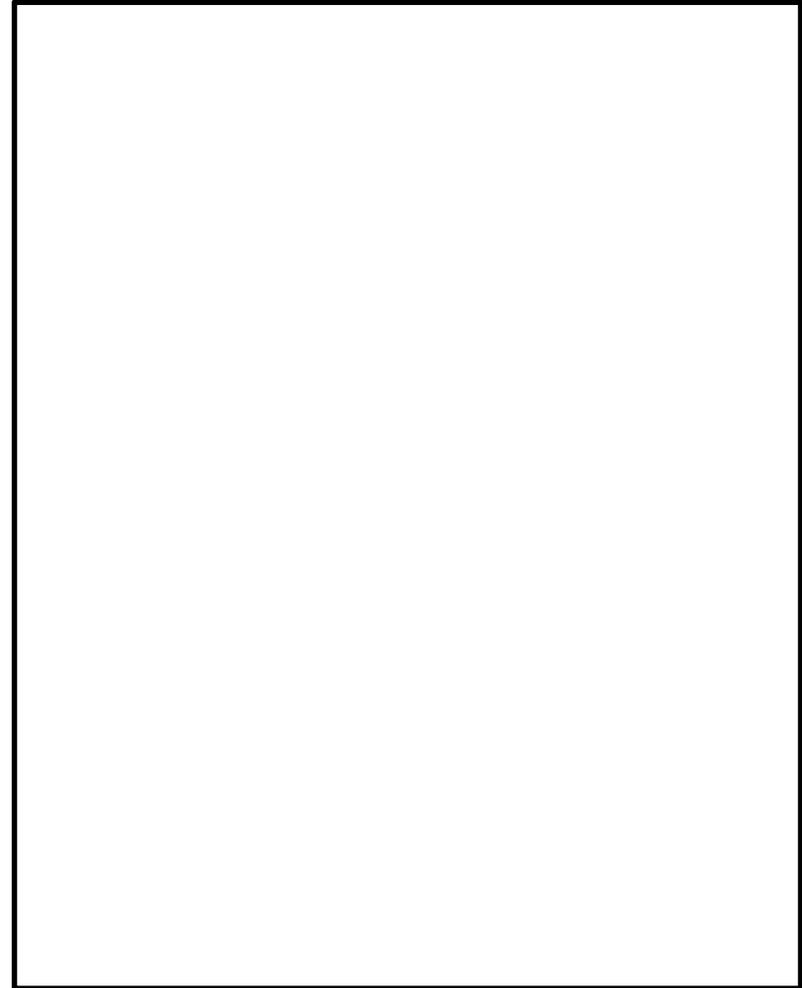
## 2. 指摘事項の回答(No.61)

### (2) 回答

- ・各設備の電源装置から負荷までの電路について



ケーブル配線図

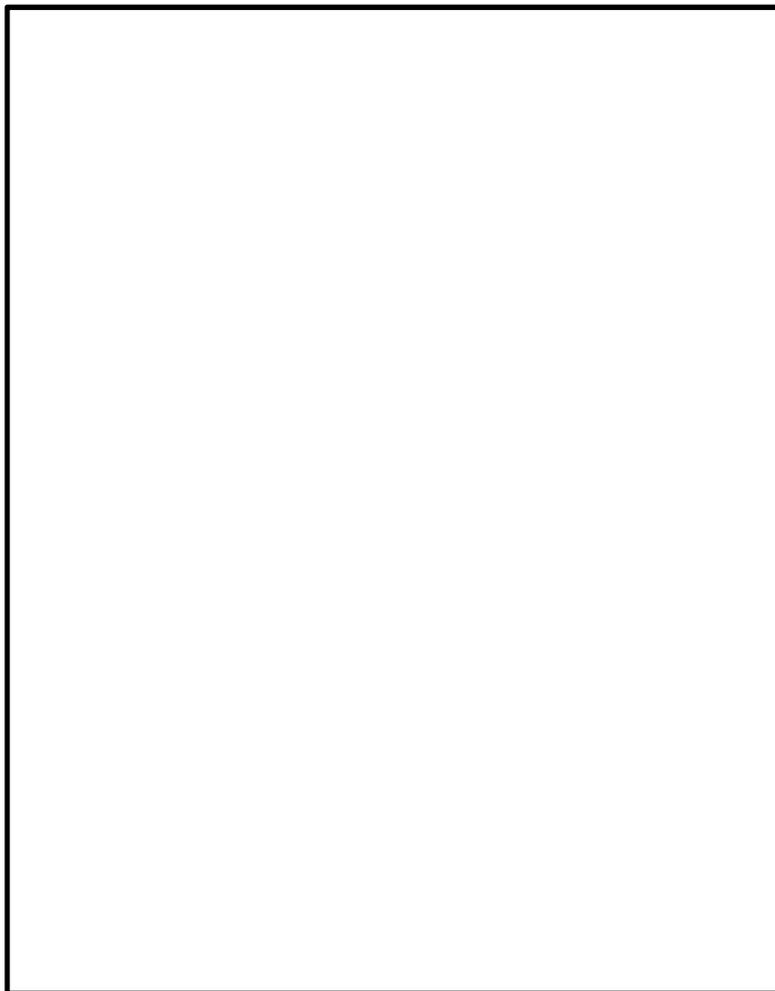


ケーブル配線図

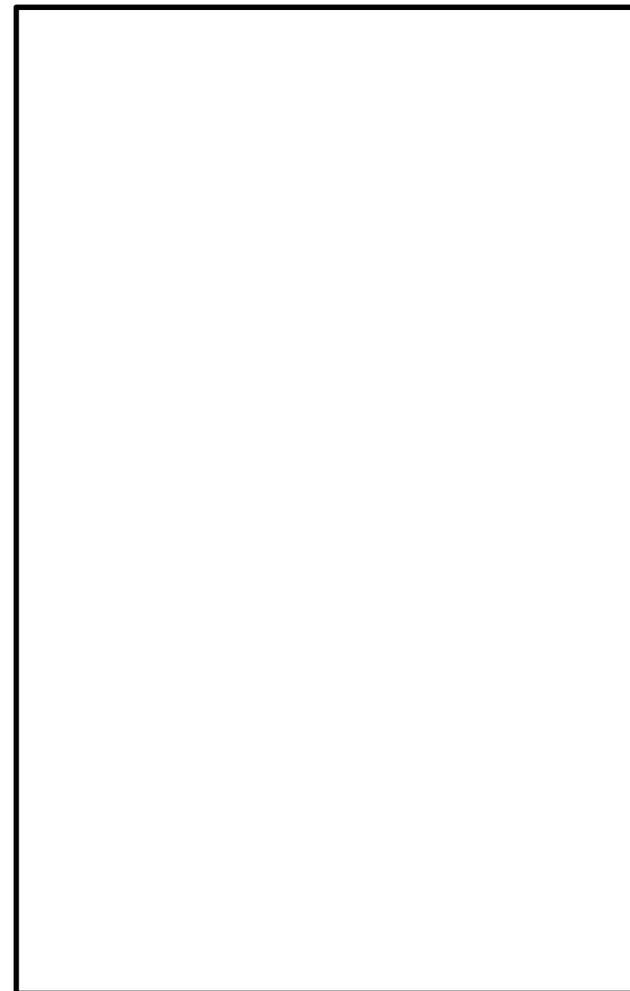
## 2. 指摘事項の回答(No.61)

### (2) 回答

- ・各設備の電源装置から負荷までの電路について



ケーブル配線図

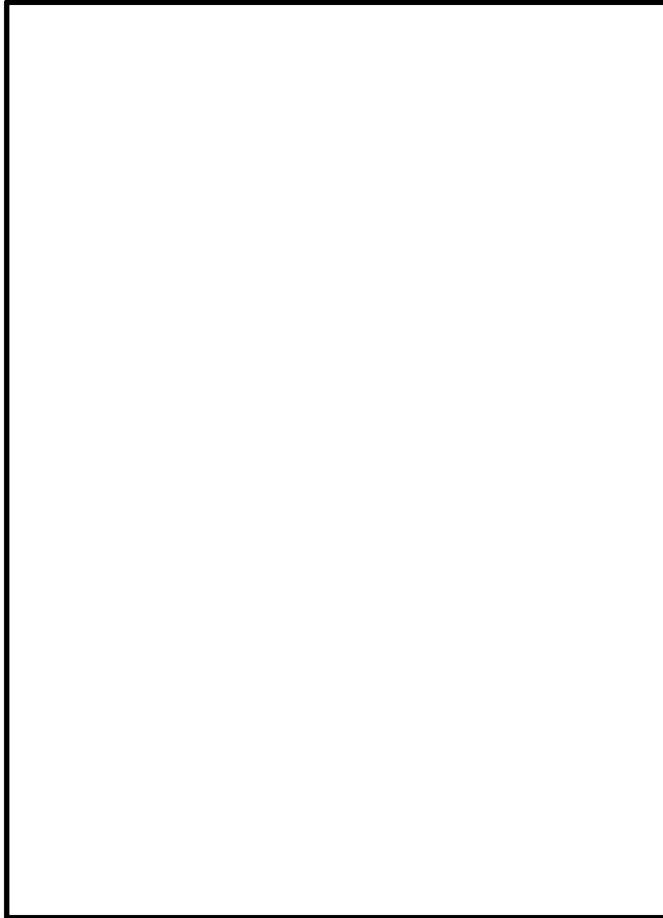


ケーブル配線図

## 2. 指摘事項の回答(No.61)

### (2) 回答

- ・各設備の電源装置から負荷までの電路について



ケーブル配線図

### (3) 記載箇所

重大事故等対処設備 第57条 電源設備 補足説明資料 57-9