資料１－１－５

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

平成 29 年 7 月
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上の観点から公開できません。

1.　重大事故等対策　　下線部：今回提出資料

1.0　重大事故等対策における共通事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2　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手順等

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4　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手順等

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9　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手順等

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

1.14　電源の確保に関する手順等

1.15　事故時の計装に関する手順等

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17　監視測定等に関する手順等

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19　通信連絡に関する手順等

2.　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項

2.1　可搬型設備等による対応

1.　重大事故等対策

1.0　重大事故等対策における共通事項

目　　次

1.0.1　重大事故等への対応に係る基本的な考え方 …… 1.0-1
(1)　重大事故等対処設備に係る事項 …… 1.0-1
ａ．　切り替えの容易性 …… 1.0-1
ｂ．　アクセスルートの確保 …… 1.0-1
(2)　復旧作業に係る事項 …… 1.0-2
ａ．　予備品等の確保 …… 1.0-2
ｂ．　保管場所 …… 1.0-3
ｃ．　アクセスルートの確保 …… 1.0-3
(3)　支援に係る事項 …… 1.0-4
(4)　手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備 … 1.0-4
ａ．　手順書の整備 …… 1.0-4
ｂ．　教育及び訓練の実施 …… 1.0-5
ｃ．　体制の整備 …… 1.0-5
1.0.2　共通事項 …… 1.0-7
(1)　重大事故等対処設備に係る事項 …… 1.0-7
ａ．　切り替えの容易性 …… 1.0-7
ｂ．　アクセスルートの確保 …… 1.0-9
(2)　復旧作業に係る事項 …… 1.0-13
ａ．　予備品等の確保 …… 1.0-14
ｂ．　保管場所 …… 1.0-15

ｃ．　アクセスルートの確保 ····· 1.0-15
(3)　支援に係る事項 ····· 1.0-16
(4)　手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備 ····· 1.0-19
ａ．　手順書の整備 ····· 1.0-19
ｂ．　教育及び訓練の実施 ····· 1.0-27
ｃ．　体制の整備 ····· 1.0-34

添付資料　目次

下線部：今回提出資料

添付資料1.0.1　本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について

添付資料1.0.2　可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて

添付資料1.0.3　予備品等の確保及び保管場所について

添付資料1.0.4　外部からの支援について

添付資料1.0.5　重大事故等への対応に係る文書体系

添付資料1.0.6　重大事故等対策に係る手順書の構成と概要について

添付資料1.0.7　有効性評価における重大事故対応時の手順について

添付資料1.0.8　大津波警報発令時の原子炉停止操作等について

添付資料1.0.9　重大事故等対策に係る教育及び訓練について

添付資料1.0.10　重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制について

添付資料1.0.11　重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の原子炉主任技術者の役割等について

添付資料1.0.12　東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について

添付資料1.0.13　災害対策本部要員の作業時における装備について

添付資料1.0.14　技術的能力対応手段と運転基準等手順との関連表

添付資料1.0.15　格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整備について

添付資料1.0.16　重大事故等発生時における東海発電所及び東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所からの影響について

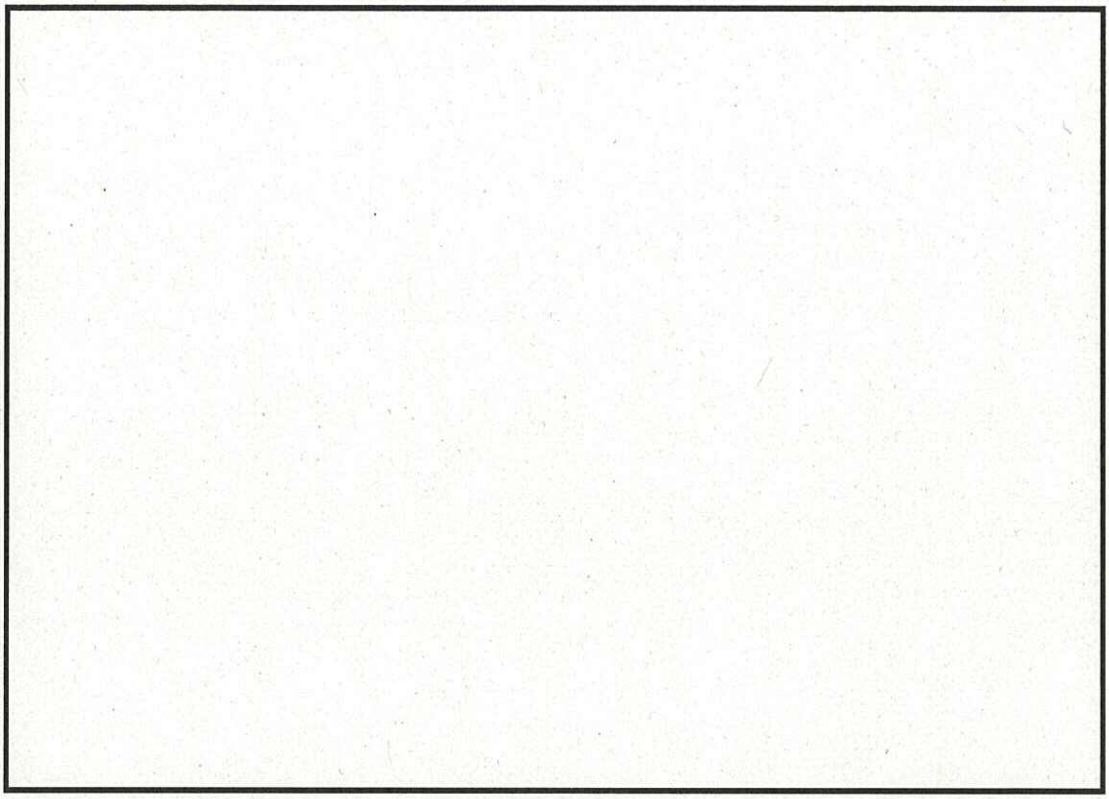
第481回　新規制基準適合性に係る審査会合
資料1-2-2より抜粋

添付資料 1.0.2

東海第二発電所

可搬型重大事故等対処設備保管場所

及びアクセスルートについて



区間	項目	対象	距離 （約 m）	所要時間 （分）	累積 （分）
がれき撤去なし					

第 5.5.1-9 図　設定したＢルート及び復旧時間

第481回　新規制基準適合性に係る審査会合
資料1-2-2より抜粋

□：今回の有効性評価で対象となる項目

□は 37 条（有効性評価）の審査結果を踏まえて確定する

第 5.6-1 表　屋外作業の成立性評価結果

	作業名	評価ルート※1	アクセスルート復旧時間 ①	作業時間 ②	有効性評価想定時間※4	評価結果 ① ＋ ②	
地震時	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作（南側保管場所～代替淡水貯槽～西側接続口）	Aルート	0 分	165 分※2	3 時間	165 分※5	○
地震時	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作（南側保管場所～北側淡水池～代替淡水貯槽）	Gルート	60 分	160 分※2	48 時間	220 分※6	○
地震時	タンクローリによる燃料補給準備（南側保管場所～可搬型代替注水大型ポンプ設置場所）	－	0 分	90 分※3	6.5 時間	210 分※7	○
敷地遡上津波時	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作（南側保管場所～高所淡水池～11m 盤接続口）	Bルート	0 分	160 分※2	3 時間	160 分	○

※1：第 5.5.1-8 図から第 5.5.1-15 図に示したルートから評価ルートを選定

※2：評価ルートにおいて可搬型代替注水大型ポンプを使用する作業時間で考慮する項目は以下のとおり
- 出動準備時間（防護具着用，保管場所までの移動，車両等出動前確認）
- 保管場所から水源までの移動時間（アクセスルート復旧と並行にて実施）
- 水中ポンプ設置時間
- ホース敷設及び接続時間
- 事務本館から緊急時対策所までの徒歩時間及び状況把握時間

※3：燃料補給準備で考慮する項目は以下のとおり
- 防護具着用時間
- 緊急時対策所から保管場所までの移動時間
- タンクローリ移動時間
- 補給準備時間（可搬型設備用軽油タンク上蓋開放等）
- 軽油タンクからタンクローリへの補給時間

※4：重要事故シーケンスごとに有効性評価の想定時間が異なる場合には，最短の想定時間を記載

※5：地震に伴い発生するがれきの撤去を行うルート（第 5.5.1-10 図（Cルート））を使用する場合 170 分

※6：別ルート（Hルート）を使用する場合の合計時間は 210 分（人力によるホース敷設（サービス建屋（東Ⅰ）前）作業時間を含む）

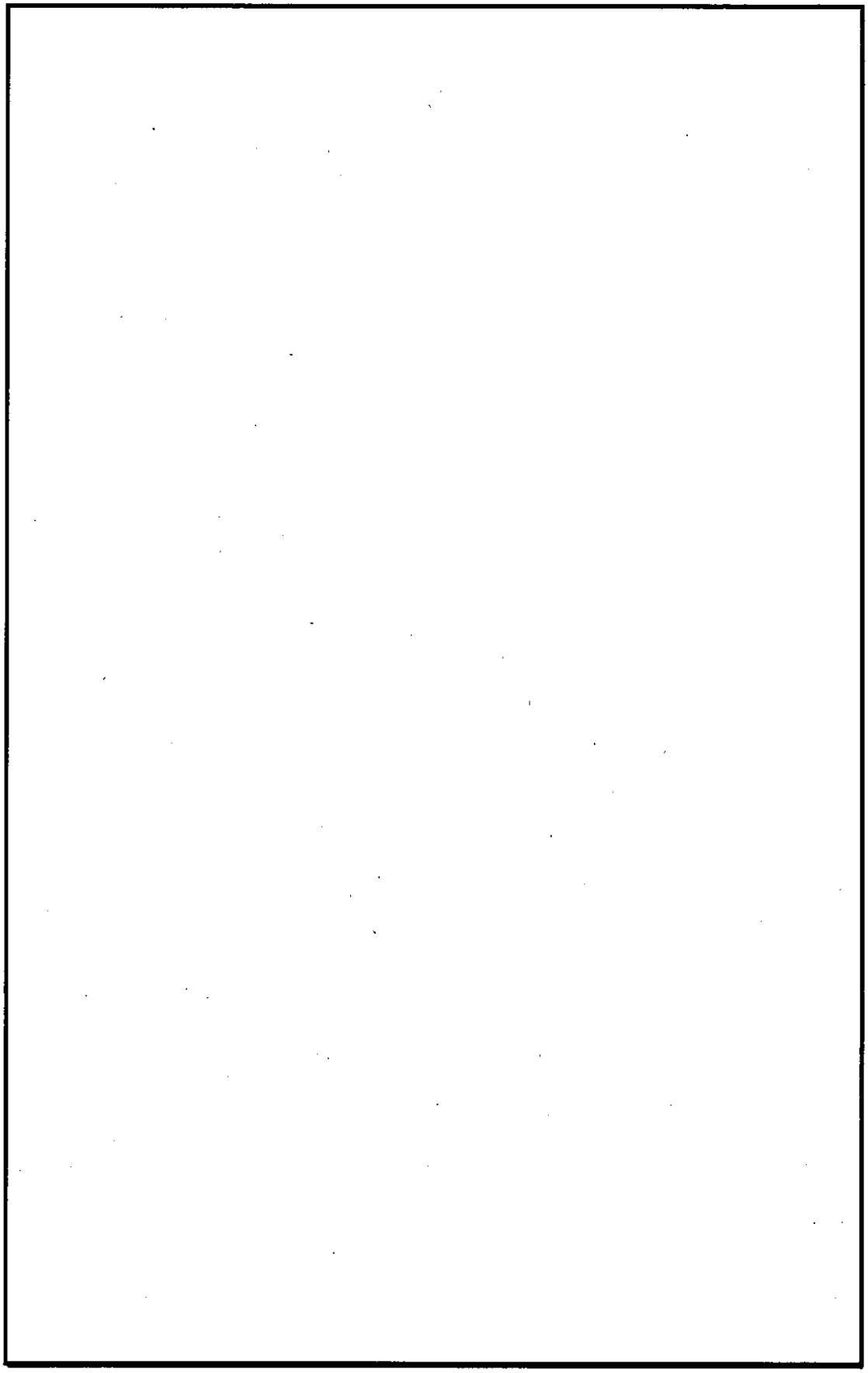
※7：外部参集要員の参集時間（120 分）を含む

第481回　新規制基準適合性に係る審査会合
資料1-2-2より抜粋

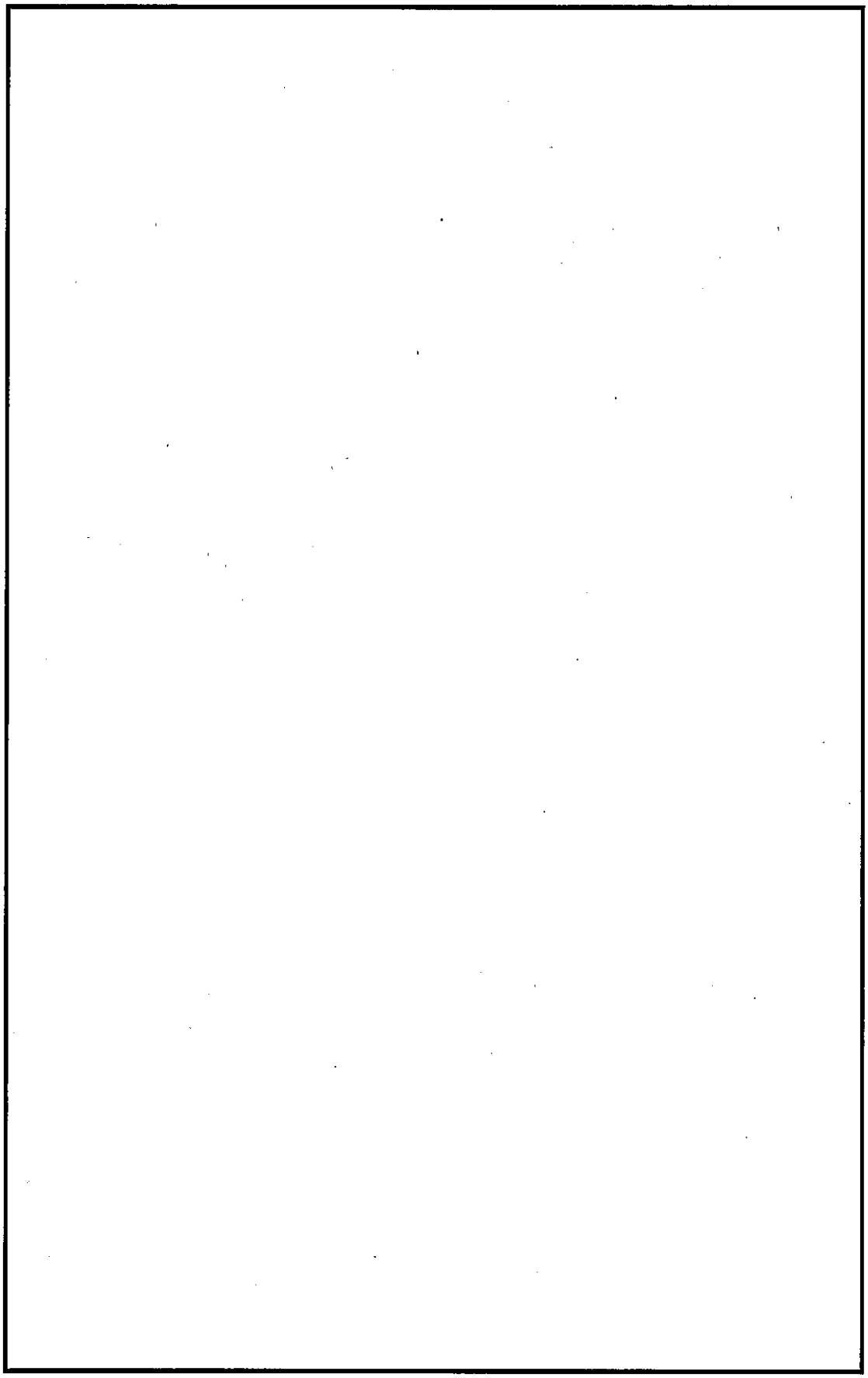
第 6-2 表　「重大事故等対策の有効性評価」屋内アクセスルート整理表

「重大事故等対策の有効性評価」事故シーケンス		ルート図
①	高圧・低圧注水機能喪失	現場操作なし（図面なし）
②	高圧注水・減圧機能喪失	現場操作なし（図面なし）
③	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	第 6-1 図
④	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	第 6-2 図
⑤	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	第 6-3 図
⑥	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	第 6-4 図
⑦	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	現場操作なし（図面なし）
⑧	原子炉停止機能喪失	現場操作なし（図面なし）
⑨	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	現場操作なし（図面なし）
⑩	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	第 6-5 図
⑪	津波浸水による注水機能喪失	③～⑤で包括
⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	⑥で包括
⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）	第 6-6 図
⑭	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	⑥で包括
⑮	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	⑥で包括
⑯	水素燃焼	⑥で包括
⑰	溶融炉心・コンクリート相互作用	⑥で包括
⑱	想定事故 1	現場操作なし（図面なし）
⑲	想定事故 2	現場操作なし（図面なし）
⑳	崩壊熱除去機能喪失（停止時）	第 6-7 図
㉑	全交流動力電源喪失（停止時）	第 6-8 図
㉒	原子炉冷却材の流出（停止時）	現場操作なし（図面なし）
㉓	反応度の誤投入（停止時）	現場操作なし（図面なし）

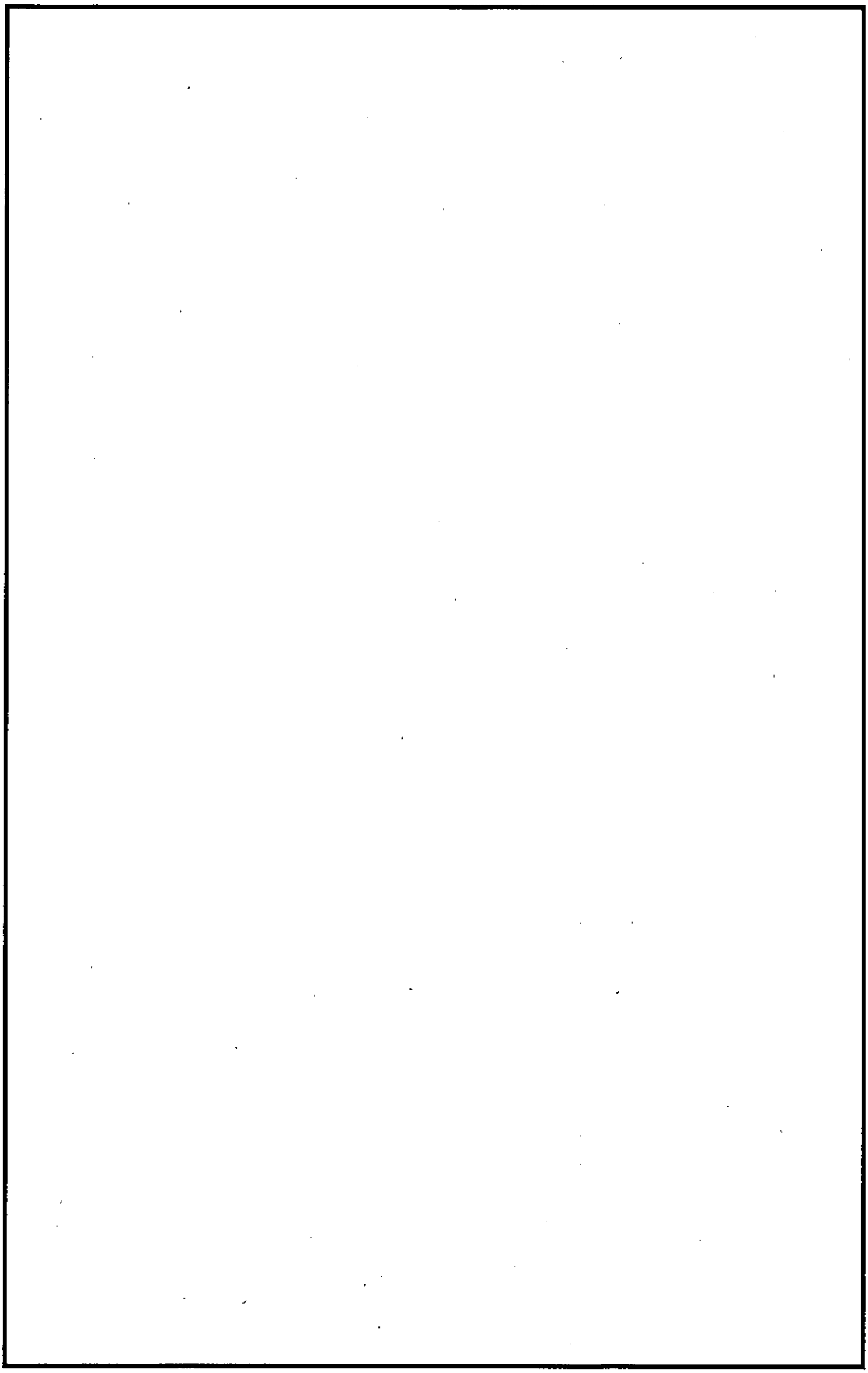
□：今回の有効性評価で対象となる項目



第 6-1 図　事故シーケンス「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」の屋内アクセスルート



第6-2図　事故シーケンス「全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）」の屋内アクセスルート



第6-3図　事故シーケンス「全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）」の屋内アクセスルート

第481回　新規制基準適合性に係る審査会合
資料1-2-2より抜粋

□は 37 条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 6-4 表　屋内作業の成立性評価結果

	作業名	作業時間※1	有効性評価上の作業時間※2	有効性評価想定時間※3	評価結果
運転時	格納容器ベント準備操作（現場移動（第二弁））	42 分	45 分	28 時間	○
	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121 分	125 分	3 時間	○
	直流電源の負荷切り離し操作（現場）	50 分	50 分	9 時間	○
	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	24 時間	○
	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】※5	182 分	185 分	24 時間	○
	可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却【格納容器スプレイのための系統構成】	173 分	175 分	13 時間	○
	現場における破損系統の注入弁の閉止操作	115 分※4	115 分	5 時間	○
停止時	原子炉保護系母線の受電操作	81 分	85 分	4.1 時間	○
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却	43 分	45 分	4.3 時間	○
	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	1.5 時間	○

※1：作業時間で考慮する項目は以下のとおり
- 防護具着用時間
- 操作場所までの移動時間：通常の移動時間（想定）を 1.5 倍した時間＋扉等操作時間
- 系統構成（電源盤及び弁等操作）

※2：有効性評価で，当該作業に要する時間として想定している時間
※3：有効性評価で，事象発生を起点とし，当該作業が完了する時間として想定している時間
※4：原子炉棟入口で装備を変更する時間（17 分）を含む
※5：事故シーケンス「全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）」対応における作業時間

□：今回の有効性評価で対象となる項目

第481回　新規制基準適合性に係る審査会合
資料1-2-2より抜粋

□は 37 条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 6-3 表　重要事故シーケンスごとの現場作業（4／6）

重要事故シーケンス		作業場所	作業内容	作業時間※1	有効性評価上の作業時間※2	有効性評価想定時間※3	有効性評価想定時間に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
炉心の著しい損傷の防止	津波浸水による注水機能喪失	屋内	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121 分	125 分	3 時間	事象発生 55 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	－
			直流電源の負荷切り離し操作（現場）	50 分	50 分	9 時間	事象発生 8 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	－
			常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	24 時間	前作業からの継続	－
		屋外	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【可搬型代替注水大型ポンプ準備，高所淡水池からのホース敷設等】	160 分	160 分	3 時間	事象確認後，速やかに作業を開始することで，有効性評価想定時間内での対応が可能である。	可搬型代替注水大型ポンプ
			タンクローリによる燃料補給操作	90 分	90 分	6.5 時間	事象発生 3 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
原子炉格納容器の破損の防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合））	屋内	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	1.5 時間	事象発生 14 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	－
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合））	屋内	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	1.5 時間	事象発生 14 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	－
			格納容器ベント準備操作（現場移動（第二弁））	42 分	45 分	19 時間	事象発生 18 時間 15 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	－
		屋外	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	185 分	210 分	48 時間	事象発生 44 時間 30 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
			タンクローリによる燃料補給操作	90 分	90 分	51.5 時間	事象発生 48 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの
※2：有効性評価で，当該作業に要する時間として想定している時間
※3：有効性評価で，事象発生を起点とし，当該作業が完了することを想定している時間

□：今回の有効性評価で対象となる項目

1.2　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手順等

＜　目　次　＞

1.2.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

ｂ．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a)　高圧代替注水系による原子炉注水

(b)　重大事故等対処設備

ｃ．サポート系故障時の対応手段及び設備

(a)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

(b)　全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｄ．監視及び制御

(a)　監視及び制御

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｅ．重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a)　重大事故等の進展抑制

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｆ．手順等

1.2.2　重大事故等時の手順

1.2.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1)　原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

(2)　高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

1.2.2.2　フロントライン系故障時の対応手順

(1)　高圧代替注水系による原子炉注水

ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動

ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3　サポート系故障時の対応手順

(1)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動

ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2)　全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

ａ．代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

ｂ．代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

(3)　重大事故等時の対応手段の選択

ａ．全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応

ｂ．全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

1.2.2.4　重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1)　重大事故等の進展抑制

ａ．ほう酸水注入系による原子炉注水

ｂ．制御棒駆動水圧系による原子炉注水

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.2.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.3　重大事故対策の成立性

1．現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1)　高圧代替注水系現場起動

2．ほう酸水注入系による原子炉注水

(1)　ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）

1.2　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手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。

ａ）可搬型重大事故防止設備

ｉ）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（１）ｂ）ｉ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。

ｂ）現場操作

ｉ）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な

期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

ｃ）監視及び制御

ⅰ）原子炉水位（BWR 及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。

ⅱ）RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。

ⅲ）原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。

（２）復旧

ａ）原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）

ｂ）電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）

（３）重大事故等の進展抑制

ａ）重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で，発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉内高圧時における注水機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.2.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば，重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.2－1図）

また，原子炉を冷却するために原子炉水位を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備並びに重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※1及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※2を選定する。

※1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって，新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※2　自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第四十五条及び技術基準規則第六十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.2－1表に整理する。

ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

設計基準事故の対処に用いる水源はサプレッション・プール又は復水貯蔵タンクであり，重大事故時に期待する水源はサプレッション・プールである。復水貯蔵タンクは重大事故時において，サプレッション・プ

ールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時に水源として使用可能であれば切り替える。

なお，サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切り替えについては，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・サプレッション・プール

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・高圧炉心スプレイ系ポンプ

・サプレッション・プール

b．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a)　高圧代替注水系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの高圧注水系が故障により原子炉注水ができない場合には，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉へ注水を継続することができる。

ⅰ） 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

・常設高圧代替注水系ポンプ

・サプレッション・プール

ⅱ） 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水

現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

・常設高圧代替注水系ポンプ

・サプレッション・プール

(b) 重大事故等対処設備

「1.2.1(2)ｂ．(a)ⅰ） 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」で使用する設備のうち，常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.2.1(2)ｂ．(a)ⅱ） 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」で使用する設備のうち，常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で冷却機能が喪失した場合においても，原子炉を冷却することができる。

ｃ．サポート系故障時の対応手段及び設備

(a)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

設計基準事故対処設備である高圧注水系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉注水ができない場合には，常設代替直流電源設備から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し原子炉へ注水する手段がある。

また，中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，高圧代替注水系の運転を継続する。

ⅰ）　高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2)ｂ．(a)ⅰ）　高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」で選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅱ）　高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水

現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2)ｂ．(a)ⅱ）　高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」で選定した対応手段及び設備と同様である。

(b)　全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合には，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備

（常設又は可搬型）又は代替直流電源設備（常設又は可搬型）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

ⅰ） 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・サプレッション・プール

・復水貯蔵タンク

なお，代替交流電源設備へ燃料を補給することにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

ⅱ） 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・サプレッション・プール

・復水貯蔵タンク

なお，可搬型代替直流電源設備へ燃料を補給することにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2)ｃ．(a)ⅰ）　高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」及び「1.2.1(2)ｃ．(a)ⅱ）　高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」として使用する設備における重大事故等対処設備の位置づけは，「1.2.1(2)ｂ．(b)　重大事故等対処設備」と同様である。

「1.2.1(2)ｃ．(b)ⅰ）　代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.2.1(2)ｃ．(b)ⅰ）　代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.2.1(2)ｃ．(b)ⅱ）　代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.2.1(2)ｃ．(b)ⅱ）　代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で冷却機能が喪失した場合においても，原子炉を冷却することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・復水貯蔵タンク

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，水源として使用する復水貯蔵タンクは原子炉隔離時冷却系の運転継続のための手段として有効である。

ｄ．監視及び制御

(a)　監視及び制御

上記「1.2.1(2)ｂ．(a)　高圧代替注水系による原子炉注水」及び「1.2.1(2)ｃ．(a)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」により原子炉へ注水する際には，原子炉水位を監視する手段がある。

また，原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。

さらに，原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，ＳＡ広帯域，ＳＡ燃料域）

・原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）

・高圧代替注水系系統流量

・サプレッション・プール水位

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

・原子炉水位（狭帯域，広帯域※1，燃料域※1，ＳＡ広帯域※1，ＳＡ燃料域※1）

・可搬型計測器

・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1

・常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力

・高圧代替注水系タービン入口圧力

・高圧代替注水系タービン排気圧力

※1：中央制御室にて監視可能であるが，現場計器においても監視可能。

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2)ｄ．監視及び制御」で使用する設備のうち，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），高圧代替注水系系統流量，サプレッション・プール水位及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備を監視することにより，原子炉を冷却するために，原子炉水位を監視及び制御することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）及び現場計器

原子炉水位（狭帯域）の伝送器は耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，複数の計器で監視する手段として有効である。なお，高圧代替注水系の現場計器は現場起動時に，個別のパラメータを確認することで，原子炉水位等の監視及び制御を行うことに対して有効であるが，中央制御室での監視に適さないため重大事故等対処設備として位置づけない。しかし，現場計器はS_s機能維持を担保する設計とすることから，現場起動時には，原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

ｅ．重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a)　重大事故等の進展抑制

高圧代替注水系による原子炉注水により原子炉水位が維持できない場合には，重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する手段がある。

ⅰ）　ほう酸水注入系による進展抑制

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水注入系による原子炉注水を継続する。

ほう酸水注入系により原子炉へほう酸水を注入する設備及び純水系による注水を継続する設備は以下のとおり。

・ほう酸水注入ポンプ

・ほう酸水貯蔵タンク

ⅱ） 制御棒駆動水圧系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

・制御棒駆動水ポンプ

・復水貯蔵タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2)ｅ．(a)ⅰ） ほう酸水注入系による進展抑制」で使用する設備のうち，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で冷却機能が喪失した場合においても重大事故等の進展を抑制することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）

ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，ほう酸水貯蔵タンクに補給することができ，ほう酸水注入系に

よる原子炉への注水を継続することが可能となることから，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

・制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンク

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンクは耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

ｆ．手順等

上記「ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」，「ｂ．フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「ｃ．サポート系故障時の対応手段及び設備」，「ｄ．監視及び制御」及び「ｅ．重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※1及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.2－1表）

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.2－2表，第1.2－3表）

※1　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.2.2）

1.2.2　重大事故等時の手順

1.2.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1)　原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル２））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

なお，原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系が停止した場合，又は原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系系統流量が確保できず，原子炉圧力容器内の水位低下が継続している場合に，原子炉隔離時冷却系を手動停止する。ただし，原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位異常低下（レベル１）設定点未満で，原子炉圧力容器内の圧力が確保された場合に，原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部に到達するまでに原子炉への注水を開始する。

原子炉隔離時冷却系はサプレッション・プールを第一水源として用いるが，サプレッション・プールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時に，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

水源の切り替えにおいては，原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

ａ．手順着手の判断基準

給水系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ｂ．操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの操作による起動及び原子炉への注水開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル２））により，原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し，原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

④発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

なお，サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁の全開操作を実施後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を全閉とすることにより水源の切り替えを実施する。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2)　高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル２）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

高圧炉心スプレイ系はサプレッション・プールを第一水源として用いるが，サプレッション・プールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時に，高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

水源の切り替えにおいては，高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

ａ．手順着手の判断基準

給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合おいて，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ｂ．操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2－3図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に高圧炉心スプレイ系の起動及び原子炉への注水開始を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系を手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル２）又はドライウェル圧力高）により起動し，高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁を開として原子炉注水を開始する。

③運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

④発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

なお，サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）の全開操作を実施後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を全閉とすることにより水源の切り替えを実施する。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

1.2.2.2　フロントライン系故障時の対応手順

(1)　高圧代替注水系による原子炉注水

ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動

高圧注水系が機能喪失した場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持

するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，ＳＡ広帯域，ＳＡ燃料域）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b)　操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2－4図に，タイムチャートを第1.2－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系起動による原子炉注水に必要な原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の受電操作を実施し，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

④発電長は，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。

⑦運転員等は，発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより，高圧代替注水系を起動する。

⑩運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系を起動又は停止することにより原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注

水開始まで10分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動

高圧注水系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉注水を実施する。

なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，ＳＡ広帯域，ＳＡ燃料域）及び可搬型計測器により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b)　操作手順

高圧代替注水系現場起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2－6図に，タイムチャートを第1.2－7図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，可搬型計測器の接続を実施し，原子炉水位指示値を確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，トリップ・スロットル弁の閉及び高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が0.93MPa［gage］以上であることにより確認する。

④運転員等は，発電長に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。

⑦運転員等は，発電長に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより，高圧代替注水系を起動する。

⑩運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間に維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系の起動又は停止により，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等4名にて実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉注水開始まで58分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.2.3）

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2－12図に示す。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合は，中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

1.2.2.3　サポート系故障時の対応手順

(1)　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

a．中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合に，常設代替直流電源設備から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し原子炉への注水を実施する。

なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように原子炉水位（広帯域，燃料域，ＳＡ広帯域，ＳＡ燃料域）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電系統が喪失し，中央制御室からの操作による高圧注水系で原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b)　操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動手順については，

「1.2.2.2(1) a．中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c)　操作の成立性

中央制御室からの高圧代替注水系起動手順については，

「1.2.2.2(1) a．中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

b．現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，高圧注水系で原子炉の冷却ができない場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように原子炉水位（広帯域，燃料域，ＳＡ広帯域，ＳＡ燃料域）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し，高圧注水系で原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b)　操作手順

現場手動操作による高圧代替注水系起動手順については，

「1.2.2.2(1) b．現場手動操作による高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c)　操作の成立性

現場手動操作による高圧代替注水系起動手順については，

「1.2.2.2(1)ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

（添付資料1.2.3）

(2)　全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

ａ．代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源の喪失により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器が機能喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合には，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されている場合において，サプレッション・プール水の除熱機能である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には，サプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し，原子炉への注水を確保する観点から，低圧代替注水系（可搬型）を準備する。サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は，原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

また，原子炉隔離時冷却系の第一水源はサプレッション・プールであるが，サプレッション・プールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時は，自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場合に原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える

手段もある。水源の切り替えにおいては，原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合。

(b)　操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c)　操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は，中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により電源復旧後，原子炉隔離時冷却系の原子炉注水操作まで16分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b．代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合には，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されている場合において，サプレッション・プール水の除熱機能である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には，サプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し，原子炉への注水を確保する観点から，低圧代替注水系（可搬型）を準備する。サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は，原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

また，原子炉隔離時冷却系の第一水源はサプレッション・プールであるが，サプレッション・プールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時は，自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場合に原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える手段もある。水源の切り替えにおいては，原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合において，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により必要な直流電源を確保できない場合。

(b)　操作手順

常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c)　操作の成立性

常設代替直流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は，中央制御室対応を運転員等１名にて実施した場合，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により電源復旧後，原子炉隔離時冷却系の原子炉注水操作まで 16 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(3)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2－12図に示す。

ａ．全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

ｂ．全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

代替交流電源設備による給電ができない場合は，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し原子炉へ注水する。

これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができる。

1.2.2.4　重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1)　重大事故等の進展抑制

a．ほう酸水注入系による原子炉注水

全交流動力電源喪失時において，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合に，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続させる。

(a)　手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態の場合で，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合で，ほう酸水貯蔵タンクの液位が確保されている場合。

(b)　操作手順

ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2－8図に，タイムチャートを第1.2－9図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入ポンプＡ（Ｂ）起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ＳＹＳ　Ａ（Ｂ)」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり，ほう酸水注入ポンプが起動する。）を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉へのほう酸水注水が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し，発電長に報告する。

【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】

⑥発電長は，原子炉への継続注水が必要と判断した場合に，運転員等にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の準備を開始するように指示する。

⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を開とし，ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は，中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し，原子炉への継続注水を行う場合は，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで60分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.2.3）

b．制御棒駆動水圧系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合に，非常用交流電源設備により電源及び冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉への注水を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合で，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

(b)　操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2－10図に，タイムチャートを第1.2－11図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水圧系による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に制御棒駆動水ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水ポンプを起動し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて，原子炉へ注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇により確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2－12図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合は，制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する。制御棒駆動水圧系が使用できない場合は，ほう酸水注入系により原子炉へ注水する。ただし，制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系では原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，重大事故等の進展抑制として使用する。

なお，ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合の水源は，純水系を使用してほう酸水貯蔵タンクに補給する。

1.2.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手順については，「1.4　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手順等」にて整備する。

サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系への電源供給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

原子炉水位の監視及び推定する手順については，「1.15　事故時の計装に

関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.2－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／15）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における原子炉隔離時冷却による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／15）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 燃料補給設備※2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／15）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／15）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／15）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／15）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／15）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電①	主要設備	サプレッション・プール※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／15）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電②	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				復水貯蔵タンク	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／15）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電①	主要設備	サプレッション・プール※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／15）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電②	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				復水貯蔵タンク	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／15）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
監視及び制御	－	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視	主要設備	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） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／15）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
監視及び制御	－	高圧代替注水系（現場起動時）の監視	主要設備	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） 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉水位（狭帯域） 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／15）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制「ほう酸水注入」	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14／15）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制「継続注水」	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	
				純水系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（15／15）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等の進展抑制	－	制御棒駆動水圧系による進展抑制	主要設備	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.2－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(1)　原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1 復水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（2／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(2)　高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1 復水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（3／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.2　フロントライン系故障時の対応手順 （1）　高圧代替注水系による原子炉注水			
ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	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
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（4／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.2　フロントライン系故障時の対応手順 （1）　高圧代替注水系による原子炉注水			
ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（5／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.3　サポート系故障時の対応手順 （1）　全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水			
ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 系原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 直流 125V 主母線盤２Ａ 直流 125V 主母線盤２Ｂ
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	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
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（6／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.3　サポート系故障時の対応手順 （1）　全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水			
ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 系原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 直流 125V 主母線盤２Ａ 直流 125V 主母線盤２Ｂ
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（7／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.4　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制			
a．ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 系原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力※3 純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

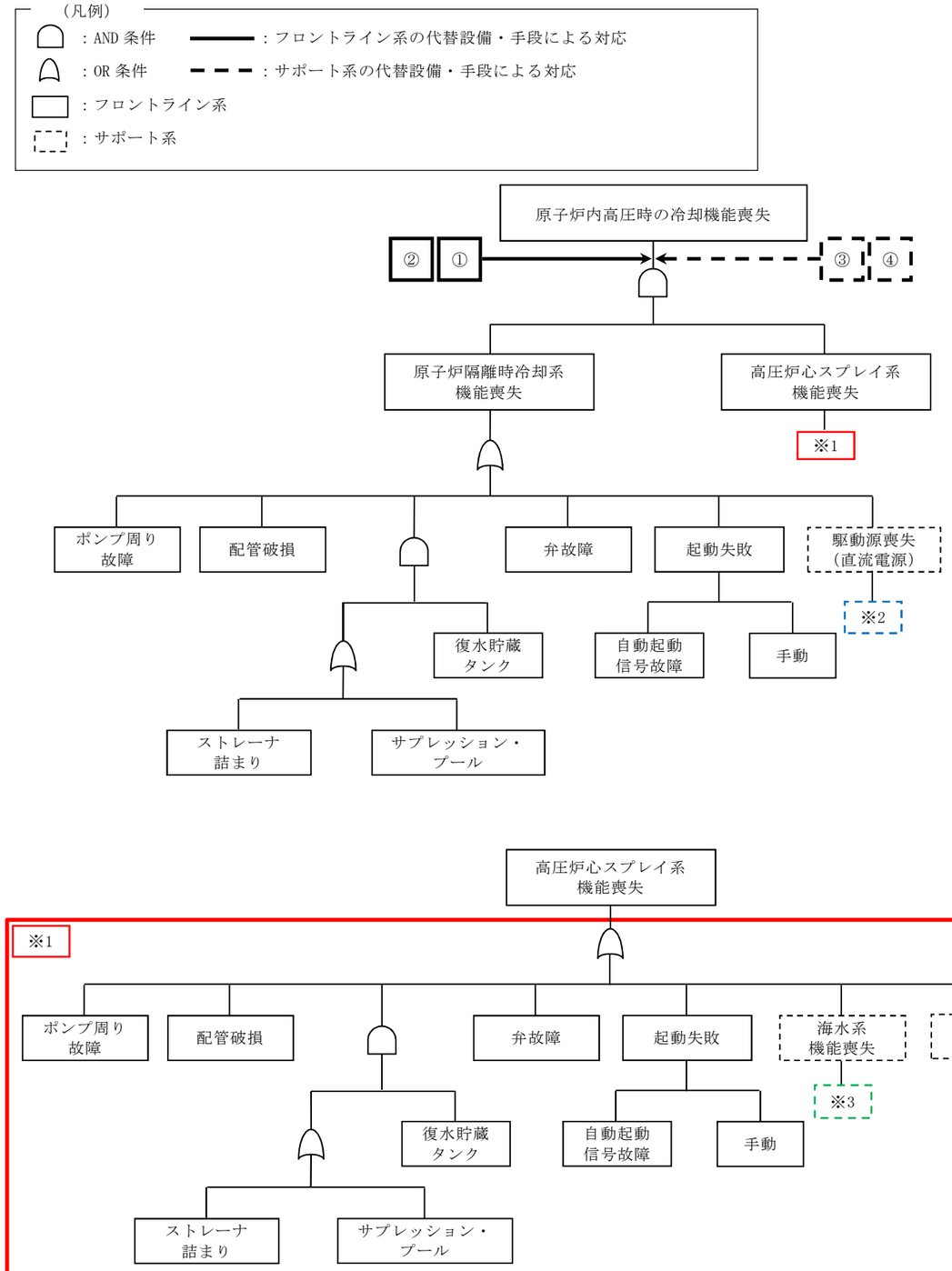
監視計器一覧（8／8）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.2.2.4　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制			
b．制御棒駆動水圧系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

第1.2－3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.2】 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手順等	原子炉隔離時冷却系（注水系） 弁	所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤２Ａ
	高圧代替注水系（蒸気系）　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	高圧代替注水系（注水系）　弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤



① 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水
- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サプレッション・プール

② 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水
- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サプレッション・プール

③ 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水
- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サプレッション・プール

④ 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水
- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サプレッション・プール

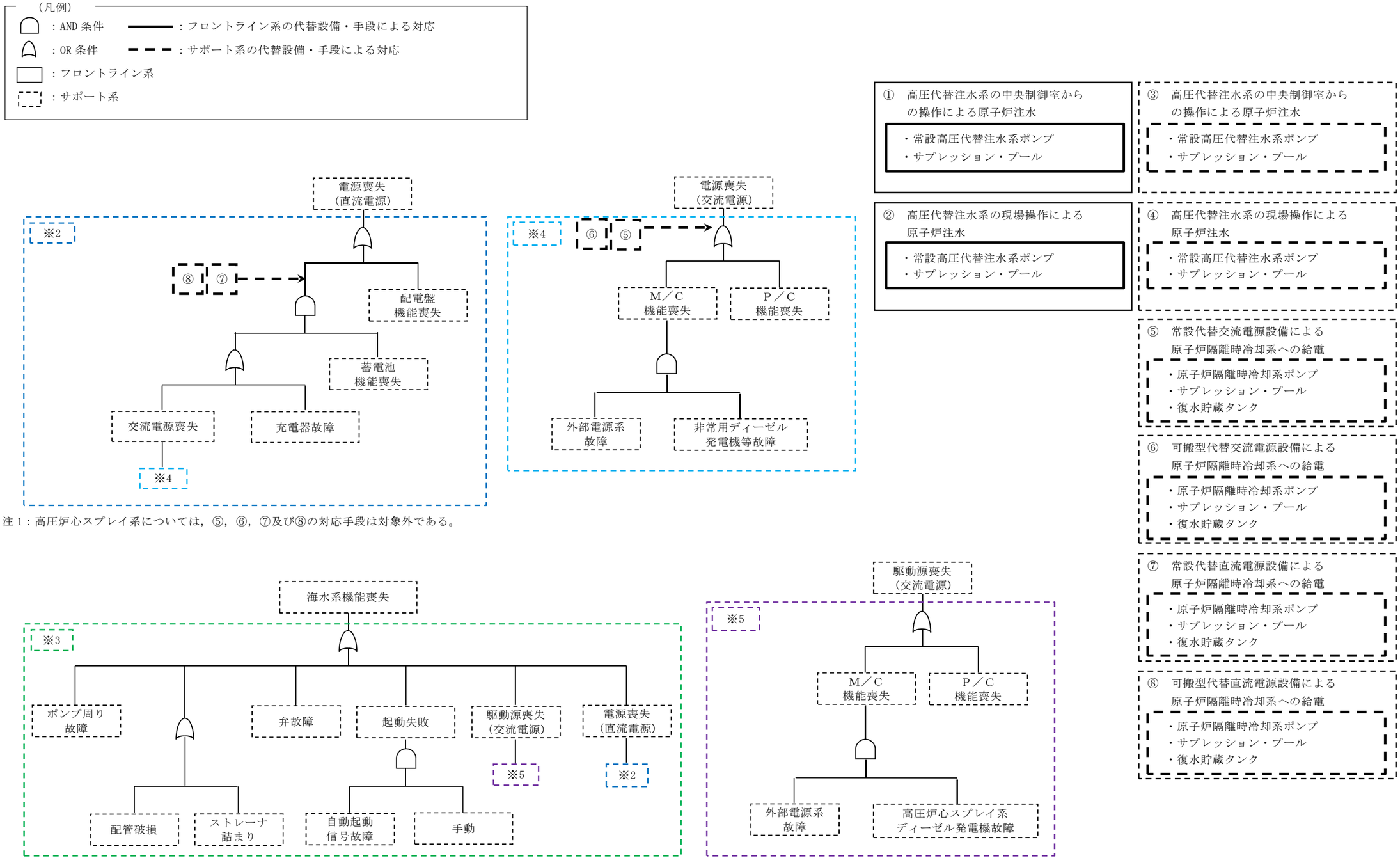
⑤ 常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・復水貯蔵タンク

⑥ 可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・復水貯蔵タンク

⑦ 常設代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・復水貯蔵タンク

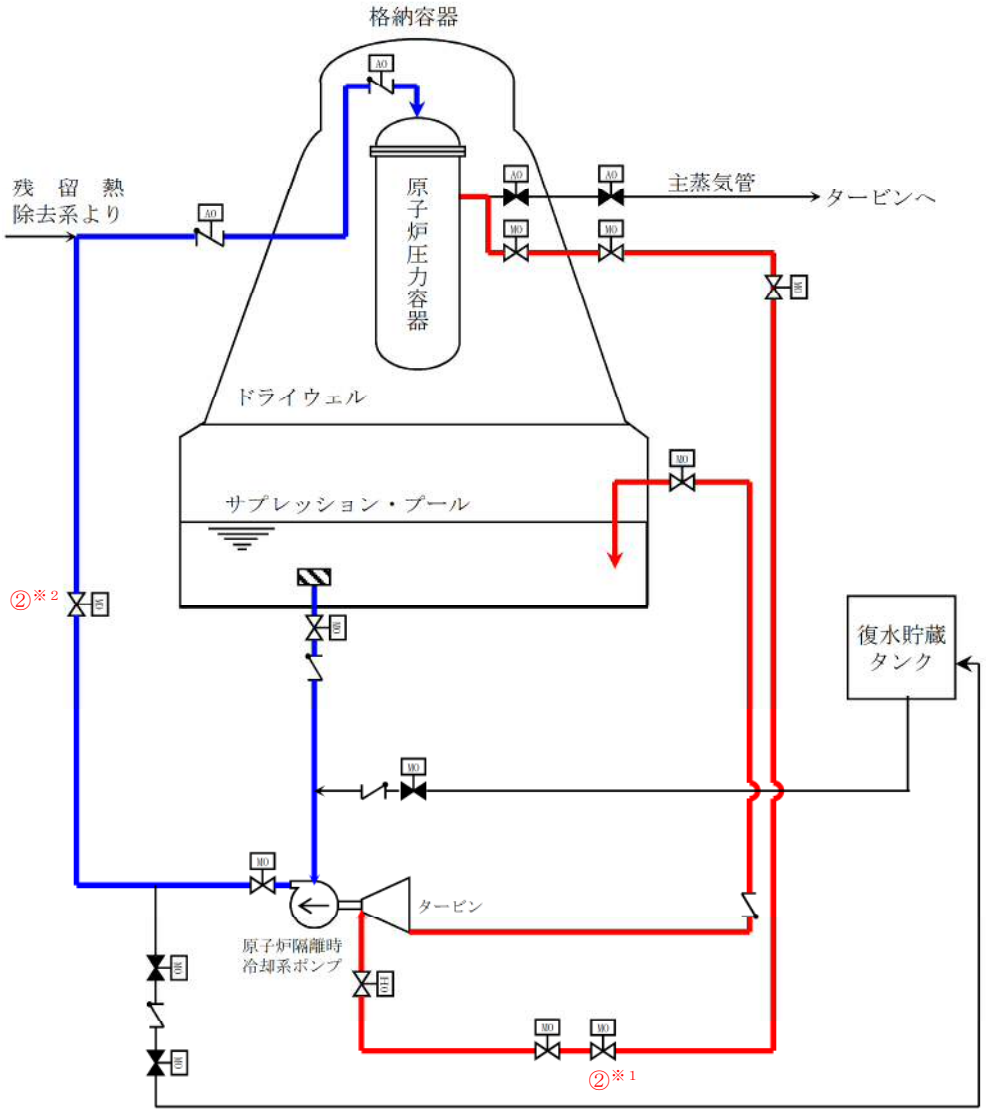
⑧ 可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・復水貯蔵タンク

第 1.2－1 図　機能喪失原因対策分析（1／2）



注 1：高圧炉心スプレイ系については，⑤，⑥，⑦及び⑧の対応手段は対象外である。

第 1.2－1 図　機能喪失原因対策分析（2／2）



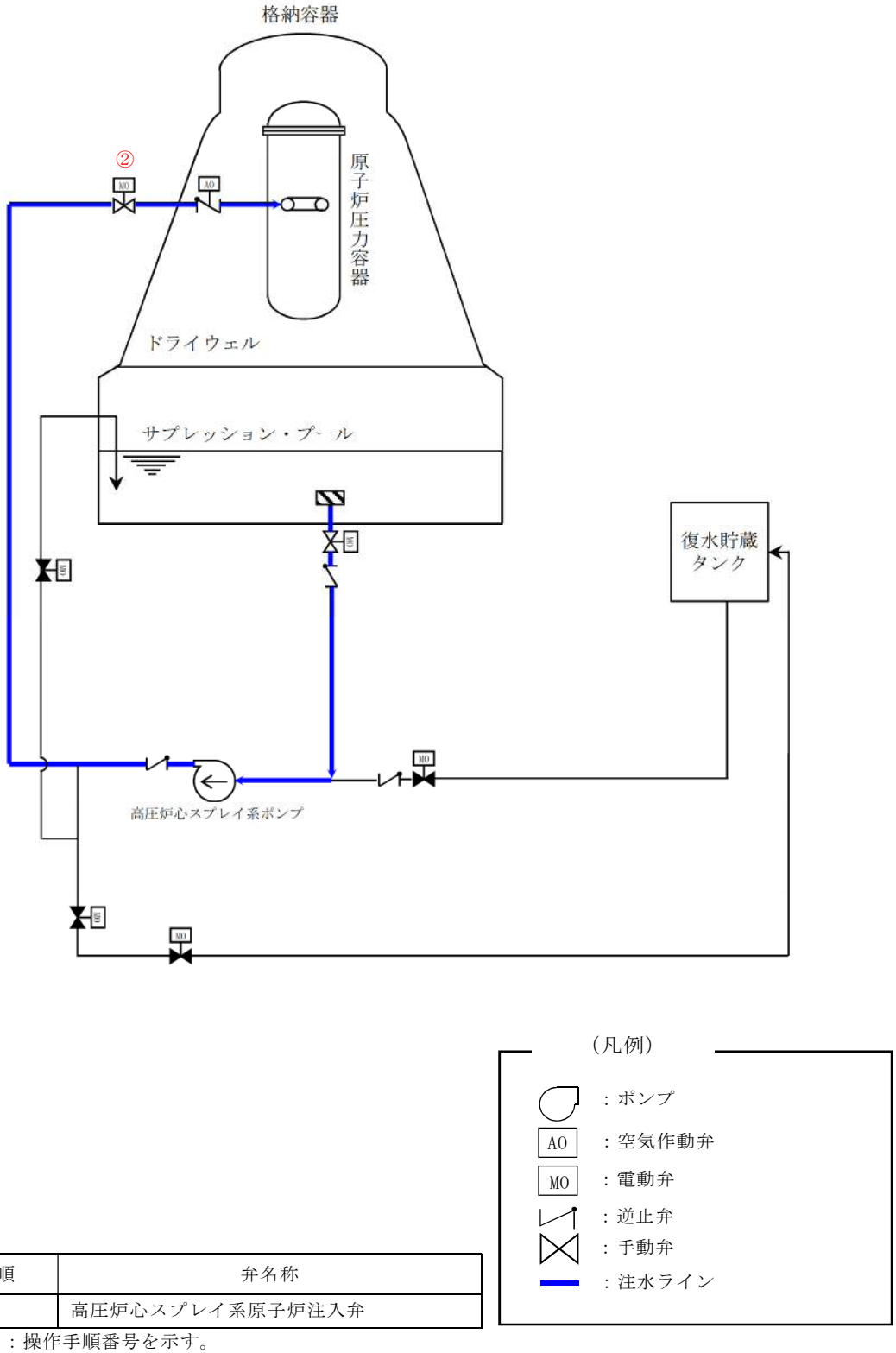
（凡例）

	：ポンプ
AO	：空気作動弁
MO	：電動弁
HO	：油圧調整弁
	：逆止弁
	：手動弁
	：注水ライン
	：蒸気（排気含む）ライン

操作手順	弁名称
②※1	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
②※2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

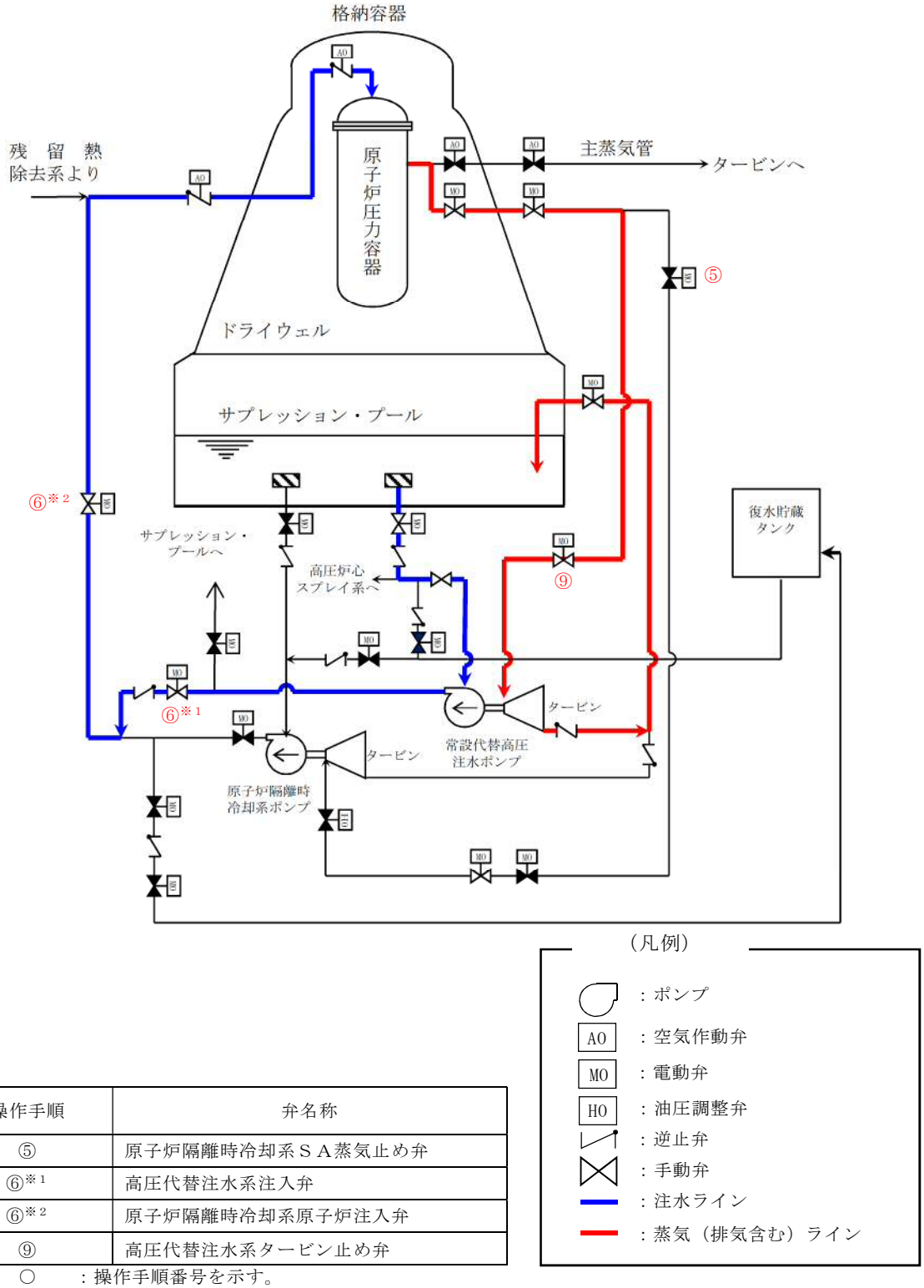
第 1.2－2 図　原子炉隔離時冷却系による原子炉注水　概要図



操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

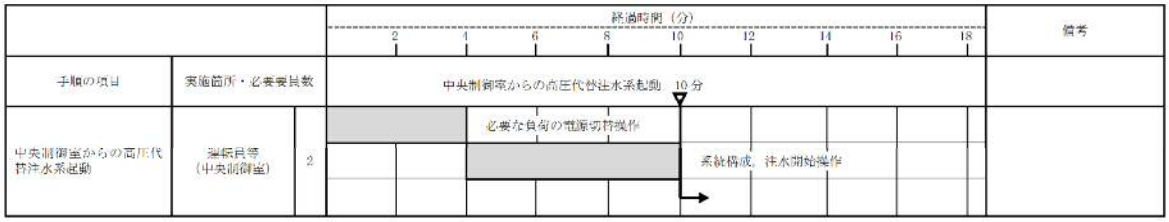
第 1.2－3 図　高圧炉心スプレイ系による原子炉注水　概要図



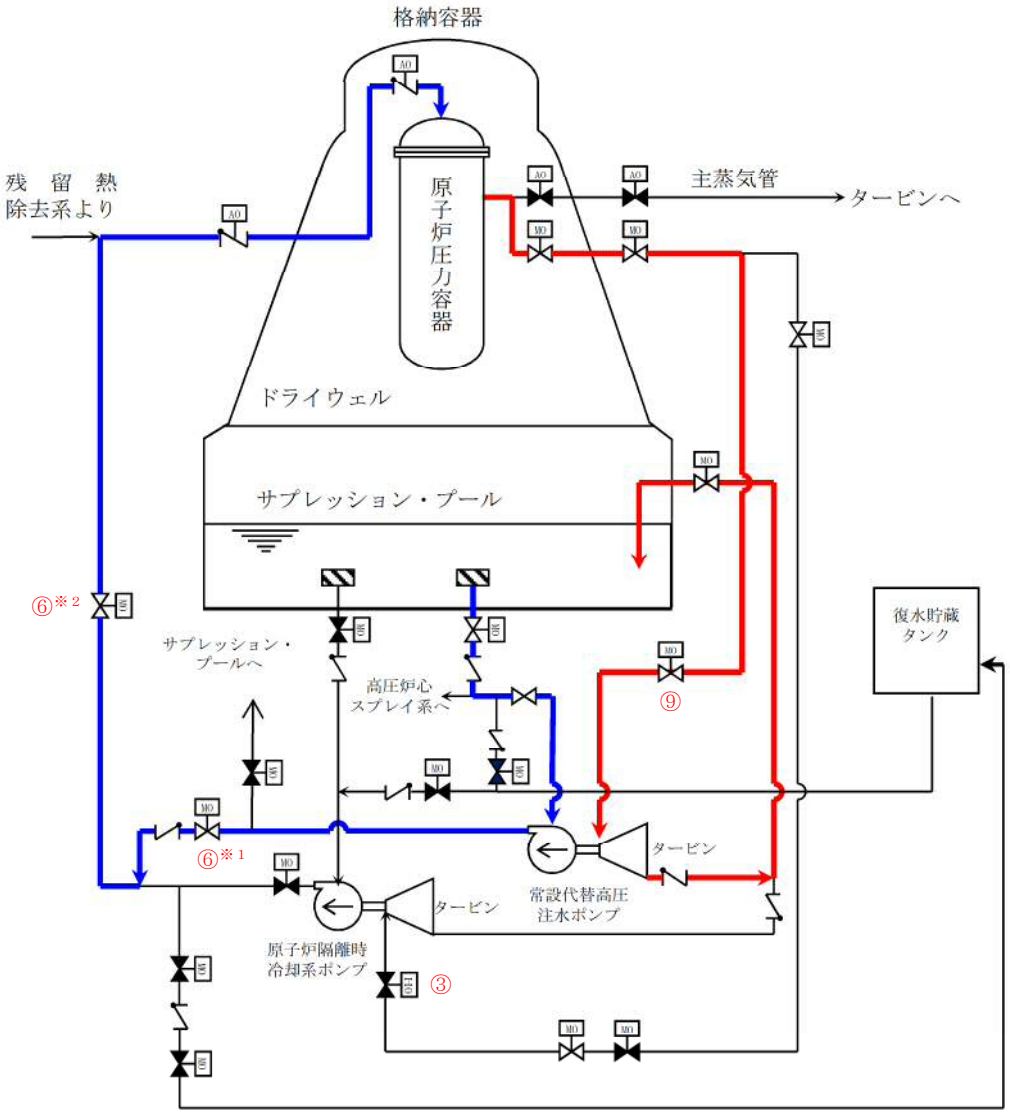
操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁
⑥※1	高圧代替注水系注入弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑨	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.2－4 図　中央制御室からの高圧代替注水系起動　概要図



第 1.2－5 図　中央制御室からの高圧代替注水系起動　タイムチャート



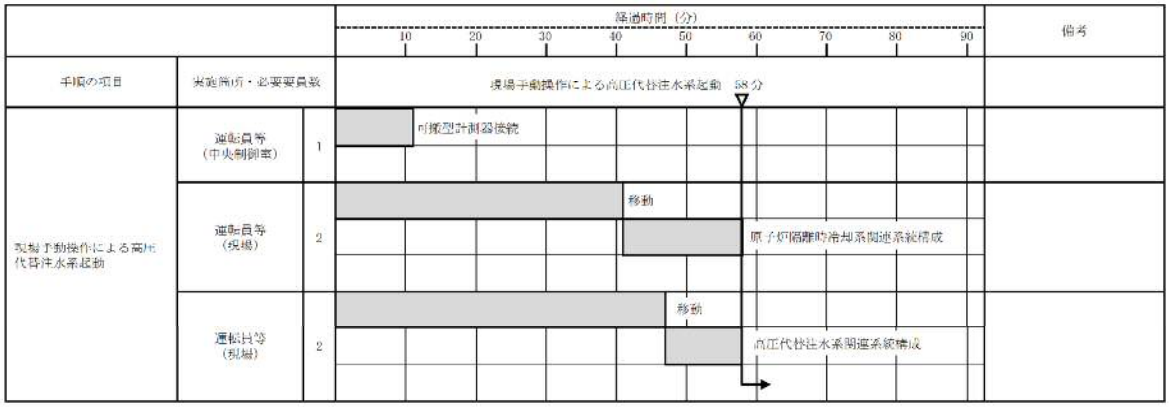
（凡例）

	：ポンプ
AO	：空気作動弁
MO	：電動弁
HO	：油圧調整弁
	：逆止弁
	：手動弁
	：注水ライン
	：蒸気（排気含む）ライン

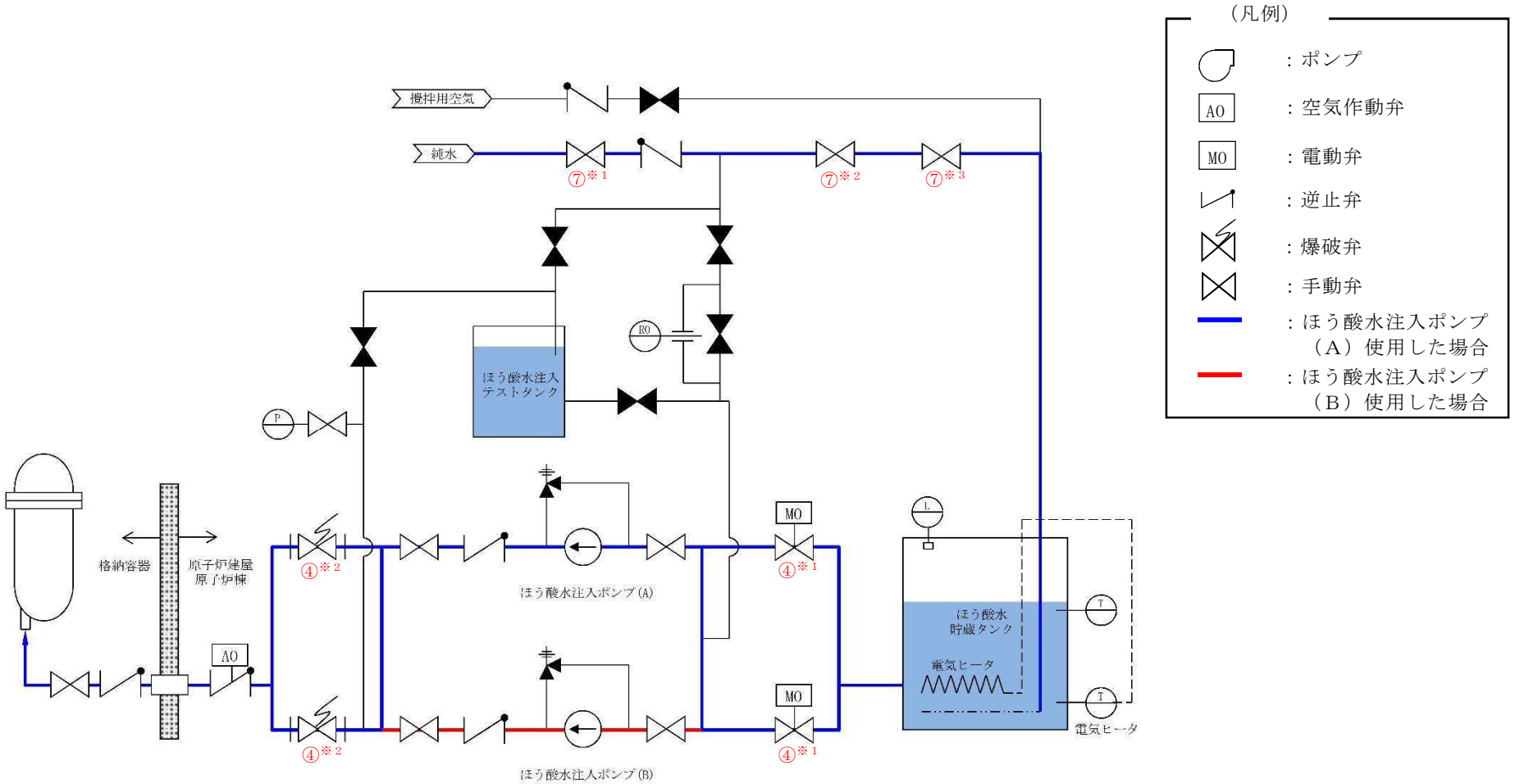
操作手順	弁名称
③	トリップ・スロットル弁
⑥※1	高圧代替注水系注入弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑨	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.2－6 図　現場手動操作による高圧代替注水系起動　概要図



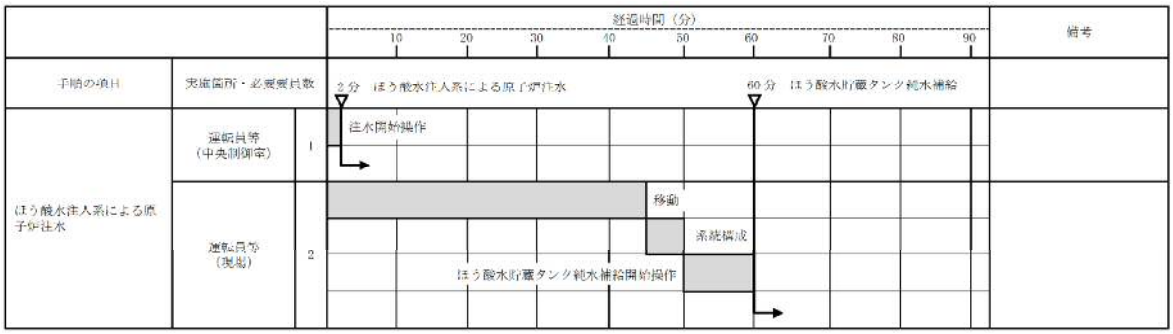
第 1.2－7 図　現場手動操作による高圧代替注水系起動　タイムチャート



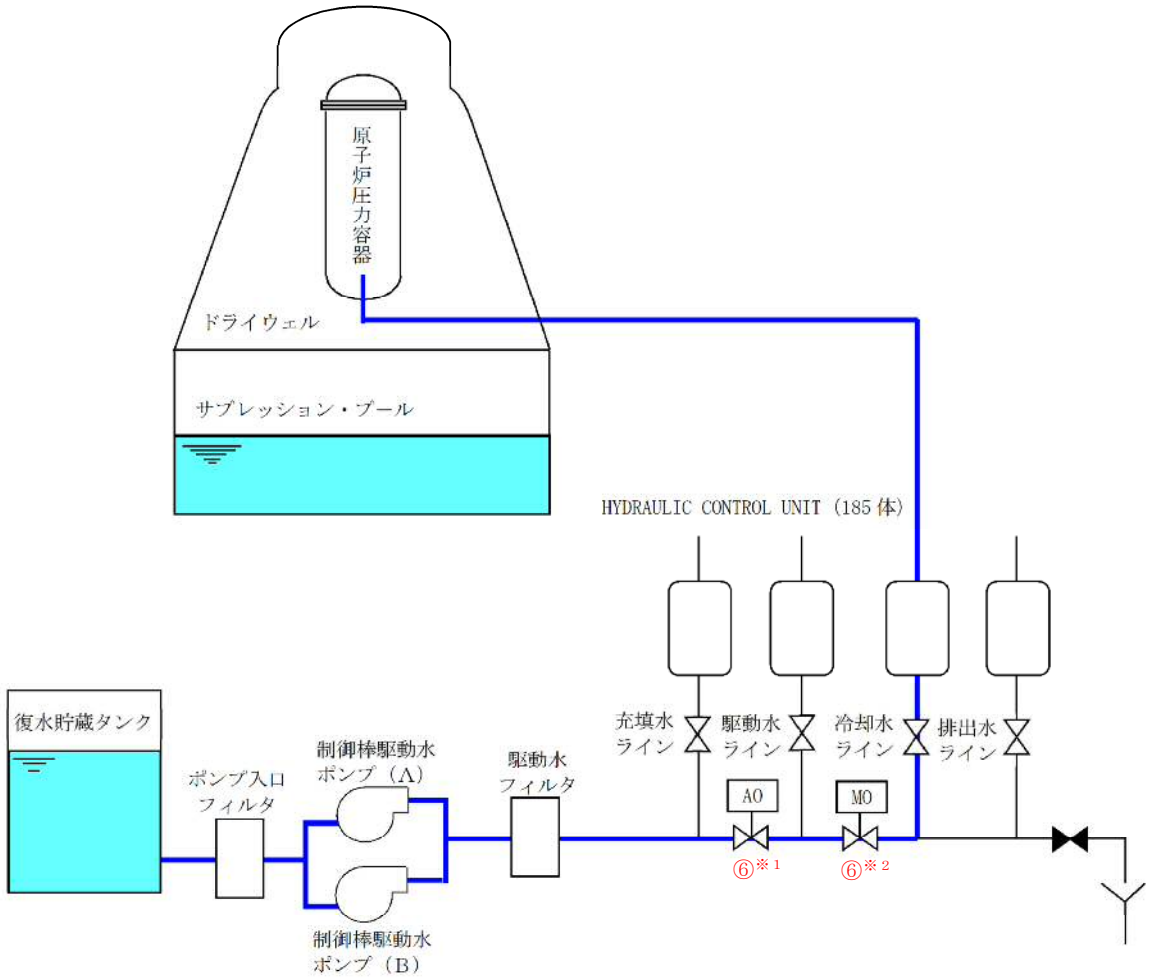
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	⑦※1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁
④※2	ほう酸水注入系爆破弁	⑦※2，⑦※3	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.2－8 図　ほう酸水注入系による原子炉注水　概要図



第 1.2－9 図　ほう酸水注入系による原子炉注水　タイムチャート



（凡例）

：ポンプ

AO：空気作動弁

MO：電動弁

：手動弁

操作手順	弁名称
⑥※1	制御棒駆動水圧系流量調整弁
⑥※2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁

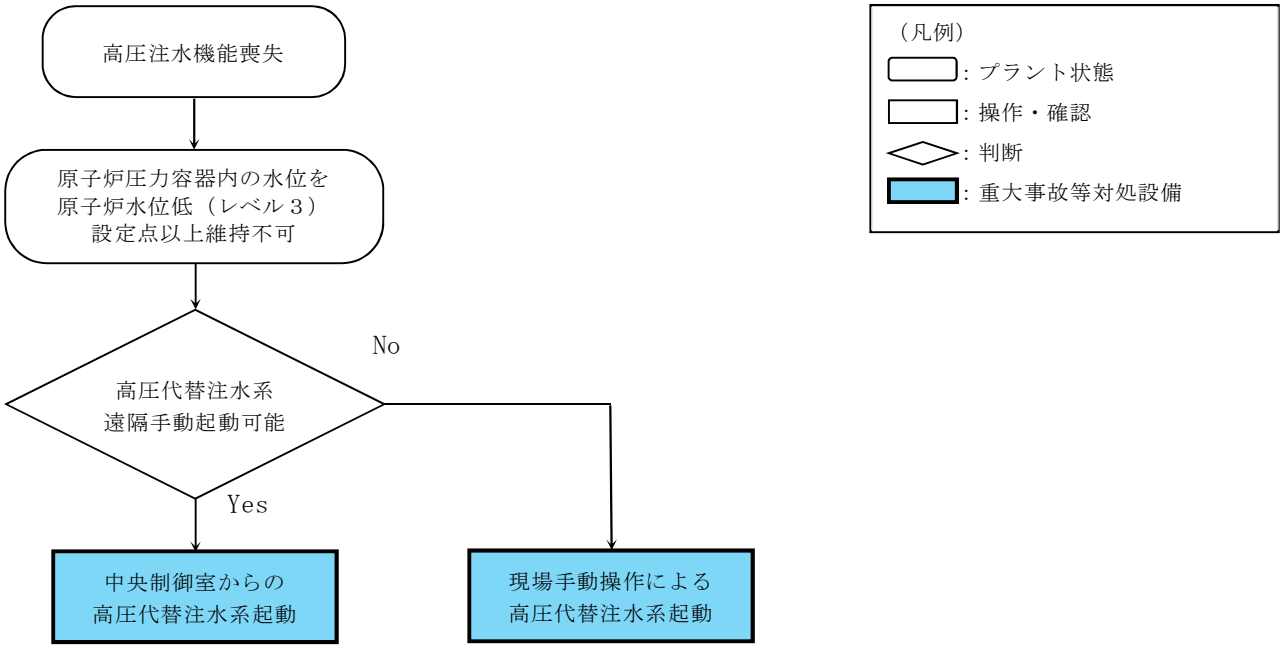
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.2－10 図　制御棒駆動水圧系による原子炉注水　概要図

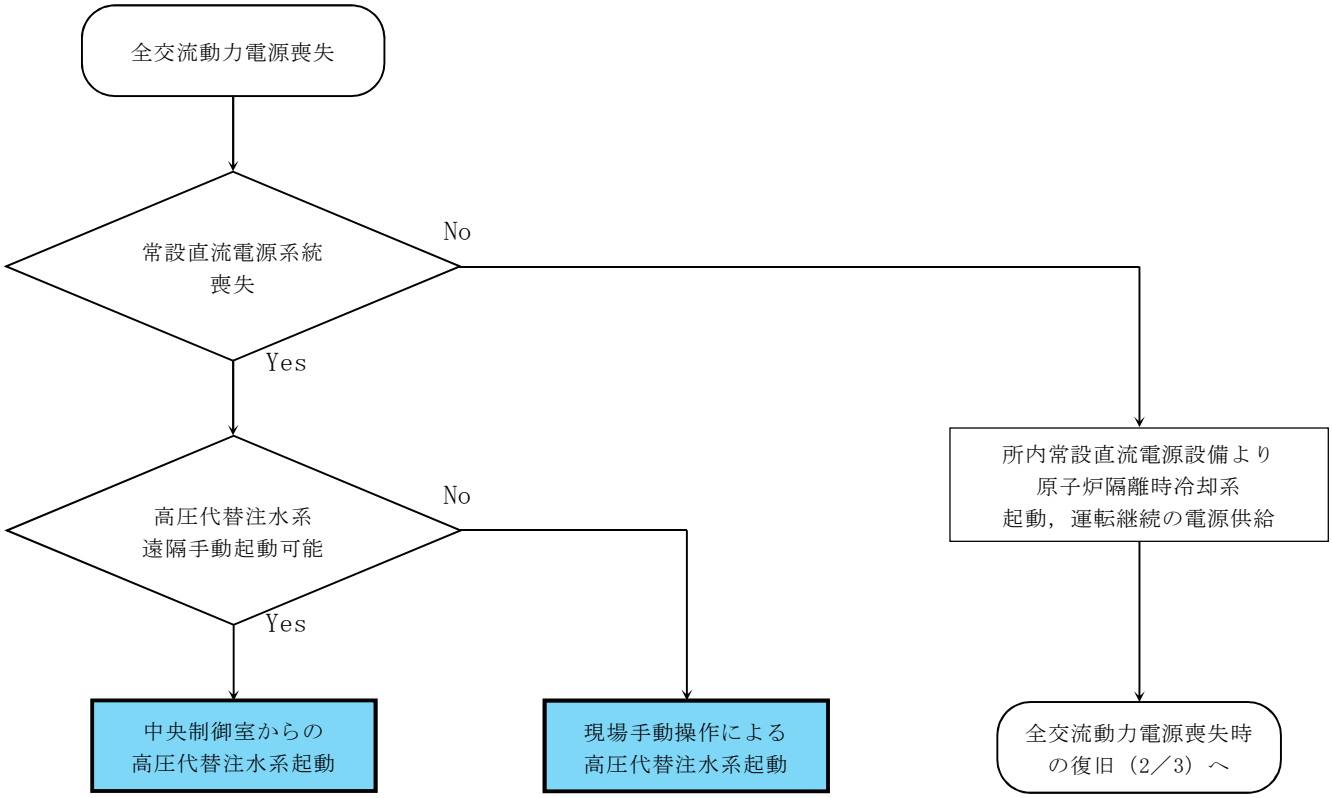


第 1.2－11 図　制御棒駆動水圧系による原子炉注水　タイムチャート

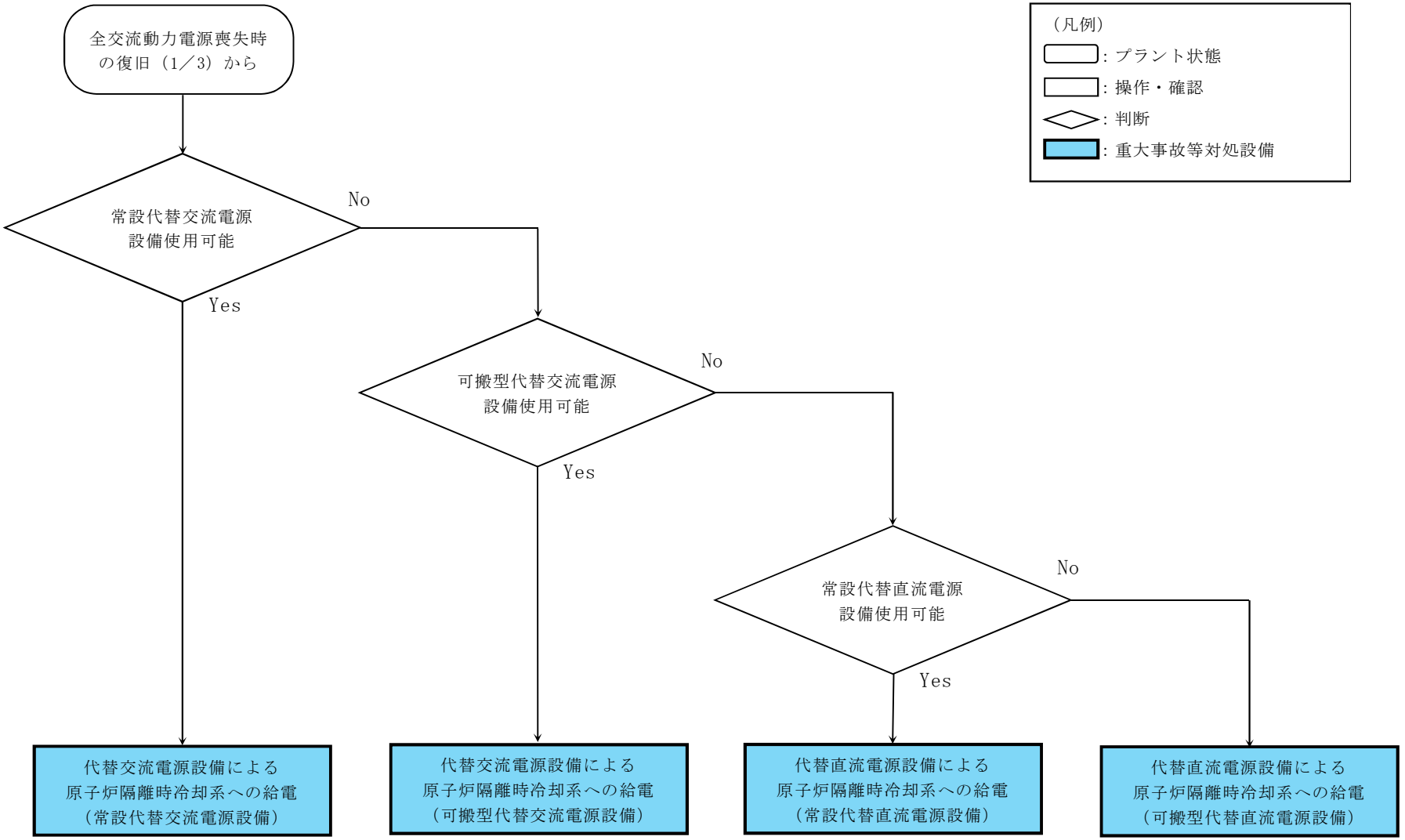
(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



(2)　サポート系故障時の対応手段の選択

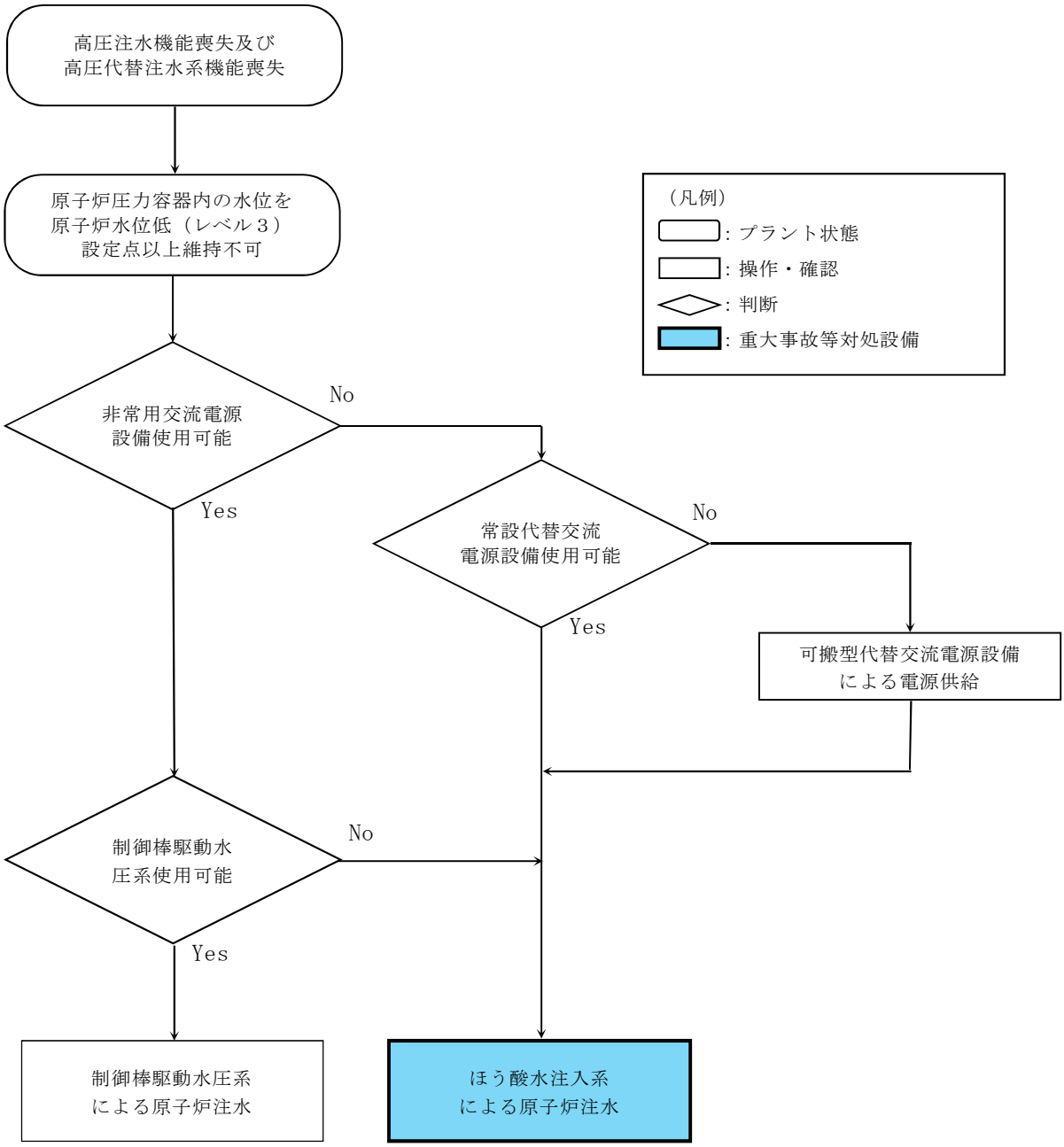


第 1.2－12 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／3）



第 1.2－12 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／3）

(3)　重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



第 1.2－12 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／3）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／12）

技術的能力審査基準（1.2）	番号	設置許可基準規則（第 45 条）	技術基準規則（第 60 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、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を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、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。	【本文】 発電用原子炉施設には、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施設しなければならない。	⑨
【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第４５条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第６０条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。	②	（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。	（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。	⑩
a）可搬型重大事故防止設備 i）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	—	a）可搬型重大事故防止設備 i）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	a）可搬型重大事故防止設備 i）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	—
b）現場操作 i）現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	③	b）現場操作 i）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	b）現場操作 i）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	⑪
c）監視及び制御 i）原子炉水位（BWR 及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	④			
ii）RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	⑤			
iii）原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。	⑥			
（2）復旧 a）原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）	⑦			
b）電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）	—			
（3）重大事故等の進展抑制 a）重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）	⑧			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／12）

：重大事故等対処設備　　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑨	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	所内常設直流電源設備	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設	① ⑨			
	サプレッション・プール	既設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設				
	燃料補給設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／12）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水（フロントライン系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ⑨	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／12）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水（フロントライン系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ⑨ ⑪	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／12）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水（サポート系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／12）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水（サポート系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／12）

■：重大事故等対処設備　■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電①	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	－	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電②	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	サプレッション・プール	既設				復水貯蔵タンク
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
	主蒸気系配管・弁	既設				主蒸気系配管・弁
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設				原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
	原子炉圧力容器	既設				補給水系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替交流電源設備
－	－	－	－	－		燃料補給設備
代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電①	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	－	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電②	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	サプレッション・プール	既設				復水貯蔵タンク
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
	主蒸気系配管・弁	既設				主蒸気系配管・弁
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設				原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
	原子炉圧力容器	既設				補給水系配管・弁
	常設代替直流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	可搬型代替直流電源設備	新設				常設代替直流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替直流電源設備
－	－	－	－	－		燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／12）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（狭帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	－	－	－
	原子炉水位（広帯域）	既設				
	原子炉水位（燃料域）	既設				
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	新設				
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	新設				
	原子炉圧力	既設				
	原子炉圧力（ＳＡ）	新設				
	高圧代替注水系系統流量	新設				
	サプレッション・プール水位	既設				
高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（狭帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	－		
	原子炉水位（広帯域）	既設				
	原子炉水位（燃料域）	既設				
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	新設				
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	新設				
	可搬型計測器	新設				
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	新設				
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	新設				
	高圧代替注水系タービン入口圧力	新設				
	高圧代替注水系タービン排気圧力	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／12）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	－	ほう酸水注入系による進展抑制（継続注水）	ほう酸水注入ポンプ
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				ほう酸水貯蔵タンク
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				ほう酸水注入系配管・弁
	原子炉圧力容器	既設				純水系
	常設代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替交流電源設備
－	－	－	－	－		燃料補給設備
					制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ
						復水貯蔵タンク
						制御棒駆動水圧系配管・弁
						補給水系配管・弁
						原子炉圧力容器
						非常用交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／12）

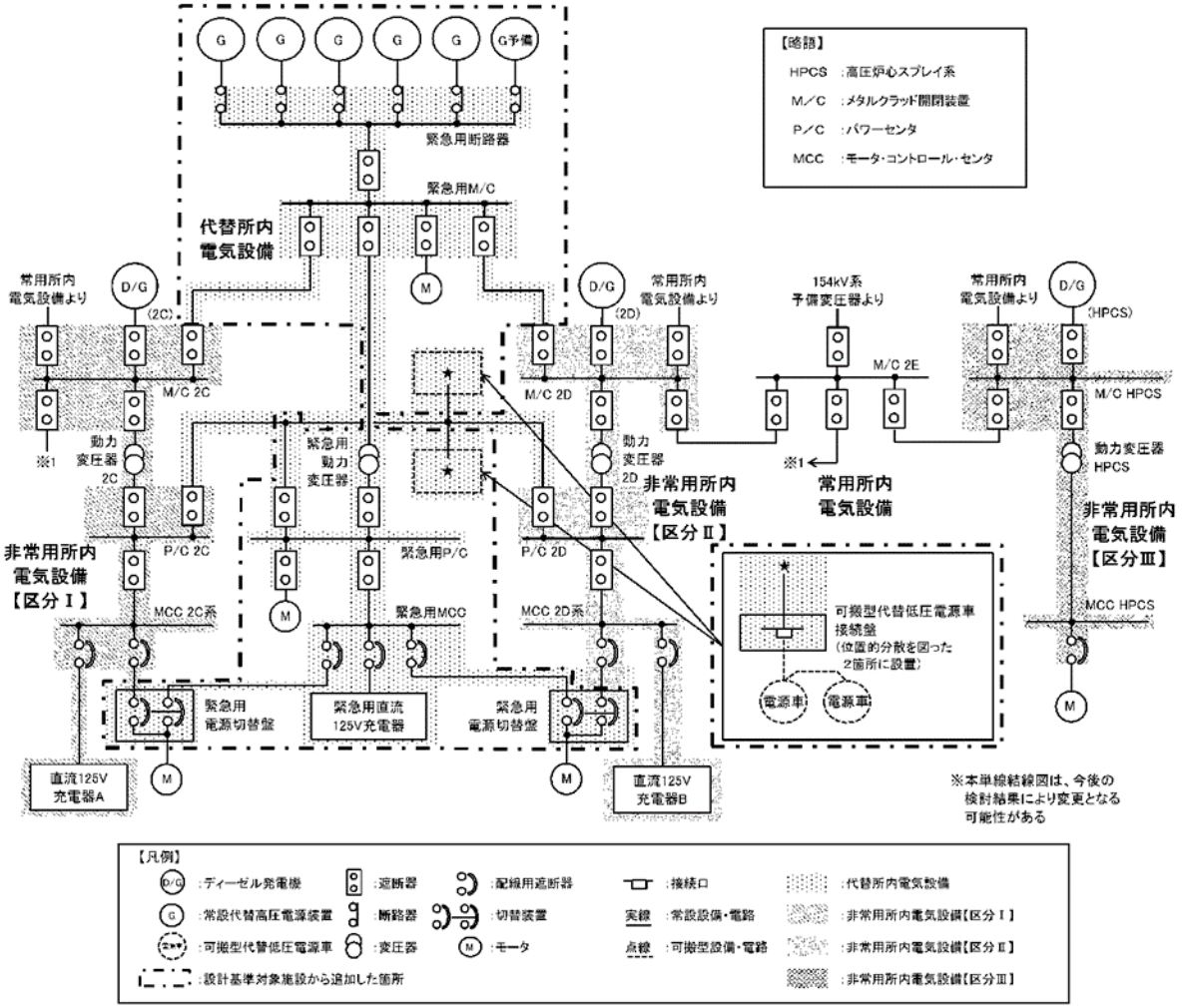
技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷を防止する手段として，常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
(1)全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失により使用できない場合には，原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として，常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。
a)可搬型重大事故防止設備 ⅰ)現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（１）ｂ）ⅰ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	（１）ｂ）ⅰ）の人力による措置が容易に行えることから，（１）ａ）ⅰ）可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11／12）

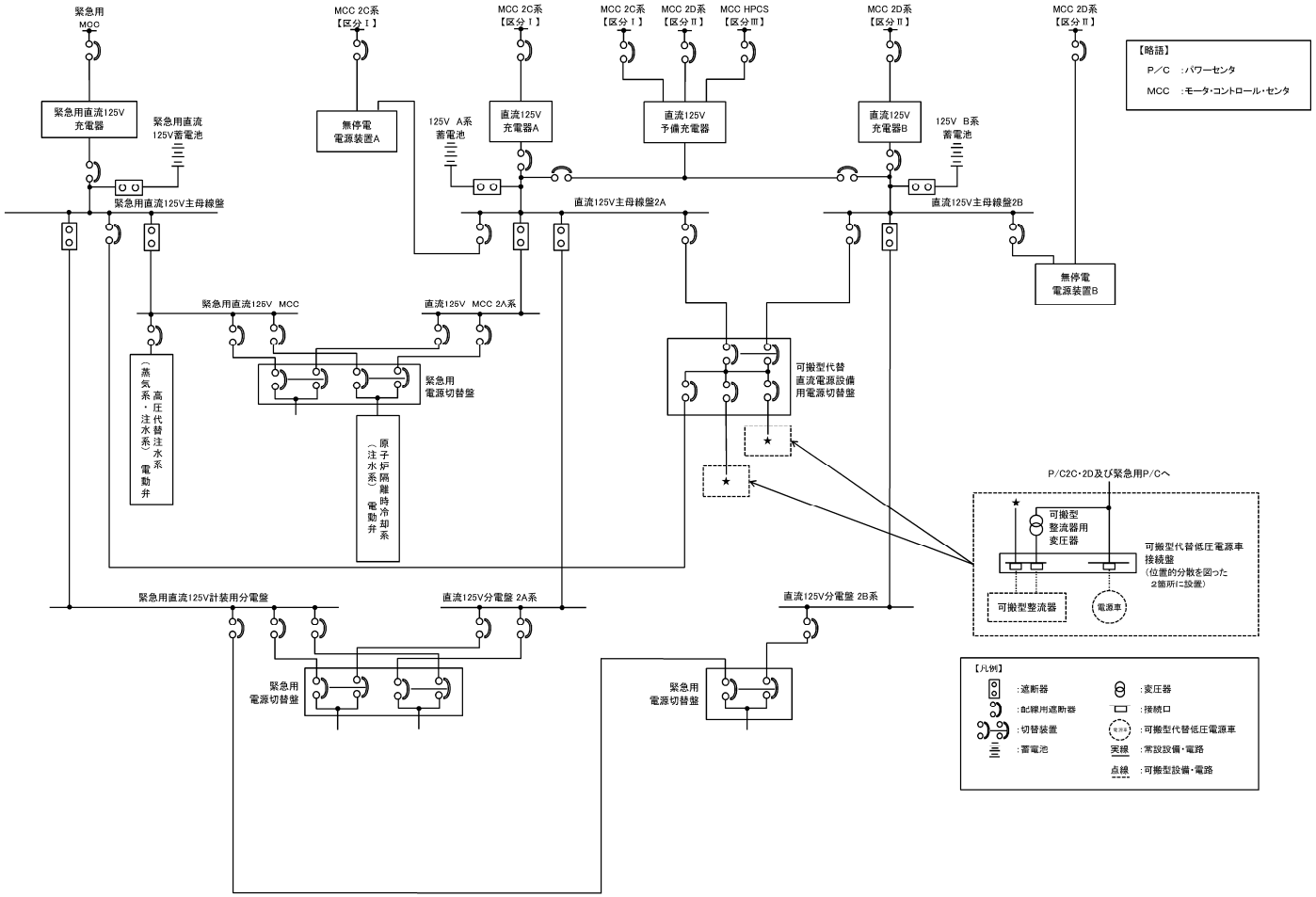
技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
b)現場操作 ⅰ)現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	弁の操作が容易に行える設備の設計及び弁の配置とした常設高圧代替注水系ポンプを，現場で人力による弁の操作で起動させて原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。
c)監視及び制御 ⅰ）原子炉水位（BWR 及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	原子炉水位を推定するために必要な手順等を整備する。 なお，原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
c)監視及び制御 ⅱ)RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	原子炉へ注水する常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認するために必要な手順等を整備する。
c)監視及び制御 ⅲ）原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。	原子炉を冷却するための原子炉を制御するために必要な手順等を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（12／12）

技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
(2)復旧 a)原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWRの場合)	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，代替直流電源（常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備）又は代替交流電源（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により，原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
(3)重大事故等の進展抑制 a)重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。(BWRの場合)	重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入ポンプによる原子炉注水に必要な手順等を整備する。



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1．現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1)　高圧代替注水系現場起動

ａ．操作概要

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作によって高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上4階，地下1階，地下2階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動に必要な要員数（4名），所要時間（58分以内）のうち，高圧代替注水系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（運転員等4名）

所要時間目安：58分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

2．ほう酸水注入系による原子炉注水

(1)　ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）

ａ．操作概要

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合に，重大事故等の進展抑制のため，ほう酸水注入系により原子炉注水を行う。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：60分以内

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話

機，ＰＨＳ端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

＜　目　次　＞

1.3.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a)　代替減圧

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｂ．サポート系故障時の対応手段及び設備

(a)　常設直流電源系統喪失時の減圧

(b)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

(c)　復旧

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a)　炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｄ．インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手段及び設備

(a)　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｅ．逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(a)　逃がし安全弁の背圧対策

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｆ．手順等

1.3.2　重大事故等時の手順

1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順

(1)　代替減圧

ａ．手動による原子炉減圧

ｂ．代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順

(1)　常設直流電源系統喪失時の減圧

ａ．常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

ｂ．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

ｃ．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

(2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

ａ．高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

ｂ．可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(3)　復旧

ａ．代替直流電源設備による復旧

ｂ．代替交流電源設備による復旧

(4)　重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.3　炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

1.3.2.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順

(1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

1.3.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.3　重大事故対策の成立性

1．代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

2．高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

(1)　予備の高圧窒素ガスボンベへの交換

(2)　可搬型窒素供給装置（小型）による窒素供給

3．インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

添付資料1.3.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の概要図

添付資料1.3.5　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の破断面積及び現場環境等について

添付資料1.3.6　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の検知手段について

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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発電用原子炉の減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）可搬型重大事故防止設備

ａ）常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

ｂ）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを整備すること。

ｃ）減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

（２）復旧

ａ）常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順

等が整備されていること。

（３）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

ａ）SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）

（４）インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA）

ａ）ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準対象施設が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の減圧機能は，逃がし安全弁による減圧機能である。

この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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

また，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており，これらの手順等について説明する。

1.3.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態にある場合には，原子炉の減圧が必要である。原子炉の減圧をするための設計基準対象施設として，逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を設置している。また，設計基準事故対処設備として，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）のうち逃がし安全弁（自動減圧機能）（以下「自動減圧系」という。）を設置している。

これらの原子炉の減圧機能が故障した場合は，その機能を代替するために，設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.3－1図）

また，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止する対応手段及び重大事故等対処設備並びにインターフェイスシステムＬＯＣＡの対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※1及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※2を選定する。

※1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって，新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※2　自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事

故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，自動減圧系における自動減圧機能の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失，直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統）喪失又は高圧窒素ガス供給系の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.3－1表に整理する。

ａ．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a)　代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系の自動減圧機能が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合には，原子炉減圧の自動化，又は中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。なお，原子炉冷却材圧力バウンダリの過渡の圧力上昇を抑えるため，逃がし安全弁（逃がし弁機能）のバックアップとして，圧力の上昇を防止する逃がし安全弁（安全弁機能）がある。

ⅰ） 原子炉減圧の自動化

原子炉水位異常低下（レベル１）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に，過渡時自動減圧機能により原子炉を自動で減圧する。

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・過渡時自動減圧機能

・逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）

・逃がし安全弁（安全弁機能）

ⅱ） 手動による原子炉減圧

中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ，アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し，原子炉を減圧する。また，原子炉隔離時冷却系を中央制御室からの操作により起動し，原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を循環することにより原子炉を減圧する。さらに，主蒸気隔離弁が全開状態であり，復水器の真空状態が維持できていれば，中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し，原子炉を減圧する。

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

また，所内常設直流電源設備への継続的な給電は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備にて実施する。

原子炉隔離時冷却系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・復水貯蔵タンク

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・タービン・バイパス弁

ⅲ） 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートに窒素を供給することで，逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して原子炉を減圧する。

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・代替逃がし安全弁駆動装置

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2)ａ．(a)ⅰ） 原子炉減圧の自動化」で使用する設備のうち，過渡時自動減圧機能及び逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ａ．(a)ⅰ） 原子炉減圧の自動化」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.3.1(2)ａ．(a)ⅱ） 手動による原子炉減圧」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ａ．(a)ⅱ） 手動による原子炉減圧」で使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，逃がし安全弁の自動減圧系の自動減圧機能が機能喪失した場合においても，原子炉を減圧することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は，耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

・復水貯蔵タンク

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，原子炉隔離時冷却系により原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を再循環することにより，原子炉を減圧することができるため，原子炉を減圧する手段として有効である。

・タービン・バイパス弁

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用母線が健全で，復水器が使用可能であれば，原子炉を減圧することができるため，逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。

・代替逃がし安全弁駆動装置

逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放まで時間を要するが，使

用可能であれば，逃がし安全弁（逃がし弁機能）による代替減圧手段として有効である。

b．サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源が喪失し，原子炉の減圧ができない場合に，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

ⅰ） 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

ⅱ） 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

ⅲ） 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬

型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に，高圧窒素ガス供給系（非常用）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する手段がある。

ⅰ） 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素を確保し，原子炉を減圧する。また，逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給されている期間中において，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動により，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は，予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えることで窒素を確保し，原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

・高圧窒素ガスボンベ

ⅱ） 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

予備の高圧窒素ガスボンベから供給されている期間中において，

逃がし安全弁の作動により，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は，可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し，原子炉を減圧する。

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型窒素供給装置（小型）

(c) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧機能が喪失した場合に，代替電源により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧することで原子炉を減圧する手段がある。

ⅰ） 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）復旧後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

ⅱ） 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により直流125V充電器に給電し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保することにより逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

代替交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）復旧後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2)ｂ．(a)ⅰ）　常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ｂ．(a)ⅱ）　可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ｂ．(a)ⅲ）　逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ｂ．(b)ⅰ）　高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保」で使用する設備のうち，高圧窒素ガスボンベは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ｂ．(c)ⅰ）　代替直流電源設備による復旧」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ｂ．(c)ⅱ）　代替交流電源設備による復旧」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失又は逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失が発生した場合においても，原子炉を減圧することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型窒素供給装置（小型）

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保まで時間を要するが，逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給可能であれば，重大事故等の対処に必要となる窒素を確保できることから有効な手段である。

c．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器の破損を防止するため，中央制御室からの手動操作で逃がし安全弁を開にすることにより原子炉を減圧する手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するための原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) c．(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

この機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合においても，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は，耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

ｄ．インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，中央制御室から漏えい箇所の隔離操作を実施するが，漏えい箇所の隔離ができない場合には，格納容器外に原子炉冷却材の漏えいが継続する。格納容器外への漏えいを抑制するため，逃がし安全弁により原子炉を減圧し，現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（自動減圧機能）

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

・高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁

・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

・低圧炉心スプレイ系注入弁

・残留熱除去系注入弁（Ａ）

・残留熱除去系注入弁（Ｂ）

・残留熱除去系注入弁（Ｃ）

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2)ｄ．(a)　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応」で使用する設備のうち，逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2)ｄ．(a)　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応」で使用する高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁，原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，残留熱除去系注入弁（Ａ），残留熱除去系注入弁（Ｂ）及び残留熱除去系注入弁（Ｃ）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，インターフェイスシステムＬＯＣＡが発生した場合においても，中央制御室から漏えい箇所の隔離操作をすることで原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離するが，漏えい箇所の隔離が出来ない場合には，原子炉を減圧することで原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいすることを抑制し，現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備

であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は，耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉冷却材圧力にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

ｅ．逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(a)　逃がし安全弁の背圧対策

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，想定される重大事故等の環境条件を考慮して，格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa［gage］）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定する。

逃がし安全弁の背圧対策である高圧窒素ガス供給系（非常用）への供給に使用する設備は以下のとおり。

・高圧窒素ガスボンベ

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備のうち，高圧窒素ガスボンベは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa［gage］）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させ原子炉を減圧することができる。

ｆ．手順等

上記「ａ．フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「ｂ．サポート系故障時の対応手段及び設備」，「ｃ．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「ｄ．インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※1及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.3－1表）

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する。（第1.3－2表，第1.3－3表）

※1　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.3.2）

1.3.2　重大事故等時の手順

1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順

(1)　代替減圧

ａ．手動による原子炉減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統による原子炉注水への移行を目的として，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転及び主蒸気隔離弁が開状態での復水器を使用したタービン・バイパス弁により原子炉の減圧を実施する。

また，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の防止を目的として，逃がし安全弁により原子炉の減圧を行う。

(a)　手順着手の判断基準

①逃がし安全弁による減圧

【急速減圧の場合】

低圧で原子炉へ注水可能な系統※1又は低圧代替注水系※2 1系統以上起動により原子炉注水手段が確保された場合。

【炉心損傷後の原子炉減圧の場合】

炉心損傷を判断した場合※3で，原子炉圧力が0.69MPa［gage］以上の場合に高圧注水系統※4が使用できず，低圧注水系統※5 1系統以上起動できた場合，又は原子炉注水手段がなく，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20％高い位置に到達した場合。

②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統※1又は低圧代替注水系※2 1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され，逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。

③タービン・バイパス弁による減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統※1又は低圧代替注水系※2 1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され，逃がし安全弁による原子炉の減圧ができず，原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧ができない場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系をいう。

※3：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※4：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは，高圧炉心スプレイ系，給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をいう。

※5：炉心損傷後における「低圧注水系統」とは，復水系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系をいう。

(b)　操作手順

逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系又はタービン・バイパス弁を使用した手動による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

【逃がし安全弁による減圧】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁による原子炉の減圧を指示する。

②[a]急速減圧の場合

運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を手動で開操作し，原子炉の急速減圧を開始したことを発電長に報告する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）が開放できない場合は，逃がし安全弁（自動減圧機能）と逃がし安全弁（逃がし機能）を合わせて7個を開放し，発電長に報告する。

②ᵇ炉心損傷後の原子炉減圧の場合

運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能又は逃がし弁機能）2個を手動で開操作し，原子炉の減圧を開始したことを発電長に報告する。

【原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンクの循環運転による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンク循環で起動し，原子炉の減圧を開始したことを発電長に報告する。

【タービン・バイパス弁による減圧】

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にタービン・バイパス弁による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，タービン・バイパス弁を開操作し，原子炉の減圧を開始したことを発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから手動による原子炉減圧開始までの所要時間は以下のとおり。なお，中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

・逃がし安全弁による減圧：1分以内

・原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧：22分以内

・タービン・バイパス弁による減圧：3分以内

b．代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合に，代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給することで，逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放し，原子炉を減圧する。

なお，原子炉減圧の確認は，中央制御室の計器により確認が可能である。

(a)　手順着手の判断基準

低圧で原子炉へ注水可能な系統※1又は低圧代替注水系※2 1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され，逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系をいう。

(b)　操作手順

代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3－2図に，タイムチャートを第1.3－3図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力指示値を確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，代替逃がし安全弁駆動装置

窒素ボンベ圧力指示値が0.5MPa［gage］以上であり，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源が確保されていることを確認する。

④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁を閉にし，耐圧ホースの接続を実施する。

⑤運転員等は，発電長に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の閉を確認する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁及び格納容器隔離弁を開とする。

⑨運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力指示値の低下により減圧が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧開始まで101分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.3.3）

(2)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3－15図に示す。

逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が自動で作動しない場合，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了した後，逃がし安全弁の手動操作による原子炉の減圧を実施する。

逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合，原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧を実施する。

代替逃がし安全弁駆動装置は，使用準備に時間を要することから，逃がし安全弁が使用不可能な場合に，あらかじめ準備を行い，使用準備が完了したら代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉の減圧を実施する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧ができない場合で，主蒸気隔離弁が開状態であれば，復水器を使用したタービン・バイパス弁による原子炉減圧を実施する。

また，原子炉水位低異常低下（レベル１）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に，過渡時自動減圧機能が作動し自動で原子炉を減圧する。

1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順

(1)　常設直流電源系統喪失時の減圧

ａ．常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して，原子炉を減圧する。その後，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給する。

(a)　手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧がで

きない場合。

(b)　操作手順

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3－4図に，タイムチャートを第1.3－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを指示する。

④運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし，逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを実施し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動にて開操作し，原子炉圧力容器内の圧力が低下したことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧

機能）の開放まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

また，常設代替直流電源設備の枯渇による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動電源喪失を防止するため，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給する。なお，可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

b．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して，原子炉を減圧する。

(a)　手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合において，常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電ができない場合。

(b)　操作手順

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3－6図に，タイムチャートを第1.3－7図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電

圧が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切り替えを指示する。

④運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし，逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切り替えを実施し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動にて開操作し，原子炉圧力容器内の圧力が低下したことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。なお，可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

ｃ．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して，原子炉の減圧を実施する。

なお，原子炉減圧の確認は，中央制御室の計器により確認が可能である。

(a)　手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合において，常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電ができない場合。

(b)　操作手順

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3－8図に，タイムチャートを第1.3－9図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の圧力を監視するため，可搬型計測器のケーブルを盤内に接続し，原子炉圧力指示値を確認する。

③運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁（自動減圧機能）の閉を確認し，逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続する。

④運転員等は，発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し，原子炉

の減圧を開始する。

⑦運転員等は中央制御室にて，接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により原子炉の減圧が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁の開放まで56分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a．高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

不活性ガス系からの窒素の供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合に，供給源が高圧窒素ガス供給系（非常用）に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。

また，高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において，逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に，予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えを実施し，使用済みの高圧窒素ガスボンベを予備の高圧窒素ガスボンベと交換する。

(a) 手順着手の判断基準

【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

不活性ガス系からの窒素の供給が喪失し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な自動減圧系作動用アキュムレータの圧力低下を確認した場合。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスボンベ切替】

高圧窒素ガスボンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間中において，高圧窒素ガスボンベの圧力低下を確認した場合。

(b)　操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3－10図に，タイムチャートを第1.3－11図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，高圧窒素ガスボンベ供給止め弁が開したことを確認する。あわせて，自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が消灯することを確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa［gage］以上であり，逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

④発電長は，高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）への窒素供給中に，高圧窒素ガスボンベの圧力低下を確認した場合，運転員等に予備ボンベラックに配備している予備の高圧窒素ガスボンベと使用済みの高圧窒素ガスボンベの交換を指示する。

⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，予備の高圧窒素ガスボンベを運搬し，使用済みの高圧窒素ガスボンベと予備の高圧窒素ガスボンベの入れ替えを実施する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，使用済みの高圧窒素ガスボ

ンベを予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えを実施し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に高圧窒素ガスボンベを交換した後の窒素供給圧力指示値の確認を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，高圧窒素ガスボンベを交換した後，窒素が供給されていることを自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値により確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから，高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

・中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，1分以内と想定する。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスボンベ切替】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，281分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.3.3）

b．可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において，逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に，可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

高圧窒素ガス供給系（非常用）から逃がし安全弁（自動減圧機能）へ作動用の窒素供給期間中に，高圧窒素ガスボンベの圧力低下を確認した場合。

(b)　操作手順

可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3－12図に，タイムチャートを第1.3－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。

②発電長は，運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を指示する。

③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて，可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を実施し，発電長に報告する。

④発電長は，災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成が完了したことを連絡する。

⑤発電長は，運転員等に窒素供給用ホースの接続を指示する。

⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて，窒素供給用ホースを接続し，発電長に報告する。

⑦災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を指示する。

⑧重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置を原子炉建屋付属棟東側屋外に配備し，接続口の蓋を開放した後，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長は，発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。

⑪災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源供給のための系統構成を実施し，可搬型窒素供給装置（小型）を起動する。

⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し，災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。

⑭災害対策本部長は，発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源の確保が完了したことを連絡する。

⑮発電長は，運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されていることの確認を指示する。

⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa［gage］以上であり，可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されたことを確認し，発電長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員2名にて実施した場合，作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保まで310分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.3.3）

(3)　復旧

ａ．代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

(a)　手順着手の判断基準

常設直流電源喪失により，直流125V主母線盤２Ａ及び直流125V主母線盤２Ｂの電圧喪失を確認した場合。

(b)　操作手順

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替直流電源による復旧後，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作が可能であり，通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作は，中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，代替直流電源設備により電源復旧後，逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b．代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し，逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し，直流125V主母線盤２Ａ及び直流125V主母線盤２Ｂの電源喪失を確認した場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整

備する。

代替交流電源による復旧後，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，中央制御室からの遠隔操作が可能であり，通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作は，中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，代替直流電源設備により電源復旧後，逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3－15図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電することで直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧す

る。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，高圧窒素ガスボンベにより逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。

なお，逃がし安全弁の背圧対策として，想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ逃がし安全弁に必要な窒素の供給圧力を調整している。

1.3.2.3　炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため，逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による原子炉の減圧を行う。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するための手動による原子炉減圧の操作手順については，「1.3.2.1(1) ａ．手動による原子炉減圧」の対応手順と同様である。

1.3.2.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順

(1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し，格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって，格納容器外への漏えいを停止するための漏えい箇所の隔離，保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。

漏えい箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁により原子炉を減圧することで，原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し，漏えい箇所の隔離を行う。

ａ．手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の吐出圧力，原子炉水位，系統異常過圧警報等の漏えいに関連する警報の発生及び漏えいが予測されるパラメータ変化によりインターフェイスＬＯＣＡの発生を判断した場合。

ｂ．操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.3－14図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に漏えい箇所を隔離し漏えいの抑制を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋原子炉棟への異常漏えい等を示すパラメータの変化及び警報発報により，漏えい箇所を特定し中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に漏えい箇所の隔離ができない場合は，原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を実施し，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を実施し，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動後，原子炉減圧及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の

状態で，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動操作を実施する。

⑨運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い，原子炉の減圧を実施することで，原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施し，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル２）設定点から原子炉水位低（レベル３）設定点の間で維持するよう指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により，原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル２）設定点から原子炉水位低（レベル３）設定点の間に維持し，発電長に報告する。

⑬発電長は，運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。

⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し，発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するよう指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間に維持し，発電長に報告する。

ｃ．操作の成立性

上記の操作のうち，中央制御室からの隔離操作を運転員等2名にて実施した場合，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生から漏えい箇所の隔離完了まで12分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

中央制御室からの隔離操作により隔離ができない場合の現場対応を運転員等3名及び重大事故対応要員1名にて実施した場合，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生から漏えい箇所の隔離完了まで300分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。なお，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため，現場での隔離操作は環境性等を考慮し，自給式呼吸用保護具を着用する。

(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

インターフェイスシステムＬＯＣＡが発生する可能性のある操作は，定期試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁作動試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。

上記試験を行う際は，系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し，系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし，隔離弁の隔離失敗等により閉操作が困難となり系統圧力が異常に上昇し，低圧設計部分の過圧を示す警報の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には，同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステムＬＯＣＡが発生していると判断できる。これにより，漏えい箇所の特定及び隔離

操作箇所の特定が容易であり，中央制御室からの隔離操作を速やかに行うことを可能とする。

(現場隔離操作の成立性)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮しても，現場での隔離操作は可能とする。

(溢水の影響)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは，インターフェイスシステムＬＯＣＡにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し，溢水の影響を受けない。

(インターフェイスシステムＬＯＣＡの検知について)

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，非常用炉心冷却系等の吐出圧力，原子炉水位，系統異常過圧警報等のパラメータによりインターフェイスシステムＬＯＣＡと判断する。非常用炉心冷却系のポンプ室は，原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため，床漏えい検出器及び火災報知器により，漏えい場所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋原子炉棟内の状況を確認することを可能とする。

（添付資料1.3.3，添付資料1.3.4，添付資料1.3.5，添付資料1.3.6）

1.3.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備による復旧手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」に整備する。

可搬型窒素供給装置（小型），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.3－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化（過渡時自動減圧機能による減圧）	主要設備	過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）※3	重大事故等対処設備	※2
				逃がし安全弁（安全弁機能）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧①）	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧②）	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧（原子炉隔離時冷却系による減圧）	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
				復水貯蔵タンク	自主対策設備	
			関連設備	所内常設直流電源設備※4	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧（タービン・バイパス弁による減圧）	主要設備	タービン・バイパス弁	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	タービン制御系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロント系故障時	自動減圧系	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	主要設備	代替逃がし安全弁駆動装置	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）※5	自主対策設備	
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替直流電源設備※4	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）※6	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	－	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	主要設備	高圧窒素ガスボンベ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	－	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	主要設備	可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備」	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替直流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／18）

（格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
格納容器破損の防止	－	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／18）

（格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
格納容器破損の防止	－	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／18）

（インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	－	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等
				高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系Ａ系注入弁 残留熱除去系Ｂ系注入弁 残留熱除去系Ｃ系注入弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／18）

（インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	－	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応②	主要設備	高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系Ａ系注入弁 残留熱除去系Ｂ系注入弁 残留熱除去系Ｃ系注入弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」等
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／18）

（逃がし安全弁が作動可能な条件）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
逃がし安全弁が作動可能な環境条件	－	逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	高圧窒素ガスボンベ	重大事故等対処設備	※7
			関連設備	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。
※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.3－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／6）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧			
ａ．手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による原子炉の減圧 【急速減圧の場合】	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※3 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※3 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※3 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※3 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※3 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
ａ．手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【炉心損傷後の減圧の場合】	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 給水流量
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※3 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※3 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※3 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※3 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※3 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※3 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※3 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（2／6）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧			
ａ．手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※3 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※3 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※3 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※3 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
	操作	運転状態の監視（運転状態）	原子炉隔離時冷却系系統流量※3 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※3 復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
ａ．手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※3 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※3 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※3 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※3 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		運転状態の監視（運転状態）	原子炉隔離時冷却系系統流量※3 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※3 復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		補機監視機能	復水器真空度
ｂ．代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力※3 代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスボンベ出口圧力※3

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（3／6）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (1)　常設直流電源系統喪失時の減圧			
a．常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤２Ａ電圧※3 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧※3
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧※3
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
b．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤２Ａ電圧※3 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧※3 緊急用直流 125V 主母線盤電圧※3
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
c．逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤２Ａ電圧※3 直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧※3 緊急用直流 125V 主母線盤電圧※3
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（4／6）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)　逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧			
a．高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】	判断基準	駆動源の確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力※3
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力
a．高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスボンベ切替】	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガスボンベ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力※3 窒素ガスボンベ出口圧力※3
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力※3 窒素ガスボンベ出口圧力※3
b．可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガスボンベ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力※3 窒素ガスボンベ出口圧力※3
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力※3

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（5／6）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.3.2.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順			
(1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）　「二次格納施設制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1 原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1 ドライウェル雰囲気温度※1 ドライウェル圧力※1 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1 主蒸気流量 給水流量
		漏えい関連警報	【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ⊿F HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ⊿P HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンプ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンプ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ⊿P HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ⊿P LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ⊿P LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

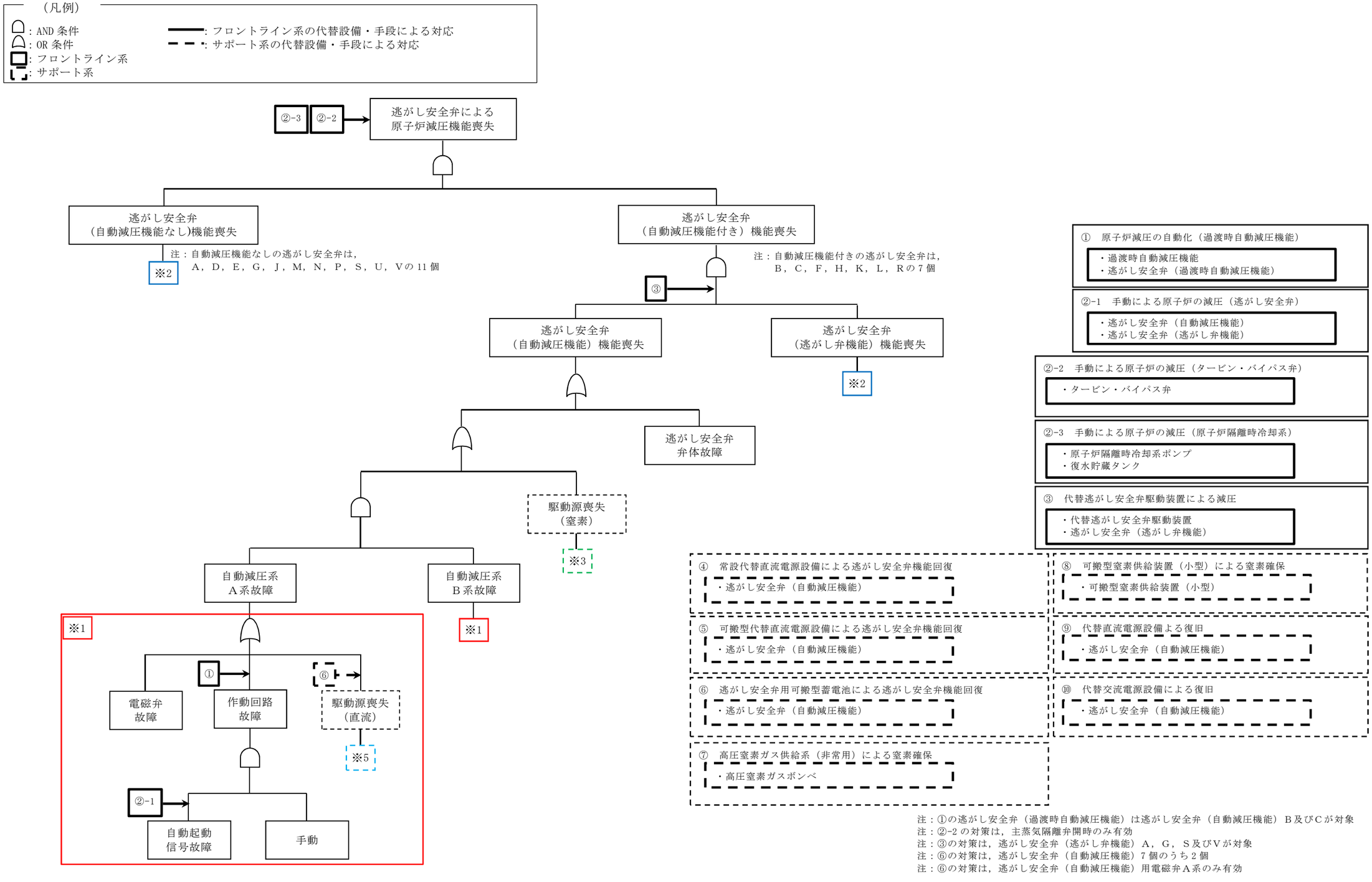
監視計器一覧（6／6）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.3.2.4　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順			
(1)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）　「二次格納施設制御」	操作	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1 原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1 ドライウェル雰囲気温度※1 ドライウェル圧力※1 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1 主蒸気流量 給水流量
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1 代替淡水貯槽水位※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1 残留熱除去系海水系系統流量※1

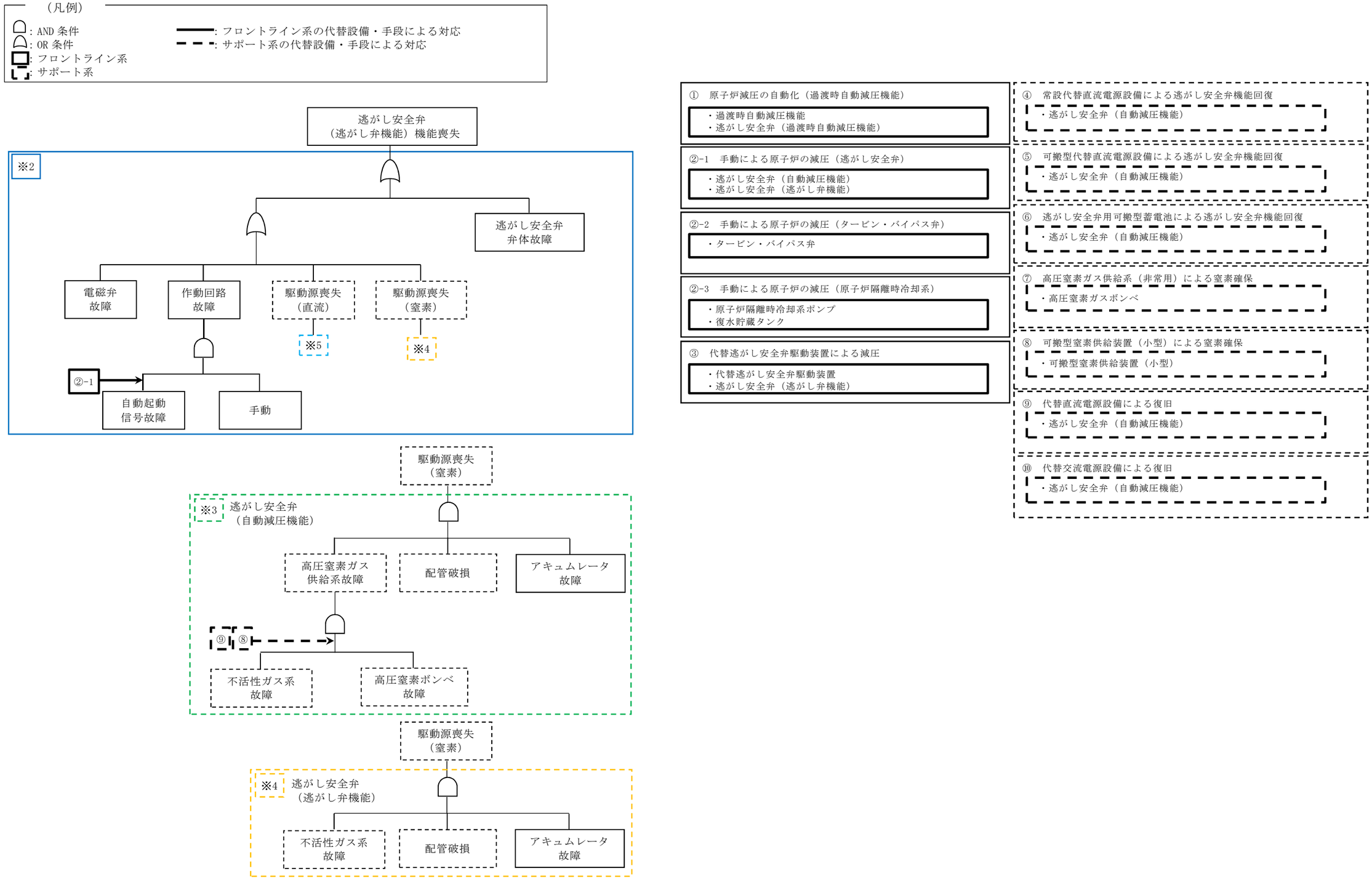
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

第1.3－3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤２Ａ 直流125V主母線盤２Ｂ



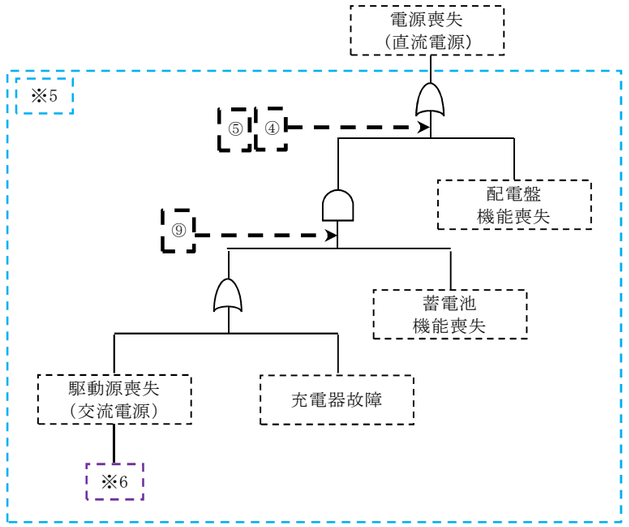
第1.3－1図　機能喪失原因対策分析（1／3）

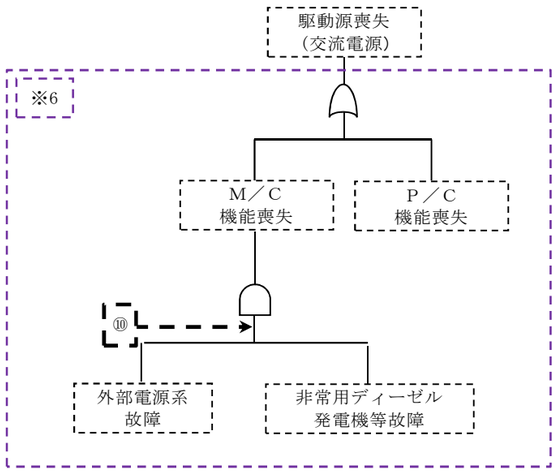


第1.3－1図　機能喪失原因対策分析（2／3）

（凡例）

：AND 条件
：OR 条件
：フロントライン系
：サポート系
：フロントライン系の代替設備・手段による対応
：サポート系の代替設備・手段による対応





① 原子炉減圧の自動化（過渡時自動減圧機能）
- 過渡時自動減圧機能
- 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）

②-1 手動による原子炉の減圧（逃がし安全弁）
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

②-2 手動による原子炉の減圧（タービン・バイパス弁）
- タービン・バイパス弁

②-3 手動による原子炉の減圧（原子炉隔離時冷却系）
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- 復水貯蔵タンク

③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧
- 代替逃がし安全弁駆動装置
- 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）

⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）

⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）

⑦ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保
- 高圧窒素ガスボンベ

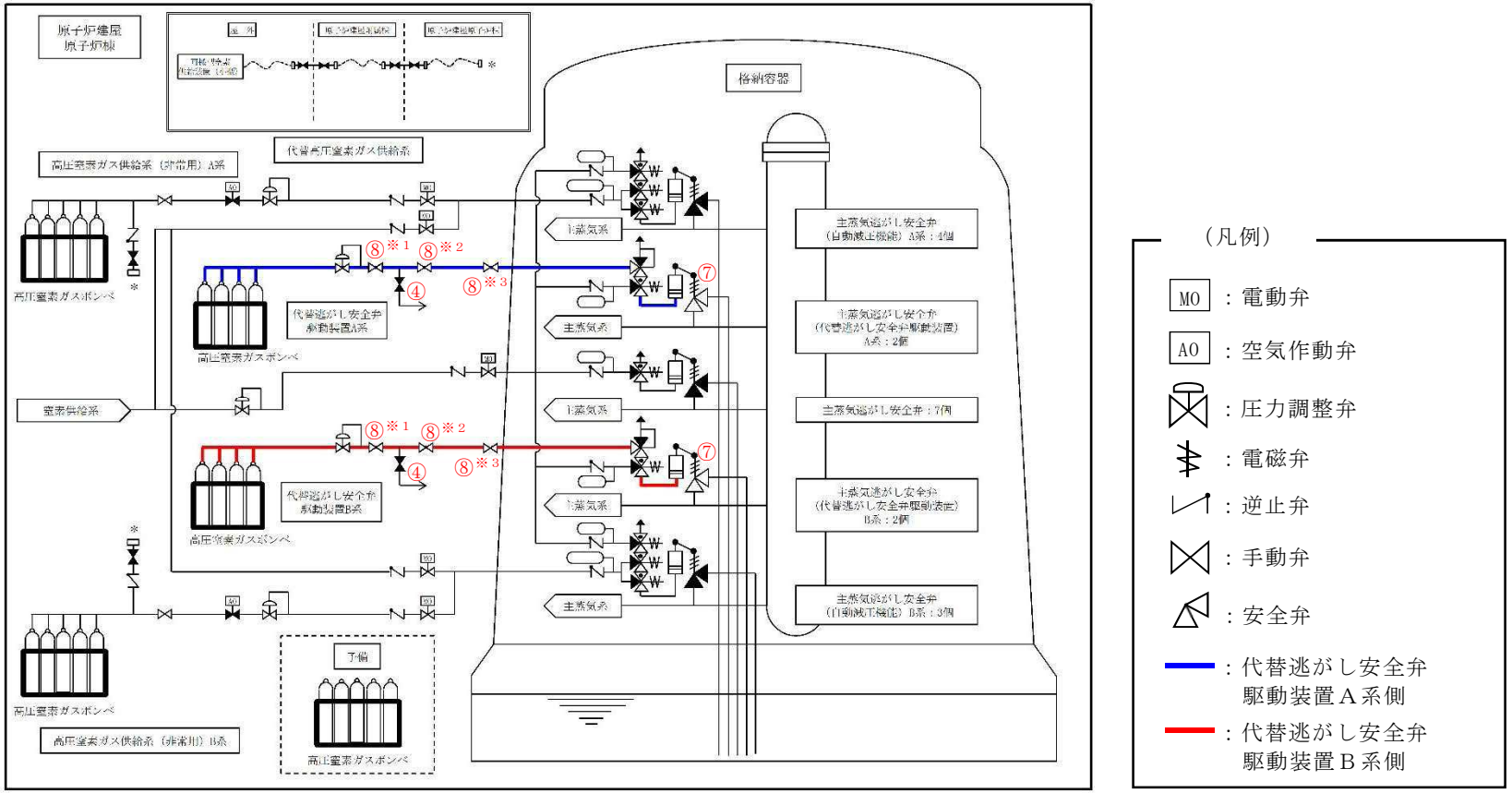
⑧ 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
- 可搬型窒素供給装置（小型）

⑨ 代替直流電源設備による復旧
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）

⑩ 可搬型代替交流電源設備による復旧
- 逃がし安全弁（自動減圧機能）

注：④及び⑤の対策は，逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁Ａ系のみ有効

第1.3－1図　機能喪失原因対策分析（3／3）



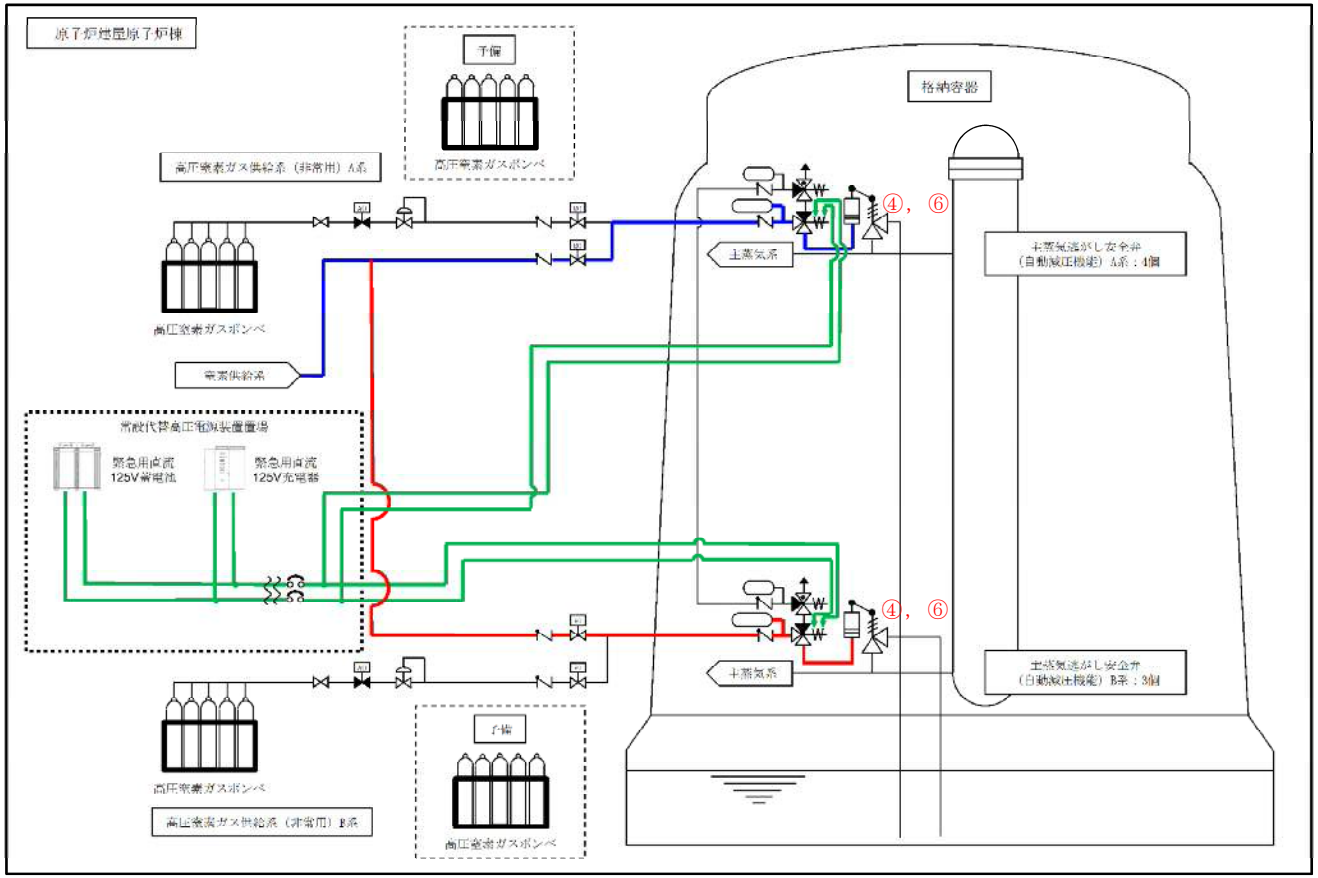
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁	⑧※1	代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁
⑦	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	⑧※2，※3	格納容器隔離弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.3－2図　代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧　概要図



第 1.3－3 図　代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧　タイムチャート



（凡例）

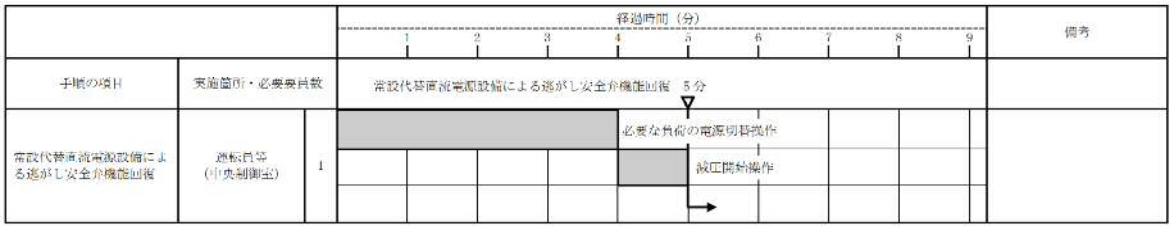
- MO：電動弁
- AO：空気作動弁
- ：圧力調整弁
- ：電磁弁
- ：逆止弁
- ：手動弁
- ：安全弁
- ：窒素供給系Ａ系側
- ：窒素供給系Ｂ系側
- ：常設代替直流電源設備による電源供給

注：常設直流電源設備による電源供給については，逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁Ａ系への供給を示す。

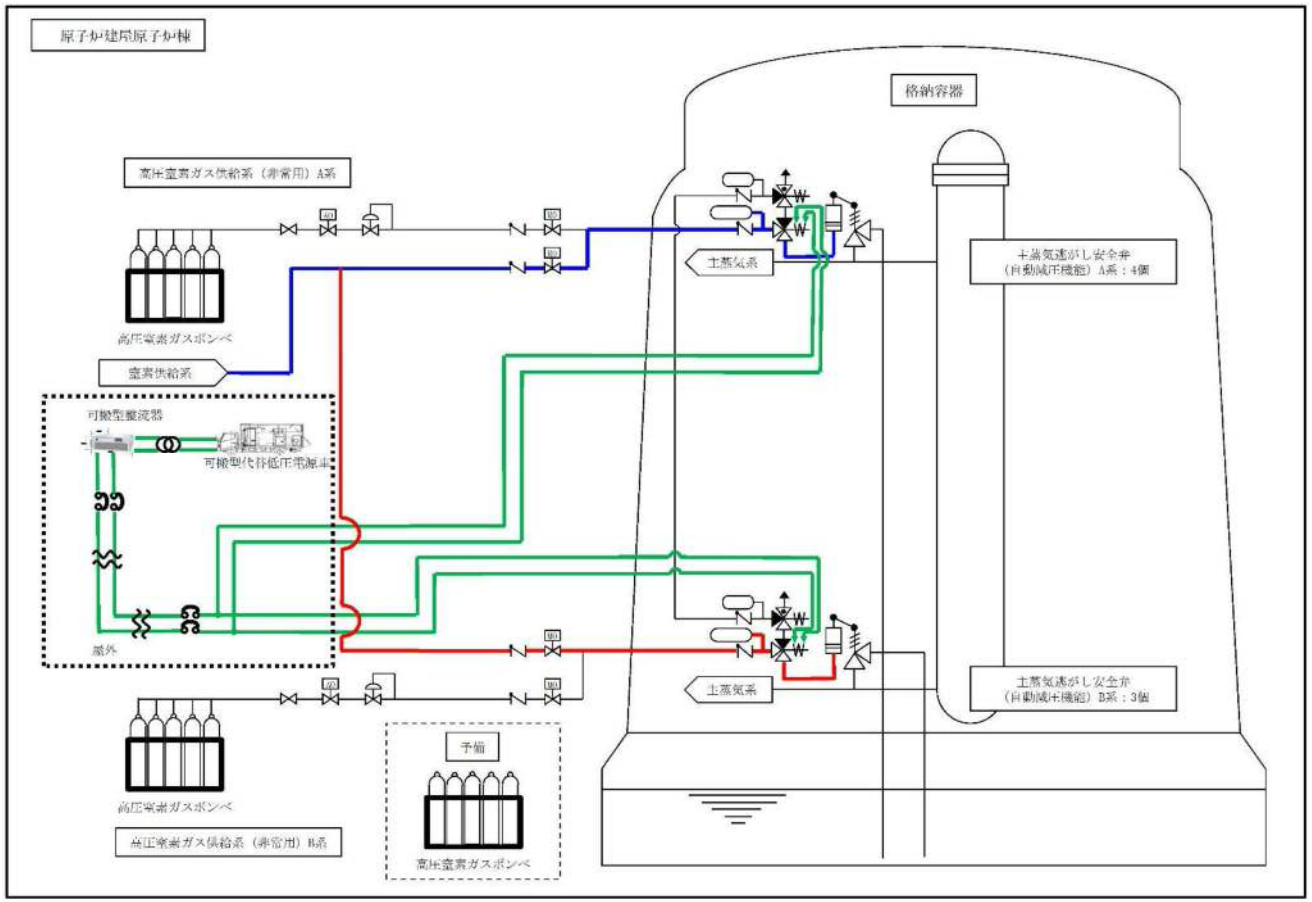
操作手順	弁名称
④，⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

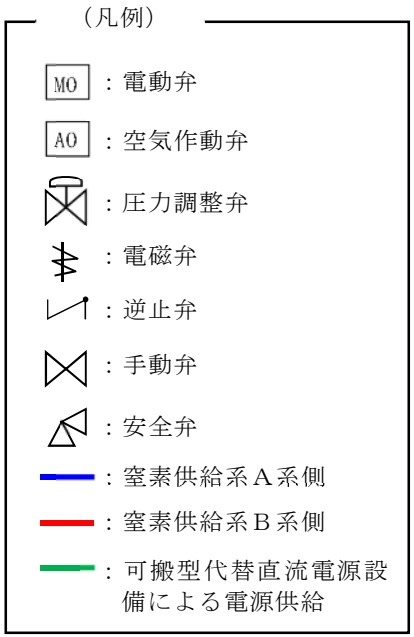
記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.3－4図　常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復　概要図



第1.3－5図　常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復　タイムチャート





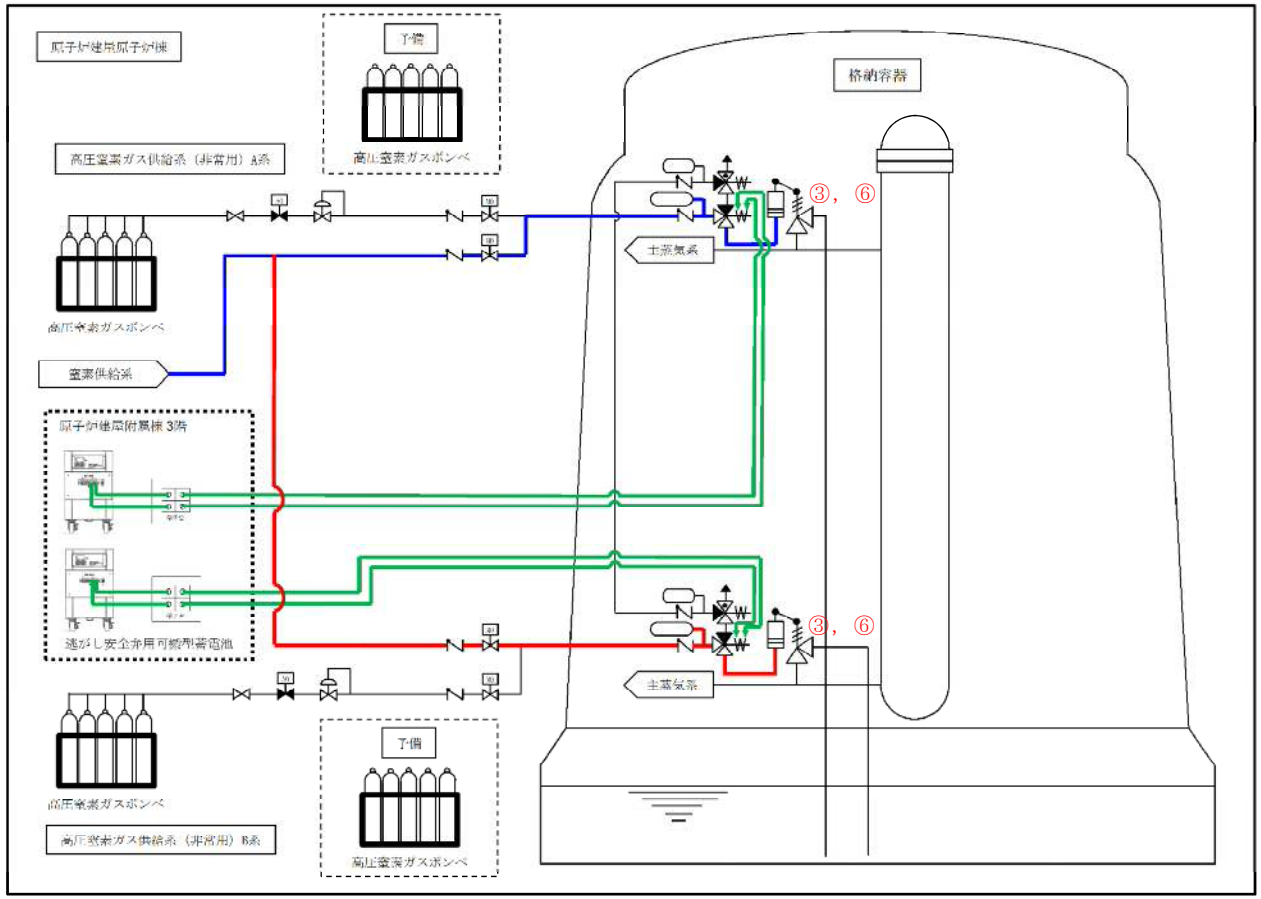
操作手順	弁名称
④，⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.3－6図　可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復　概要図



第1.3－7図　可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復　タイムチャート



（凡例）

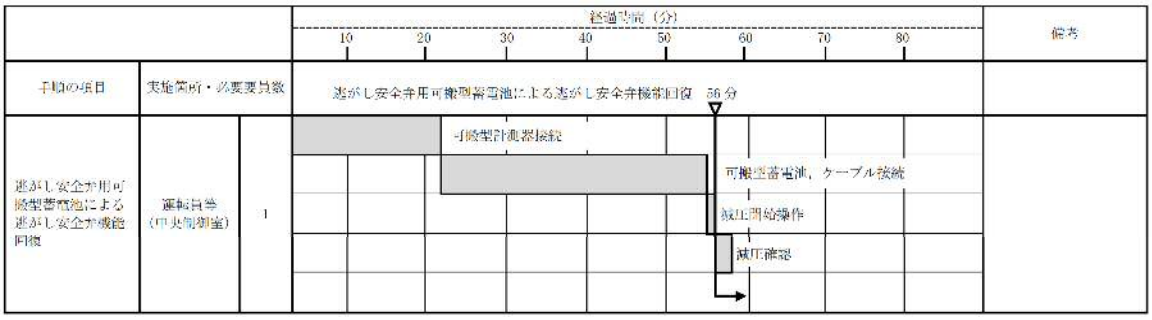
- MO：電動弁
- AO：空気作動弁
- ：圧力調整弁
- ：電磁弁
- ：逆止弁
- ：手動弁
- ：安全弁
- ：窒素供給系Ａ系側
- ：窒素供給系Ｂ系側
- ：逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給

操作手順	弁名称
③，⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

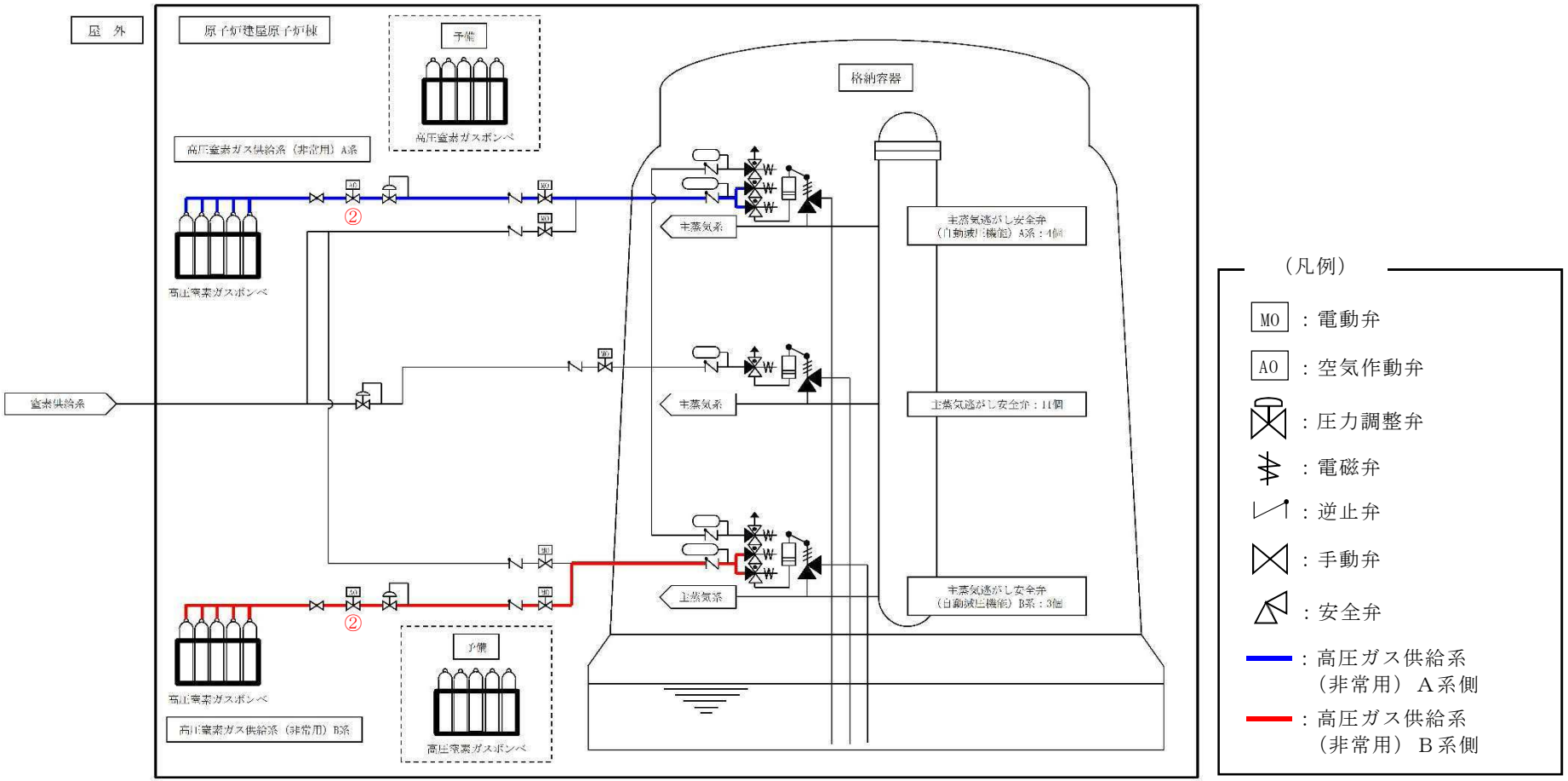
記載例　○　：操作手順番号を示す。

注：逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給については，逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁Ａ系への供給を示す。

第1.3－8図　逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復　概要図



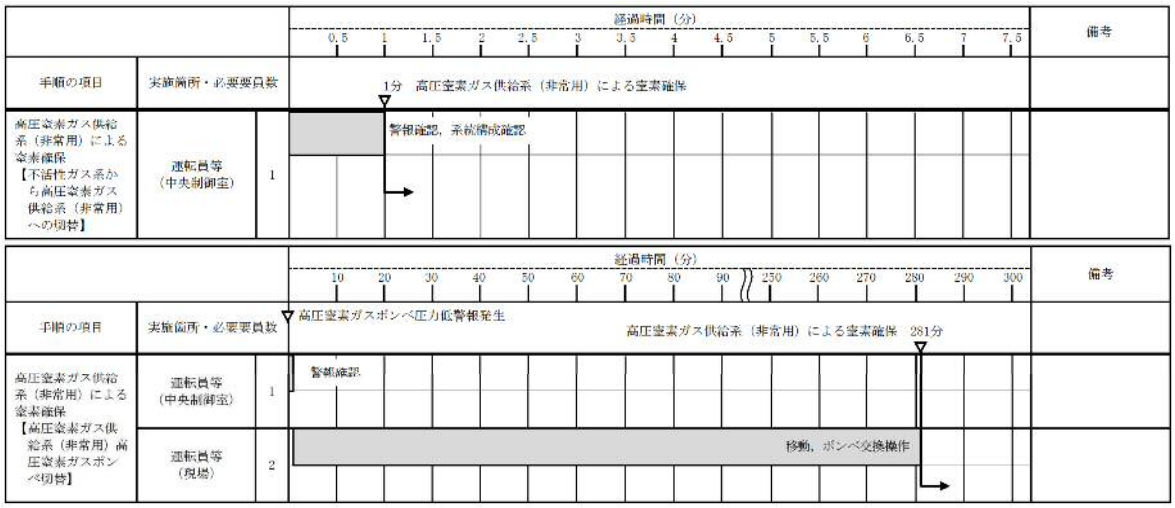
第1.3－9図　逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復　タイムチャート



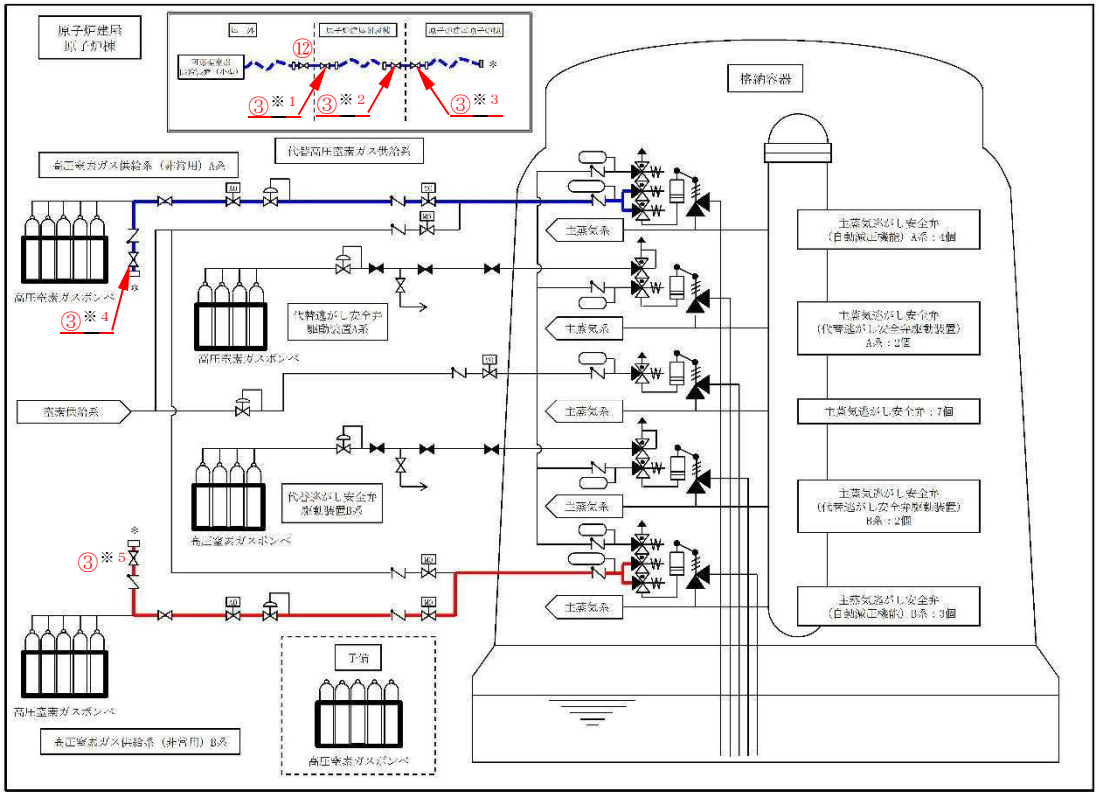
操作手順	弁名称
②	高圧窒素ガスボンベ供給止め弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第 1.3－10 図　高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保　概要図



第 1.3－11 図　高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保　タイムチャート



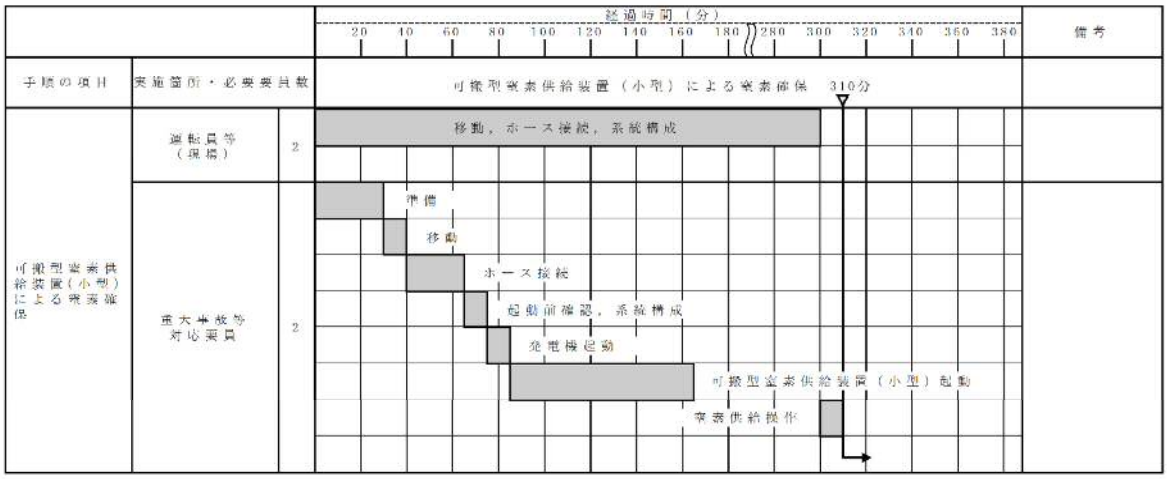
（凡例）

MO	：電動弁
AO	：空気作動弁
	：圧力調整弁
	：電磁弁
	：逆止弁
	：手動弁
	：安全弁

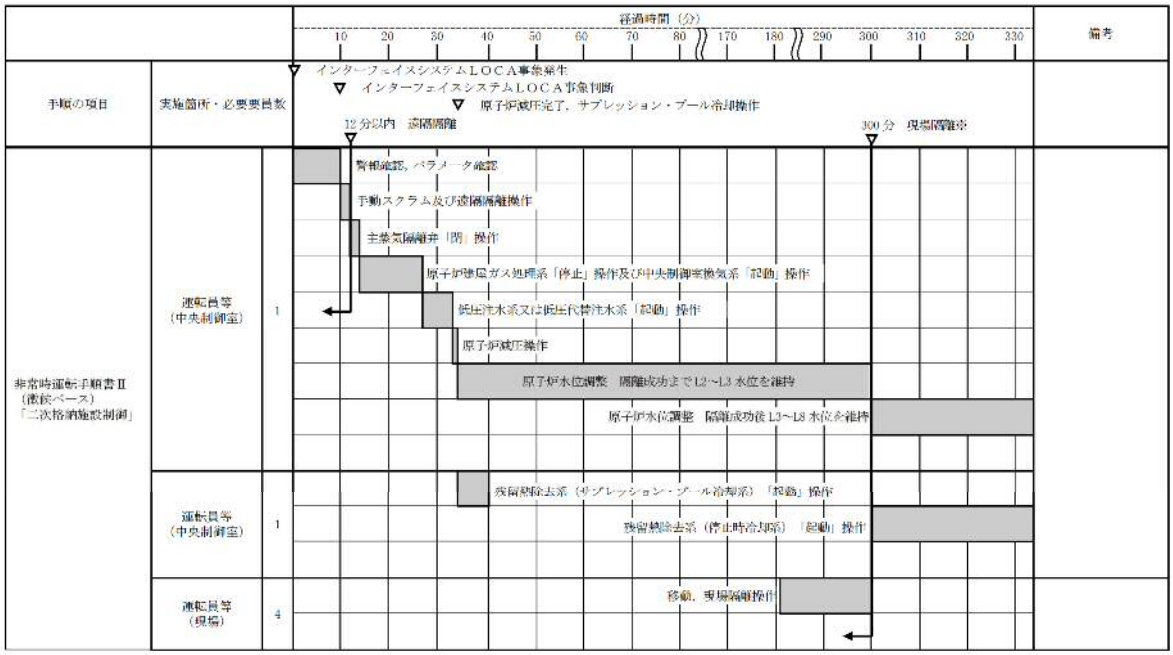
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1	代替高圧窒素ガス原子炉建屋内側隔離弁	③※4	代替高圧窒素ガス供給弁Ａ
③※2	代替高圧窒素ガス原子炉棟外側隔離弁	③※5	代替高圧窒素ガス供給弁Ｂ
③※3	代替高圧窒素ガス原子炉棟内側隔離弁	⑫	代替高圧窒素ガス原子炉建屋外側隔離弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.3－12 図　可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保　概要図



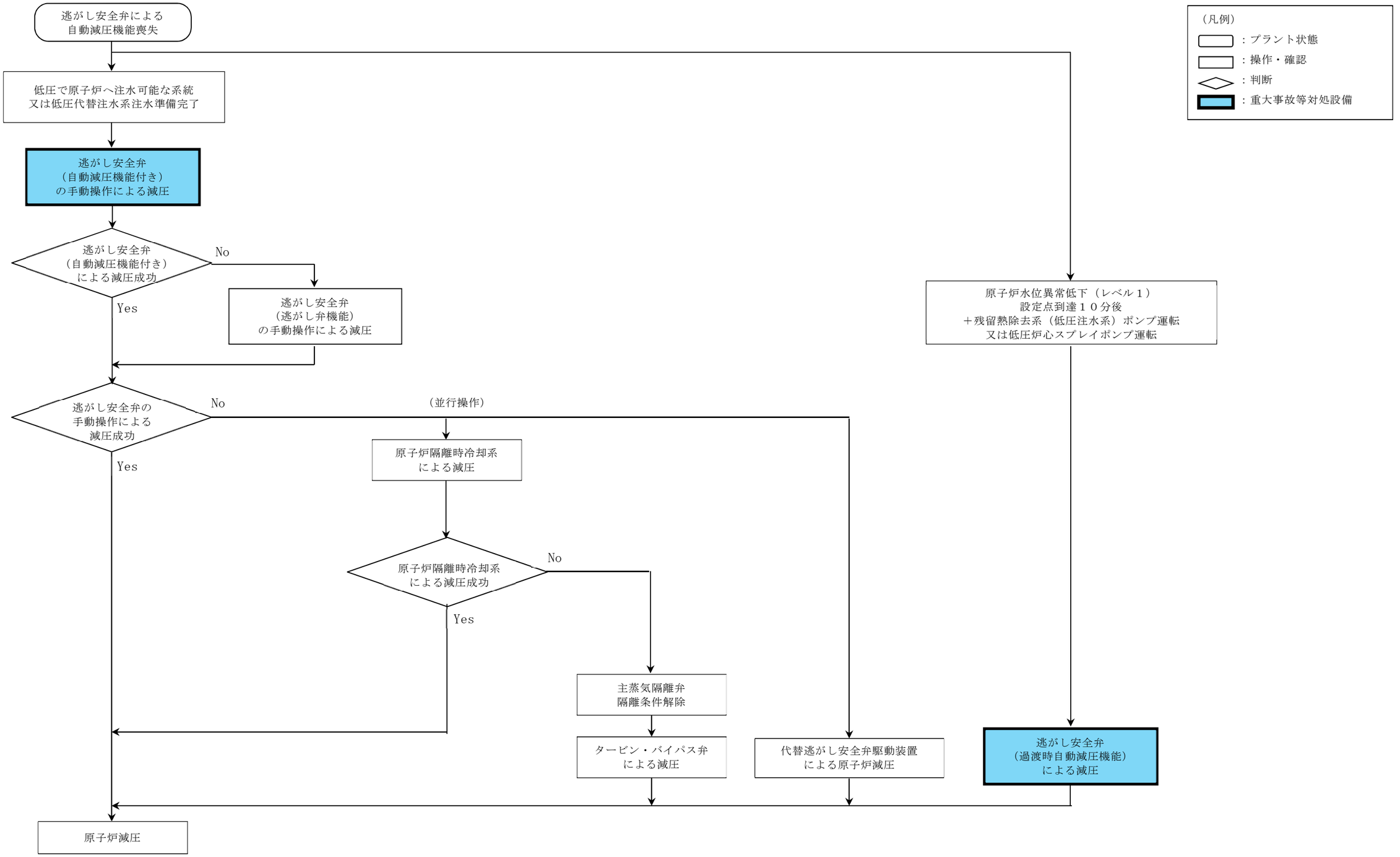
第 1.3－13 図　可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保　タイムチャート



※：漏えい量によらず，現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

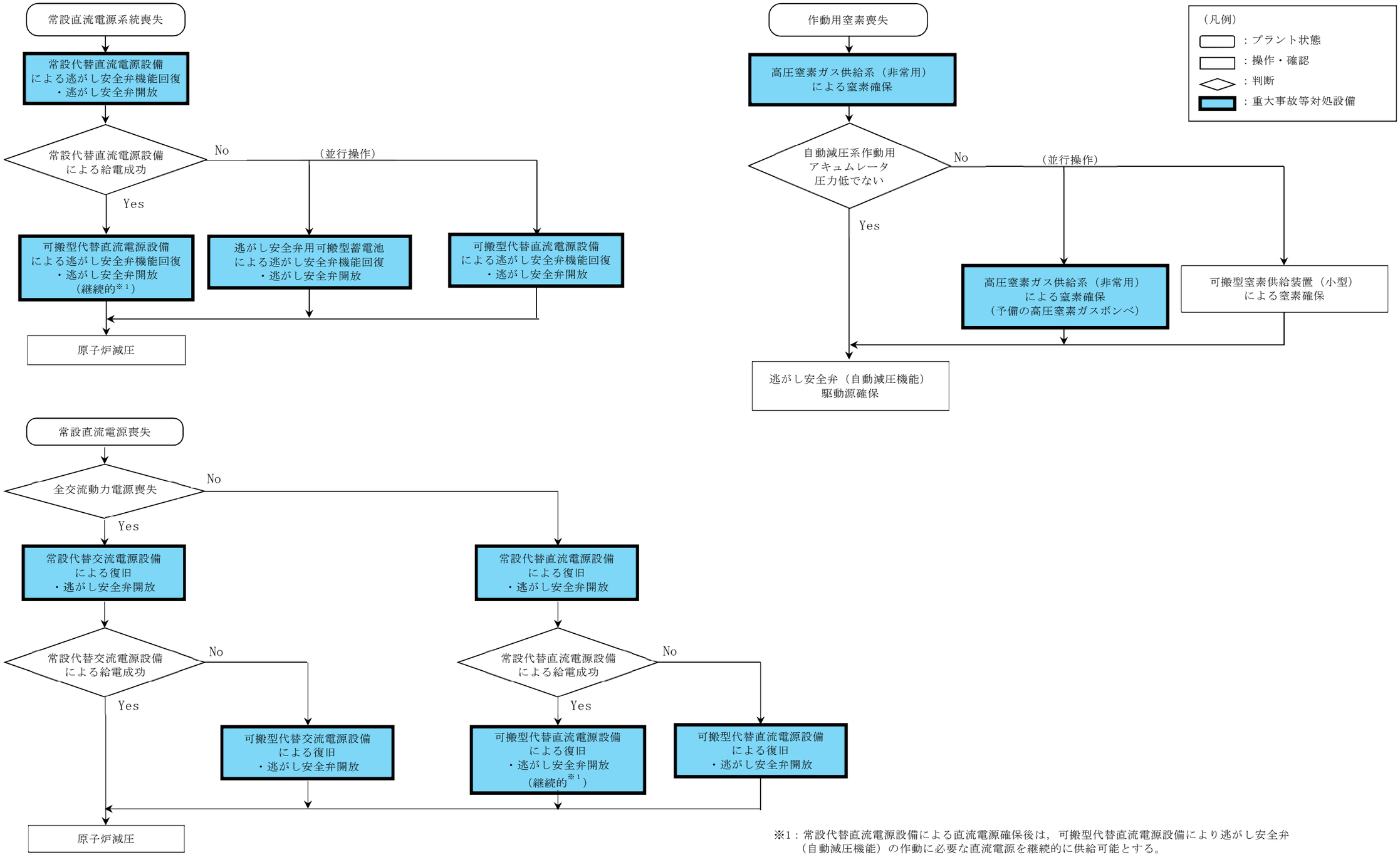
第1.3－14図　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」　タイムチャート（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）

(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3－15 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／2）

(2)　サポート系故障時の対応手段の選択（1／3）



※1：常設代替直流電源設備による直流電源確保後は，可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給可能とする。

第 1.3－15 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／2）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／9）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（第 46 条）	技術基準規則（第 61 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、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発電用原子炉の減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、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発電用原子炉の減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、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発電用原子炉の減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第４６条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第６１条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
（１）可搬型重大事故防止設備 a）常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。	②	（１）ロジックの追加 a）原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。	（１）ロジックの追加 a）原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。	⑧
b）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを整備すること。	③	（２）可搬型重大事故防止設備 a）常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	（２）可搬型重大事故防止設備 a）常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	⑨
c）減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。	④	b）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。	b）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。	⑩
（２）復旧 a）常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。	⑤			
（３）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） a）SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）	—	c）減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。	c）減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。	⑪
（４）インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA） a）ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。	⑥			

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／9）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉減圧の自動化（過渡時自動減圧機能による減圧）	過渡時自動減圧機能	既設	① ⑦ ⑧	－	－	－
	逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）※1	既設				
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧①）	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	－	手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧②）	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし安全弁用アキュムレータ
	所内常設直流電源設備	既設				所内常設直流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	常設代替直流電源設備	新設				常設代替直流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				可搬型代替直流電源設備
	燃料補給設備	新設				燃料補給設備

※1：逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）の対象はＢ及びＣである。
※2：代替逃がし安全弁駆動装置の対象はＡ，Ｇ，Ｓ及びＶである。
※3：逃がし安全弁用可搬型蓄電池、対象かである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／9）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
－	－	－	－	－	手動による原子炉減圧（原子炉隔離時冷却系による減圧）	原子炉隔離時冷却系ポンプ
						復水貯蔵タンク
						原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
						主蒸気系配管・弁
						補給水系配管・弁
						所内常設直流電源設備
					手動による原子炉減圧（タービン・バイパス弁による減圧）	タービン・バイパス弁
						タービン制御系
						－
					代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	代替逃がし安全弁駆動装置
						逃がし安全弁（逃がし弁機能）※2
						主蒸気系配管・クエンチャ

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／9）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	常設代替直流電源装置	新設	① ② ⑦ ⑨	－	－	－
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	－		
	燃料補給設備	新設				
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	－		
	逃がし安全弁（自動減圧機能）※3	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／9）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	高圧窒素ガスボンベ	既設 新設	① ③ ⑦ ⑩	－	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	可搬型窒素供給装置（小型）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				燃料補給設備
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設				自動減圧機能用アキュムレータ
－	－	－	－	－		高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁
代替直流電源設備による復旧	常設代替直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	－	－	－
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				
代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	－		
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／9）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	－	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	－	－	－	－		－
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑥ ⑦	－	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	高圧炉心スプレイ系注入弁	既設				高圧炉心スプレイ系注入弁
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	既設				原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	低圧炉心スプレイ系注入弁	既設				低圧炉心スプレイ系注入弁
	残留熱除去系Ａ系注入弁	既設				残留熱除去系Ａ系注入弁
	残留熱除去系Ｂ系注入弁	既設				残留熱除去系Ｂ系注入弁
	残留熱除去系Ｃ系注入弁	既設				残留熱除去系Ｃ系注入弁
逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスボンベ	既設 新設	① ④ ⑦ ⑪	－	－	－
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設				

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、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発電用原子炉の減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	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である逃がし安全弁（自動減圧機能）が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
（１）可搬型重大事故防止設備 ａ）常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁(逃がし安全弁(ＢＷＲの場合)又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(ＰＷＲの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。	設計基準事故対処設備である自動減圧機能）が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／9）

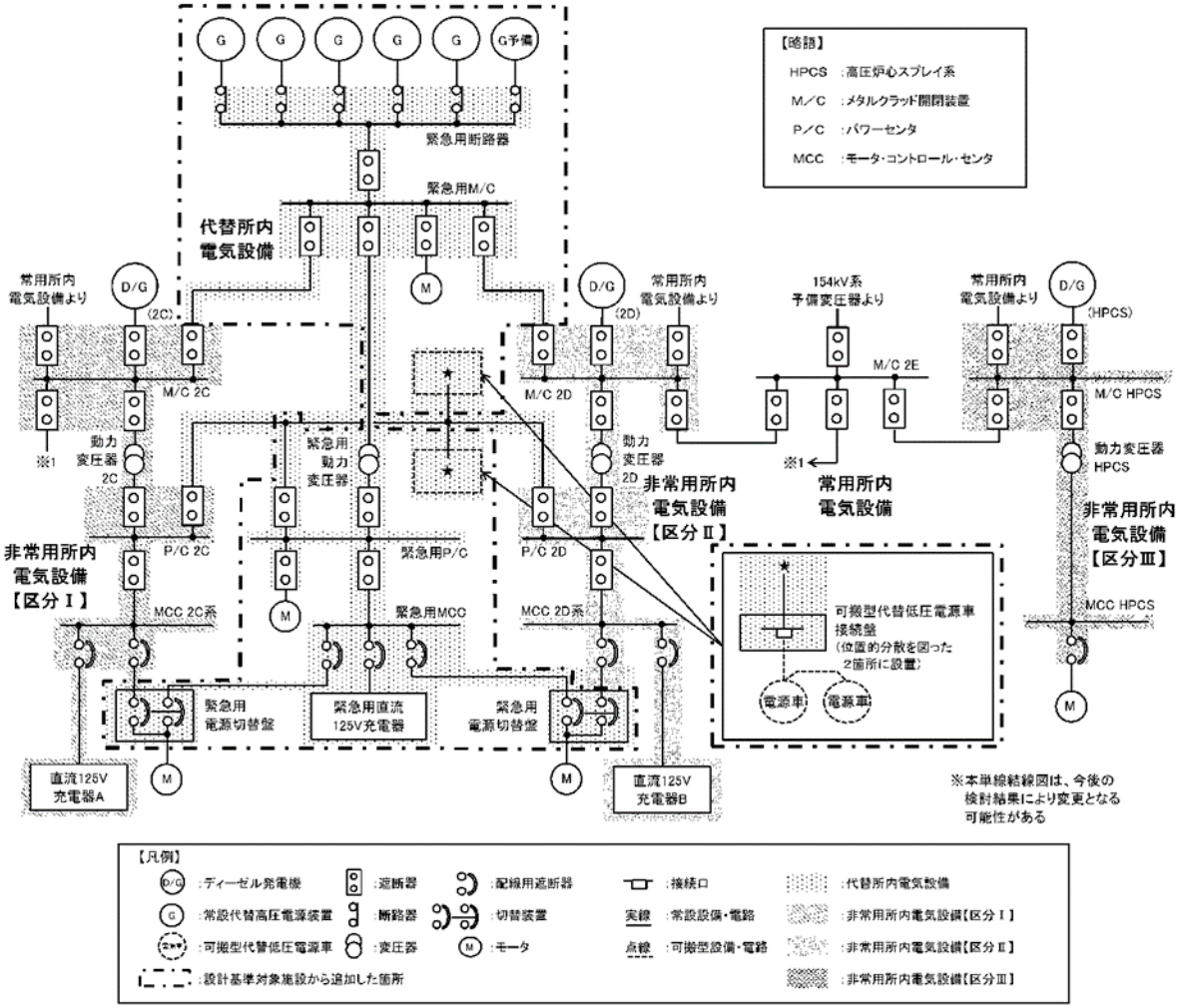
技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
b）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを整備すること。	設計基準事故対処設備である自動減圧機能又は逃がし弁機能が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。
c）減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。	想定される重大事故等の環境条件を考慮し，格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa[gage]）となった場合においても確実に逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。
（2）復旧 a）常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。	設計基準事故対処設備である自動減圧機能）が常設直流電源喪失により使用できない場合には，代替直流電源（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。

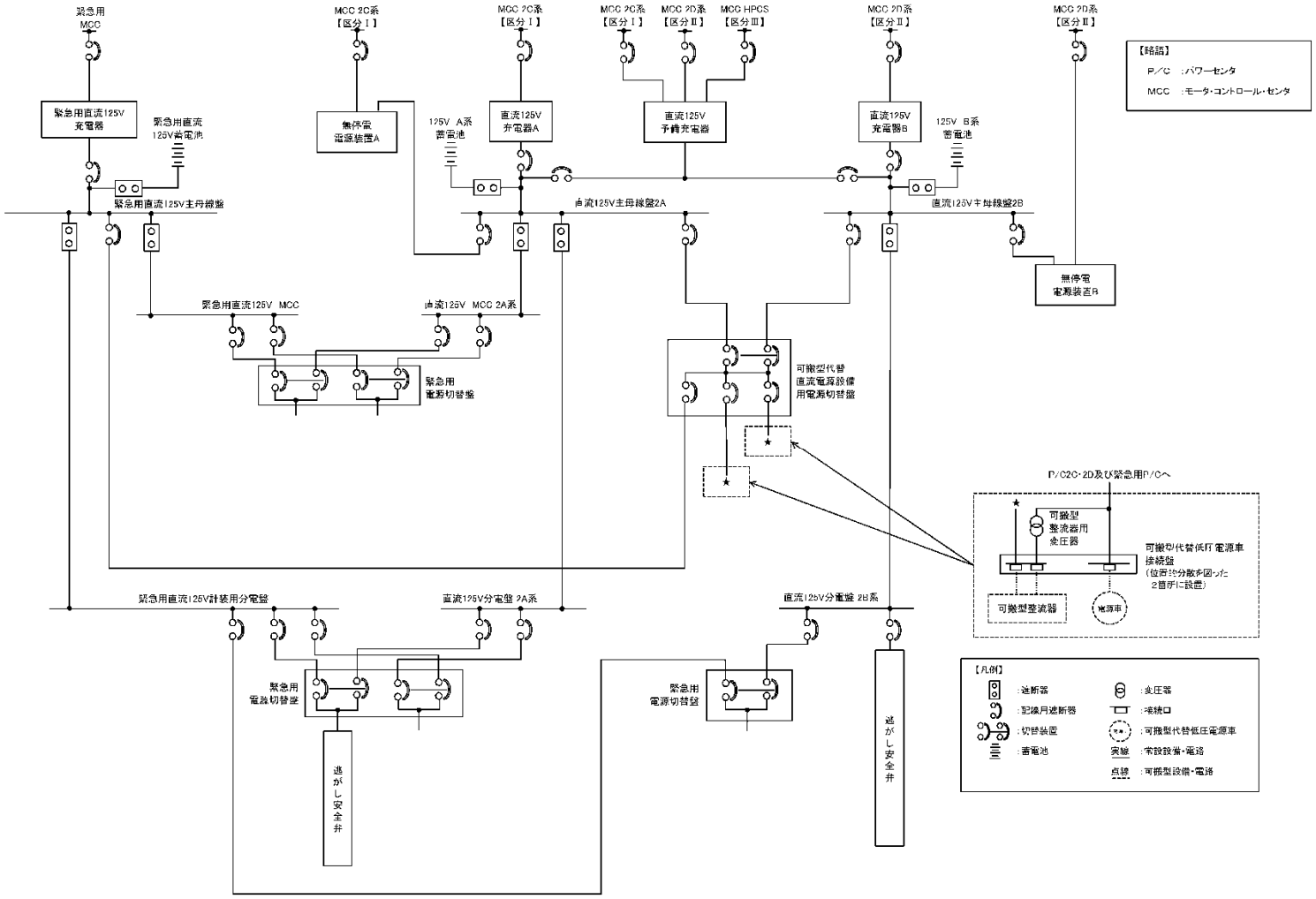
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
（３）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） ａ）SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）	－
（４）インターフェイスシステムＬＯＣＡ（ＩＳＬＯＣＡ） ａ）ＩＳＬＯＣＡ発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（ＢＷＲの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（ＰＷＲの場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時には，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離し，原子炉冷却材の漏えいを抑制する。また，損傷箇所の隔離ができない場合，逃がし安全弁を作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し，原子炉冷却材の漏えいを抑制する手順等を整備する。

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）Ｂ及びＣが対象である。
※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）Ａ，Ｇ，Ｓ及びＶが対象である。
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち２個が対象である。



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

(1) 操作概要

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気側へ窒素を供給することで逃がし安全弁を開放する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放に必要な要員数（3名），所要時間（101分以内）のうち，現場での系統構成，減圧操作，減圧確認に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：100分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

2.　高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

(1)　予備の高圧窒素ガスボンベへの交換

ａ．操作概要

逃がし安全弁開保持期間中に，逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスボンベ圧力低下を確認した場合に，予備の高圧窒素ガスボンベへの切り替えを実施する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保に必要な要員数（3名），所要時間（281分以内）のうち，予備の高圧窒素ガスボンベへの交換に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：280分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2)　可搬型窒素供給装置（小型）による窒素供給

ａ．操作概要

逃がし安全弁開保持期間中に，逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）が予備の高圧窒素ガスボンベから供給している場合において，高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合に，可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

ｂ．作業場所

屋外（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保に必要な要員数（4名），所要時間（310分以内）のうち，可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（運転員等2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：310分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型窒素供給装置（小型）起動



可搬型窒素供給装置（小型）系統構成

3. インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

(1) 操作概要

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。中央制御室からの遠隔操作により隔離ができない場合は，逃がし安全弁により原子炉を減圧し，原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制した後，破断箇所の隔離操作を実施する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の残留熱除去系からの漏えい停止操作に必要な要員数（6名），所要時間（300分以内）のうち，現場での隔離操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（運転員等4名）

所要時間目安：115分以内

(4) 操作の成立性について

作業環境：操作現場の温度は作業時間において約41℃程度，湿度は100％程度となる可能性があるが，放射線防護具（ＰＶＡ，アノラック，個人線量計，長靴・胴長靴，自給式呼吸用保護具，綿手袋，ゴム手袋）を装着することにより作業可能である。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



現場手動隔離操作
（放射線防護具装着）



自給式呼吸用保護具

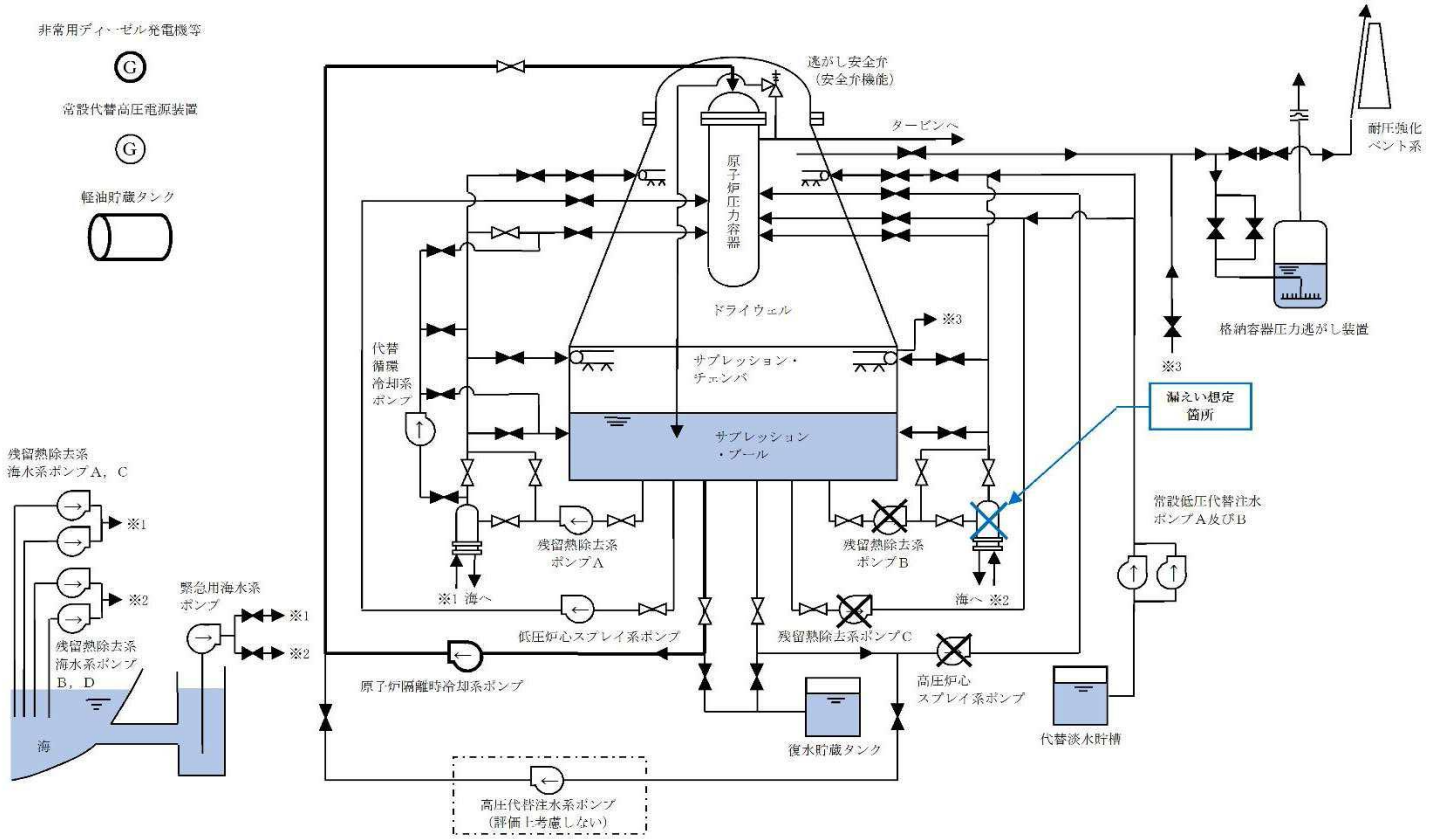


自給式呼吸用保護具装着状態
（前面）



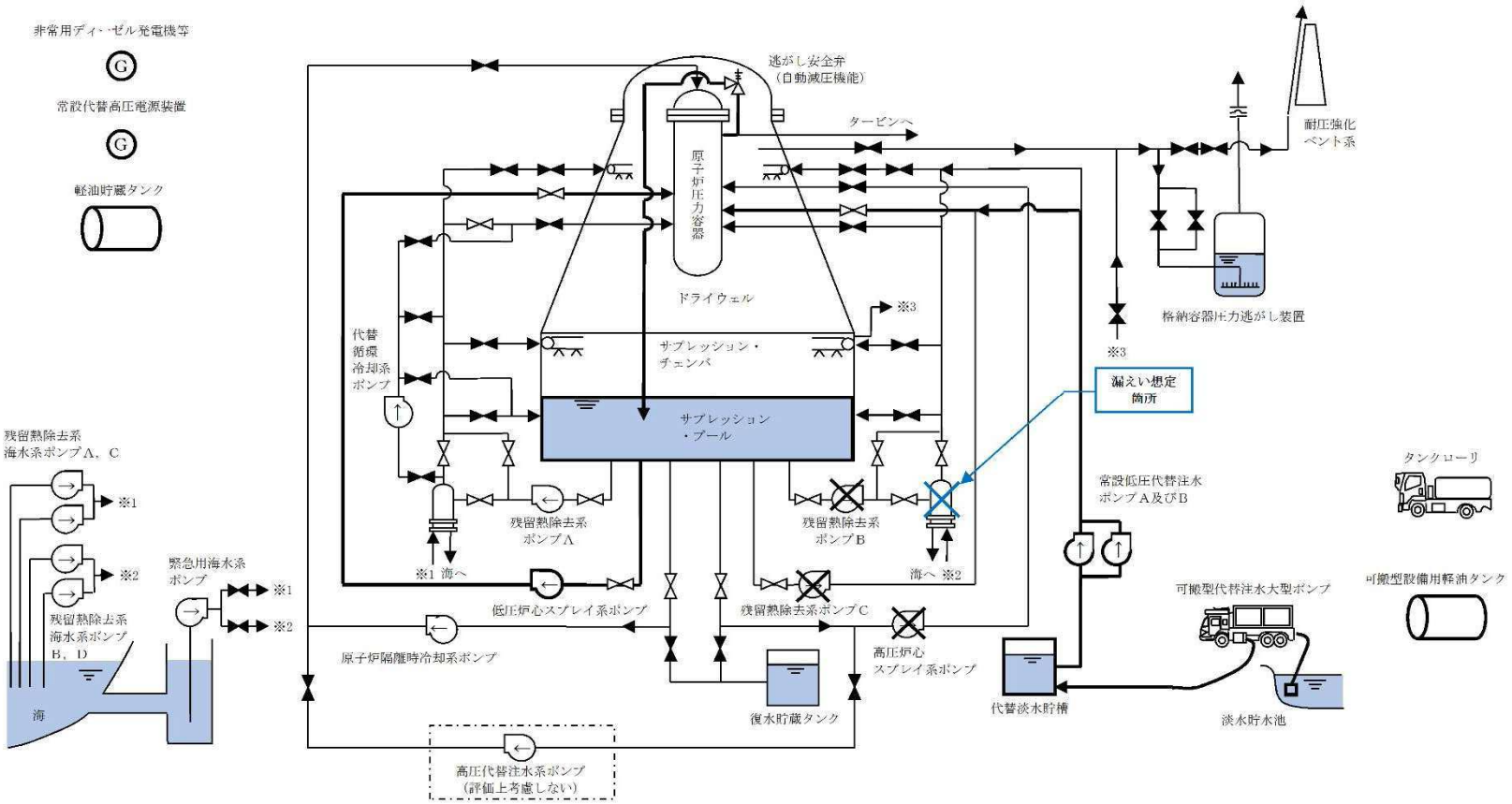
自給式呼吸用保護具装着状態
（後面）

インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の概要図



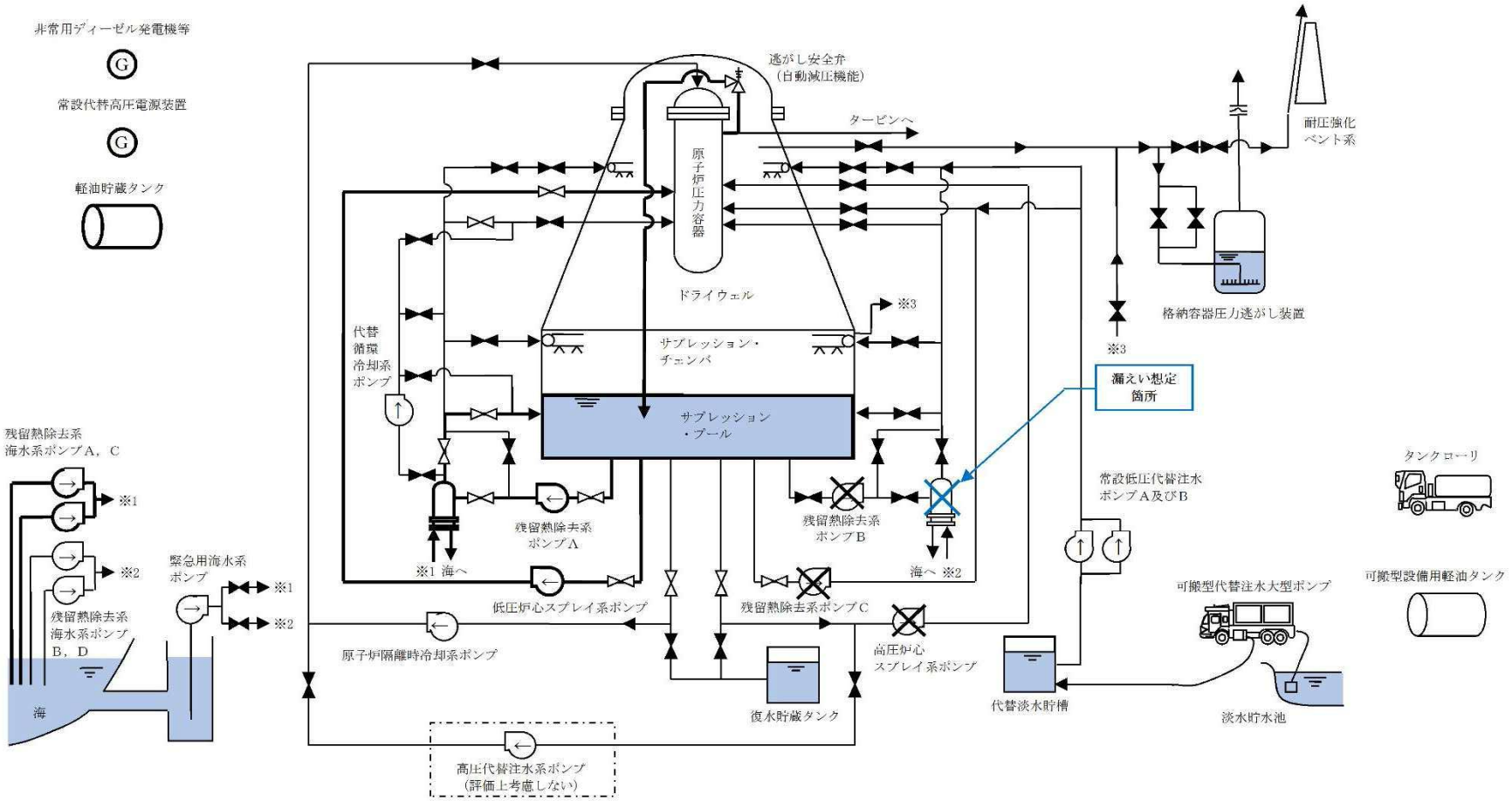
第１図　格納容器バイパス（ＩＳＬＯＣＡ）時の重大事故等対策の概要図

（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）



第２図　格納容器バイパス（ＩＳＬＯＣＡ）時の重大事故等対策の概要図

（低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水段階）



第３図　格納容器バイパス（ＩＳＬＯＣＡ）時の重大事故等対策の概要図

（残留熱除去系Ｂ系隔離後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
及び残留熱除去系による格納容器除熱段階）

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の破断面積及び現場環境等について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ)」（以下「ＩＳＬＯＣＡ」という。）では，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において，高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され，格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。

ＩＳＬＯＣＡの評価対象となる系統は，確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）での対象系統の選定の考え方に従い以下の条件を基に選定している。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第１図に，ＰＲＡでの選定結果を第１表に示す。

①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており，隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることでＩＳＬＯＣＡ発生の可能性がある系統を選定

②閉状態の弁が直列に４弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外

また，ＰＲＡにおいて選定された対象系統のうち，残留熱除去系停止時冷却モード配管については，通常運転中に隔離弁の開閉試験を実施しない系統であるため，対象外とした。なお，これらの配管についても隔離弁２弁の内部リークによりＩＳＬＯＣＡが発生する可能性があるが，１弁の内部リークが発生した時点で弁間差圧上昇を知らせる警報が発報し，容易に認知が可能である。また，弁間差圧の上昇を認知した場合には，内部リークを停止する対応を実施し，それでも内部リークが停止しない場合には速やかにプラント停止操作に移行する。

以上により，ＩＳＬＯＣＡの評価対象としては，以下が選定された。

・高圧炉心スプレイ系

・原子炉隔離時冷却系

・低圧炉心スプレイ系

・残留熱除去系（Ａ系，Ｂ系）

・残留熱除去系（Ｃ系）

これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し，この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。

(1)　インターフェイスシステムＬＯＣＡにおける破断面積の設定

隔離弁の誤開等により残留熱除去系の低圧設計部分が過圧されたとしても，漏えいが発生しないことを構造健全性評価により確認した。

そこで，残留熱除去系の過圧範囲のうち最も大きなシール構造であり，損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して，保守的に弁開放直後の圧力ピーク値（8.2MPa［gage］），原子炉冷却材温度（288℃）に晒され続け，かつ，ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

その結果，破断面積は約 21cm^{2}となり，有効性評価のインターフェイスシステムＬＯＣＡでは，残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm^{2}の漏えいが発生することを想定する。

なお，他の系統においてインターフェイスシステムＬＯＣＡが発生したとしても，低圧設計部の機器設計は同等であり，本構造健全性評価の結果から破損が発生することはないと考えられる。また，残留熱除去系Ａ系及びＢ系以外の系統は，加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

(2)　現場の想定

有効性評価の想定のとおり，残留熱除去系Ｂ系におけるインターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋内の環境（雰囲気温度，湿度及び圧力）を評価した。

原子炉建屋内の環境評価特有の評価条件を第1表に，原子炉建屋のノード分割図を第1図に示す。

○溢水による影響

・評価の結果

東側区画は，インターフェイスシステムＬＯＣＡによる冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから，溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また，注入弁は西側区画の3階に設置されており，この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが，西側区画の3階まで滞留することはないため，操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

○雰囲気温度・湿度による影響

・評価の結果

主要なパラメータの時間変化は第2-1図から第4-2図に示す。

東側区画における温度・湿度については，初期値から有意な上昇がなく，アクセス性への影響はない。また，アクセスルート及び操作場所のうち，事象発生2時間から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している5時間までの雰囲気温度の最大値は約41℃程度であり，操作場所へのアクセス及び操作は可能である。

○放射線による影響

・評価の想定

原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると，原子炉冷却材が直接原子炉

建屋内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で原子炉建屋内の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し（詳細は第2表参照），線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は，実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定しているＩ-131の追加放出量の最大値は約 41Ci（約 1.5×10^{12}Bq）[昭和 62 年 4 月 9 日（第 8 回施設定期検査）]であり，評価に使用するＩ-131 の追加放出量は，実績値を包絡する値として 100Ci（3.7×10^{12}Bq）と設定した。

また，放出される放射性物質には，冷却材中に含まれる放射性物質があるが，追加放出量と比較すると数%程度であり，追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建屋内の作業の被ばく評価においては，放射線防護具（自給式呼吸用保護具等）を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため，外部被ばくのみを対象とする。

・評価の結果

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が，原子炉建屋内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果，線量率は最大でも約 5.2mSv／h 程度であり，時間減衰によって低下するため，線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

(3) まとめ

インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の原子炉建屋内環境を想定した場合でも，インターフェイスシステムＬＯＣＡ対応に必要な設備の健全

性は維持される。また，中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも，現場での隔離操作が可能であることを確認した。

第１表　原子炉建屋内の環境評価条件

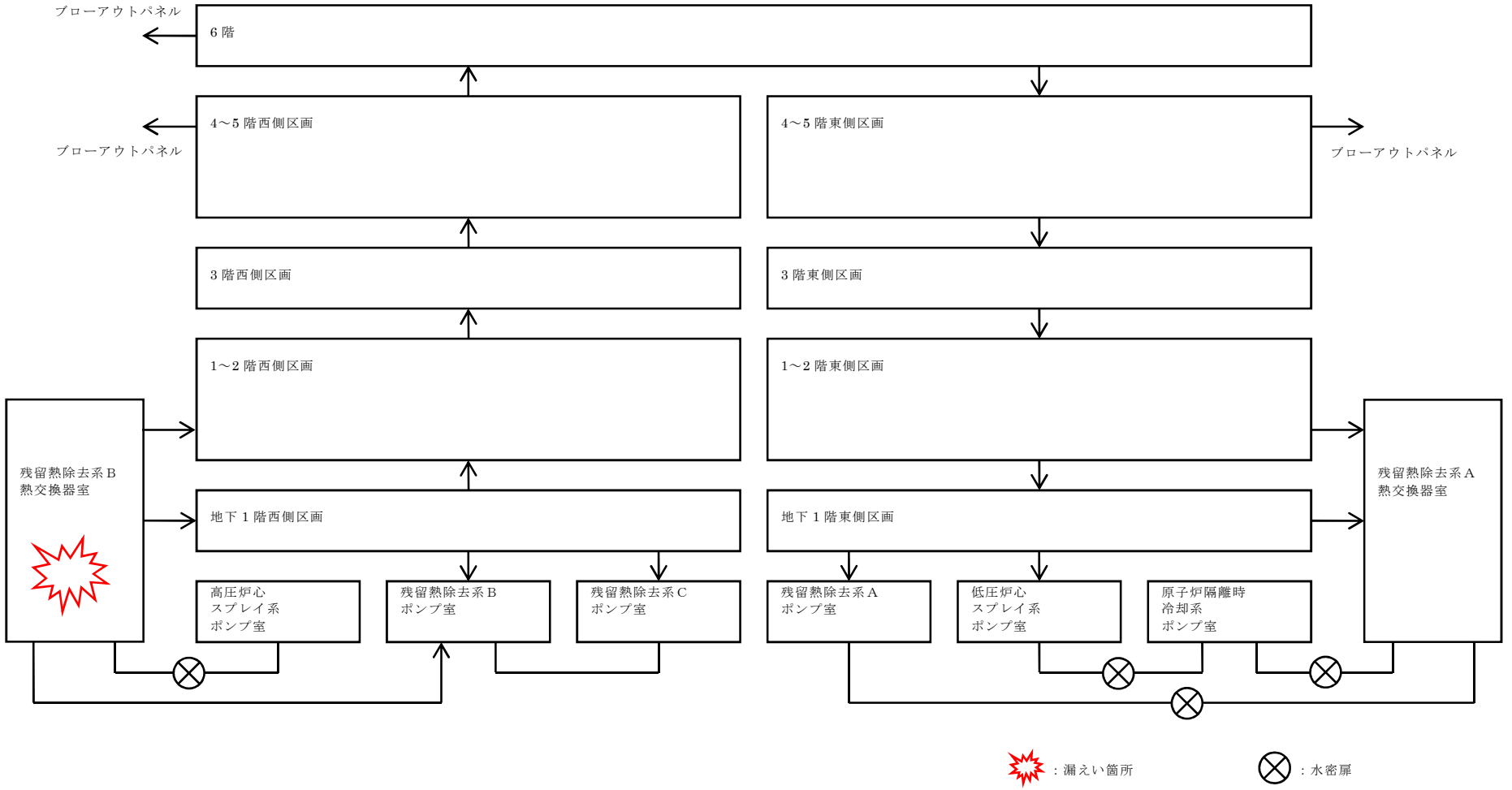
項　目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ＭＡＡＰ４	－
原子炉建屋モデル	分割モデル	原子炉建屋東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度，湿度，圧力及び放射線量の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	期待しない	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル開放圧力	6.9kPa［gage］	ブローアウトパネル設定値を設定
破損系統の隔離	事象発生から５時間	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定

第２表　評価条件（追加放出量）

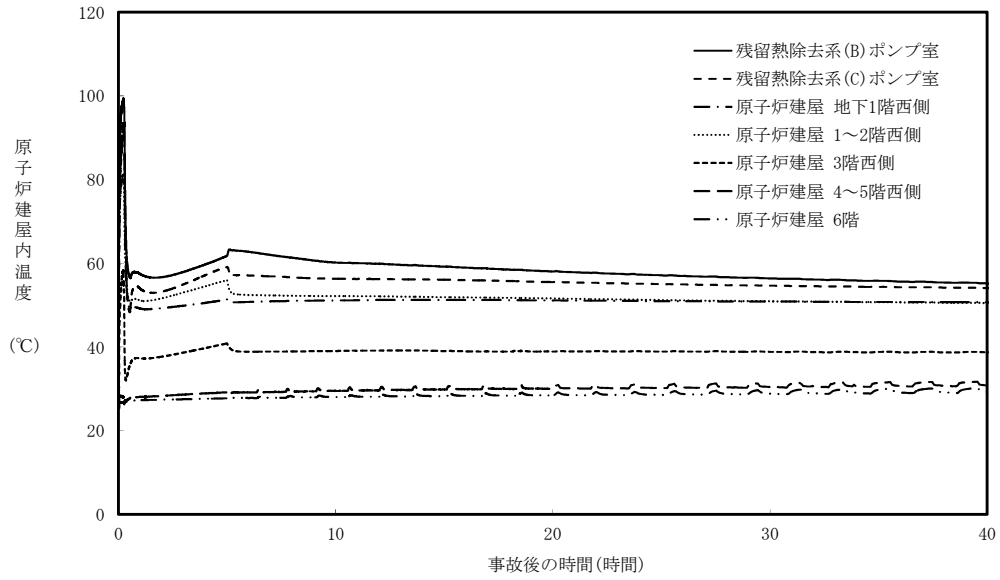
項　目	評価値	実績値（最大）
I-131 追加放出量（Bq）	3.7×10^{12}	1.5×10^{12}
希ガス及びハロゲン等の追加放出量（γ線 0.5MeV 換算値）（Bq）	2.3×10^{14}	―

第３表　インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の追加放出量

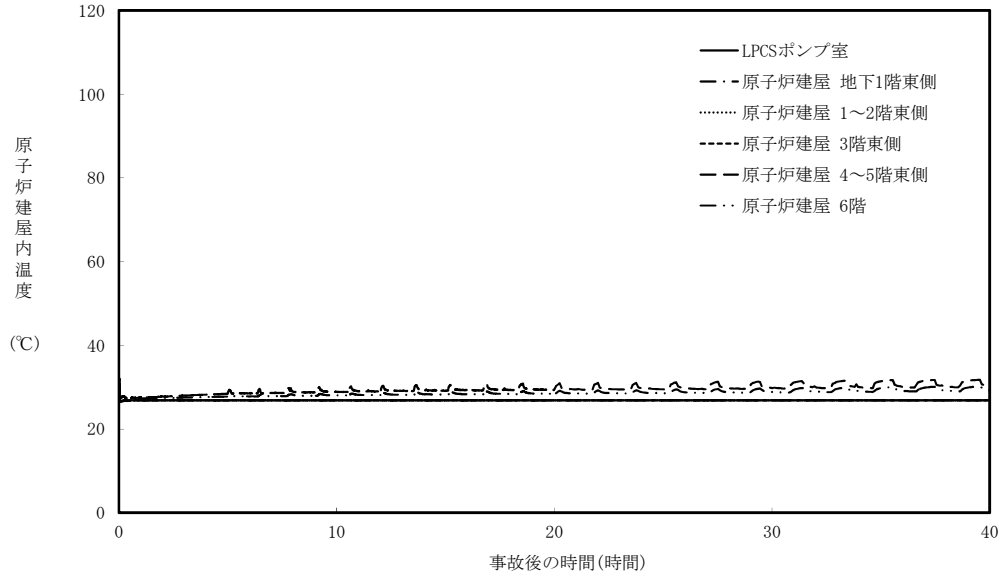
核　種	収　率 (%)	崩壊定数 (d^{-1})	γ線実効エネルギ (MeV)	追加放出量（Bq）	追加放出量（Bq） （γ線実効エネルギ0.5MeV換算値）
Ｉ－131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
Ｉ－132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
Ｉ－133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
Ｉ－134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
Ｉ－135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br－83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br－84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo－99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc－99m	5.4	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	－	－	－	5.32E+13	1.29E+14
Kr－83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr－85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr－85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr－87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr－88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe－131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe－133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe－133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe－135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe－135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe－138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合　計	－	－	－	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 ＋希ガス 合　計	－	－	－	1.29E+14	2.28E+14



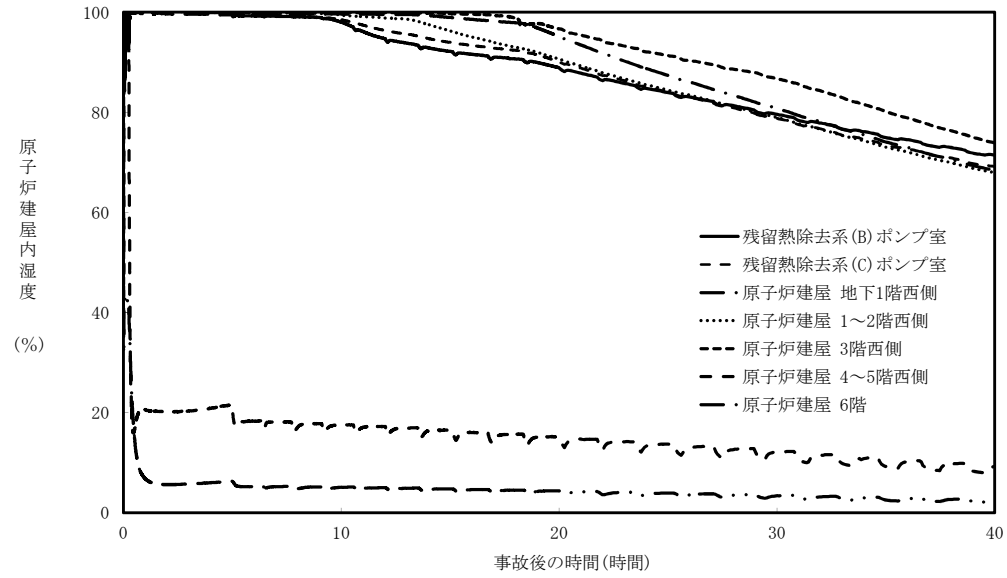
第 1 図　原子炉建屋内ノード分割モデル



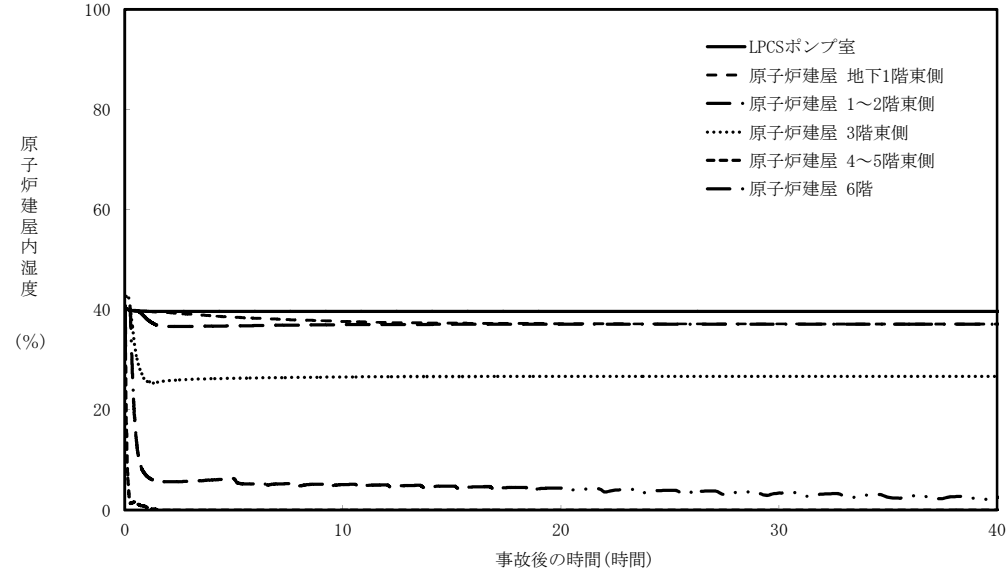
第 2－1 図　原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



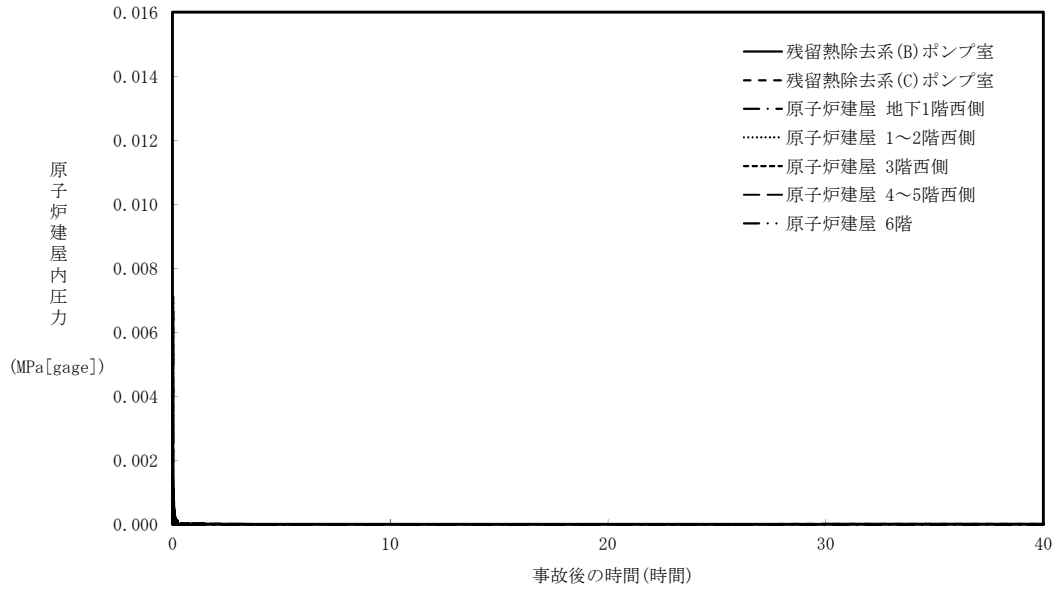
第 2－2 図　原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



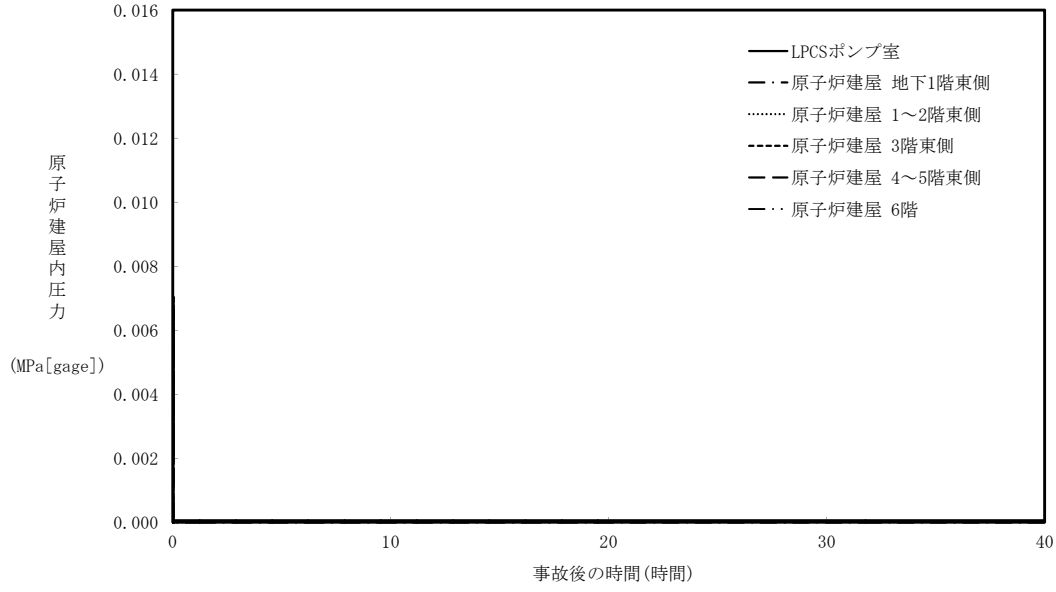
第 3－1 図　原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



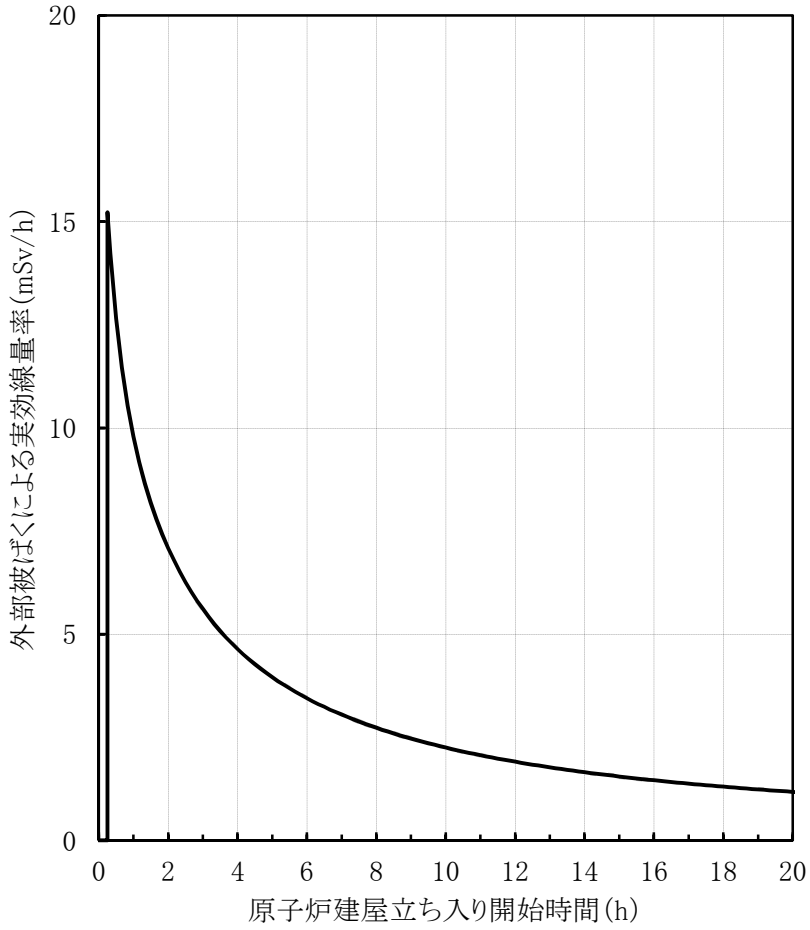
第 3－2 図　原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



第 4－1 図　原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



第 4－2 図　原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）



第5図　原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の検知手段について

(1) インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の判断方法について

第１表にインターフェイスシステムＬＯＣＡと格納容器内でのＬＯＣＡが発生した場合のパラメータ比較を示す。インターフェイスシステムＬＯＣＡと格納容器内でのＬＯＣＡは，どちらも原子炉冷却材の漏えい事象であるが，漏えい箇所が格納容器の内側か外側かという点で異なる。このため，原子炉圧力，原子炉水位といった原子炉冷却材一次バウンダリ内のパラメータは同様の挙動を示すが，エリアモニタや格納容器圧力といった格納容器内外のパラメータに相違が表れるので，容易にインターフェイスシステムＬＯＣＡと判別することができる。

第1表　インターフェイスシステムＬＯＣＡと格納容器内でのＬＯＣＡ発生時のパラメータ比較

	各パラメータ	ＩＳＬＯＣＡ	格納容器内での ＬＯＣＡ
原子炉圧力容器 パラメータ	原子炉水位	変動※	変動※
	原子炉圧力	変動※	変動※
格納容器 パラメータ	格納容器内圧力	変化なし	上昇
	ドライウェル雰囲気温度	変化なし	上昇
	格納容器ドレン流量	変化なし	上昇
格納容器外 パラメータ	残留熱除去系系統圧力	上昇	変化なし
	原子炉建屋床ドレンサンプ ポンプ運転頻度	増加※	変化なし
	原子炉建屋内空間線量率	上昇	変化なし

※漏えい量により変動しない場合がある。

(2)　インターフェイスシステムＬＯＣＡの認知について

インターフェイスシステムＬＯＣＡは，定期試験等により低圧設計部と高圧設計部を隔離する弁の開操作を実施する際に発生する事故である。低圧設計部に原子炉圧力が負荷された場合，系統の異常過圧を知らせる警報（RHR ABNORMAL HI/LO PRESS）が発報するため，これを認知した時点で隔離弁を閉止する手順となっている。さらに残留熱除去系の熱交換器室には室温上昇及び室内への漏水を検知し発報する警報（LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH 及び RHR Hx AREA FLOODING）が設置されているため，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生を容易に認知することができる。

これらの警報以外にも第 2 表に示すとおり原子炉圧力，水位等のパラメータ変化を確認することで総合的にインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生を確認し，中央制御室からの遠隔隔離操作を試みる。仮に中央制御室からの遠隔隔離ができない場合は，現場手動操作により弁を閉止することで漏えい系統を隔離する。

第２表　インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生を認知するパラメータ等

パラメータ等	インターフェイスシステムＬＯＣＡ 発生時の変化
警報「RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」	残留熱除去系ポンプ出口圧力が約 2.7MPa［gage］まで上昇したことを検知し発報する。（通常時約 0.49MPa［gage］）
警報「RHR Hx AREA FLOODING」	床面より約 300 ㎜水位が形成されたことを検知し発報する。（通常時 0 ㎜）
警報「LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH」	室温が 74℃まで上昇したことを検知し発報する。（通常時約 20～40℃）
火災警報	漏えい発生場所近傍の火災警報が発報する。
原子炉建屋空間線量率	漏えい発生場所近傍のエリアモニタが上昇する。
原子炉建屋ダストモニタ	漏えい発生場所近傍のダストモニタが上昇する。
原子炉圧力	原子炉圧力が低下する
原子炉水位	原子炉水位が低下する
主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ	原子炉水位を自動で一定に制御するため，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生により給水流量が増加しミスマッチが拡大する。
警報「R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH」「R/B FD SUMP LEVEL HI-HI」等	漏えい水のサンプへの流入によりサンプポンプ運転頻度が増加又は連続運転となる。また，サンプ液位が通常運転液位を超えたことを検知し警報が発報する。

1.4　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手順等

＜　目　次　＞

1.4.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

ｂ．原子炉運転中の対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　低圧代替注水

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　復旧

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

(c)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

ⅰ）　低圧代替注水

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｃ．原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　低圧代替注水

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　復旧

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

ｄ．手順等

1.4.2　重大事故等時の手順

1.4.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
(1)　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
(2)　低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
(3)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順
(1)　フロントライン系故障時の対応手順
ａ．低圧代替注水
(a)　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
(b)　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
(c)　代替循環冷却系による原子炉注水
(d)　消火系による原子炉注水
(e)　補給水系による原子炉注水
ｂ．重大事故等時の対応手段の選択
(2)　サポート系故障時の対応手順
ａ．復旧
(a)　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
ｂ．重大事故等時の対応手段の選択
(3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順
ａ．低圧代替注水
(a)　低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
(b)　低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
(c)　代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
(d)　消火系による残存溶融炉心の冷却
(e)　補給水系による残存溶融炉心の冷却

ｂ．重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3　原子炉運転停止中における対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

(2)　サポート系故障時の対応手順

ａ．復旧

(a)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

ｂ．重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.3　重大事故対策の成立性

1．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1)　可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2)　系統構成

2．消火系による原子炉注水

(1)　系統構成

3．補給水系による原子炉注水

(1)　系統構成

1.4　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手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。

（2）復旧

a）設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉運転中において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における注水機能である。

原子炉運転停止中において，原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備

が有する機能は，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における注水機能である。また，原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉内の崩壊熱除去機能である。

これらの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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため，原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

原子炉運転中において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として，残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

原子炉運転停止中において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として，残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。また，原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプを設置している。

なお，本条項での原子炉運転停止中とは，原子炉冷却材温度100℃未満※1及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。

※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば，重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.4－1図）

また，炉心の著しい損傷，溶融が発生し，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において，格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※2及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※3を選定する。

※2　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって，新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※3　自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，残留熱除

去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障による機能喪失を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。

さらに，炉心の著しい損傷，溶融が発生し，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4－1表に整理する。

ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ

・残留熱除去系熱交換器

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・低圧炉心スプレイ系ポンプ

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ

・残留熱除去系熱交換器

・残留熱除去系海水ポンプ

b．原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ） 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

（ⅰ） 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅱ） 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅲ） 代替循環冷却系による原子炉注水

代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・代替循環冷却系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器（A）

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

（ⅳ） 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・電動駆動消火ポンプ

・ディーゼル駆動消火ポンプ

・ろ過水貯蔵タンク

・多目的タンク

（ⅴ） 補給水系による原子炉注水

補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・復水移送ポンプ

・復水貯蔵タンク

ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ｉ） 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」で使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅱ） 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(a)ｉ)(iii)　代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち，残留熱除去系熱交換器（Ａ），サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(a)ｉ)(iii)　代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち，残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で冷却機能が喪失した場合においても，原子炉を冷却することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・代替循環冷却系ポンプ

残留熱除去系の有する格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり，原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため，低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが，低圧で注水が可能な設備であるため，低圧注水手段としては有効である。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事

故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

・電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

ｉ）　復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備により緊急用Ｍ／Ｃを受電した後，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄへ電源を供給するとともに，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（低圧注水系）を復旧する手段がある。

また，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（低圧注水系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し，電源及び冷却水の供給を継続することにより，残留熱除去系（低圧注水系）を十分な期間，運転継続することが可能である。

また，原子炉運転停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し，長期的に原子炉を除熱する手段がある。なお，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については，「1.4.1(2)ｃ．(b)ｉ）復旧」にて整備する。

（ｉ） 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）

・残留熱除去系熱交換器

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ｉ） 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち，サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ｉ） 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後

の原子炉注水」で使用する設備のうち，残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却），残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても，残留熱除去系（低圧注水系）を復旧し，原子炉を冷却することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

ⅰ） 低圧代替注水

炉心の著しい損傷，溶融が発生し，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。

（ⅰ） 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅱ） 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅲ） 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・代替循環冷却系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器（A）

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

（ⅳ） 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・電動駆動消火ポンプ

・ディーゼル駆動消火ポンプ

・ろ過水貯蔵タンク

・多目的タンク

（ｖ） 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・復水移送ポンプ

・復水貯蔵タンク

ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2)ｂ．(c)ｉ)(ｉ） 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(c)ｉ)(ⅱ） 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(c)ｉ)(ⅲ） 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち，代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器（Ａ），サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｂ．(c)ｉ)(ⅲ） 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち，残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合においても，残存溶融炉心を冷却することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

・電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

ｃ．原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ｉ）　低圧代替注水

原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4.1(2)ｂ．(a)ｉ） 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により，原子炉運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプの故障で冷却機能が喪失した場合においても，原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

ｉ） 復旧

原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備により緊急用Ｍ／Ｃを受電した後，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ ２Ｃ又はＭ／Ｃ ２Ｄへ電源を供給するとともに，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し，電源及び冷却水の供給を継続することにより，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間，運転継続することが可能である。

（ｉ） 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）

・残留熱除去系熱交換器

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2)ｃ．(b)ｉ)(ｉ)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち，緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2)ｃ．(b)ｉ)(ｉ)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却），残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失に

より使用できない場合においても，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し，原子炉を除熱することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能であれば，原子炉を除熱する手段として有効である。

ｄ．手順等

上記「ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」，「ｂ．原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「ｃ．原子炉運転停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※1及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.4－1表）

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.4－2表，第1.4－3表）

※1　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.4.2）

1.4.2　重大事故等時の手順

1.4.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1)　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

残留熱除去系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し，サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

ａ．手順着手の判断基準

給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ｂ．操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（Ｂ）又は残留熱除去系（低圧注水系）（Ｃ）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）の起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）の手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系（Ａ）ポンプが起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）による原子

炉への注水の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（A）の手動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）により開したことを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持※[1]するように指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持※[1]し，発電長に報告する。

※1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁を開とし，格納容器スプレイを実施する。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2)　低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し，サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

ａ．手順着手の判断基準

給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ｂ．操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4－3図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低圧炉心スプレイ系の起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系の手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル１）又はドライウェル圧力高）により開したことを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レ

ベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持するように指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持し，発電長に報告する。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(3)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し，原子炉の除熱を実施する。

ａ．手順着手の判断基準

原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル３）設定点から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持され，かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa［gage］以下の場合。

ｂ．操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ａ）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ｂ）による原子炉冷却手順も同様。）

概要図を第1.4－4図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ａ）による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて，原子炉保護系電

源の復旧を実施する。

③運転員等は中央制御室にて，格納容器隔離を復旧する。

④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。

⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し，原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。

⑦運転員等は，発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa［gage］以下であることを確認し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし，閉側回路を除外する。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し，残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系内側隔離弁を開にし，開側回路の除外を解除する。

⑫運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。

⑬運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。

⑭運転員等は，発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）

による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

⑮発電長は，運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

⑰運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑱運転員等は中央制御室にて，原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し，発電長に報告する。

c．操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名により操作を実施する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

a．低圧代替注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において，低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は，低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち，低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉注水を開始する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え給水系，復水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉注水を実施する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4－5図に，タイムチャートを第1.4－6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また，原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には，原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を

実施し，残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また，原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には，原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。

③運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は，発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し，低圧代替注水系（常設）を起動した後，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa［gage］以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。

⑨運転員等は，発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（C）を開にし，原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉

注水流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

原子炉運転中において，上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，原子炉運転停止中の当直要員の体制においては，中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4－7図に，タイムチャートを第1.4－8図に示す。

（残留熱除去系（Ｃ）配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は，手順⑨以外同様。）

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は，重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に残留熱除去系（Ｃ）配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｃ）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨[a]残留熱除去系（Ｃ）配管を使用した西側接続口による原子炉

注水の場合

運転員等は中央制御室にて，原子炉注水弁，残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお，電源が確保できない場合，運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作により原子炉注水弁，残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑨ᵇ低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて，原子炉注水弁，低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお，電源が確保できない場合，運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作により原子炉注水弁，低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は，災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑫重大事故等対応要員は，災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，西側接続口又は東側接続口の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑯災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑰発電長は，運転員等に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことの確認を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑲発電長は，災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを連絡する。

⑳発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持するように指示する。

㉑運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉注水流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（Ｃ）配管を使用した西側

接続口による原子炉注水の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（Ｃ）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.4.3）

(c)　代替循環冷却系による原子炉注水

ⅰ）　手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4－9図に，タイムチャートを第1.4－10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注水配管分離弁，残留熱除去系（Ａ）ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系入口弁及び代替循環冷却系テストライン弁を開にする。

⑦運転員等は，発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプを起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑩発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，代替循環冷却系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（Ａ）を開にした後，代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。

⑫運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑬発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持するように指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持し，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d)　消火系による原子炉注水

ⅰ）　手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

ⅱ）　操作手順

消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4－11図に，タイムチャートを第1.4－12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，消火系による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。

④運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑤運転員等は，発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に電動駆動消火ポンプ※1又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し，消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑧発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，消火系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁を開にする。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（Ｂ）を開にする。

⑪運転員は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑫発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持※2するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持※2し，発電長に報告する。

※1：常用電源が使用できる場合に，電動駆動消火ポンプを使用

する。

※2：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁（Ｂ）の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁（Ｂ）を開とし，格納容器スプレイを実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

なお，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.4.3）

(e) 補給水系による原子炉注水

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4－13図に，タイムチャートを第1.4－14図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，補給水系による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

④災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。

⑤重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

⑥重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。

⑧発電長は，運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。

⑩運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁を開にする。

⑫運転員等は，発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑬発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（Ｂ）を開にし，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑰発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持※1するように指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点の間で維持※1し，発電長に報告する。

※1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁（Ｂ）の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁（Ｂ）を開とし，格納容器スプレイを実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名及

び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

なお，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.4.3）

b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4－19図に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し，原子炉へ注水ができない場合は，低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系により原子炉へ注水する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

なお，消火系による原子炉への注水は，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

a．復旧

(a)　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）による注水機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM／C　２Cを優先し緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（低圧注水系）（A）を優先して使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cが受電され，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され，サプレッション・プールの水

位が確保されている場合。

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（Ｂ）又は残留熱除去系（低圧注水系）（Ｃ）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4－15図に，タイムチャートを第1.4－16図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（低圧注水系）（Ａ）による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（Ａ）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa［gage］以下であることを確認し，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（Ａ）を開とし，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量

の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑦発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持※1するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）設定点以上から原子炉水位高（レベル８）設定点に維持※1し，発電長に報告する。

※1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁（Ａ）又は（Ｂ）の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁（Ａ）又は（Ｂ）を開とし，格納容器スプレイを実施する。

iii） 操作の成立性

原子炉運転中において，上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

さらに，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定

する。

また，原子炉運転停止中の当直要員の体制においては，中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。

b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4－19図に示す。

全交流動力電源が喪失し，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。なお，常設代替交流電源設備によりM／C　２C又はM／C　２Dが受電できない場合は，「1.4.2.2(1) a．低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は，緊急用海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。

緊急用海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水するが，代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから，低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

原子炉運転停止後は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

(3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部に落下した場合，格納容器下部注水系

によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

ａ．低圧代替注水

(a)　低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

ⅰ）　手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ⅱ）　操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1)ａ．(a)　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水量：14m^3／h～50m^3／h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m^3／h～50m^3／h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には格納容器内の冷却を優先する。

なお，概要図は第1.4－5図，タイムチャートは第1.4－6図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ⅱ） 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）については，「1.4.2.2(1)ａ．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流

量：130m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水量：14m^3／h～50m^3／h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m^3／h～50m^3／h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には格納容器内の冷却を優先する。

なお，概要図は第1.4－7図，タイムチャートは第1.4－8図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（Ｃ）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

（添付資料1.4.3）

(c)　代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

ⅰ)　手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ⅱ)　操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1)ａ．(c)　代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイに必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m^3／h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m^3／h～50m^3／h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には格納容器内の冷却を優先する。

なお，概要図は第1.4－9図，タイムチャートは第1.4－10図と同様である。

ⅲ)　操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子

炉圧力容器内への注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d)　消火系による残存溶融炉心の冷却

ⅰ）　手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ⅱ）　操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1)ａ．(d)　消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ及びペデスタ

ル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水量：14m^3／h～50m^3／h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m^3／h～50m^3／h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には格納容器内の冷却を優先する。

なお，概要図は第1.4－11図，タイムチャートは第1.4－12図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.4.3）

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

ⅰ） 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確

認する。

ⅱ） 操作手順

補給水系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1)ａ．(e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水量：14m^3／h～50m^3／h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m^3／h～50m^3／h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には格納容器内の冷却を優先する。

なお，概要図は第1.4－13図，タイムチャートは第1.4－14図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.4.3）

ｂ．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4－19図に示す。

原子炉圧力容器が破損し，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心

スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は，低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心の冷却を実施する。

なお，消火系による残存溶融炉心の冷却は，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

1.4.2.3　原子炉運転停止中における対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については，「1.4.2.2(1)ａ．(a)　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」，「1.4.2.2(1)ａ．(b)　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」，「1.4.2.2(1)ａ．(c)　代替循環冷却系による原子炉注水」，「1.4.2.2(1)ａ．(d)　消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1)ａ．(e)　補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。

(2)　サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

ａ．復旧

(a)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残

留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM／C　２Cを優先し緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）を優先して使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cが受電され，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，原子炉圧力指示値が0.93MPa［gage］以下である場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され，原子炉圧力指示値が0.93MPa［gage］以下である場合。

ⅱ）　操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手

順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ｂ）による原子炉冷却手順も同様）

概要図を第1.4－17図に，タイムチャートを第1.4－18図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ａ）による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて，原子炉保護系電源の復旧を実施する。

③運転員等は中央制御室にて，格納容器隔離を復旧する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ａ）による原子炉の除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。

⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，残留熱除去系（Ａ）レグシールライン弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプ入口弁を閉とする。

⑦運転員等は中央制御室にて，原子炉再循環（Ａ）ポンプが停止していることを確認し，原子炉再循環（Ａ）ポンプ出口弁を閉にする。

⑧運転員等は，発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ａ）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa［gage］以下であることを確認し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（Ａ）によ

る原子炉除熱するための系統構成を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし，閉側回路を除外する。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し，残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

⑫運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系内側隔離弁を開にし，開側回路の除外を解除する。

⑬運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。

⑭運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。

⑮運転員等は，発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

⑯発電長は，運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

⑱運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑲運転員等は中央制御室にて，原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し，発電長に報告する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4－19図に示す。

全交流動力電源が喪失し，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお，常設代替交流電源設備によりM／C　２C又はM／C　２Dが受電できない場合は，「1.4.2.2(1)a．低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は，緊急用海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

緊急用海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが，代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから，低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

1.4.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」に整備する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」に整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.4－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段，対応設備，手順書一覧（1／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="4">フロントライン系故障</td><td rowspan="4">残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ

低圧炉心スプレイ系ポンプ</td><td rowspan="4">消火系による原子炉注水</td><td rowspan="1">主要設備</td><td>電動駆動消火ポンプ
ディーゼル駆動消火ポンプ
ろ過水貯蔵タンク
多目的タンク</td><td>自主対策設備</td><td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「水位確保」等

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td rowspan="3">関連設備</td><td>原子炉圧力容器
常設代替交流電源設備※4
可搬型代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（B）配管・弁
非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td>消火系配管・弁</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="3">フロントライン系故障</td><td rowspan="3">残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ

低圧炉心スプレイ系ポンプ</td><td rowspan="3">補給水系による原子炉注水</td><td>主要設備</td><td>復水移送ポンプ
復水貯蔵タンク</td><td>自主対策設備</td><td rowspan="3">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
「水位確保」等

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td rowspan="2">関連設備</td><td>原子炉圧力容器
常設代替交流電源設備※4
可搬型代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（B）配管・弁
非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>補給水系配管・弁
消火系配管・弁</td><td>自主対策設備</td><td></td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／25）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／25）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／25）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－４」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／25）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－４」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（Ｃ）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／25）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／25）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－４」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／25）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／25）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	補給水系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（22／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（23／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24／25）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱①	主要設備	緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（25／25）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱②	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.4－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(1)　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（2／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(2)　低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（3／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(3)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（4／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(a)　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能	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
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（5／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(b)　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（6／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(c)　代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（7／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(d)　消火系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（8／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(e)　補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（9／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(a)　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（10／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(a)　低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能	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
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（11／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(b)　低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（12／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(c)　代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（13／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 ａ．低圧代替注水			
(d)　消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（14／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.2　原子炉運転中における対応手順 (3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a．低圧代替注水			
(e)　補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	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 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

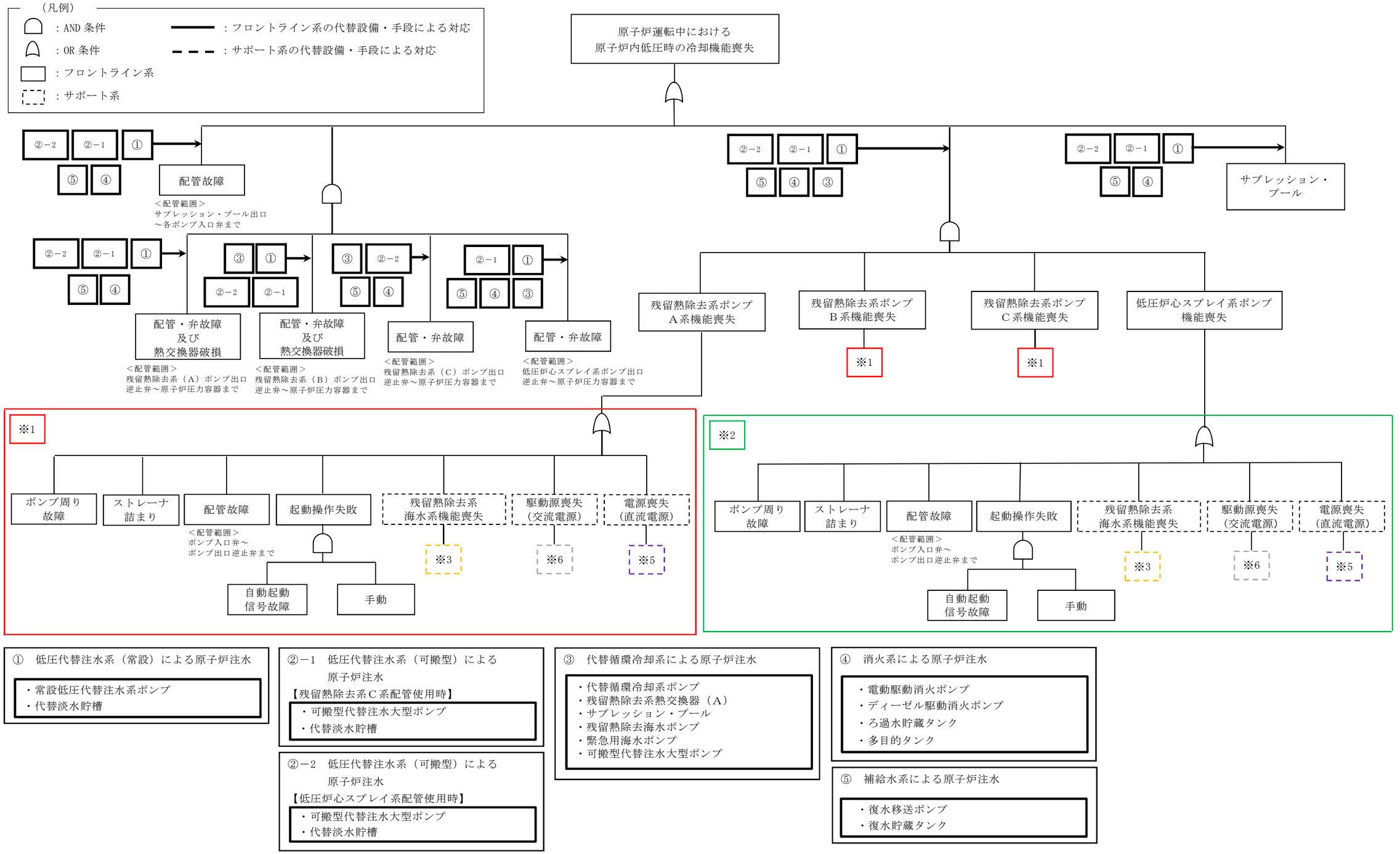
監視計器一覧（15／15）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.4.2.3　原子炉運転停止中における対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(a)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力１号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（ＳＡ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

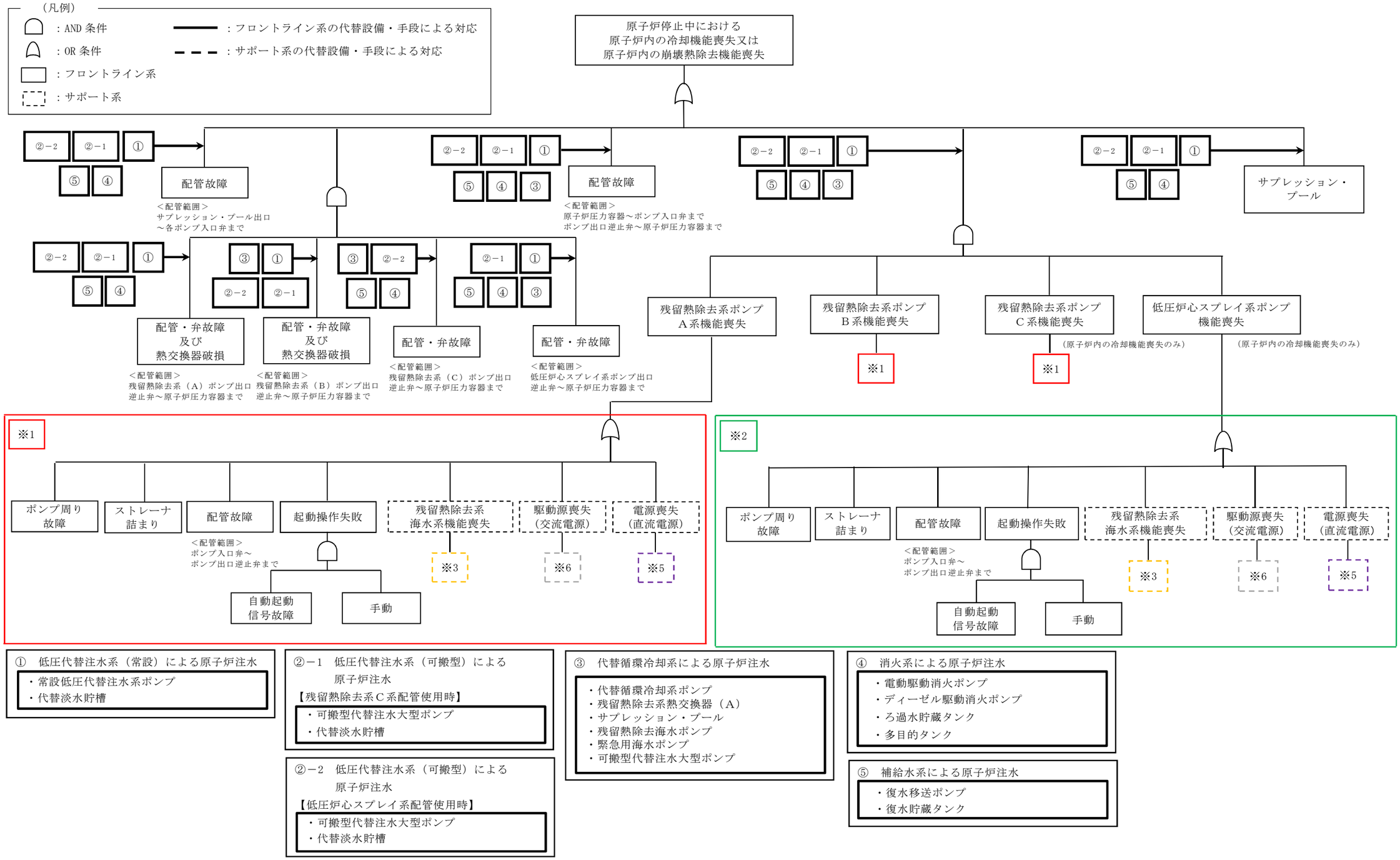
第1.4－3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.4】 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手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ



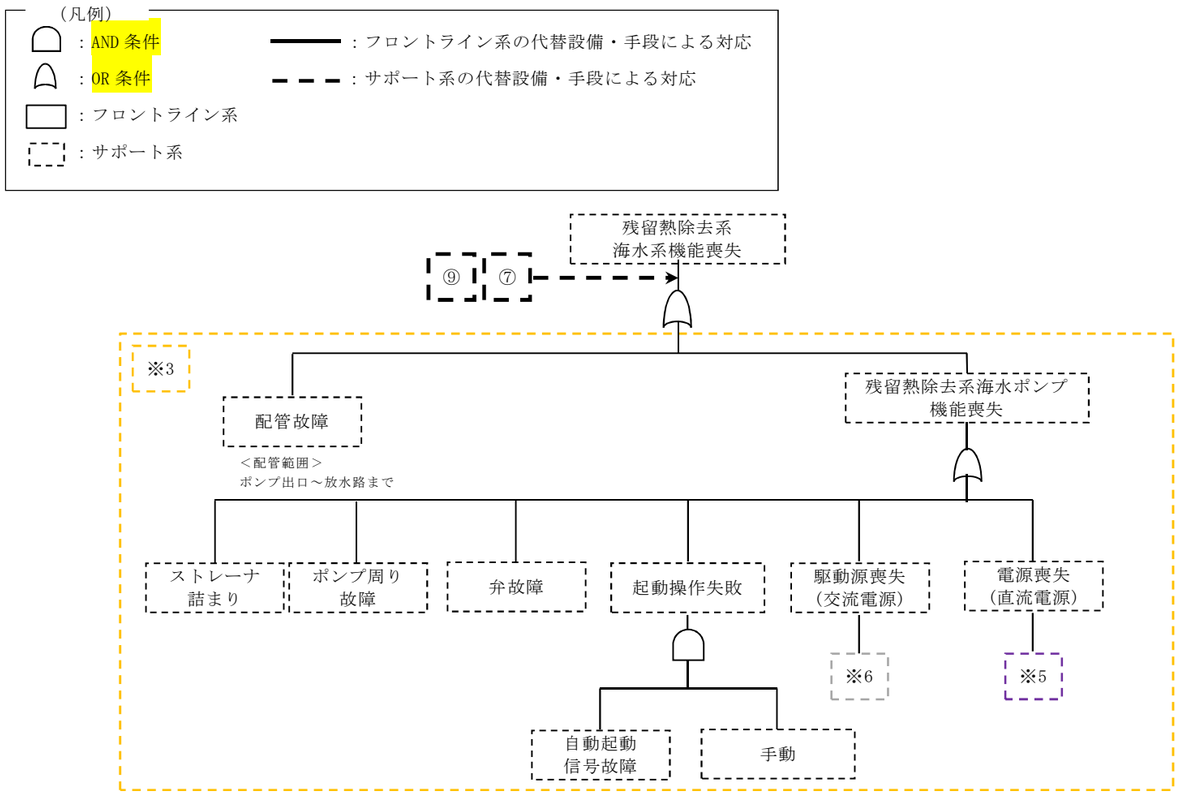
注1：低圧炉心スプレイ系については，常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため，全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
注2：残留熱除去系（C）については，熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため，全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

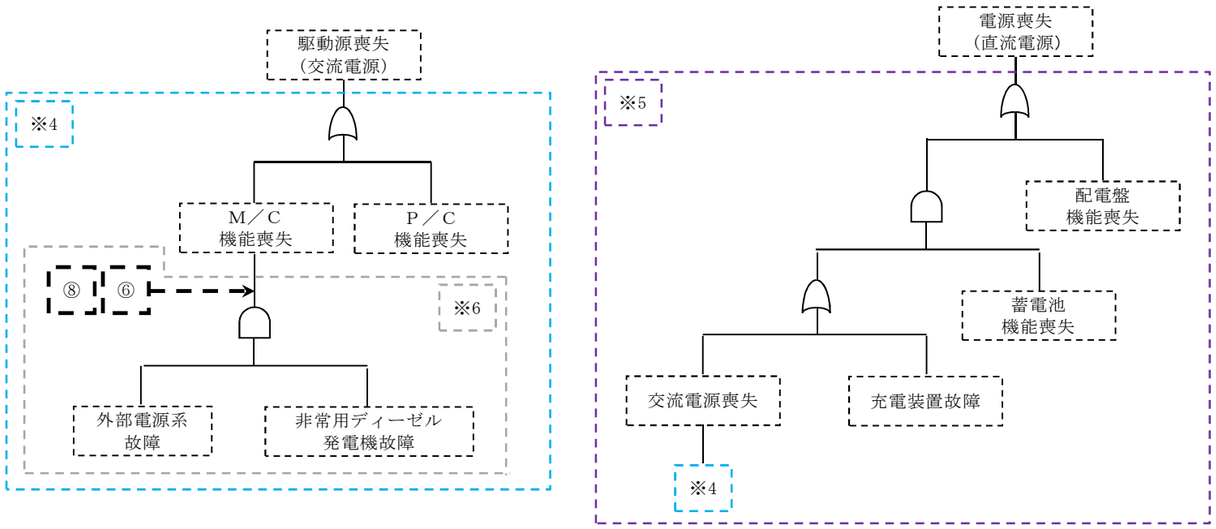
第 1.4－1 図　機能喪失原因対策分析（1／3）



注1：低圧炉心スプレイ系については，常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため，全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
注2：残留熱除去系（C）については，熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため，全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4－1 図　機能喪失原因対策分析（2／3）





⑥　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
【全交流動力電源喪失時】

- 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑧　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱
【全交流動力電源喪失時】

- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
- 残留熱除去系熱交換器
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑦　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
【残留熱除去系海水系機能喪失時】

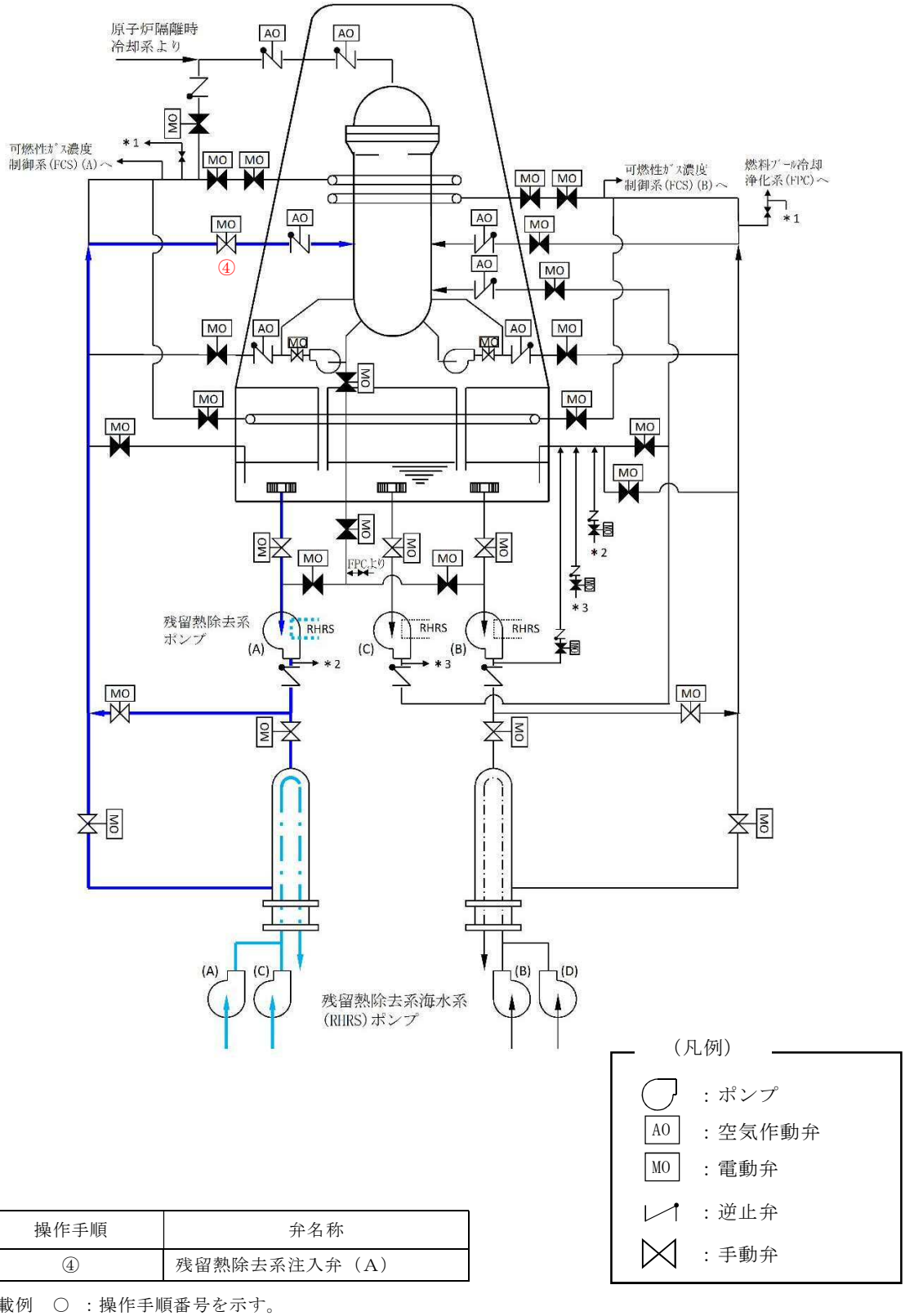
- 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑨　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱
【残留熱除去系海水系機能喪失時】

- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
- 残留熱除去系熱交換器
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

注1：低圧炉心スプレイ系については，常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため，全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
注2：残留熱除去系（C）については，熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため，全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。
注3：残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

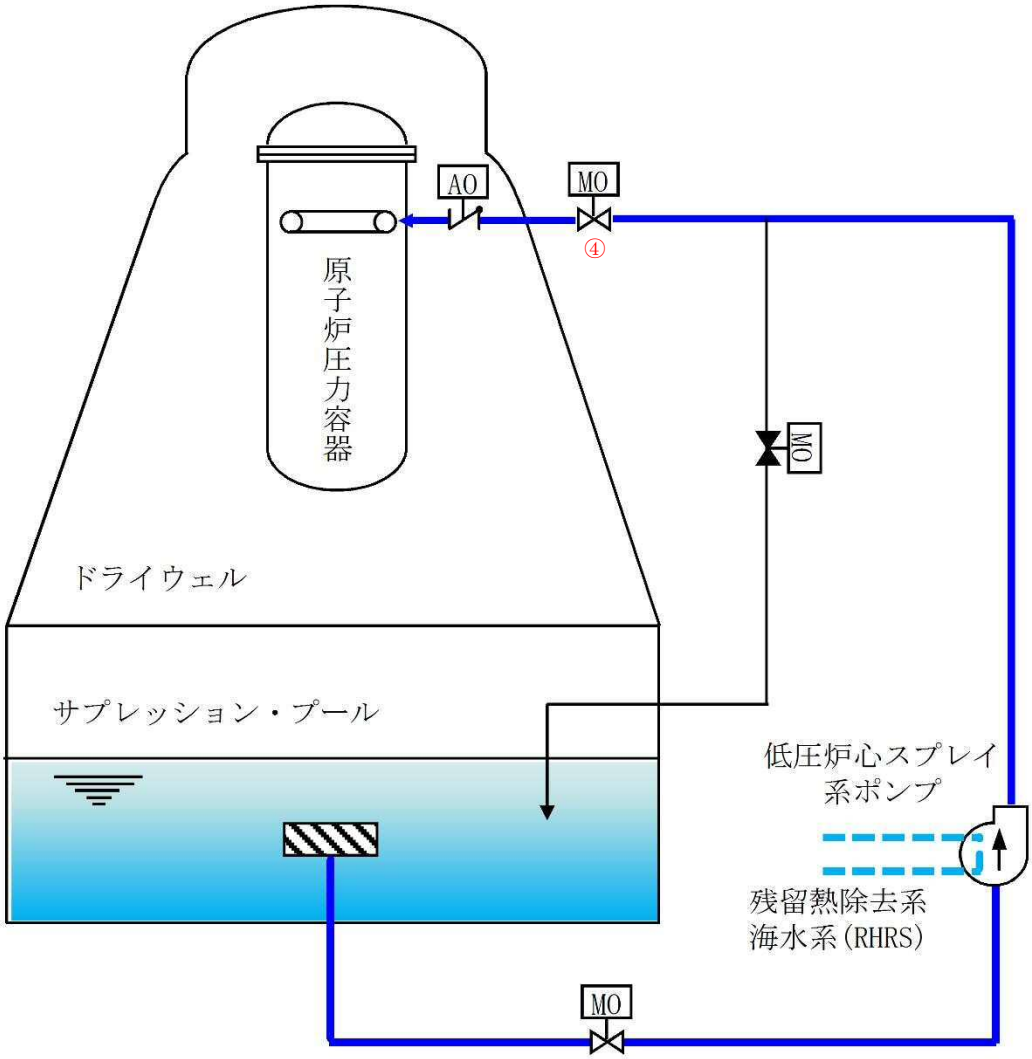
第 1.4－1 図　機能喪失原因対策分析（3／3）



操作手順	弁名称
④	残留熱除去系注入弁（A）

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.4－2図　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水　概要図



（凡例）

：ポンプ

AO ：空気作動弁

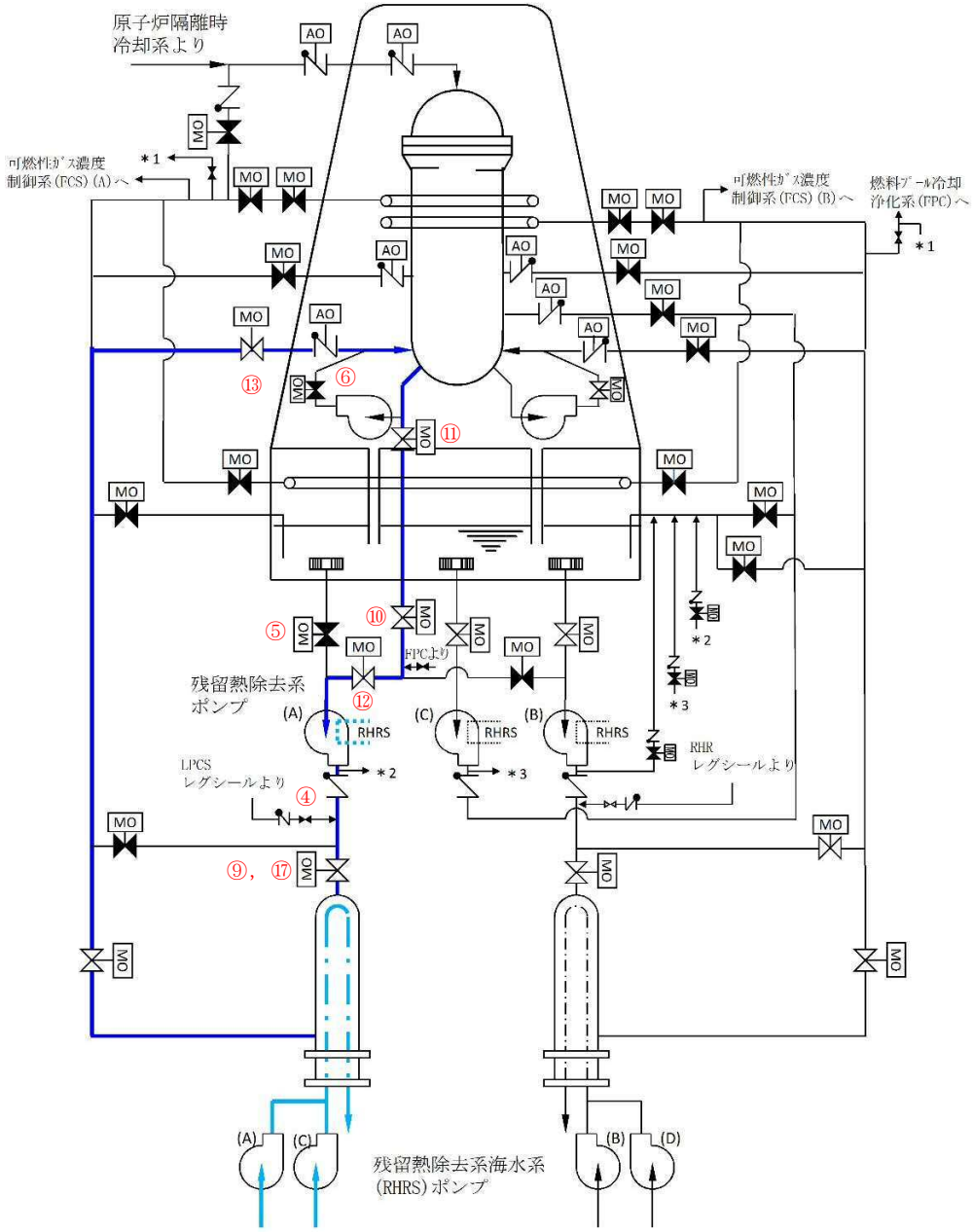
MO ：電動弁

：逆止弁

操作手順	弁名称
④	低圧炉心スプレイ系注入弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.4－3図　低圧炉心スプレイ系による原子炉注水　概要図

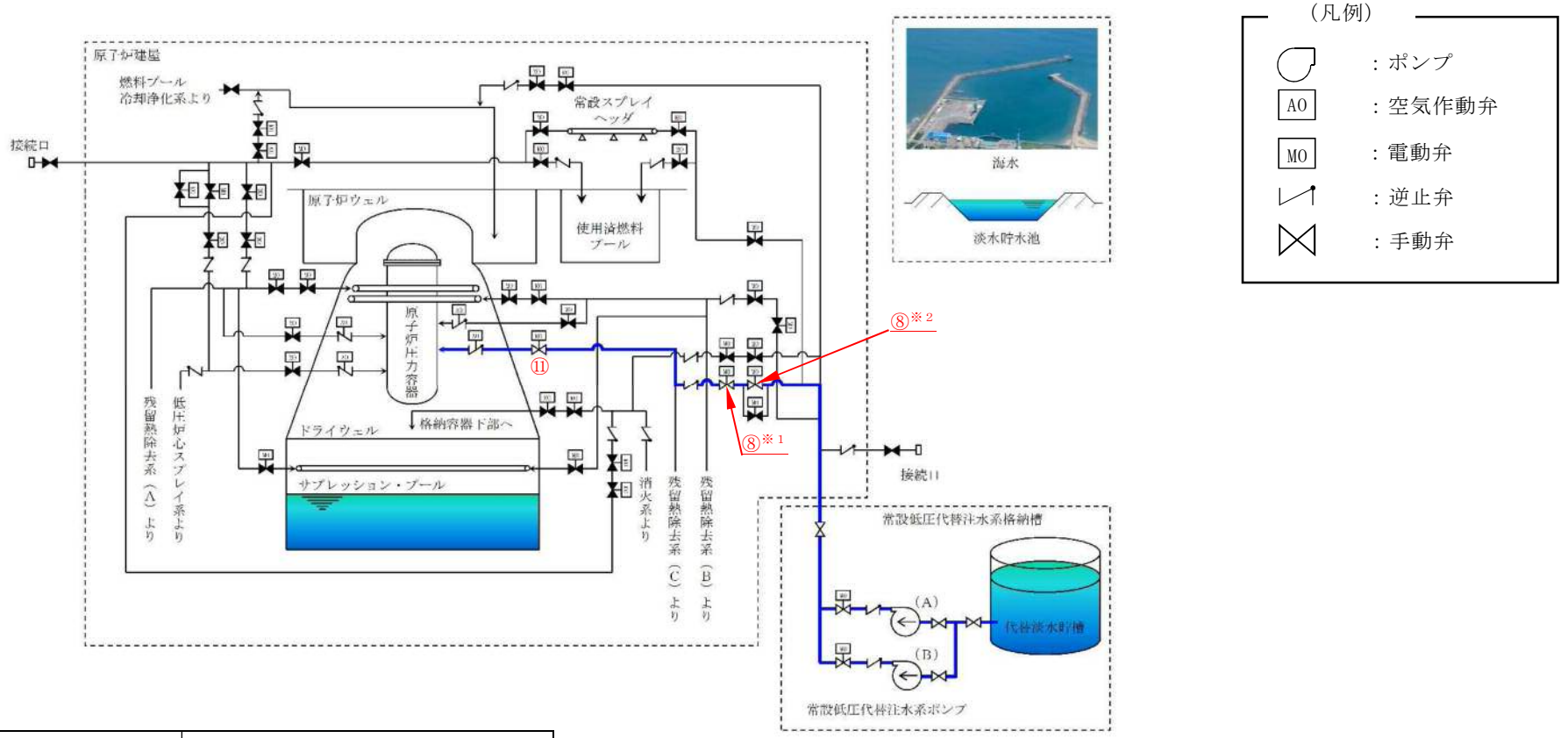


操作手順	弁名称
④	残留熱除去系（A）レグシールライン弁
⑤	残留熱除去系（A）ポンプ入口弁
⑥	原子炉再循環（A）ポンプ出口弁
⑨，⑰	残留熱除去系熱交換器（A）入口弁
⑩	残留熱除去系外側隔離弁
⑪	残留熱除去系内側隔離弁
⑫	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑬	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

（凡例）
- ：ポンプ
- AO　：空気作動弁
- MO　：電動弁
- ：逆止弁
- ：手動弁

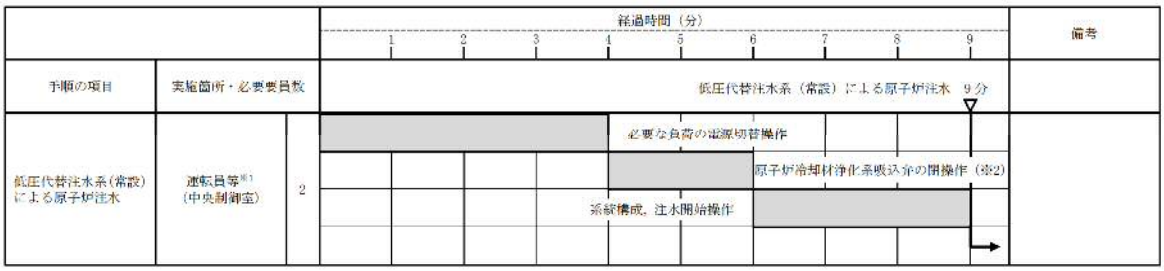
第1.4－4図　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱　概要図



操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑪	残留熱除去系注入弁（C）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

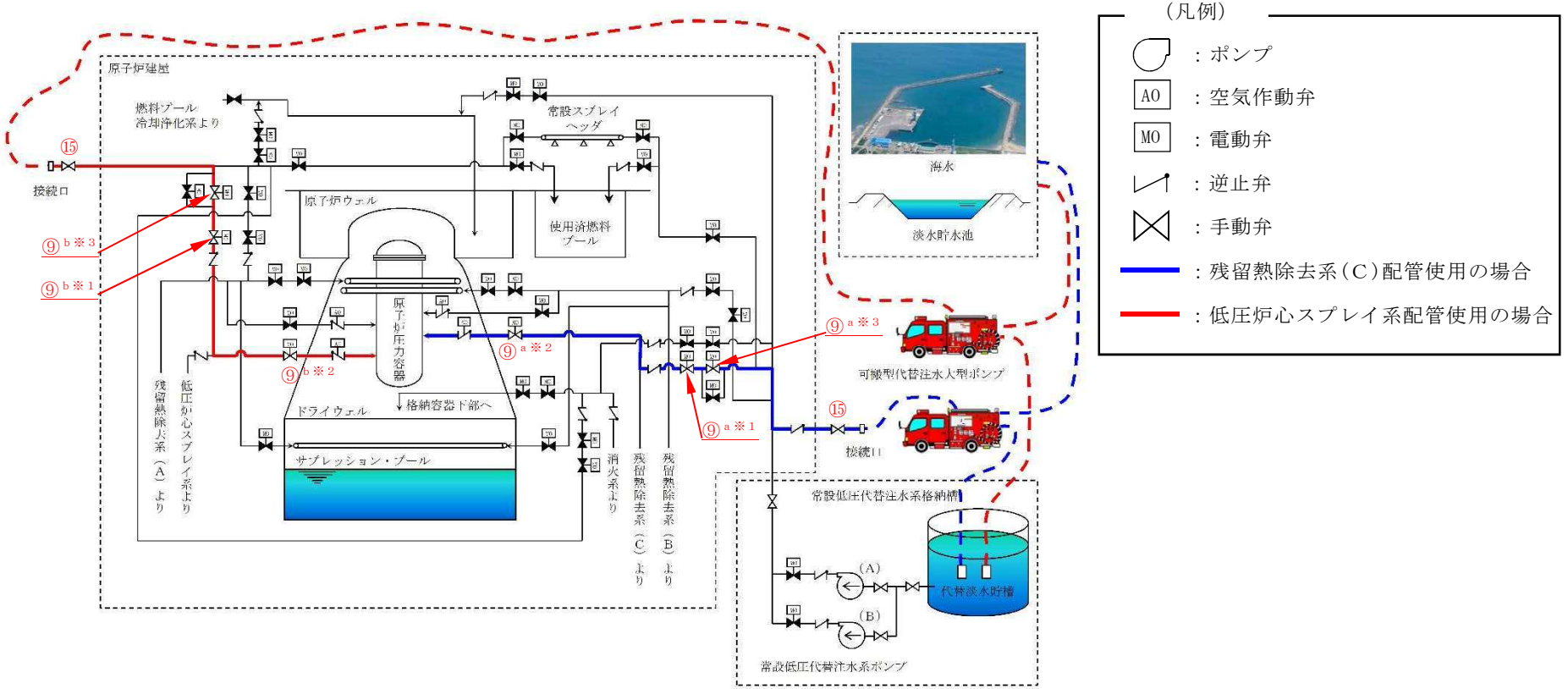
第1.4－5図　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水　概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は9分以内と想定する。

※2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

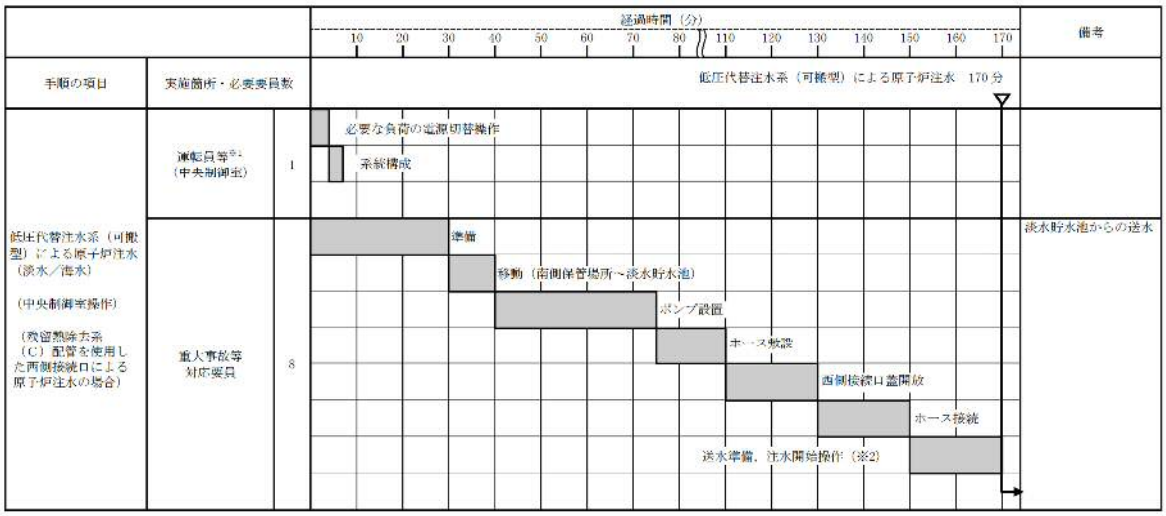
第1.4－6図　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水　タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨a※1，b※1	原子炉注水弁	⑨a※3，b※3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑨a※2	残留熱除去系注入弁（C）	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨b※2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

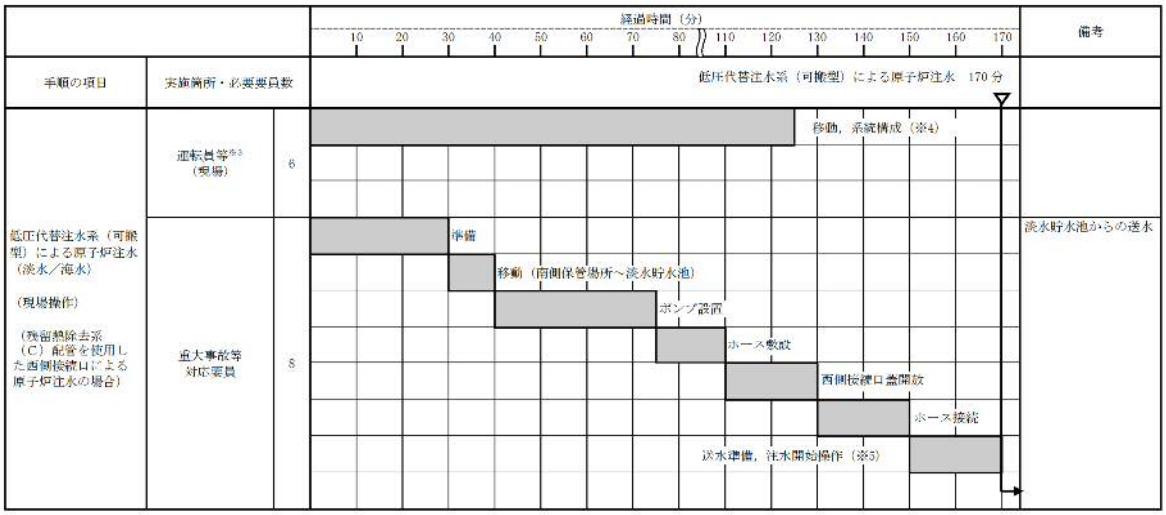
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－7図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）　概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は 170 分以内と想定する。

※2：低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで 135 分以内と想定する。

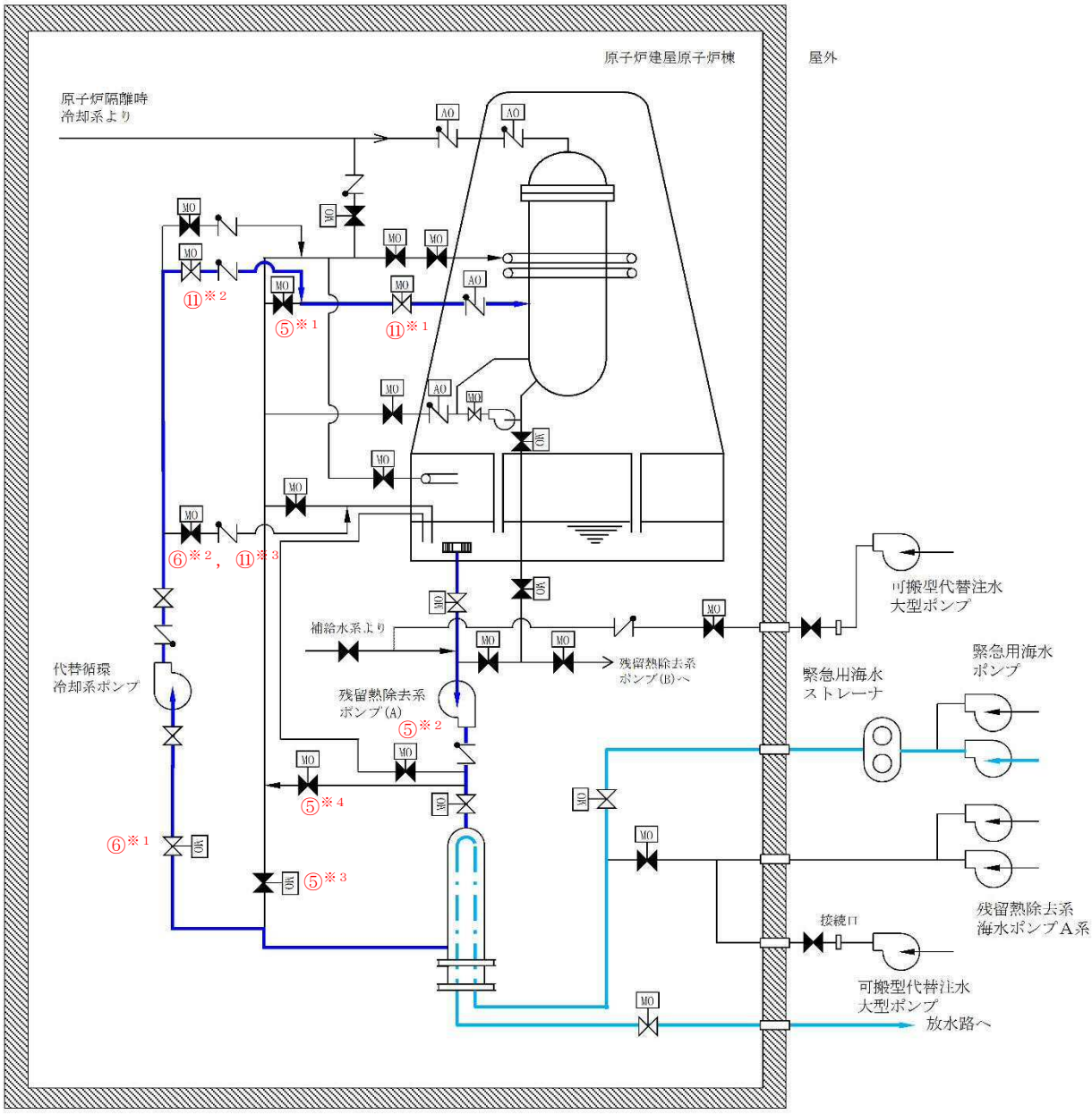


※3：当直運転員 3 名及び重大事故等対応要員（運転操作対応）3 名にて実施する。

※4：低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合，移動，系統構成は 70 分以内と想定する。

※5：低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで 135 分以内と想定する。

第1.4－8図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系（A）ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁
⑥※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1	残留熱除去系注入弁（A）
⑪※2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁
⑪※3	代替循環冷却系テストライン弁

（凡例）
- ：ポンプ
- AO：空気作動弁
- MO：電動弁
- ：逆止弁
- ：手動弁

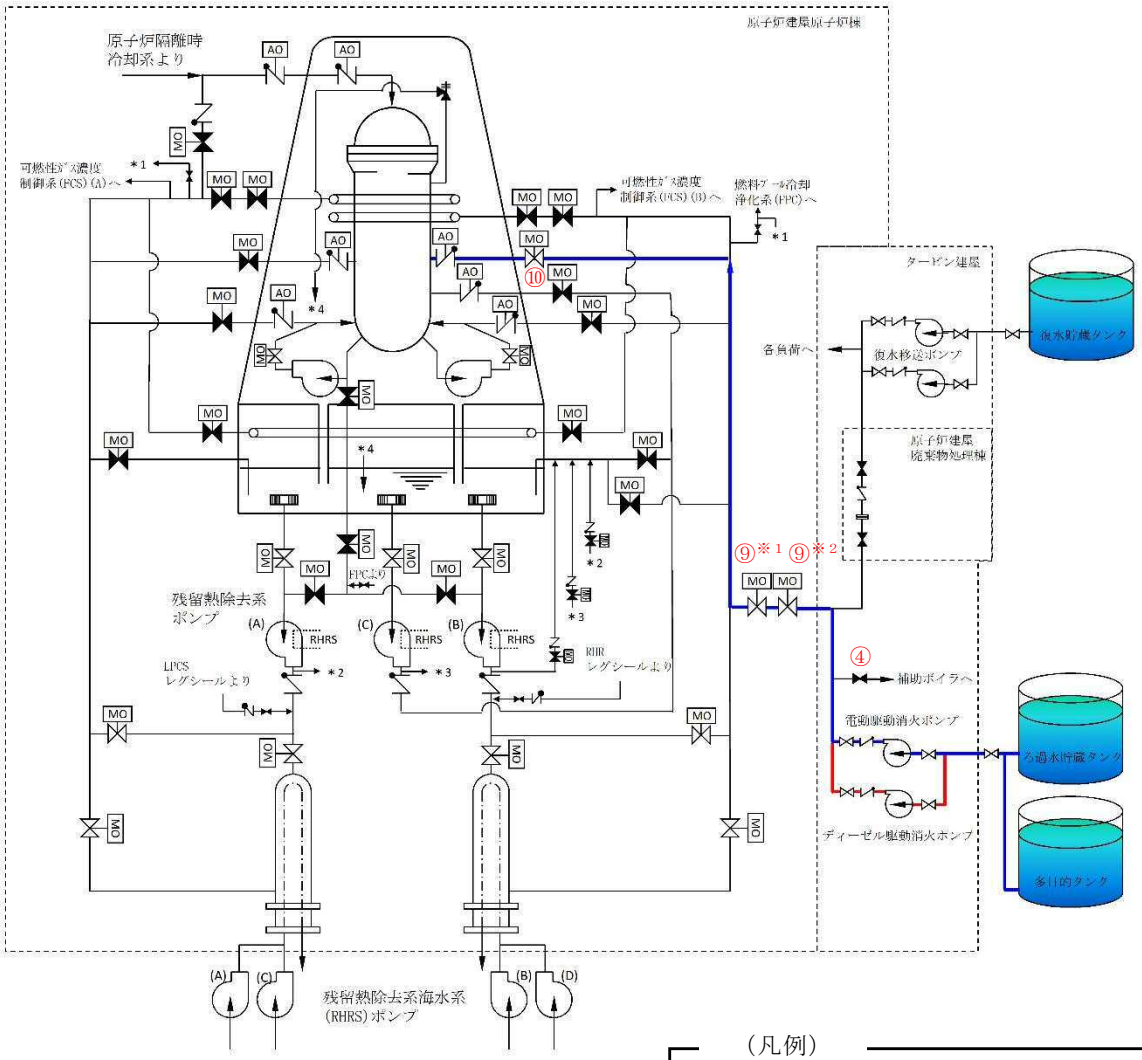
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－9図　代替循環冷却系による原子炉注水　概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水は35分以内と想定する。

第1.4－10図　代替循環冷却系による原子炉注水　タイムチャート



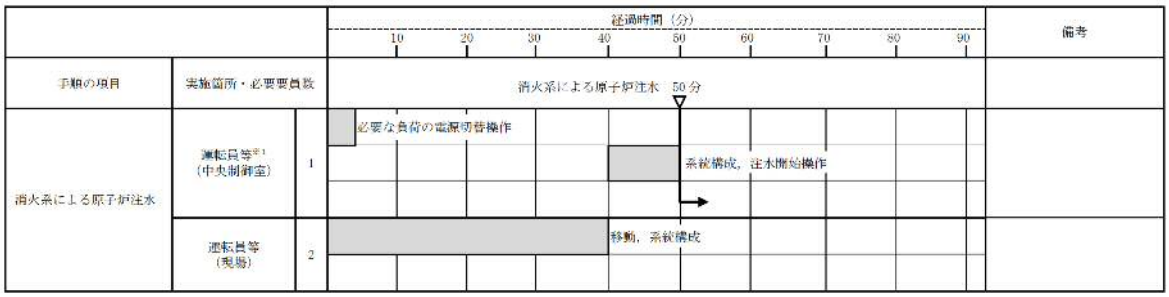
（凡例）

- ：ポンプ
- AO：空気作動弁
- MO：電動弁
- ：逆止弁
- ：手動弁
- ：電動駆動消火ポンプ使用の場合
- ：ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合

操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑩	残留熱除去系注入弁（B）

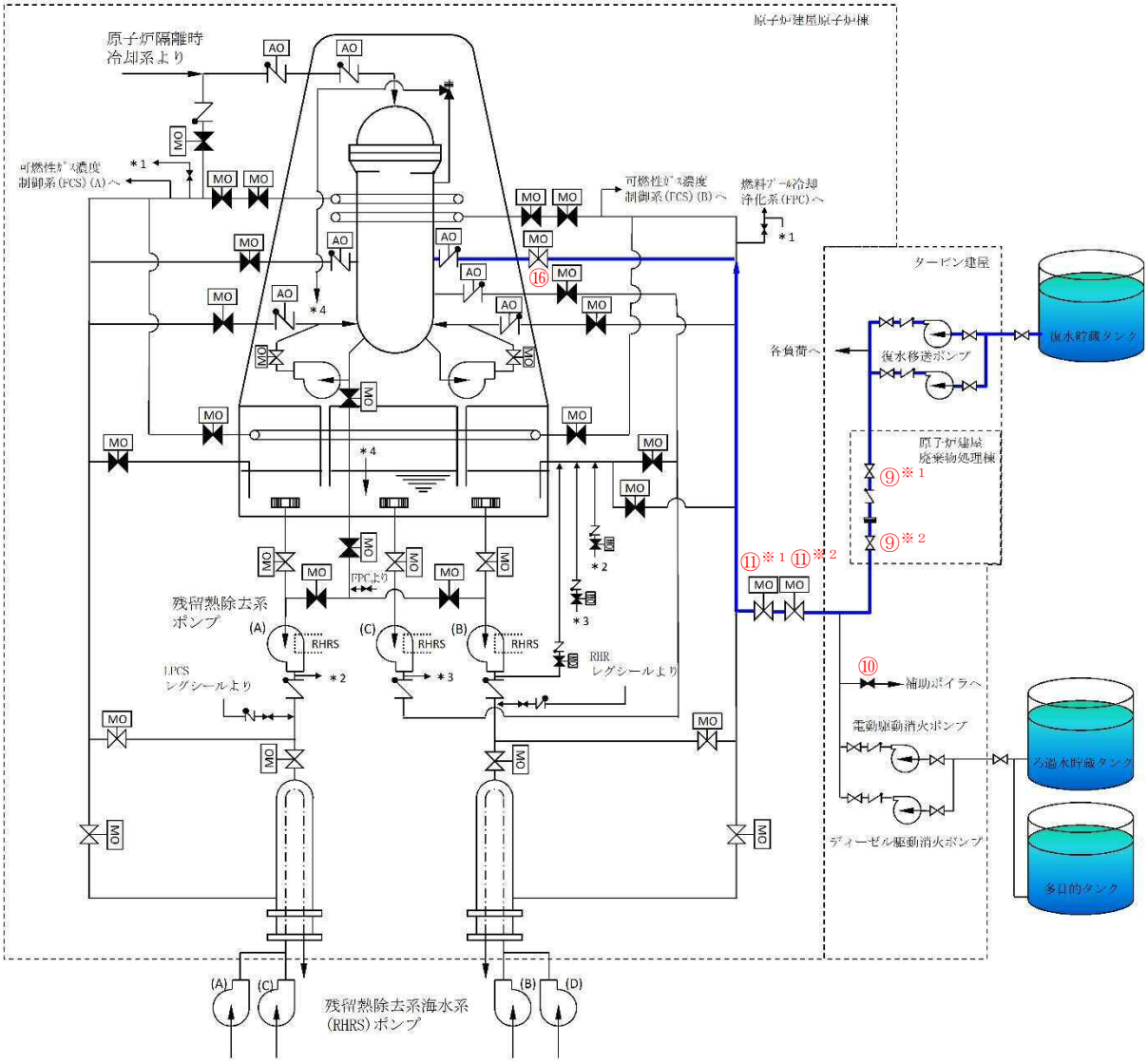
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－11図　消火系による原子炉注水　概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における消火系による原子炉注水は50分以内と想定する。

第1.4－12図　消火系による原子炉注水　タイムチャート



（凡例）

：ポンプ

AO：空気作動弁

MO：電動弁

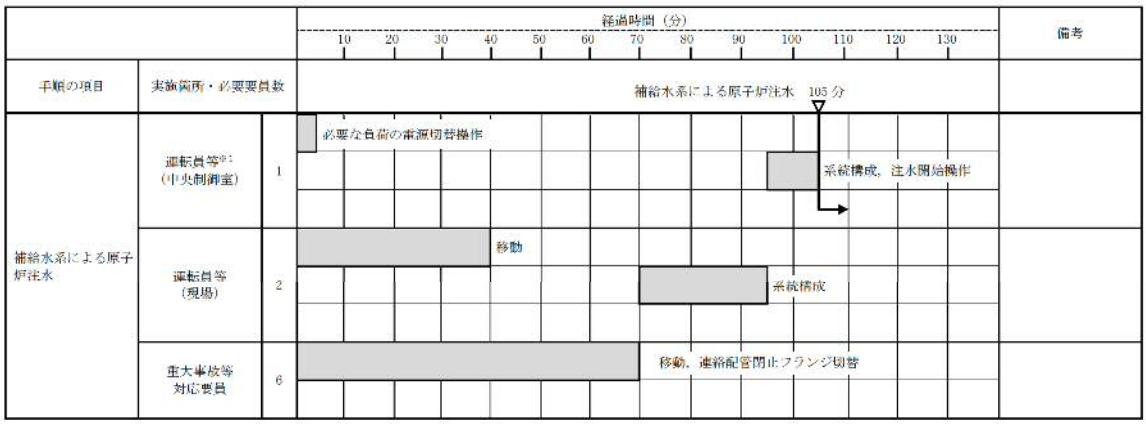
：逆止弁

：手動弁

操作手順	弁名称
⑨※1，※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑯	残留熱除去系注入弁（B）

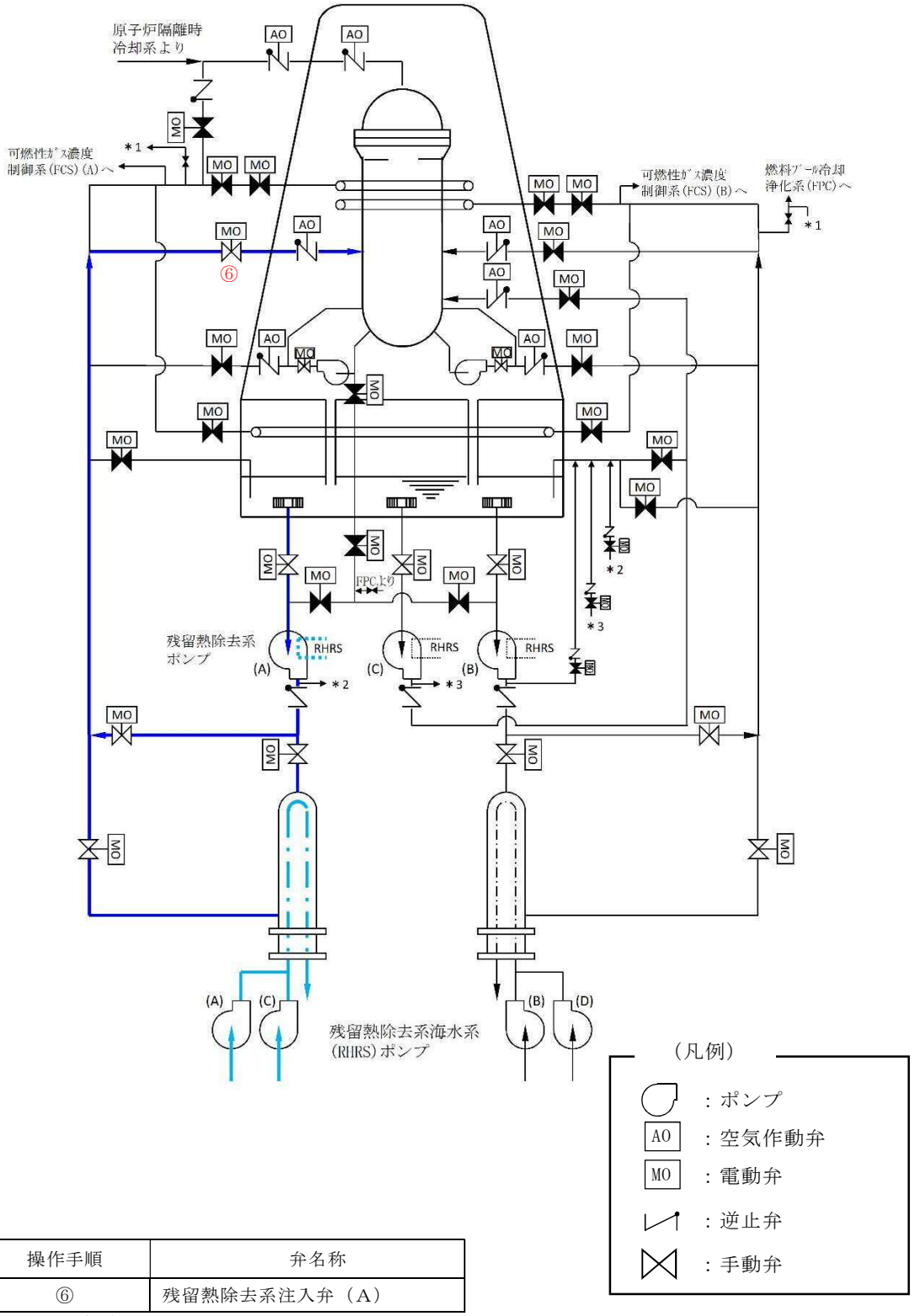
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－13図　補給水系による原子炉注水　概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は105分以内と想定する。

第1.4－14図　補給水系による原子炉注水　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	残留熱除去系注入弁（A）

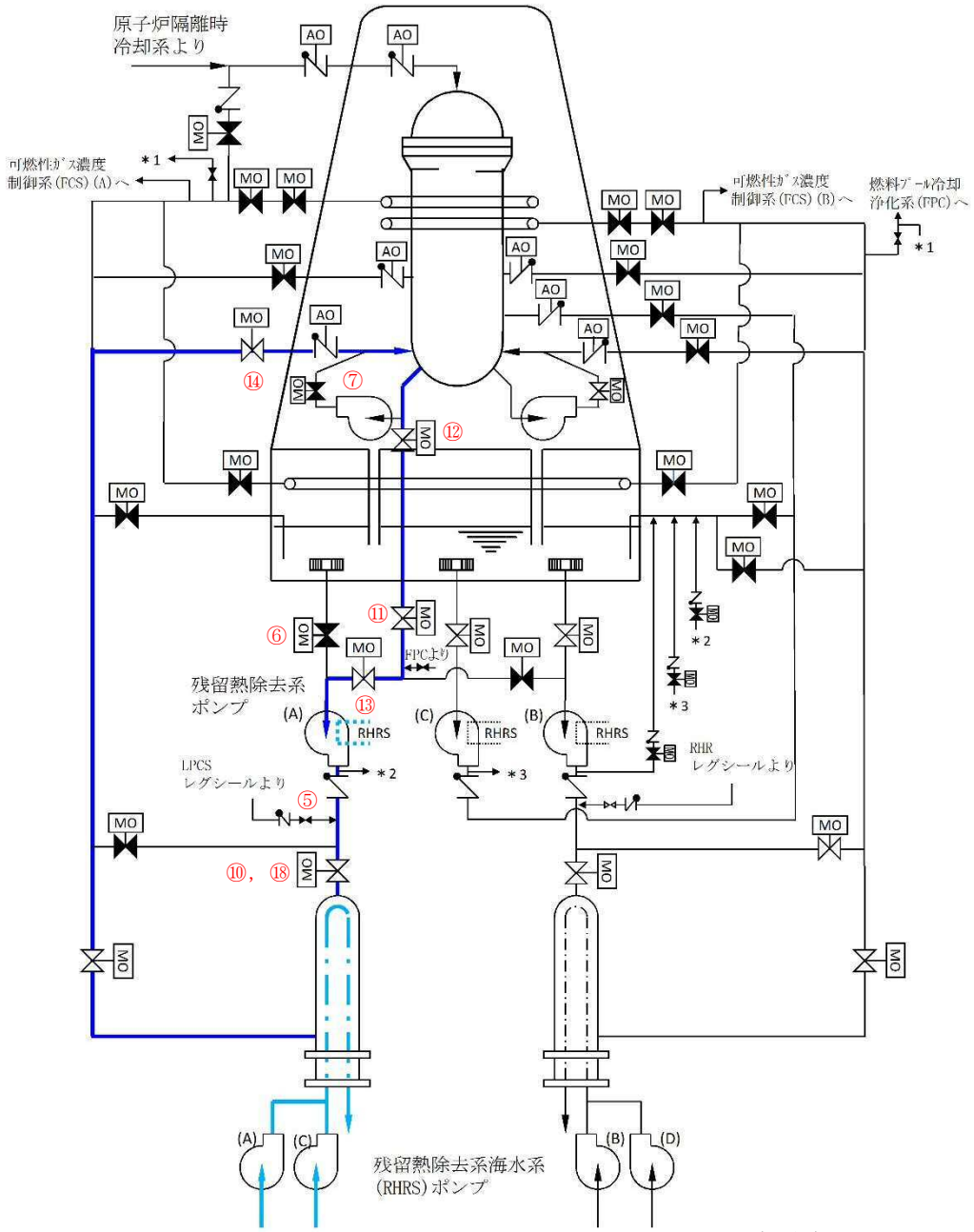
記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.4－15図　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水　概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は6分以内と想定する。
※2：残留熱除去系ポンプ（B）又は残留熱除去系ポンプ（C）による電源復旧後の原子炉注水開始まで 6 分以内と想定する。

第1.4－16図　残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	残留熱除去系（A）レグシールライン弁
⑥	残留熱除去系（A）ポンプ入口弁
⑦	原子炉再循環（A）ポンプ出口弁
⑩，⑱	残留熱除去系熱交換器（A）入口弁
⑪	残留熱除去系外側隔離弁
⑫	残留熱除去系内側隔離弁
⑬	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑭	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁

（凡例）

：ポンプ

AO：空気作動弁

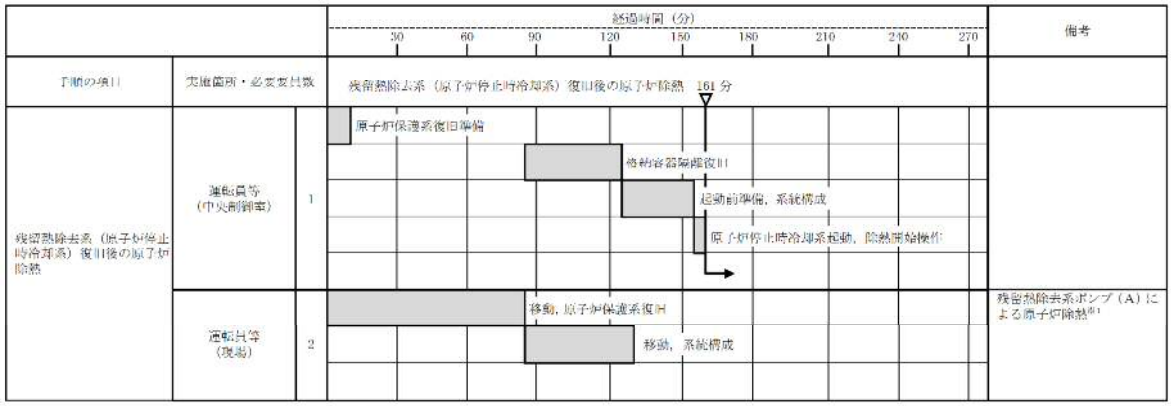
MO：電動弁

：逆止弁

：手動弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

第1.4－17図　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱　概要図

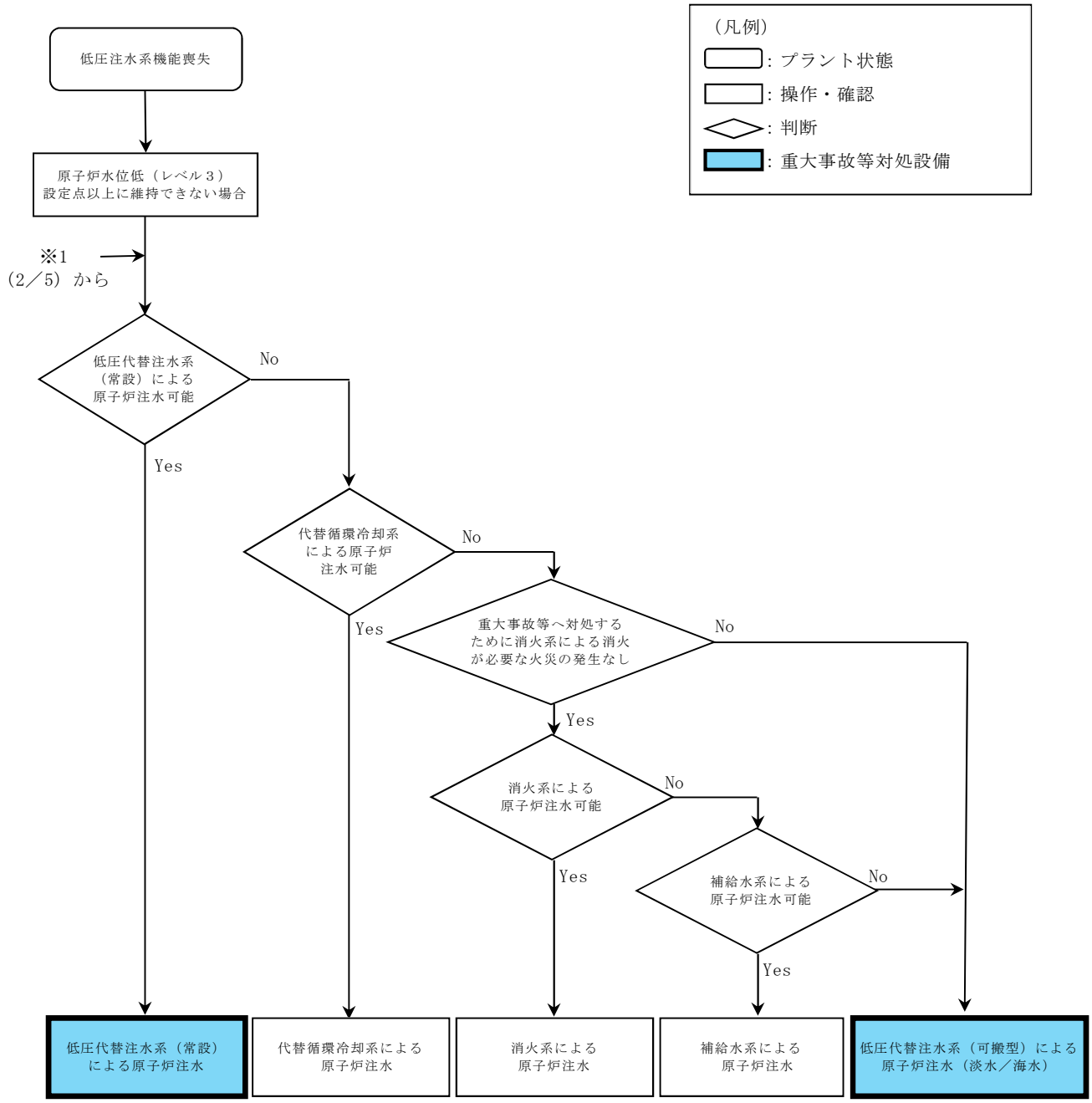


※1：残留熱除去系ポンプ（B）による電源復旧後の原子炉除熱開始まで 161 分以内と想定する。

第1.4－18図　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱　タイムチャート

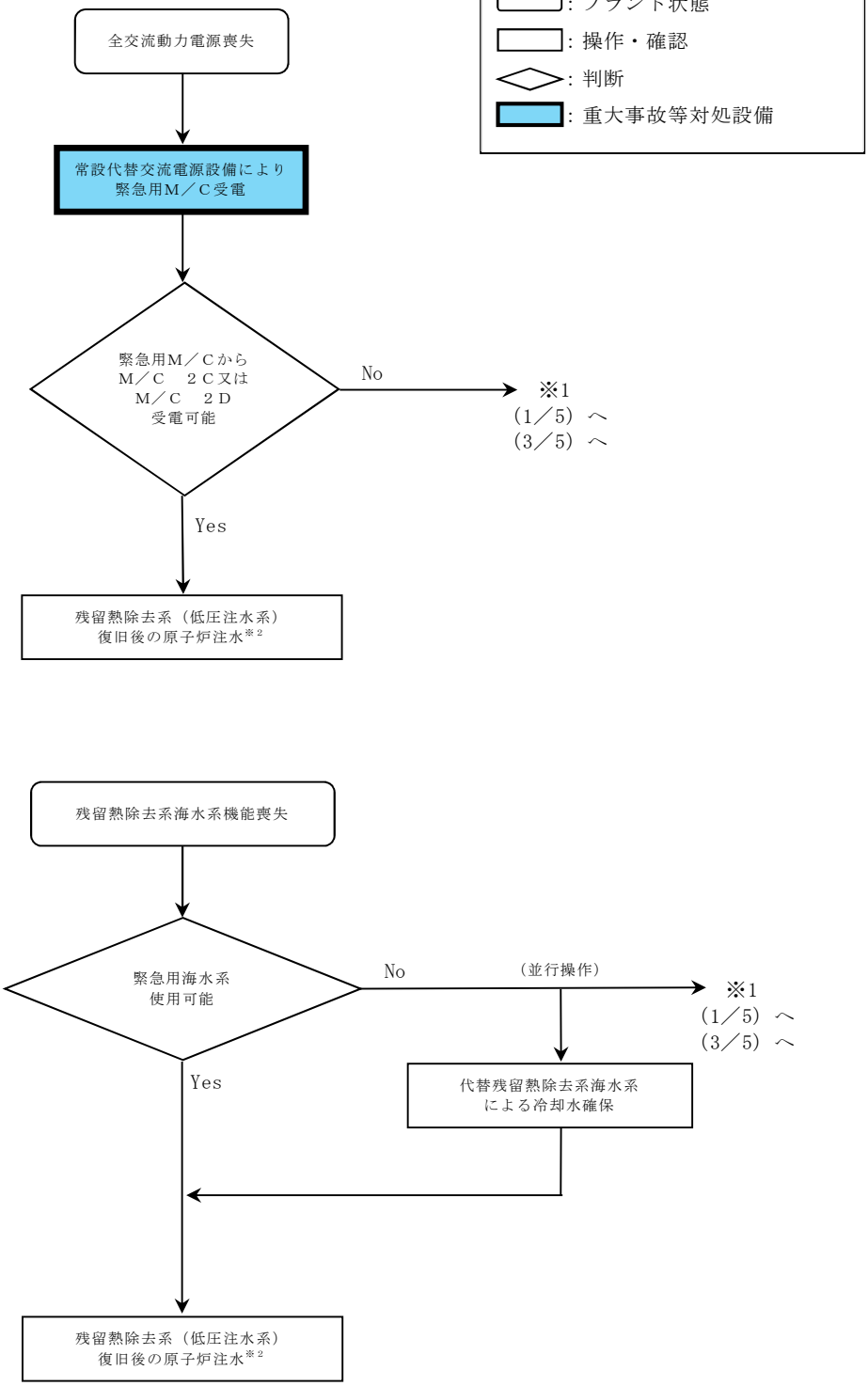
原子炉運転中における対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4－19図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／5）

(2)　サポート系故障時の対応手段の選択

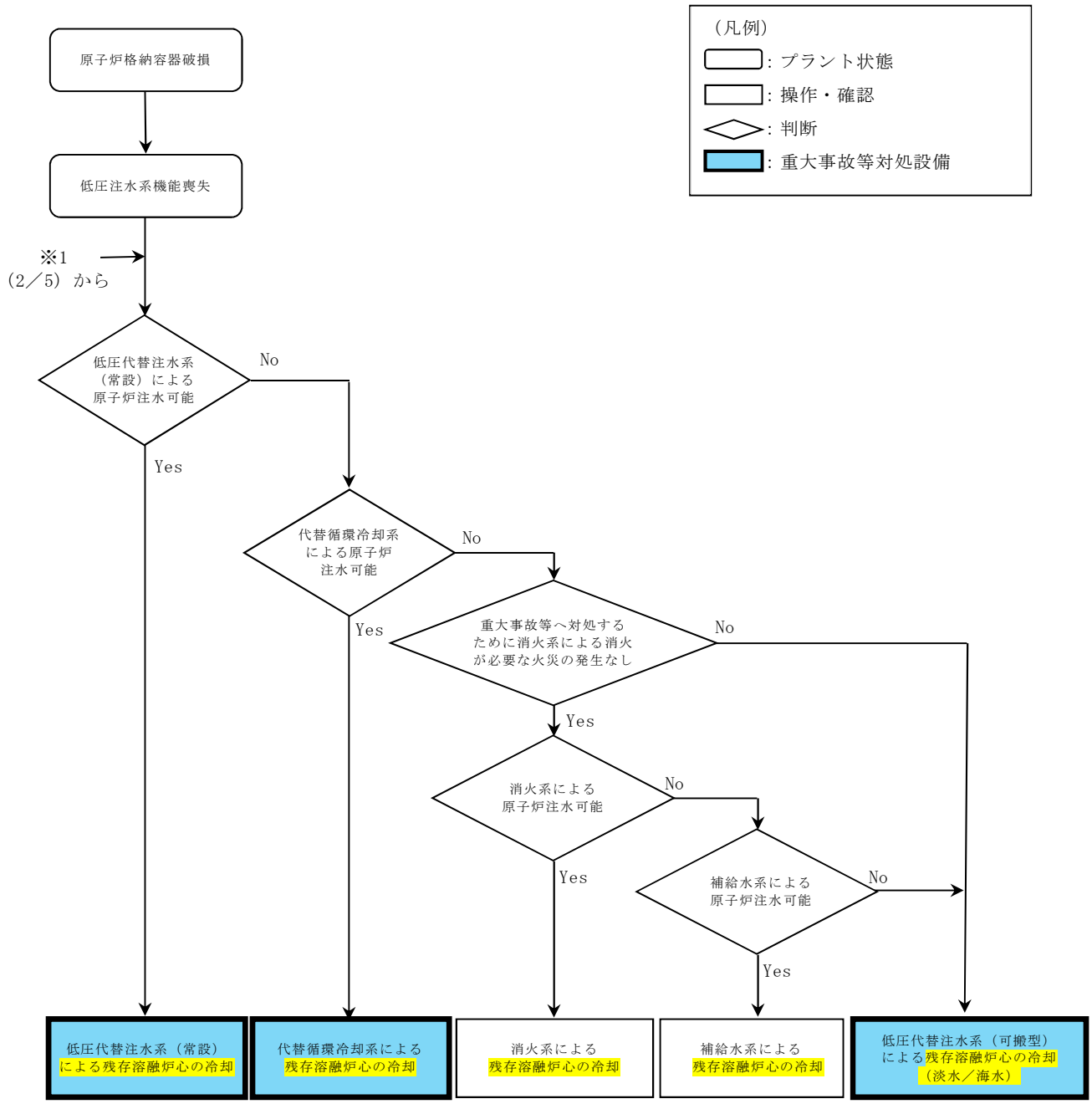


※2：残留熱除去系（低圧注水系）復旧が困難な場合には，代替循環冷却系により原子炉に注水を実施する。

第1.4－19図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／5）

原子炉運転中における対応手順

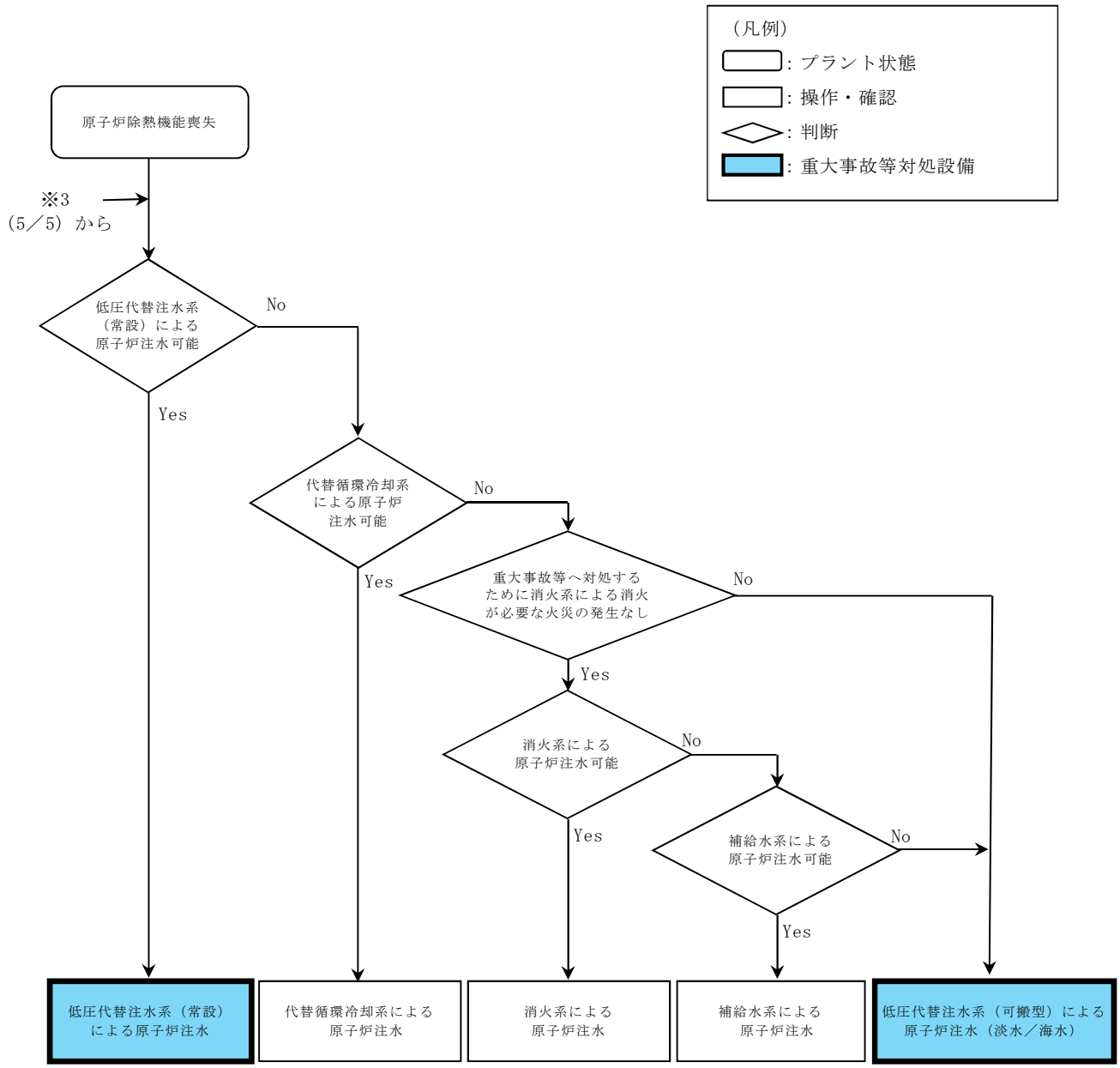
(3)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4－19図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／5）

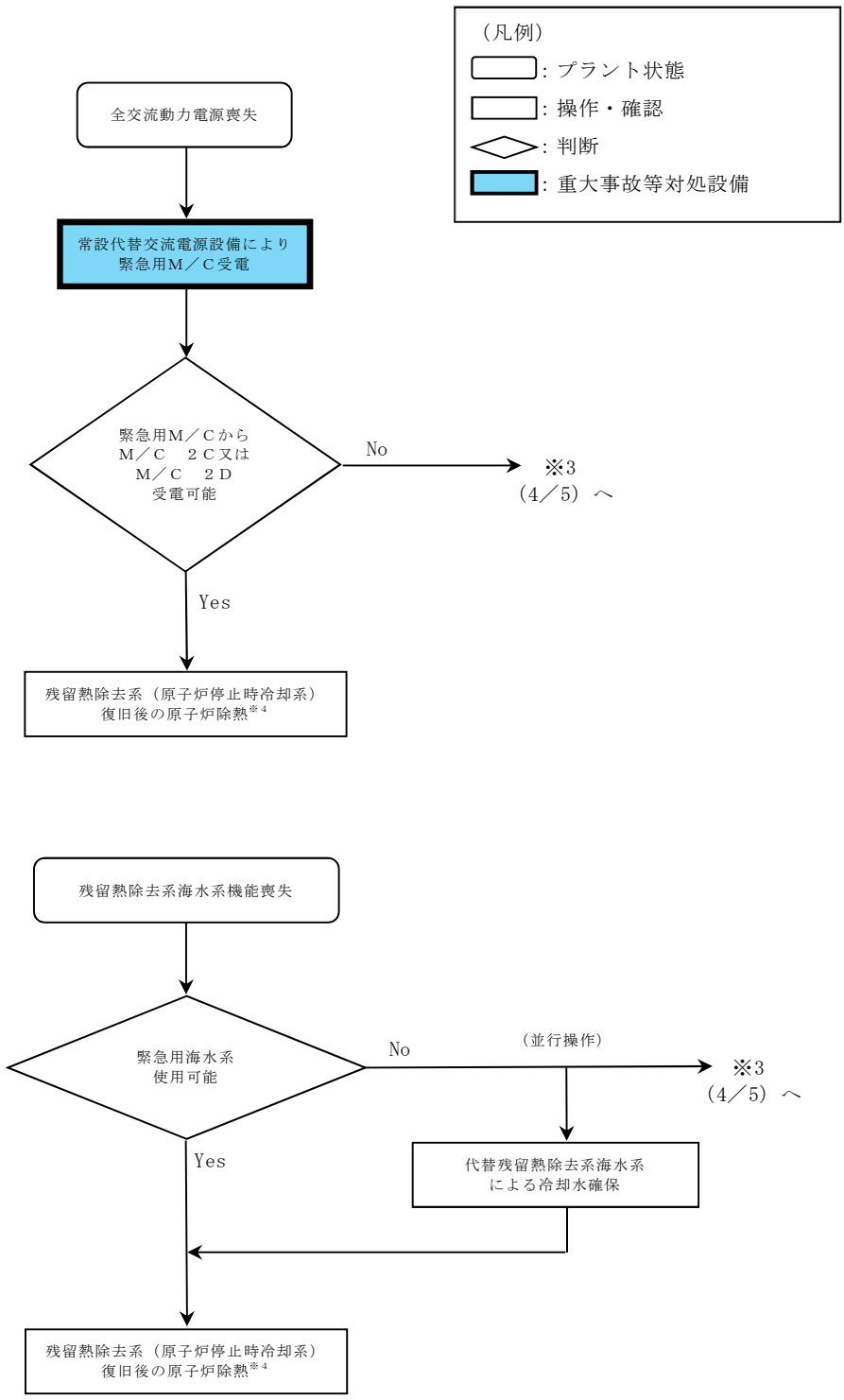
原子炉運転停止中における対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4－19図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4／5）

(2)　サポート系故障時の対応手段の選択



※4：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧が困難な場合には，代替循環冷却系により原子炉の除熱を実施する。

第1.4－19図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（5／5）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／10）

技術的能力審査基準（1.4）	番号	設置許可基準規則（第47条）	技術基準規則（第62条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 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。	【本文】 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施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第４７条に規定する「炉心の著しい損傷」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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第６２条に規定する「炉心の著しい損傷」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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。	②	（1）重大事故防止設備 a）可搬型重大事故防止設備を配備すること。	（1）重大事故防止設備 a）可搬型重大事故防止設備を配備すること。	⑤
（2）復旧 a）設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。	③	b）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。	b）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。	⑥
		c）上記a）及びb）の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	c）上記a）及びb）の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	既設	① ④	－	－	－
	サプレッション・プール	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設	① ④	－		
	サプレッション・プール	既設				
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設	① ④	－		
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系配管・弁	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	再循環系配管・弁	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	－	代替循環冷却系による原子炉注水①	代替循環冷却系ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				サプレッション・プール
	低圧代替注水系配管・弁	新設				代替循環冷却系配管・弁
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ
	原子炉圧力容器	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	非常用交流電源設備	既設				原子炉圧力容器
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水ポンプ
	燃料補給設備	新設				緊急用海水ポンプ
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	－		非常用取水設備
	代替淡水貯槽	新設				非常用交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				常設代替交流電源設備
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				燃料補給設備
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設			代替循環冷却系による原子炉注水②	代替循環冷却系ポンプ
	原子炉圧力容器	既設				サプレッション・プール
	非常用交流電源設備	既設				代替循環冷却系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ
	可搬型代替交流電源設備	新設				残留熱除去系熱交換器（A）
	燃料補給設備	新設				原子炉圧力容器
－	－	－	－	－		可搬型代替注水大型ポンプ
						非常用取水設備
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
－	－	－	－	－	消火系による原子炉注水	電動駆動消火ポンプ
						ディーゼル駆動消火ポンプ
						ろ過水貯蔵タンク
						多目的タンク
						消火系配管・弁
						残留熱除去系（B）配管・弁
						原子炉圧力容器
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料補給設備
					補給水系による原子炉注水	復水移送ポンプ
						復水貯蔵タンク
						補給水系配管・弁
						消火系配管・弁
						残留熱除去系（B）配管・弁
						原子炉圧力容器
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水①	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	－	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水②	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
	サプレッション・プール	既設				サプレッション・プール
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設			－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④	－	消火系による残存溶融炉心の冷却	電動駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ディーゼル駆動消火ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				ろ過水貯蔵タンク
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				多目的タンク
	原子炉圧力容器	既設				消火系配管・弁
	非常用交流電源設備	既設				残留熱除去系（B）配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④	－		常設代替交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				可搬型代替交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				燃料補給設備
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			補給水系による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設				復水貯蔵タンク
	原子炉圧力容器	既設				補給水系配管・弁
	非常用交流電源設備	既設				消火系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系（B）配管・弁
	可搬型代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
－	－	－	－	－		常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ④	－	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	代替循環冷却系ポンプ
	サプレッション・プール	既設				サプレッション・プール
	代替循環冷却系配管・弁	新設				代替循環冷却系配管・弁
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	既設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設			－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／10）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

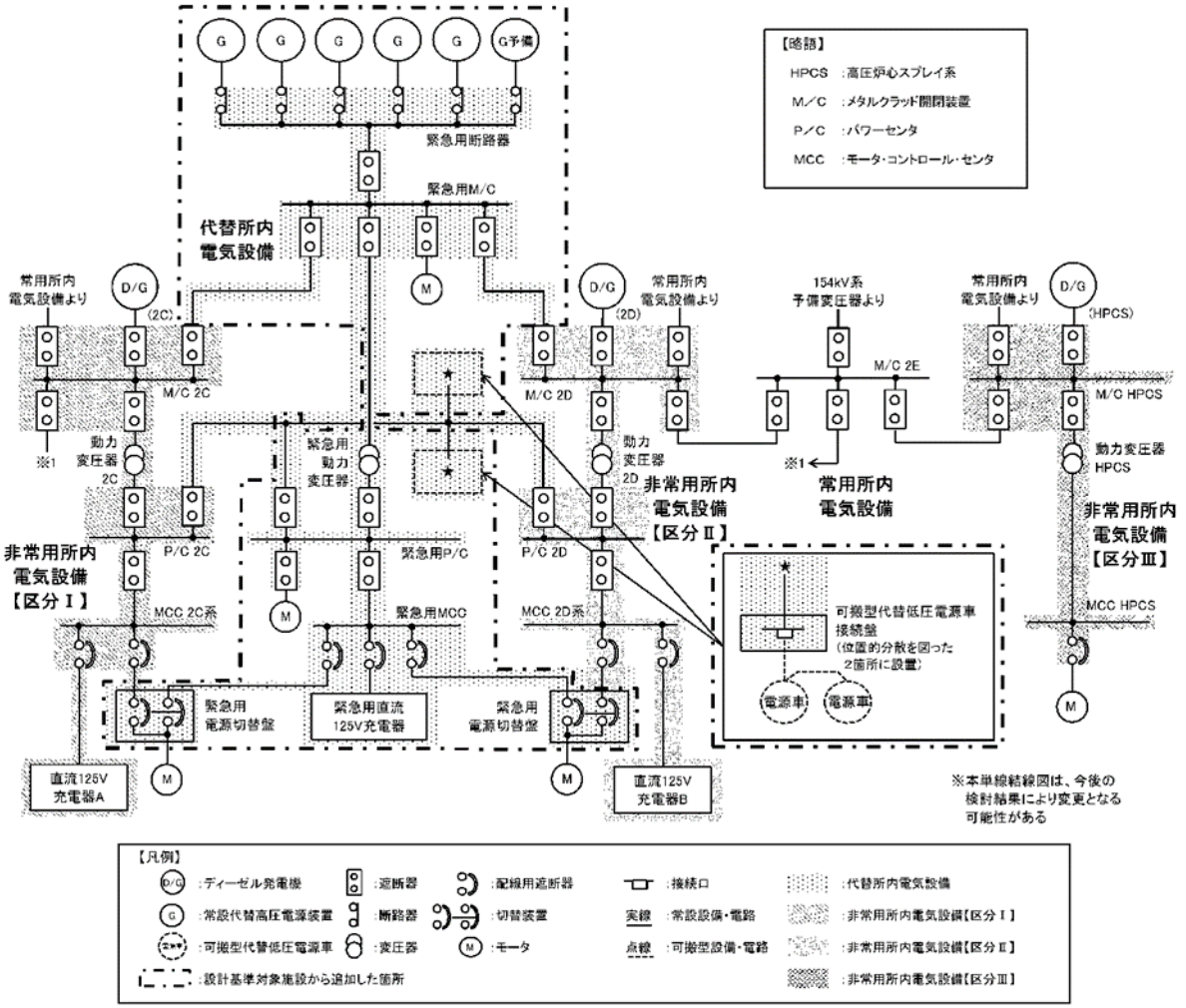
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱①	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱②	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系配管・弁	既設				残留熱除去系配管・弁
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	再循環系配管・弁	既設				再循環系配管・弁
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設			－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9／10）

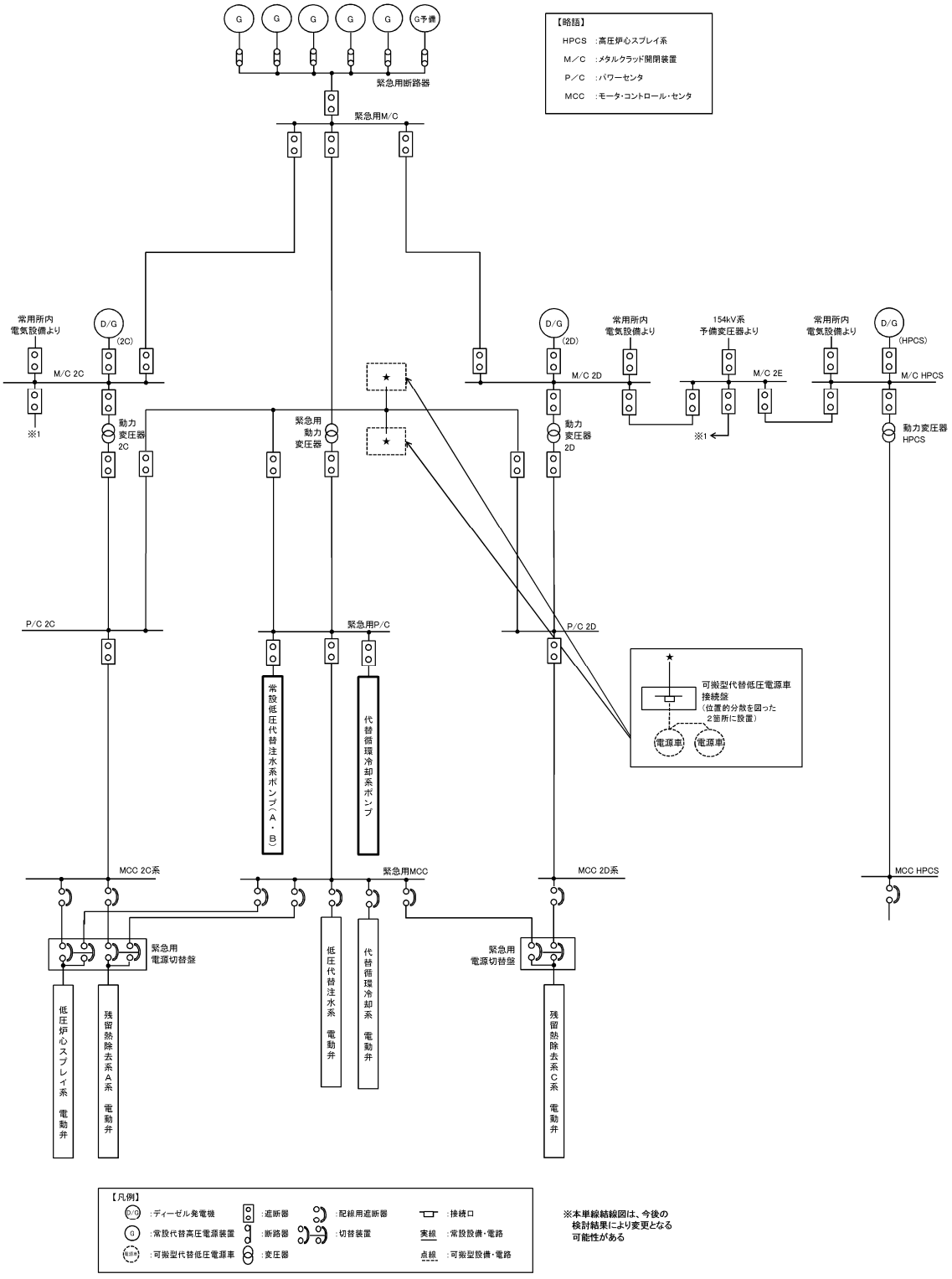
技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。
【解釈】 1　「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－
(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a)可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ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格納容器の破損を防止するため，可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。 なお，低圧代替注水系（可搬型）における可搬型代替注水大型ポンプの運搬及び接続に関する手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／10）

技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
(2)復旧 a)設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄへ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）を復旧する手順等を整備する。 なお，電源の供給に関する手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。



第1図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

重大事故対策の成立性

1.　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1)　可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

ａ．操作概要

災害対策本部長は，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，送水ルートを確保した上で，可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉へ注水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

ｃ．必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名），所要時間（170分以内）のうち，最長時間を要する取水箇所から残留熱除去系（Ｃ）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物

質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型注水ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2)　系統構成

ａ．操作概要

中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において，現場での手動操作により低圧代替注水系（可搬型）の系統構成を実施する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋原子炉棟（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な要員数（14名），所要時間（170分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：6名（運転員等6名）

所要時間目安：125分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備または携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡が可能である。

2．消火系による原子炉注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから注水が行えるよう，系統構成を実施する。

ｂ．作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水に必要な要員数（3名），所要時間（50分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：40分以内

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備または携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



系統構成
（④補助ボイラ冷却水元弁）

3.　補給水系による原子炉注水

(1)　系統構成

ａ．操作概要

復水移送ポンプから注水が行えるように，系統構成を実施する。

ｂ．作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉注水に必要な要員数（9名），所要時間（105分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（運転員等2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備または携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成
（⑨補給水系－消火系連絡ライン止め弁）



系統構成
（⑩補助ボイラ冷却水元弁）

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

＜　目　次　＞

1.6.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

a．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b．炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　代替格納容器スプレイ

ⅱ）　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ⅲ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　復旧

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

c．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　代替格納容器スプレイ

ⅱ）　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ⅲ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　復旧

ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備

d．手順等

1.6.2　重大事故等時の手順

1.6.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱
(2)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順
(1)　フロントライン系故障時の対応手順
a．代替格納容器スプレイ
(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱
(d)　消火系による格納容器内の冷却
(e)　補給水系による格納容器内の冷却
b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
c．重大事故等時の対応手段の選択
(2)　サポート系故障時の対応手順
a．復旧
(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱
(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱
b．重大事故等時の対応手段の選択
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順
(1)　フロントライン系故障時の対応手順
a．代替格納容器スプレイ

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱

(d)　消火系による格納容器内の冷却

(e)　補給水系による格納容器内の冷却

b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

c．重大事故等時の対応手段の選択

(2)　サポート系故障時の対応手順

a．復旧

(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

b．重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.6.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.6.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.6.3　重大事故対策の成立性

1．代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

(1)　可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2)　系統構成

2．消火系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

3．補給水系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

1　発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

2　発電用原子炉設置者は、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「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手順等」及び第２項に規定する「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手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等

ａ）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、格納容器スプレイ代替注水設備により、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手順等を整備すること。

（２）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等

ａ）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、格納容器スプレイ代替注水設備により、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手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の冷却機能は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱機能である。

この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，格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，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対処設備を整備する。

ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.6.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，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必要がある。格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させるための設計基準事故対処設備として，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば，重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下

「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.6－1図）

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※1及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※2を選定する。

※1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって，新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※2　自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプの故障による機能喪失を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.6－1表に整理する。

ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

・残留熱除去系熱交換器

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ

・残留熱除去系熱交換器

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

ｂ．炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a)　フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ）　代替格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能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，代替格納

容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により格納容器内を冷却する手段がある。

（ⅰ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・常設低圧代替注水系ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅱ） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水大型ポンプ

・代替淡水貯槽

（ⅲ） 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

代替循環冷却系による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。なお，代替循環冷却系は残留熱除去系の有する格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備である。

・代替循環冷却系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器（A）

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

（ⅳ） 消火系による格納容器内の冷却

消火系による格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・電動駆動消火ポンプ

・ディーゼル駆動消火ポンプ

・ろ過水貯蔵タンク

・多目的タンク

（ⅴ） 補給水系による格納容器内の冷却

補給水系による格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

・復水移送ポンプ

・復水貯蔵タンク

ⅱ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイができない場合において，ドライウェル内ガス冷却装置により格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段がある。

（ⅰ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・ドライウェル内ガス冷却装置送風機

・ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

ⅲ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｂ．(a)ⅰ)(ⅰ) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」で使用する設備のうち，常設低圧代

替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅱ) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅲ) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」で使用する設備のうち，代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器（Ａ），サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2)ｂ．(a)ｉ)(ⅲ) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」で使用する設備のうち，残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において，格納容器内を冷却することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事

故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，格納容器内を除熱する手段として有効である。

・電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，格納容器内を冷却する手段として有効である。

・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，格納容器内を冷却する手段として有効である。

・ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する設備であり，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する十分な能力を確保していない。また，ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルは耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段として有効である。

また，ドライウェル内ガス冷却装置送風機が停止している場合においても，原子炉補機冷却水の通水を継続することにより，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮することが可能であり，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和することが可能である。

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

ⅰ）　復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dへ電源を供給するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し，電源及び冷却水の供給を継続することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を十分な期間，運転継続することが可能である。

（ⅰ）　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）

・残留熱除去系熱交換器

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

（ⅱ）　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）

・残留熱除去系熱交換器

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

・緊急用海水ポンプ

・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は，「1.5

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ｉ） 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ⅱ) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」で使用する設備のうち，サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ｉ） 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「1.6.1(2)ｂ．(b)ｉ)(ⅱ) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」で使用する設備のうち，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却），残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧して，格納容器内を除熱することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が使用可能であれば，格納容器内を除熱する手段として有効である。

c．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

ⅰ） 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に，格納容器の破損を防止するため代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は，「1.6.1(2) b．(a) ⅰ） 代替格納容器スプレイ」にて選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅱ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイができない場

合に，ドライウェル内ガス冷却装置により格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段がある。

この対応手段で使用する設備は，「1.6.1(2)ｂ．(a)ⅱ） ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」にて選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅲ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｃ．(a)ⅰ） 代替格納容器スプレイ」として使用する設備における，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけは，「1.6.1(2)ｂ．(a)ⅲ） 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させることができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵

タンク及び多目的タンク

耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

・ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する設備であり，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する十分な能力を確保していない。また，ドライウェル内ガス冷却装置送風機及びドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルは耐震Ｓクラスではなく$Ｓ_s$機能維持を担保できないが，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段として有効である。

なお，ドライウェル内ガス冷却装置送風機が停止している場合においても，原子炉補機冷却水の通水を継続することにより，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮することが可能であり，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和することが可能である。

(b)　サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段

及び設備は以下のとおり。

ⅰ） 復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備により緊急用Ｍ／Ｃを受電した後，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄへ電源を供給するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し，電源及び冷却水の供給を継続することにより，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を十分な期間，運転継続することが可能である。

これらの対応手段で使用する設備は，「1.6.1(2)ｂ．(b)ⅰ） 復旧」で選定した対応手段及び設備と同様である。

ⅱ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2)ｃ．(b)ⅰ） 復旧」で使用する設備における，重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけ

は「1.6.1(2)ｂ．(b)ⅱ）　重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）を復旧して，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させることができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が使用可能であれば，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

ｄ．手順等

上記「ａ．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」，「ｂ．炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「ｃ．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等※1及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.6－1表）

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.6－2表，第1.6－3表）

※1　運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.6.2）

1.6.2　重大事故等時の手順

1.6.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合は，中央制御室からの手動操作によりサプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプを起動し，格納容器内の除熱を実施する。

格納容器スプレイ開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイの起動／停止を行う。

ａ．手順着手の判断基準

格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，原子炉水位，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレ

ッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

b．操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に基づき格納容器スプレイ先を選択し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱の開始を指示する。

④[a] D／Wスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁を開にする。

④[b] S／Pスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）S／Pスプレイ弁を開にする。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス

弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，格納容器内の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認※2し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止※3する。その後，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

※3：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁及びＳ／Ｐスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（Ａ）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

ｃ．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が健全な場合は，中央制御室からの手動操作によりサプレッション・プールを水源とした残留熱

除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し，サプレッション・プール水の除熱を実施する。

ａ．手順着手の判断基準

サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ｂ．操作手順

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ｂ）によるサプレッション・プール水の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－3図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（Ａ）ポンプの起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）テスト弁を開にする。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，サプレッション・プール水の除熱が開

始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，サプレッション・プール水の温度の低下により確認し，発電長に報告する。

c．操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

a．代替格納容器スプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能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，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

格納容器スプレイ開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイの起動／停止を行う。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

ⅰ）　手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，代替淡水貯槽の水位

が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－4図に，タイムチャートを第1.6－5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に必要な残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の受電操作を実施し，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し，常設低圧代替注水系ポンプを起動した後，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa［gage］以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁が自動開したことを確認する。

⑨運転員等は，発電長に常設低圧代替注水系ポンプの起動が完了したことを報告する。

⑩発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開にする。

⑫運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認※2し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，サプレッション・チェンバ圧力又

はドライウェル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却開始まで10分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び

再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第 1.6－4 表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第 1.6－6 表）に従い実施する。

概要図を第 1.6－6 図に，タイムチャートを第 1.6－7 図に示す。

（残留熱除去系（Ｂ）配管を使用する西側接続口による格納容器内の冷却及び残留熱除去系（Ａ）配管を使用する東側接続口による格納容器内の冷却の手順は，手順⑨以外は同様。）

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁の接続口への代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は，重大事故等対応要員に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に残留熱除去系（Ｂ）配管又は残留熱除去系（Ａ）配管を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）ポンプ又は残留熱除去系（Ａ）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

⑨[a]残留熱除去系（Ｂ）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

なお，電源が確保できない場合，運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場での人力による操作により残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

⑨[b]残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

なお，電源が確保できない場合，運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場での人力による操作により残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系（可

搬型）により格納容器内を冷却するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑫重大事故等対応要員は，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，西側接続口又は東側接続口の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑯災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑰発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が開始されたことの確認を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認※2し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，サプレッション・チェンバ圧力又はドラ

イウェル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第 1.6－4 表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

iii） 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（Ｂ）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（Ｂ）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，195分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（Ａ）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，195分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.6.3）

(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱

ⅰ）　手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ）　操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－8図に，タイムチャートを第1.6－9図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系による格納容器内の除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注水配管分離弁，残留熱除去系（A）ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系入口弁及び代替循環冷却系テストライン弁を開にする。

⑦運転員等は，発電長に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプを起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑩発電長は，運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開にした後，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。

⑫運転員等は中央制御室にて，格納容器内の除熱が開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認※2し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による格納容器内の除熱開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d)　消火系による格納容器内の冷却

ⅰ）　手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ）　操作手順

消火系による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－10図に，タイムチャートを第1.6－11図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，消火系による格納容器内の冷却に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されているこ

とを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に消火系による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

④運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑤運転員等は，発電長に消火系による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑥発電長は，運転員等に電動駆動消火ポンプ※2又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し，消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が 0.78MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑧発電長は，運転員等に消火系による格納容器内の冷却開始を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁を開にする。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイ弁を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認※3し，発電長に報告する。

※2：常用電源が使用できる場合に，電動駆動消火ポンプを使用する。

※3：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止※4する。その後，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第 1.6－4 表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

※4：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁及びＳ／Ｐスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（Ｂ）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから消火系による格納容器内の冷却開始まで53分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.6.3）

(e) 補給水系による格納容器内の冷却

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷

却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

補給水系による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

概要図を第1.6－12図に，タイムチャートを第1.6－13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，補給水系による格納容器内の冷却に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

④災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。

⑤重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

⑥重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フラン

ジの切り替えが完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。

⑧発電長は，運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。

⑩運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁を開にする。

⑫運転員等は，発電長に補給水系による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。

⑬発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑮発電長は，運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイ弁を開にする。

⑰運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認※2し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止※3する。その後，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第 1.6－4 表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6－4 表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

※3：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁及びＳ／Ｐスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（Ｂ）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

ⅲ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による格納容器内の冷却開始まで105分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.6.3）

ｂ．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プー

ル冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイができない場合において，原子炉補機冷却水を通水後，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水を継続することで，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず，さらに代替格納容器スプレイができない場合。

ⅱ） 操作手順

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.6－14図に，タイムチャートを第1.6－15図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱に必要な送風機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等にドライウェル内ガス冷却装置による格納

容器内の除熱の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，原子炉補機冷却水系隔離弁及びドライウェル内ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系出入口弁を開にし，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルへの冷却水通水を開始する。

⑤運転員等は中央制御室にて，ドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動阻止信号が発信している場合は除外操作を実施する。

⑥運転員等は，発電長にドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑦発電長は，運転員等にドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動し，格納容器内の圧力及び格納容器内の温度の上昇が緩和することを確認し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してからドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱開始まで10分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

c．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6－20図に示す。

設計基準事故対処設備による格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を実施する。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

また，消火系による格納容器内の冷却は，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

代替格納容器スプレイができない場合は，原子炉補機冷却水により冷却水を確保した後，ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱を実施し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

(2) サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

a．復旧

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

格納容器スプレイ開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM／C　２Cを優先して緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※1した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，原子炉水

位，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－4表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ｂ）による格納容器内の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－16図に，タイムチャートを第1.6－17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）による格納容器内の除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（Ａ）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に格納容器スプレイ開始の判断基準（第

1.6－4表）に基づき格納容器スプレイ先を選択し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑥[a] D／Wスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁を開にする。

⑥[b] S／Pスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）S／Pスプレイ弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑧運転員等は中央制御室にて，格納容器内の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認※2し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止※3する。その後，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－4表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6－4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

※3：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁及びS／Pスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（A）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

iii） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱開始まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場1.4設代替交流電源設備により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サプレッ

ション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM／C　２Cを優先して緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対象である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（A）を優先して使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ⅱ）　操作手順

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（A）によるサ

プレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ｂ）によるサプレッション・プール水の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6－18図に，タイムチャートを第1.6－19図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（Ａ）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa［gage］以上であることを確認した後，発電長に報告する。

⑤発電長は，運転員等に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（Ａ）によるサプレッション・プール水の除熱の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（Ａ）テスト弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁を閉にする。

⑧運転員等は中央制御室にて，サプレッション・プール水の除熱

が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，サプレッション・プール水の温度の低下により確認し，発電長に報告する。

iii） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱開始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6－20図に示す。

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）が復旧できる場合は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。常設代替交流電源設備によりM／C　２C又はM／C　２Dが受電できない場合は，「1.6.2.2(1) a．代替格納容器スプレイ」の対応手順を実

施する。

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。緊急用海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施するが，代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから，「1.6.2.2(1) a．代替格納容器スプレイ」の対応手順を並行して実施する。

なお，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール水冷却系）の復旧が困難な場合には，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手順

a．代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に，格納容器の破損を防止するため，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始

する。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止，再開及び流量変更は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－4図，タイムチャートは第1.6－5図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」の操作の成立性と同様である。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(b) 代替格納容器スプレイ冷却系

（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止，再開及び流量変更は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－6図，タイムチャートは第1.6－7図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1) a．(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）」の操作の成立性と同様である。

（添付資料1.6.3）

(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(1)ａ．(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－8図，タイムチャートは第1.6－9図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

代替循環冷却系による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(1)ａ．(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

(d) 消火系による格納容器内の冷却

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

消火系による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1) a．(d) 消火系による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－10図，タイムチャートは第1.6－11図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

消火系による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1) a．(d) 消火系による格納容器内の冷却」の操作の成立性と同様である。

（添付資料1.6.3）

(e) 補給水系による格納容器内の冷却

ⅰ） 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容

器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

ⅱ） 操作手順

補給水系による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(e) 補給水系による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－12図，タイムチャートは第1.6－13図と同様である。

ⅲ） 操作の成立性

補給水系による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1)ａ．(e) 補給水系による格納容器内の冷却」の操作の成立性と同様である。

（添付資料1.6.3）

b．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し，さらに代替格納容器スプレイもできない場合に，原子炉補機冷却水を通水後，ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても，格納容器内の原子炉補機冷却水の通水を継続することで，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず，さらに代替格納容器スプレイができない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

ⅱ）　操作手順

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(1)b．(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。

なお，概要図は第 1.6－14 図，タイムチャートは第 1.6－15 図と同様である。

iii） 操作の成立性

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(1) b．(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

c．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.16－20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，設計基準事故対処設備による格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を実施する。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

また，消火系による格納容器内の冷却は，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

代替格納容器スプレイができない場合は，原子炉補機冷却水により冷却水を確保した後，ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱を実施し，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

(2)　サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

ａ．復旧

(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を供給することが可能となるＭ／Ｃ　２Ｃを優先して緊急用Ｍ／Ｃから受電するため，Ｍ／Ｃ　２Ｃの供給対象である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（Ａ）を優先して使用する。

ⅰ）　手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

炉心損傷を判断した場合※1において，全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用Ｍ／Ｃを受電した後，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄの受電が完了し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合で，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達※2した場合で，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第 1.6－5 表）に達した場合。

ⅱ）　操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(2) a．(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）に従い実施する。

なお，概要図は第1.6－16図，タイムチャートは第1.6－17図と同

様である。

iii） 操作の成立性

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱については，「1.6.2.2(2) a．(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱を実施する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を供給することが可能となるM／C　２Cを優先して緊急用M／Cから受電するため，M／C　２Cの供給対

象である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（A）を優先して使用する。

ⅰ） 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

炉心損傷を判断した場合※1において，全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dの受電が完了し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

炉心損傷を判断した場合※1において，残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，サプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

ⅱ） 操作手順

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱については，「1.6.2.2(2)ａ．(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッシ

ョン・プール水の除熱」の操作手順と同様である。

なお，概要図は第1.6－18図，タイムチャートは第1.6－19図と同様である。

iii） 操作の成立性

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱については，「1.6.2.2(2) a．(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」の操作の成立性と同様である。

b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.16－20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cを受電した後，緊急用M／CからM／C　２C又はM／C　２Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）が復旧できる場合は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。常設代替交流電源設備によりM／C　２C又はM／C　２Dが受電できない場合は，「1.6.2.3(1) a．代替格納容器スプレイ」の対応手順を実施する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。緊急用海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保

し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施するが，代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから，「1.6.2.3(1)ａ．代替格納容器スプレイ」の対応手順を並行して実施する。

なお，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール水冷却系）の復旧が困難な場合には，代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

1.6.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.6－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／24）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／24）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「Ｓ／Ｐ温度制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ａ）配管・弁・スプレイヘッダ 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="3">フロントライン系故障</td><td rowspan="3">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ</td><td rowspan="3">代替循環冷却系による格納容器内の除熱①</td><td rowspan="2">主要設備</td><td>代替循環冷却系ポンプ
残留熱除去系熱交換器（A）
サプレッション・プール
緊急用海水ポンプ※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="3">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
格納容器制御
「ＰＣＶ圧力制御」
「Ｄ／Ｗ温度制御」
「Ｓ／Ｐ水位制御」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系海水ポンプ※2</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td>関連設備</td><td>代替循環冷却系配管・弁
残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
格納容器
非常用取水設備※2
常設代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td colspan="3"></td><td>非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="3">対応設備</th><th>整備する手順書※1</th></tr>
<tr><td rowspan="4">フロントライン系故障</td><td rowspan="4">残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ</td><td rowspan="4">代替循環冷却系による格納容器内の除熱②</td><td rowspan="2">主要設備</td><td>代替循環冷却系ポンプ
残留熱除去系熱交換器（A）
サプレッション・プール</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅱ
（徴候ベース）
格納容器制御
「ＰＣＶ圧力制御」
「Ｄ／Ｗ温度制御」
「Ｓ／Ｐ水位制御」

重大事故等対策要領</td></tr>
<tr><td>可搬型代替注水大型ポンプ※2</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td rowspan="2">関連設備</td><td>代替循環冷却系配管・弁
残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
格納容器
非常用取水設備※2
常設代替交流電源設備※4
燃料補給設備※4</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>非常用交流電源設備※4</td><td>重大事故等対処設備
（設計基準拡張）</td></tr>
</table>

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	消火系による格納容器内の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	補給水系による格納容器内の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／24）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	主要設備	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「Ｄ／Ｗ温度制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				原子炉補機冷却水系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｐ温度制御」 「Ｓ／Ｐ水位制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「Ｓ／Ｐ温度制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／24）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御「Ｓ／Ｐ温度制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（Ａ）配管・弁・スプレイヘッダ 残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	消火系による格納容器内の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	補給水系による格納容器内の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－２」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（Ｂ）配管・弁・スプレイヘッダ 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20／24）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	主要設備	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				原子炉補機冷却水系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
			主要設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
			関連設備	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（22／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（23／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24／24）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－１」， 「除熱－３」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0　重大事故等対策における共通事項　重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
※2：手順については「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：手順については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順については「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.6－2 表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(1)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（2／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			
(2)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱	判断基準	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（3／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（4／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（5／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（6／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(d)　消火系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（7／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(e)　補給水系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（8／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ｂ．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱			
(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（9／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1 原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（10／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.2　炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱	判断基準	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（11／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（12／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（13／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（14／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(d)　消火系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（15／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ａ．代替格納容器スプレイ			
(e)　補給水系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（16／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (1)　フロントライン系故障時の対応手順 ｂ．ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱			
(a)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（17／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(a)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（18／18）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.6.2.3　格納容器破損を防止するための対応手順 (2)　サポート系故障時の対応手順 ａ．復旧			
(b)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1
		電源	275kV 東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV 原子力１号線電圧 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※3 緊急用Ｐ／Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※3 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※3 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※3
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
※3：炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

第 1.6－3 表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替格納容器スプレイ冷却系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用Ｐ／Ｃ
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用ＭＣＣ ＭＣＣ　２Ｃ系 ＭＣＣ　２Ｄ系

第1.6－4表　格納容器スプレイ開始，停止の判断基準

（炉心の著しい損傷防止のための対応）

<table>
<tr><th colspan="3" rowspan="2">格納容器スプレイ開始の判断基準</th><th rowspan="2">代替格納容器
スプレイ</th><th rowspan="2">残留熱除去系
による格納容器
スプレイ</th><th colspan="2">格納容器スプレイ停止の判断基準</th></tr>
<tr><th rowspan="11">炉心の著しい損傷防止のための対応</th><th rowspan="5">圧力制御</th><td>ドライウェル圧力指示値が13.7kPa［gage］以上で，原子炉水位（広帯域）指示値で-3,800mm未満を経験し原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm以上に維持されている場合</td><td>－</td><td>D／W
S／P</td><td rowspan="9">圧力制御・温度制御・水位制御</td><td rowspan="5">サプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa［gage］以下の場合</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa［gage］以上で，24時間継続した場合</td><td>－</td><td>S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が98kPa［gage］以上で，24時間継続した場合</td><td>－</td><td>D／W
S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が245kPa［gage］以上の場合</td><td>－</td><td>D／W
S／P</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ圧力指示値が279kPa［gage］以上の場合※1</td><td>D／W
S／P</td><td>D／W
S／P</td></tr>
<tr><td rowspan="2">温度制御</td><td>ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃に近接した場合</td><td>D／W</td><td>D／W</td><td rowspan="3">サプレッション・プール水位指示値が＋6.5m以上の場合</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が104℃に近接した場合</td><td>－</td><td>S／P</td></tr>
<tr><td>水位制御※2</td><td>サプレッション・プール水位指示値が＋6.270mに近接した場合</td><td>D／W</td><td>D／W</td></tr>
</table>

※1：残留熱除去系（低圧注水系）が起動し原子炉の冷却を実施している場合は，原子炉の冷却を優先するが，サプレッション・チェンバ圧力指示値が279kPa［gage］を超える場合は，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉の冷却を停止し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイを実施することにより，格納容器の健全性を維持する。

※2：原子炉冷却材喪失時，真空破壊弁の機能喪失前に格納容器内の圧力を低下させ，ドライウェルとサプレッション・チェンバの圧力を平衡にする。

第1.6－5表　格納容器スプレイ開始，停止の判断基準

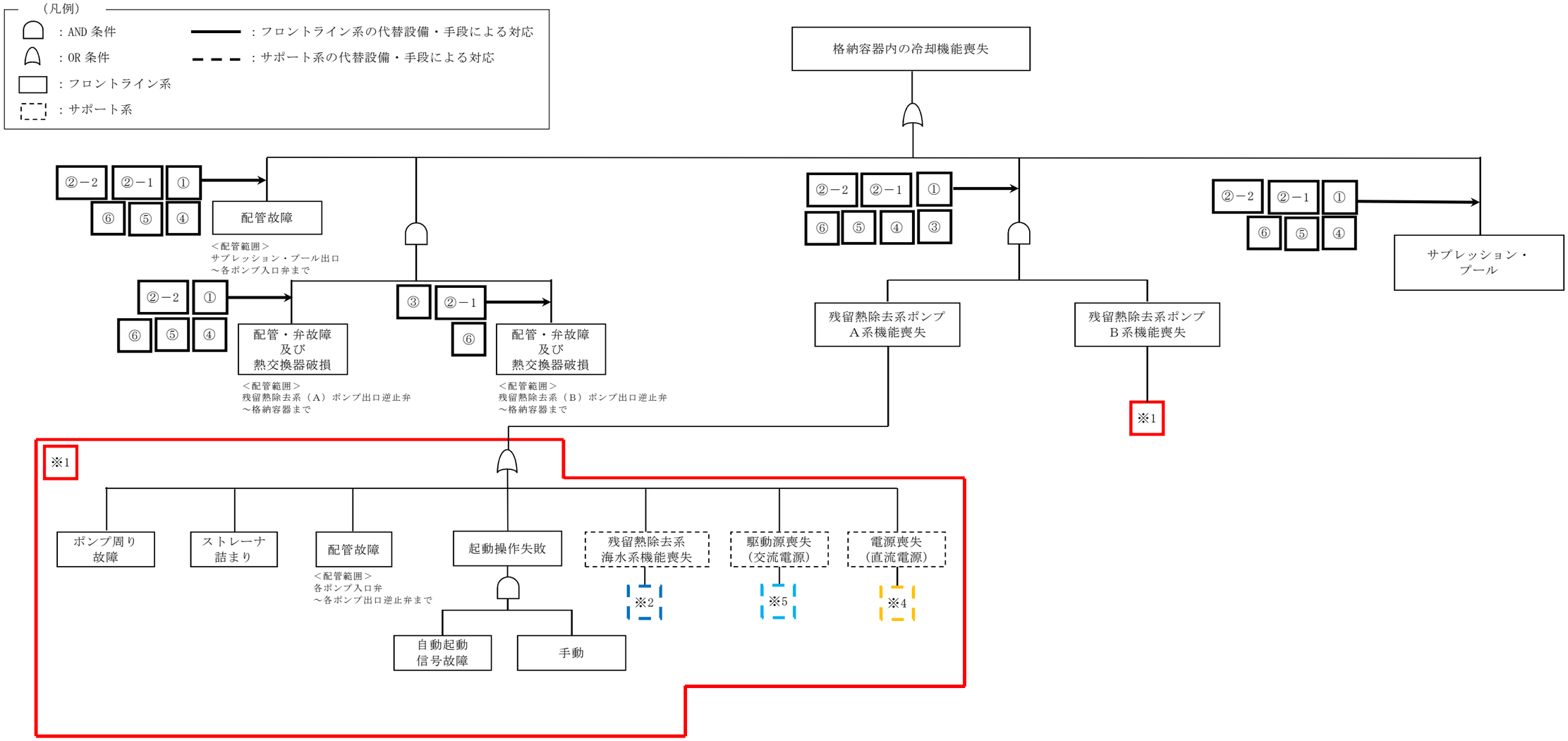
（格納容器破損を防止するための対応）

	格納容器スプレイ開始の判断基準			圧力容器破損前	圧力容器破損後	格納容器スプレイ流量（m^3／h）	格納容器スプレイ停止の判断基準		
格納容器破損を防止するための対応	除熱―1・除熱―3	代替格納容器スプレイ	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa［gage］以上の場合	D／W	D／W	300	除熱―1・除熱―3	代替格納容器スプレイ	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が400kPa［gage］以下の場合
			ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃以上の場合	D／W	D／W				サプレッション・プール水位指示値が＋6.5m以上の場合
		残留熱除去系による格納容器スプレイ	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が245kPa［gage］以上の場合	①S／P ②D／W	①D／W ②S／P	1,690		残留熱除去系による格納容器スプレイ	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa［gage］以下の場合

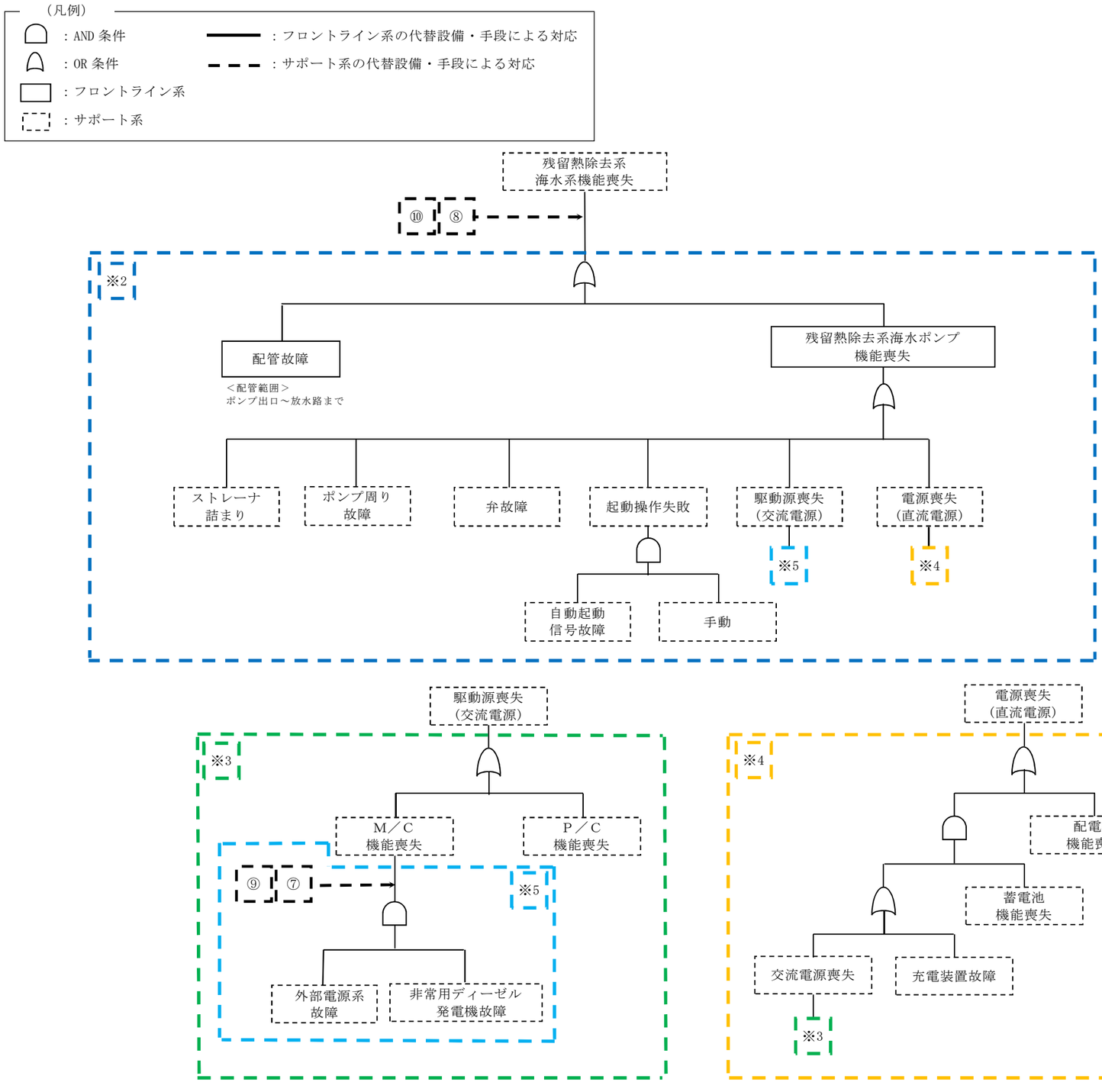
①，②は優先順位を示す。

第 1.6－6 表　格納容器スプレイの制御に関する判断基準

				開始の判断基準	格納容器スプレイ流量（m^3／h）	変更又は停止の判断基準	格納容器スプレイ流量（m^3／h）
代替格納容器スプレイ	格納容器圧力制御	炉心の著しい損傷防止のための対応	圧力制御	サプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa［gage］以上の場合	130	サプレッション・チェンバ圧力指示値が 217kPa［gage］以下の場合	－
	格納容器スプレイ流量制御	格納容器破損を防止するための対応	除熱－1	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa［gage］以上の場合	300	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 400kPa［gage］以下の場合	130
				ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃以上の場合		ドライウェル雰囲気温度指示値が 151℃以下	
			除熱－2	原子炉圧力容器破損	300	ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa［gage］以下	130



第 1.6－1 図　機能喪失原因対策分析（1／2）



⑦　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

【全交流動力電源喪失時】

- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑧　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

- 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑨　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

【全交流動力電源喪失時】

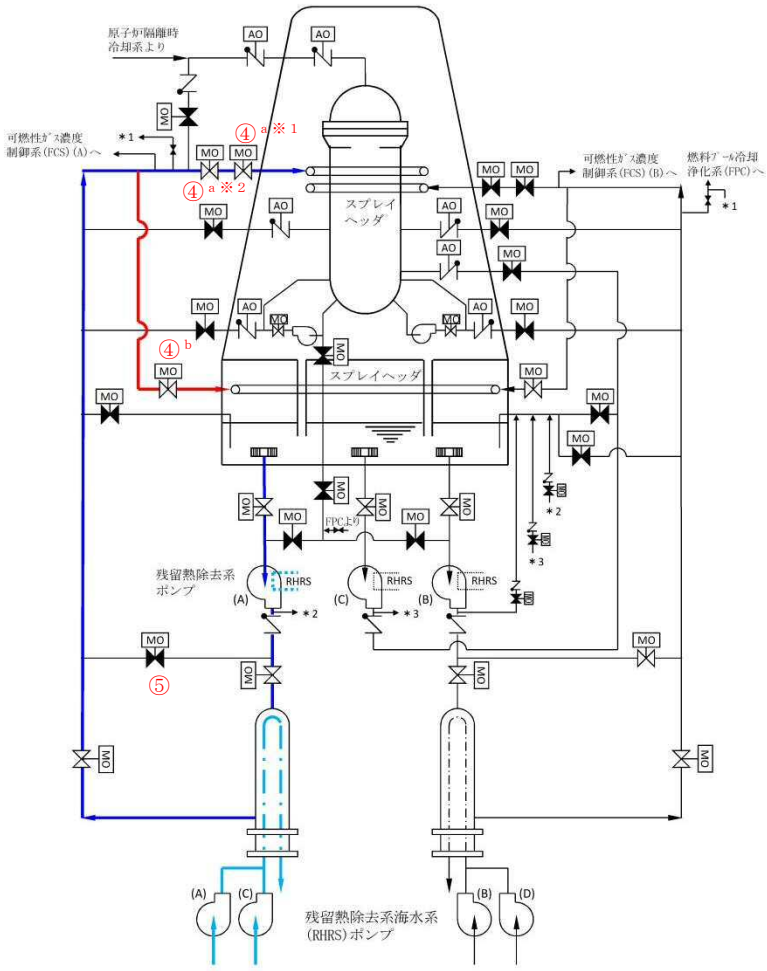
- 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

⑩　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

- 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）
- 残留熱除去系熱交換器
- サプレッション・プール
- 残留熱除去系海水ポンプ
- 緊急用海水ポンプ
- 可搬型代替注水大型ポンプ

第 1.6－1 図　機能喪失原因対策分析（2／2）



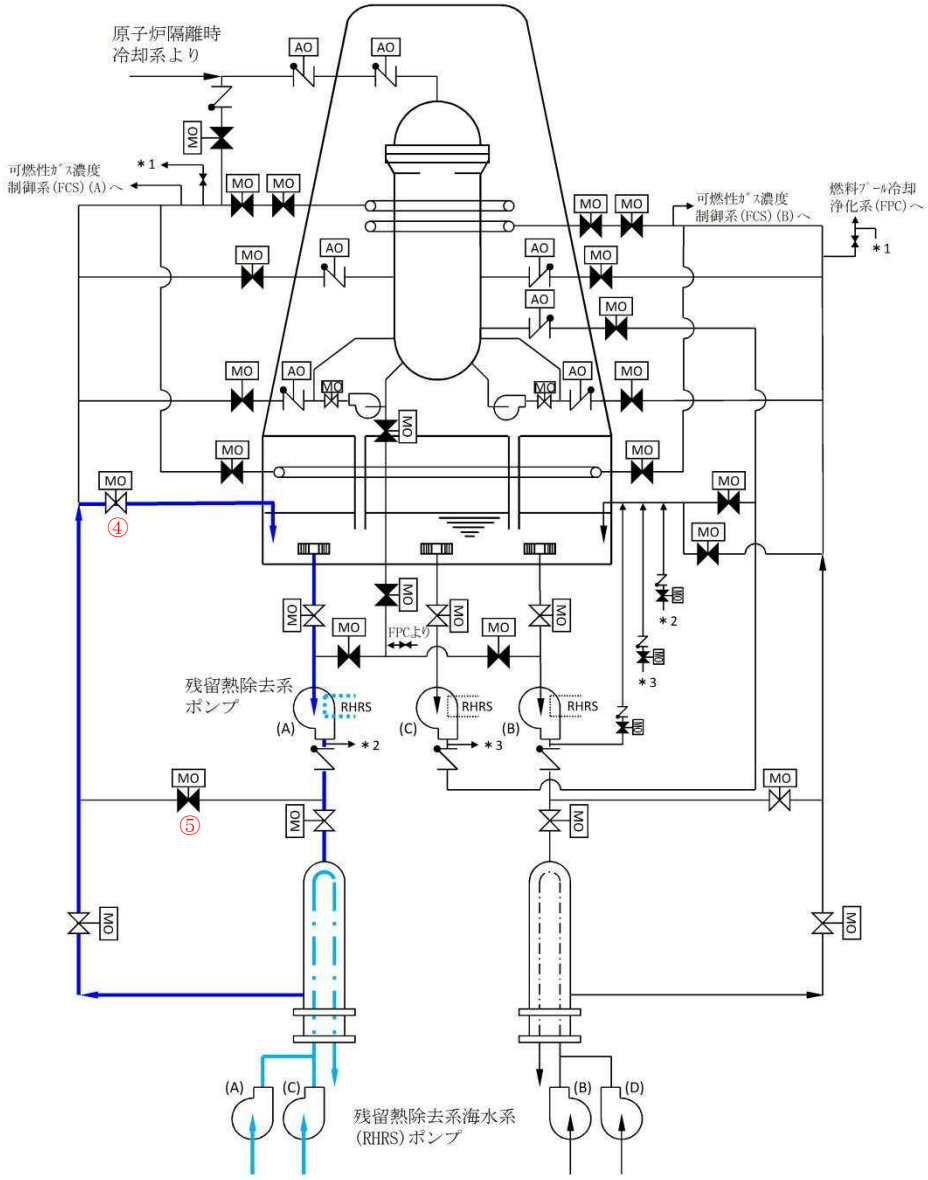
操作手順	弁番号
④ a ※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
④ b	残留熱除去系（A）S／Pスプレイ弁
⑤	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ a ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

（凡例）

：ポンプ
：空気作動弁
：電動弁
：逆止弁
：手動弁
：残留熱除去系（A）D／Wスプレイの場合
：残留熱除去系（A）S／Pスプレイの場合

第 1.6－2 図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱　概要図



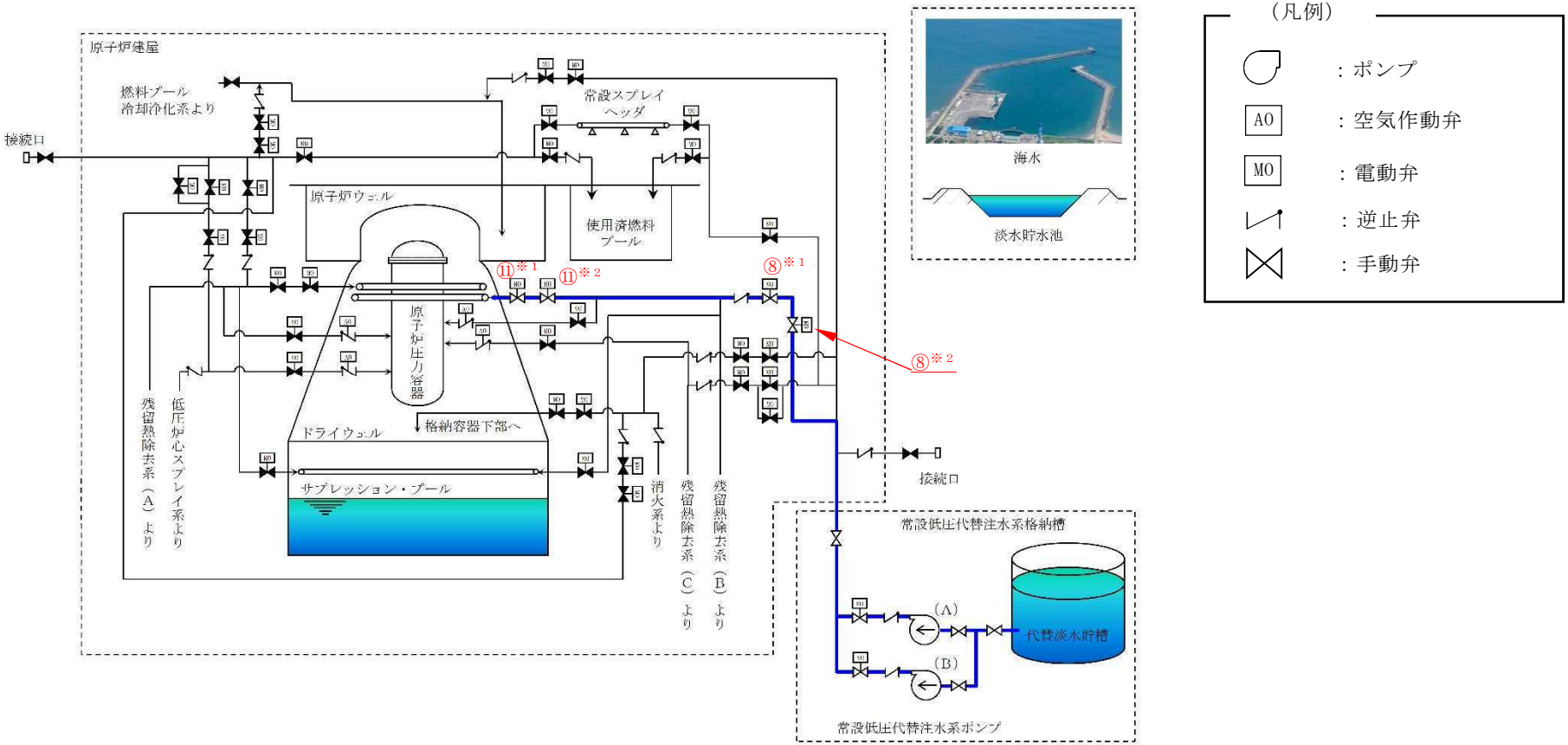
操作手順	弁番号
④	残留熱除去系（Ａ）テスト弁
⑤	残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

（凡例）

- ：ポンプ
- AO：空気作動弁
- MO：電動弁
- ：逆止弁
- ：手動弁

第 1.6－3 図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による
サプレッション・プール水の除熱　概要図



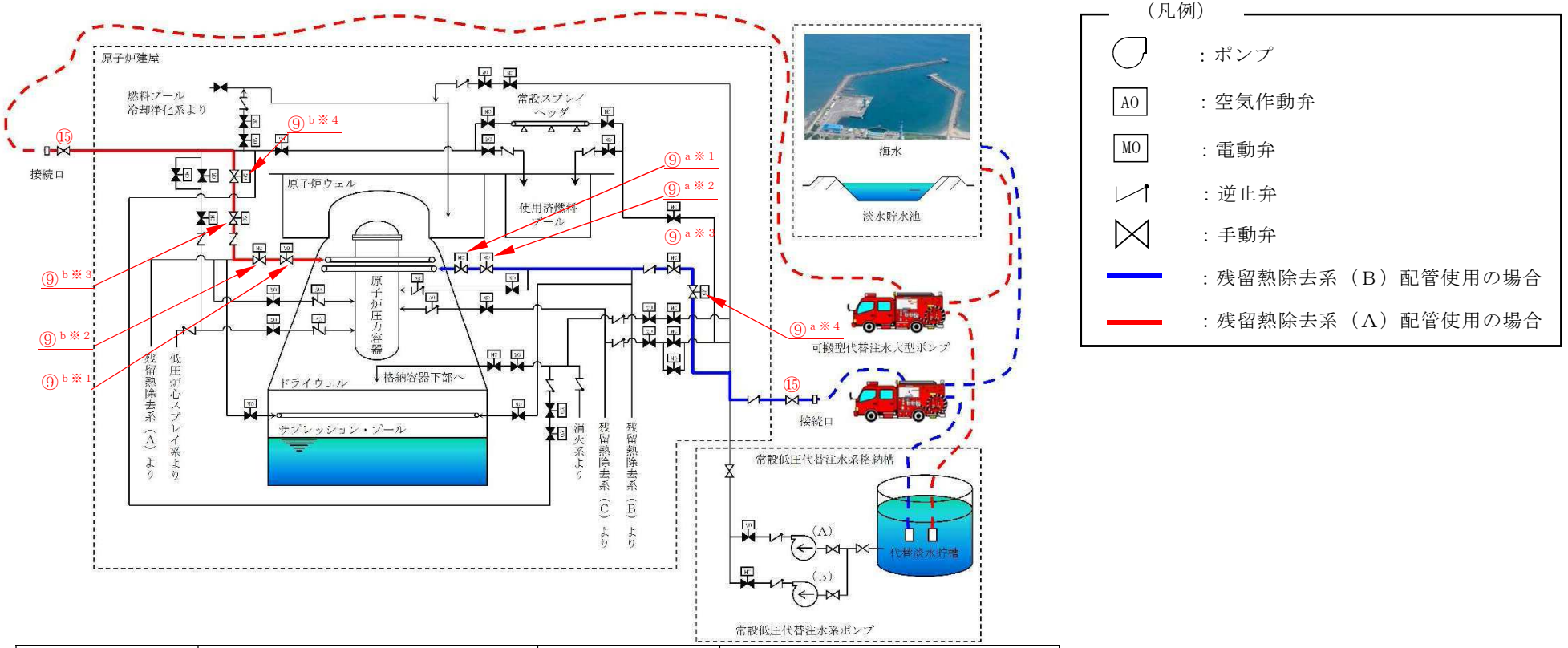
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	代替格納容器スプレイ注水弁	⑪※1，※2	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁
⑧※2	代替格納容器スプレイ流量調整弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.6－4図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却　概要図



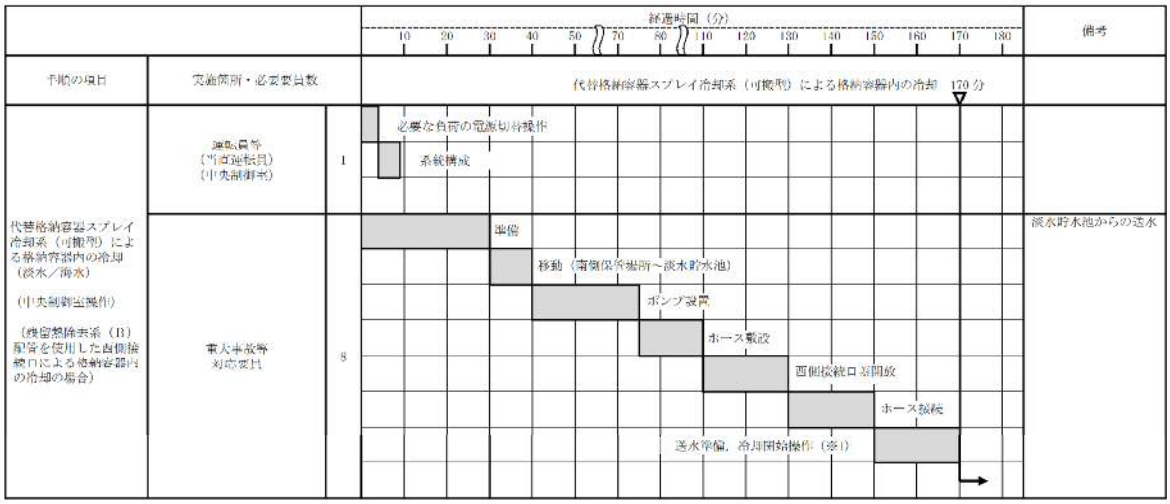
第1.6－5図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却タイムチャート



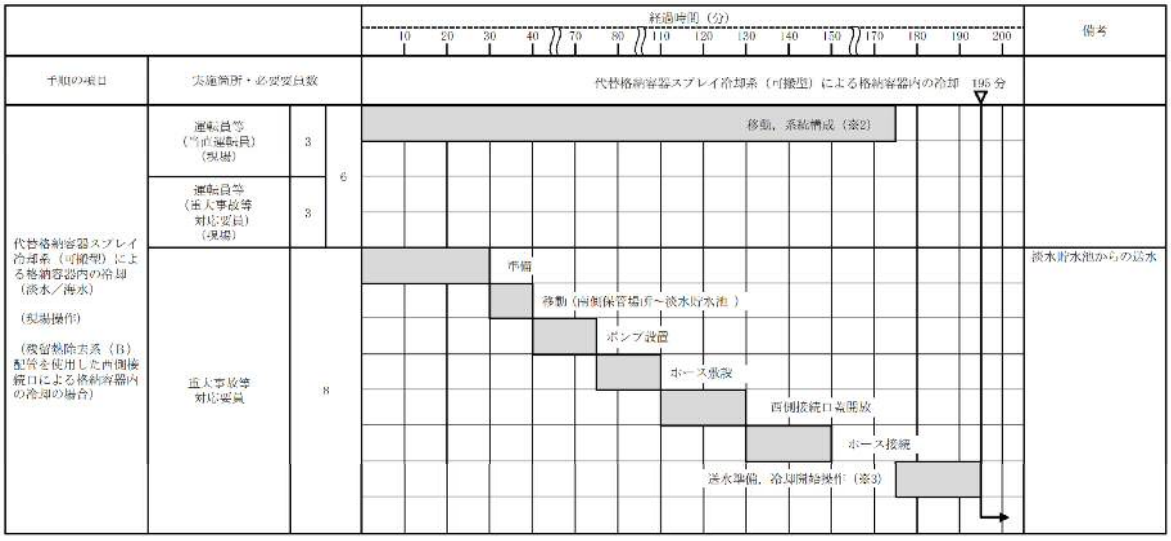
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨a※1，※2	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	⑨a※4，b※4	代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑨b※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨a※3，b※3	代替格納容器スプレイ注水弁		

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.6－6図　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）　概要図

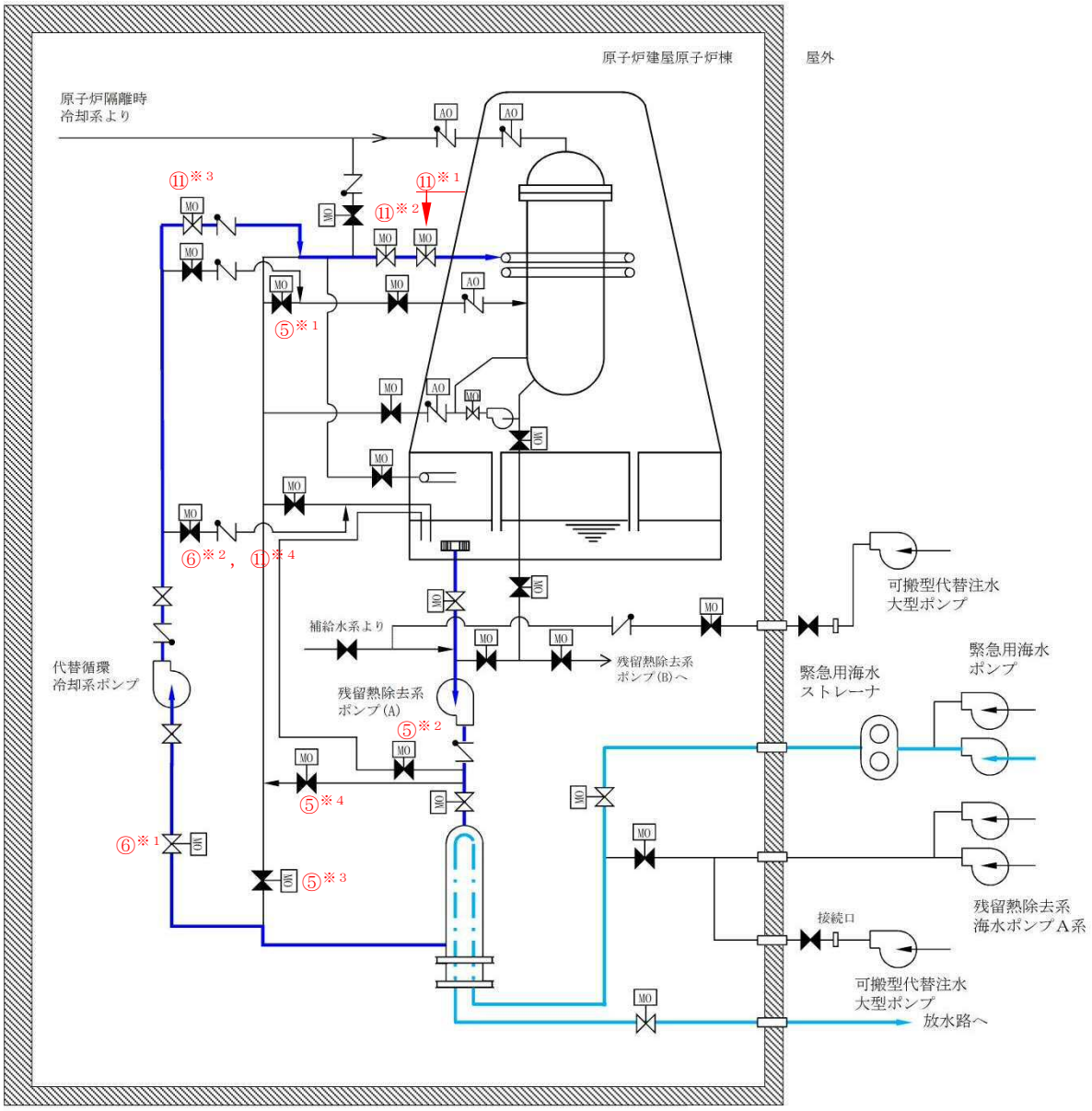


※1：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始まで135分以内と想定する。



※2：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合，移動，系統構成は 175 分以内と想定する。
※3：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始まで195分以内と想定する。

第1.6－7図　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）　タイムチャート



（凡例）

	：ポンプ
AO	：空気作動弁
MO	：電動弁
	：逆止弁
	：手動弁

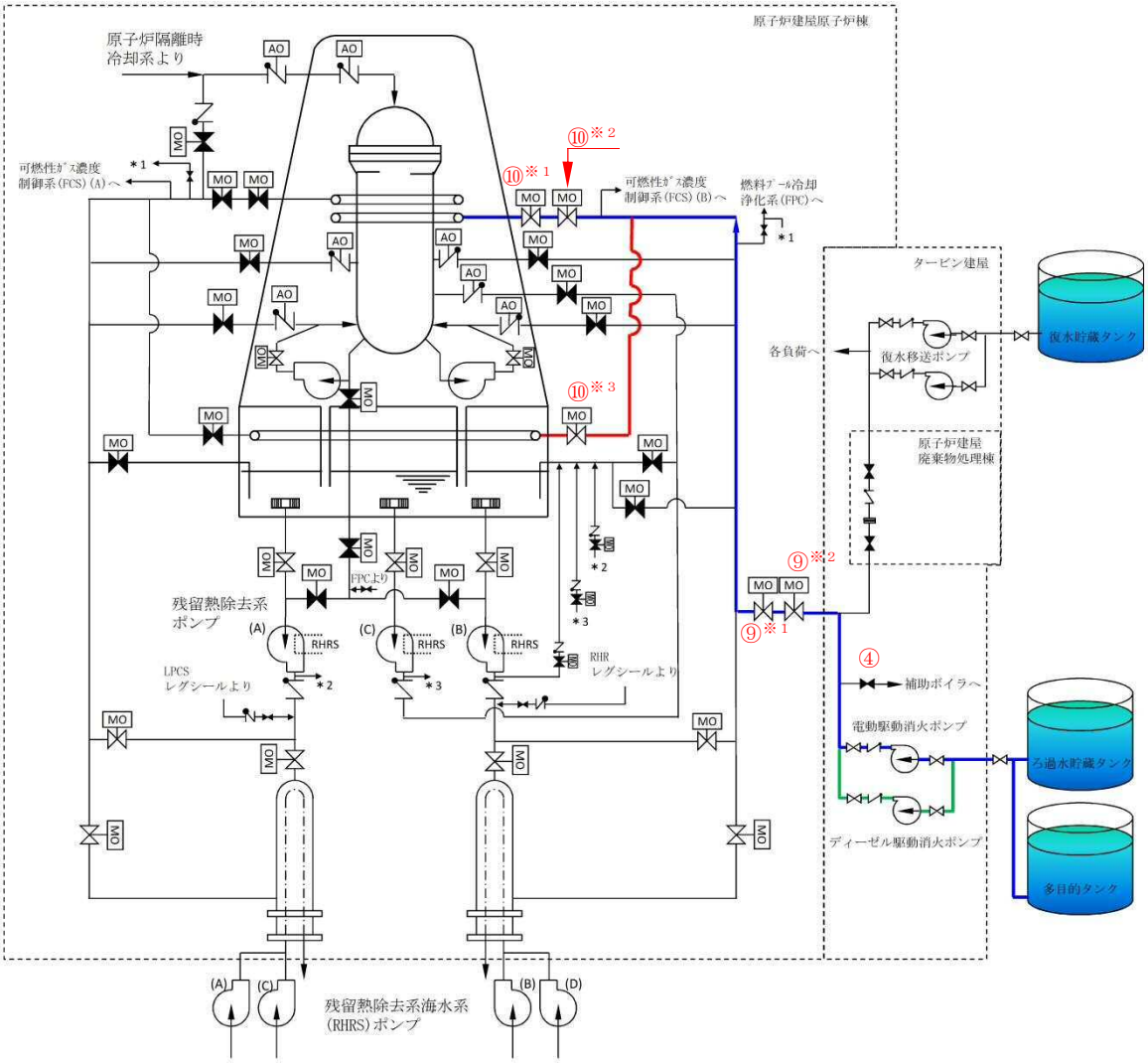
操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系（A）ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁
⑥※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2，⑪※4	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
⑪※3	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.6－8図　代替循環冷却系による格納容器内の除熱　概要図



第1.6－9図　代替循環冷却系による格納容器内の除熱　タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※1，※2	残留熱除去系（B）消火系ライン弁
⑩※1，※2	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁
⑩※3	残留熱除去系（B）S／Pスプレイ弁

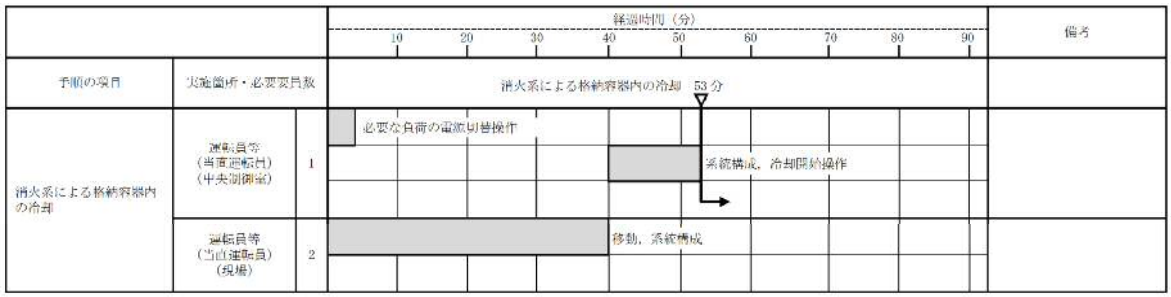
記載例　○　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

（凡例）

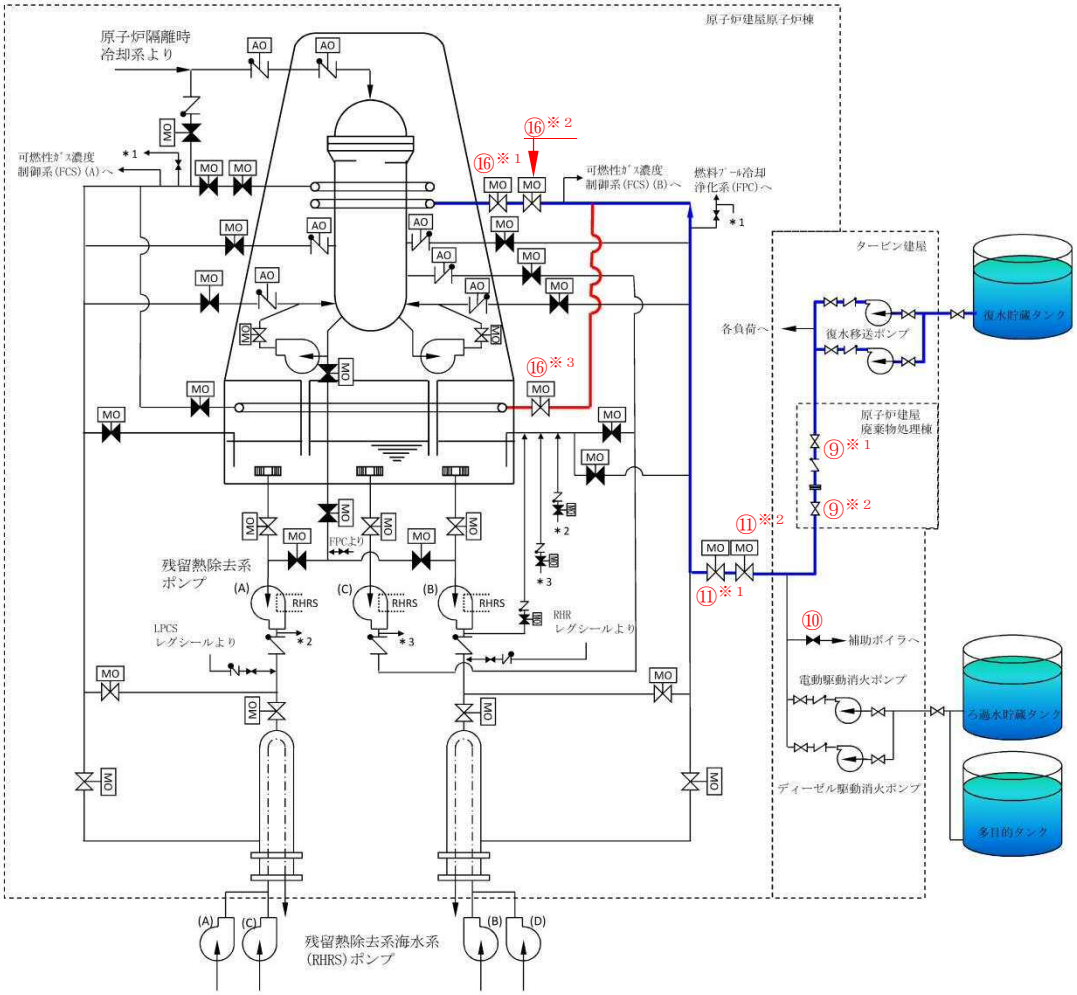
：ポンプ
AO　：空気作動弁
MO　：電動弁
：逆止弁
：手動弁

：残留熱除去系（B）D／Wスプレイの場合
：残留熱除去系（B）S／Pスプレイの場合
：ディーゼル駆動消火ポンプ起動の場合

第1.6－10図　消火系による格納容器内の冷却　概要図



第1.6－11図　消火系による格納容器内の冷却　タイムチャート



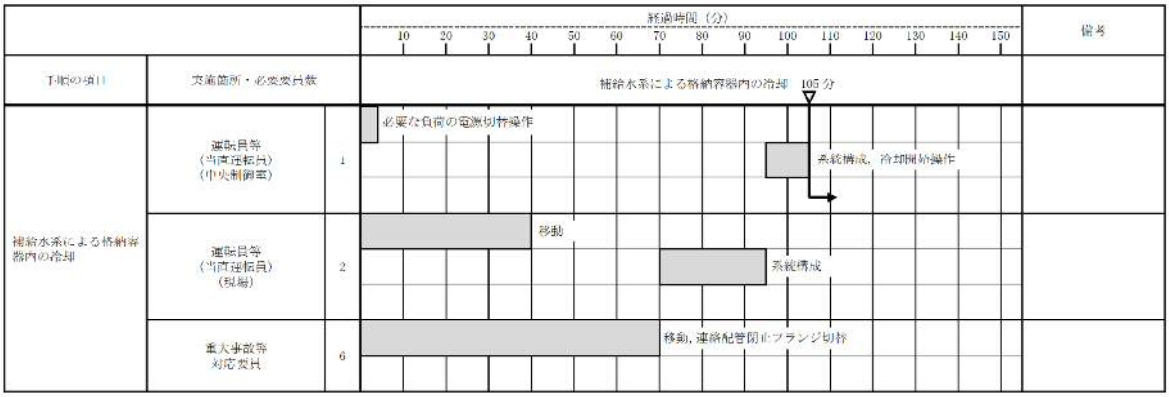
操作手順	弁名称
⑨※1，※2	補給水系－消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1，※2	残留熱除去系（Ｂ）消火系ライン弁
⑯※1，※2	残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁
⑯※3	残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイ弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

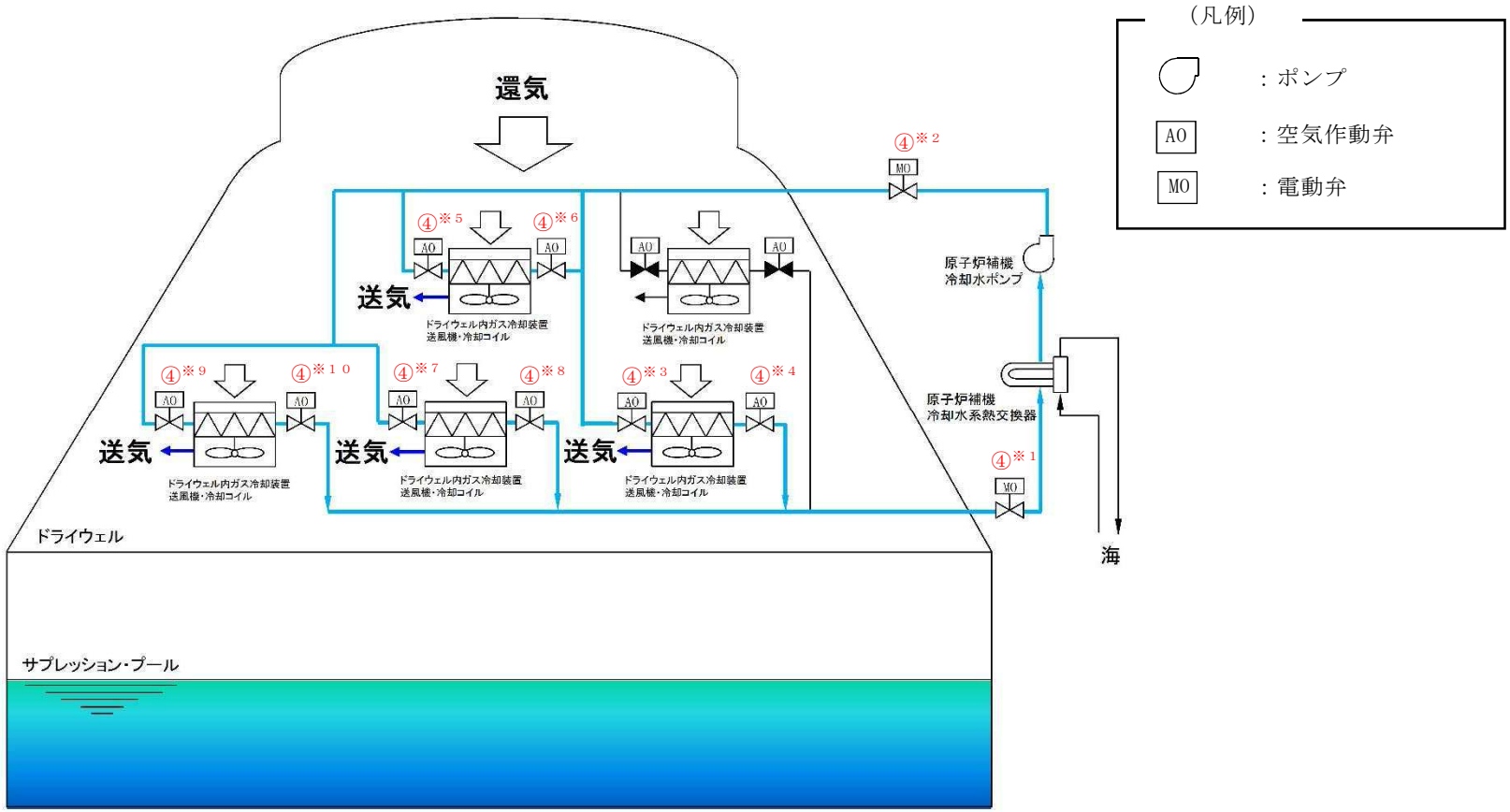
（凡例）

：ポンプ
AO　：空気作動弁
MO　：電動弁
：逆止弁
：手動弁
：残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイの場合
：残留熱除去系（Ｂ）Ｓ／Ｐスプレイの場合

第1.6－12図　補給水系による格納容器内の冷却　概要図



第 1.6－13 図　補給水系による格納容器内の冷却　タイムチャート



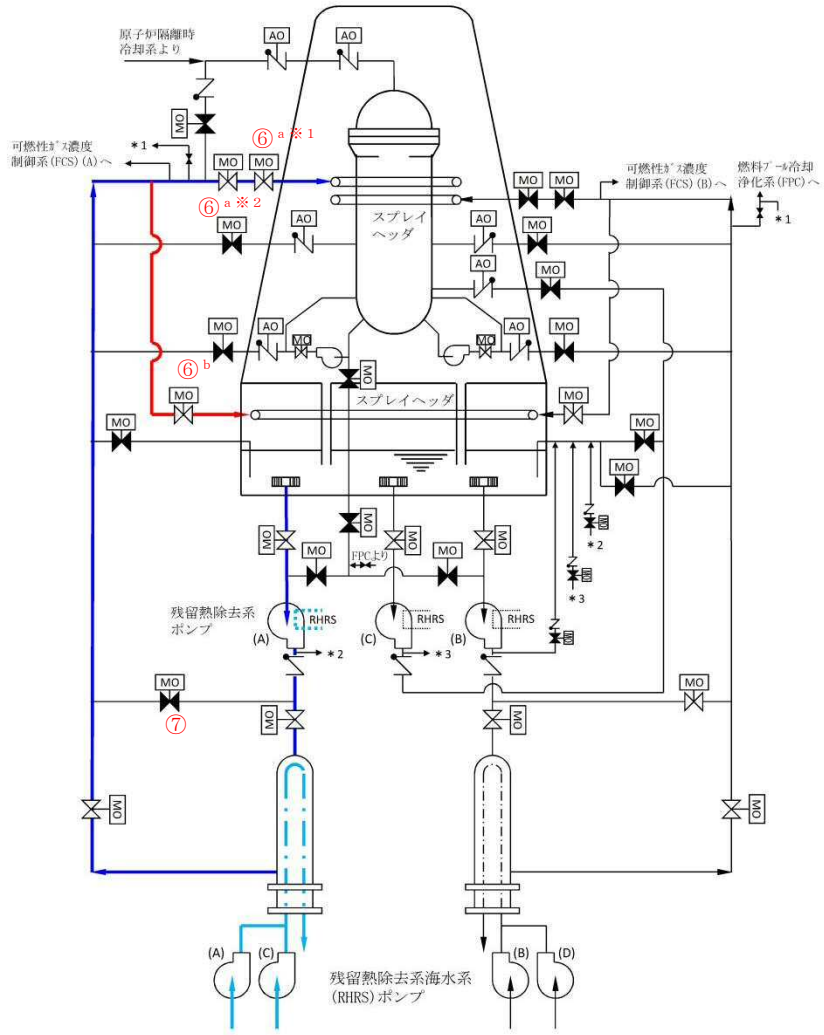
操作手順	弁名称
④※1，※2	原子炉補機冷却水系隔離弁
④※3～※10	ドライウェル内ガス冷却装置送風機 原子炉補機冷却水系出入口弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.6－14 図　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱　概要図



第 1.6－15 図　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱　タイムチャート



操作手順	弁番号
⑥ a ※1，※2	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
⑥ b	残留熱除去系（A）S／Pスプレイ弁
⑦	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○ a ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
　　○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

（凡例）

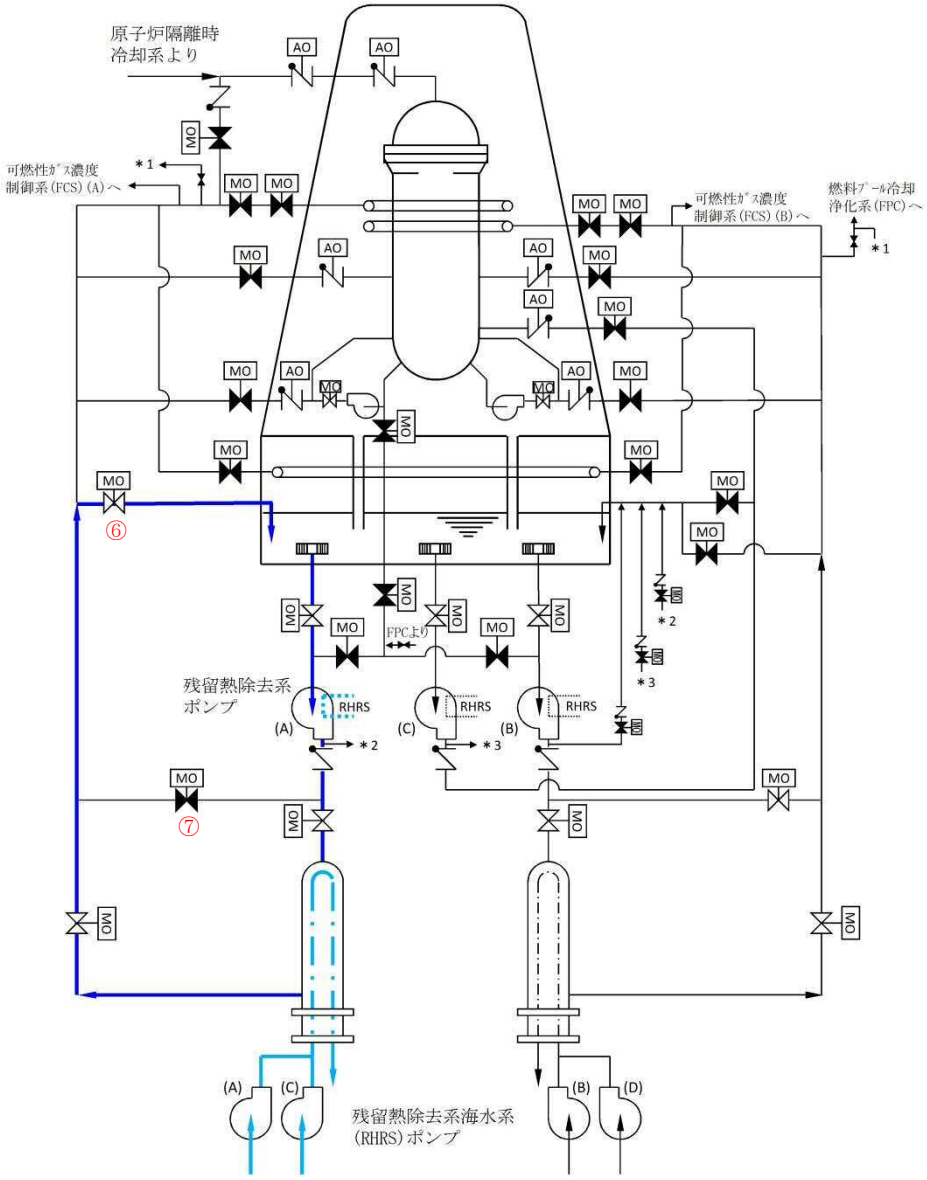
	：ポンプ		：手動弁
AO	：空気作動弁		：残留熱除去系（A）D／Wスプレイの場合
MO	：電動弁		：残留熱除去系（A）S／Pスプレイの場合
	：逆止弁		

第1.6－16図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱　概要図



※1：残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の冷却開始まで7分以内と想定する。

第1.6－17図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱　タイムチャート



操作手順	弁番号
⑥	残留熱除去系（A）テスト弁
⑦	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

記載例　○　：操作手順番号を示す。

（凡例）

	：ポンプ
AO	：空気作動弁
MO	：電動弁
	：逆止弁
	：手動弁

第 1.6－18 図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱　概要図

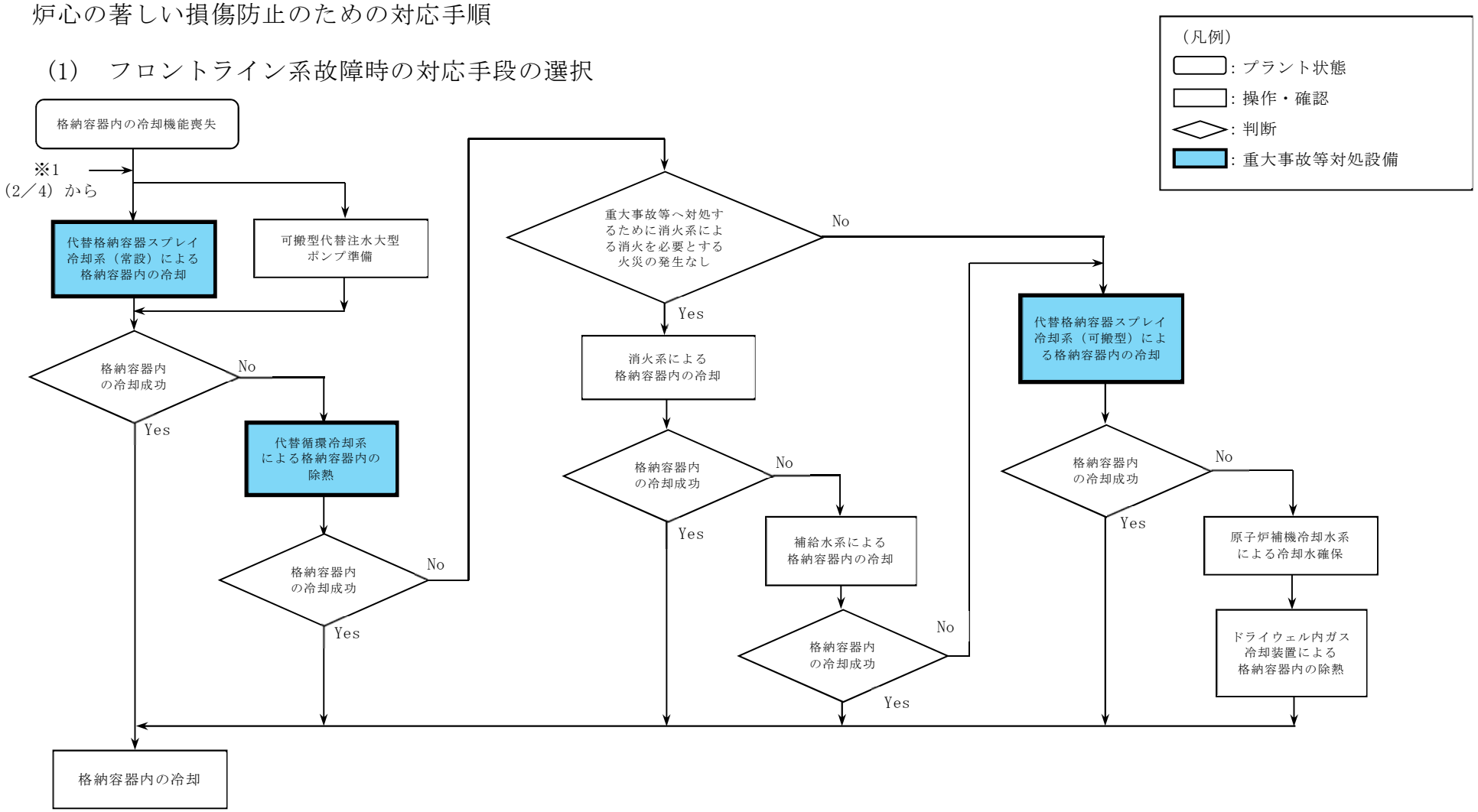


※1：残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）（B）によるサプレッション・プール水の冷却開始まで3分以内と想定する。

第1.6－19図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱　タイムチャート

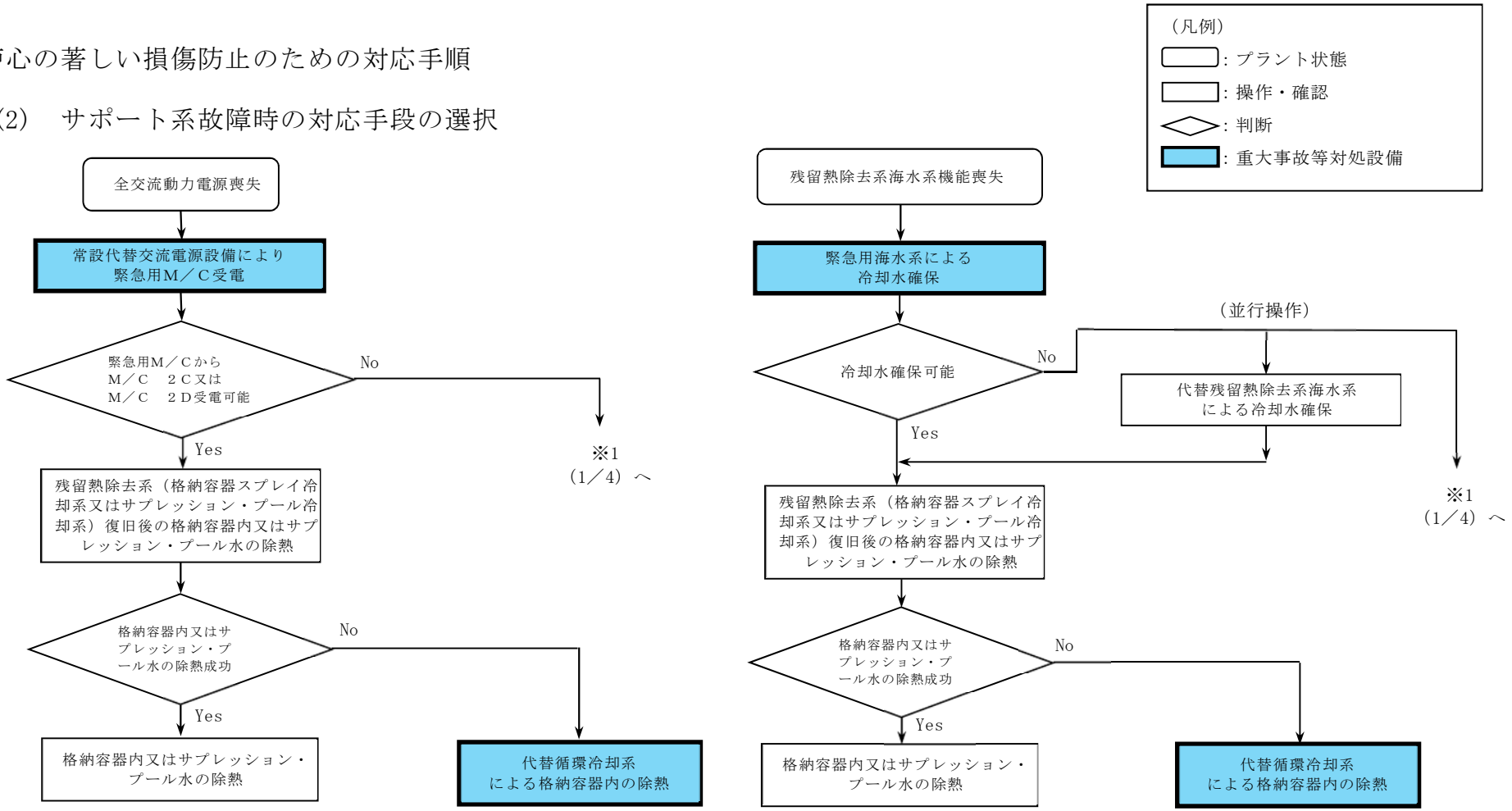
炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1／4）

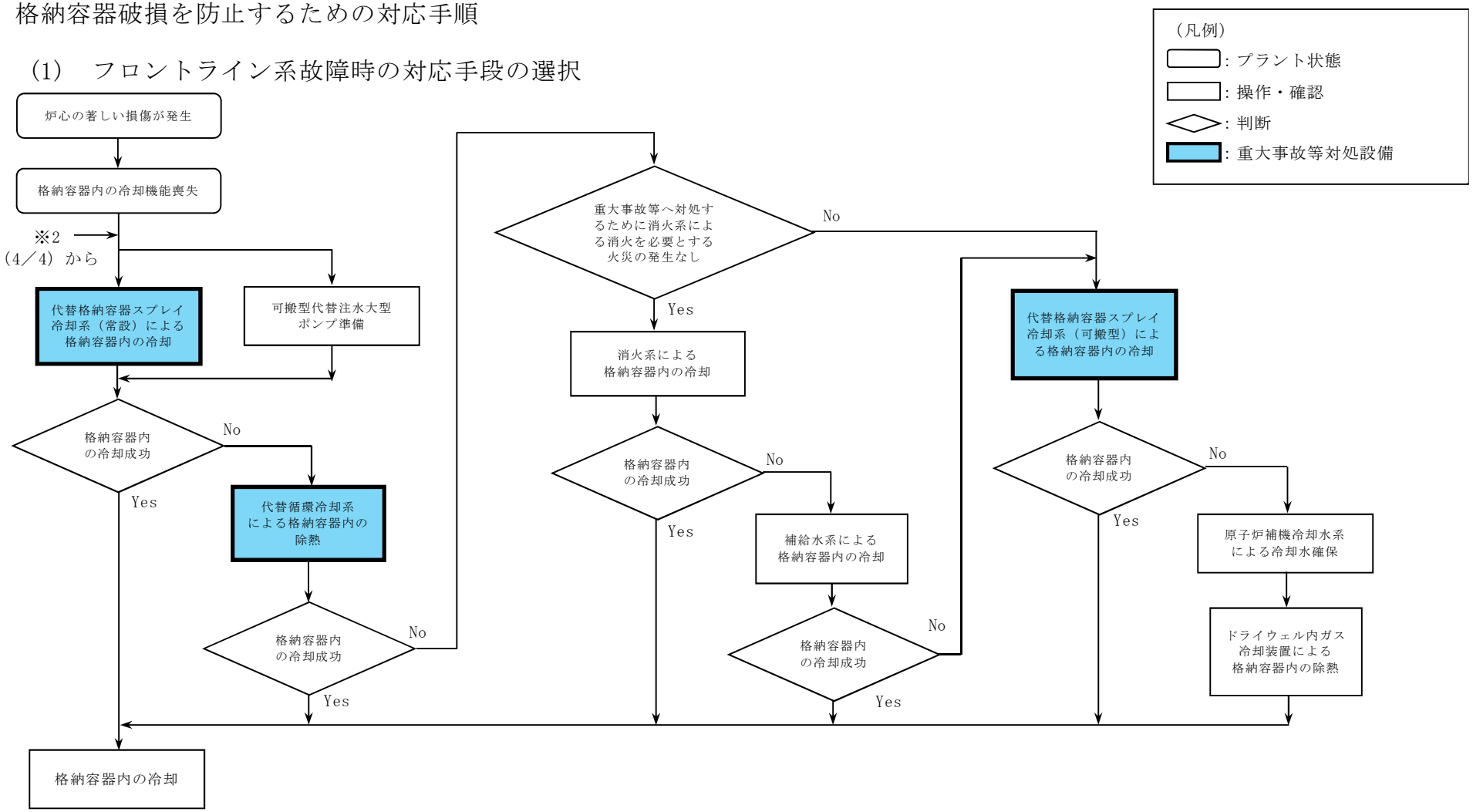
(2)　サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2／4）

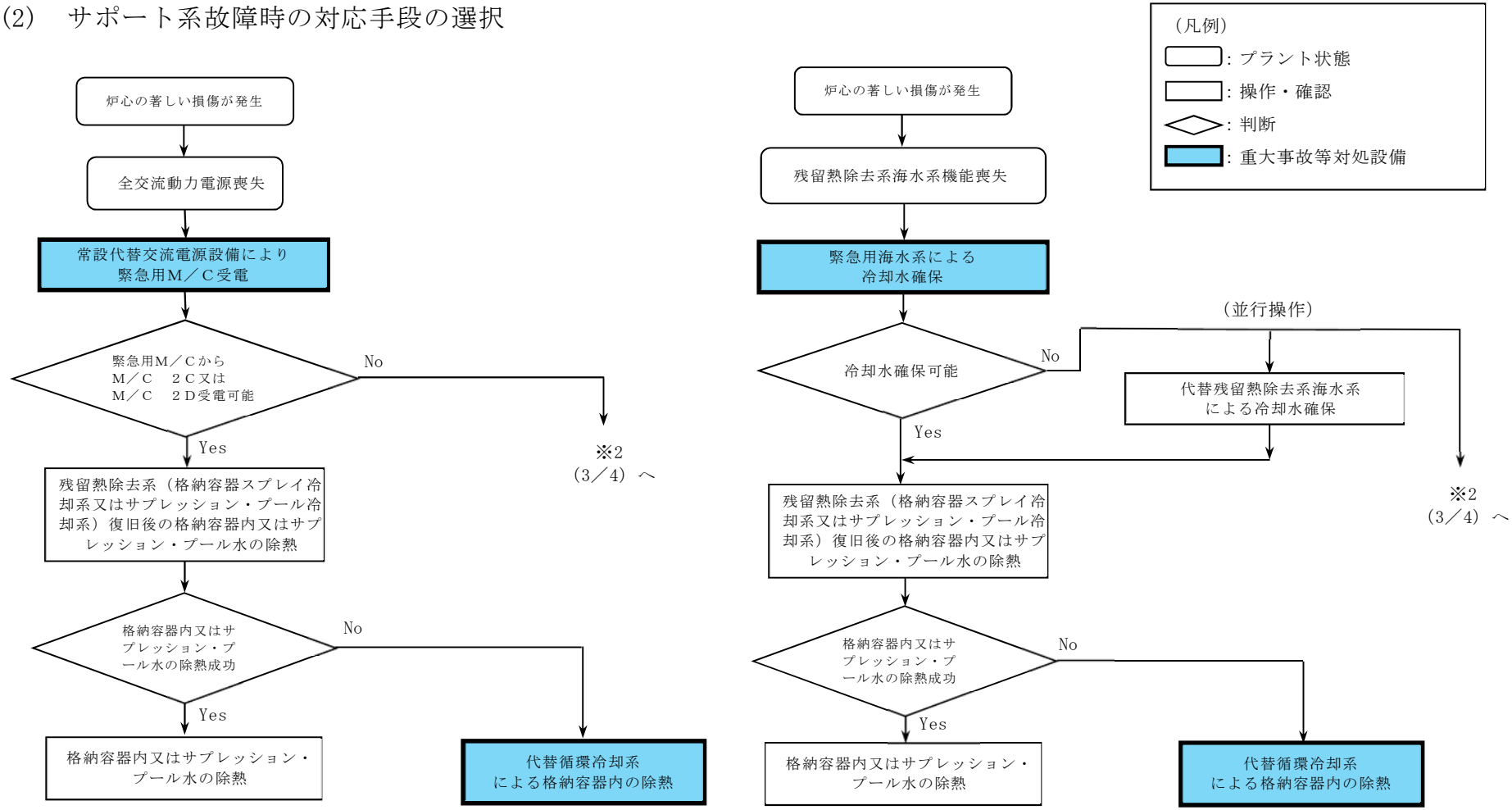
格納容器破損を防止するための対応手順

(1)　フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3／4）

(2)　サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6－20 図　重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4／4）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／7）

技術的能力審査基準（1.6）	番号	設置許可基準規則（第49条）	技術基準規則（第64条）	番号
【本文】 1 発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 2 発電用原子炉設置者は、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 1 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。	【本文】 1 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施設しなければならない。 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施設しなければならない。	④
【解釈】 1 第１項に規定する「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手順等」及び第２項に規定する「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手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第１項に規定する「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」及び第２項に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第１項に規定する「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」及び第２項に規定する「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」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
（１）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a）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、格納容器スプレイ代替注水設備により、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手順等を整備すること。	②	（１）重大事故等対処設備 a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。	（１）重大事故等対処設備 a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。	⑤
（２）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等 a）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、格納容器スプレイ代替注水設備により、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手順等を整備すること。	③	b）上記a）の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	b）上記a）の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑥
		（２）兼用 a）第１項の炉心損傷防止目的の設備と第２項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。	（２）兼用 a）第１項の炉心損傷防止目的の設備と第２項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／7）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱	サプレッション・プール	既設	① ④	－	－	－
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	燃料補給設備	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・プール	既設	① ④	－		
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	燃料補給設備	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／7）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	－	消火系による格納容器内の冷却	電動駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ディーゼル駆動消火ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	新設				多目的タンク
	残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ	既設				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ
	格納容器	既設				格納容器
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				燃料補給設備
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	－		非常用交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				消火系配管・弁
	低圧代替注水系配管・弁	新設			補給水系による格納容器内の冷却	復水移送ポンプ
	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	新設				復水貯蔵タンク
	残留熱除去系（A）配管・弁・スプレイヘッダ	既設				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ
	残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッダ	既設				格納容器
	格納容器	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				補給水系配管・弁
－	－	－	－	－		消火系配管・弁

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／7）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による格納容器内の除熱①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	－	代替循環冷却系による格納容器内の除熱②	代替循環冷却系ポンプ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	サプレッション・プール	既設				サプレッション・プール
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				代替循環冷却系配管・弁
	代替循環冷却系配管・弁	新設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設			－	－
－	－	－	－	－	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	ドライウェル内ガス冷却装置送風機
						ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル
						常設代替交流電源設備
						燃料補給設備
						非常用交流電源設備
						原子炉補機冷却水系

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／7）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

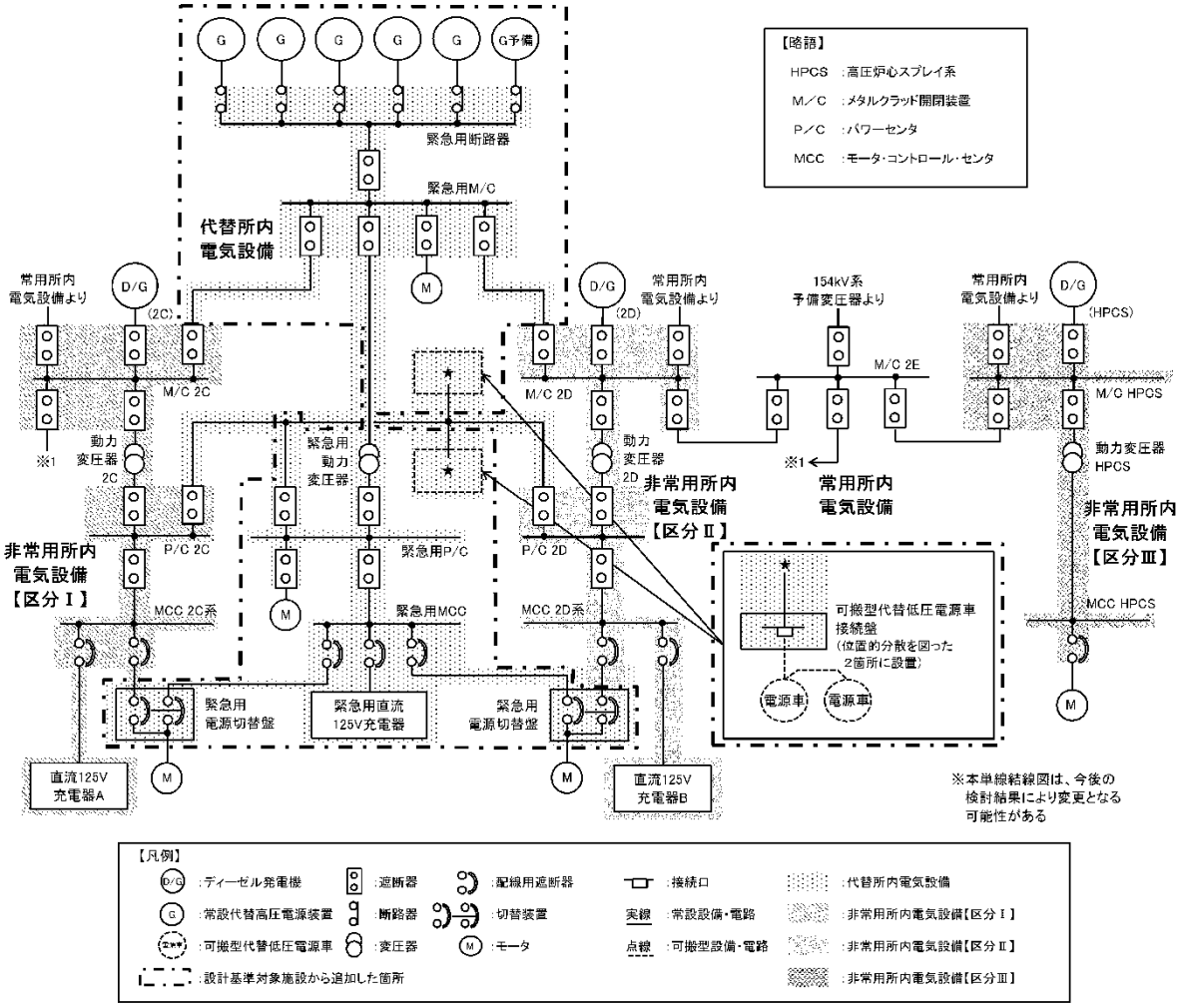
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	サプレッション・プール	既設	① ④	－	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱②	サプレッション・プール
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設			－	－
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱①	サプレッション・プール	既設	① ④	－	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱②	サプレッション・プール
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設			－	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／7）

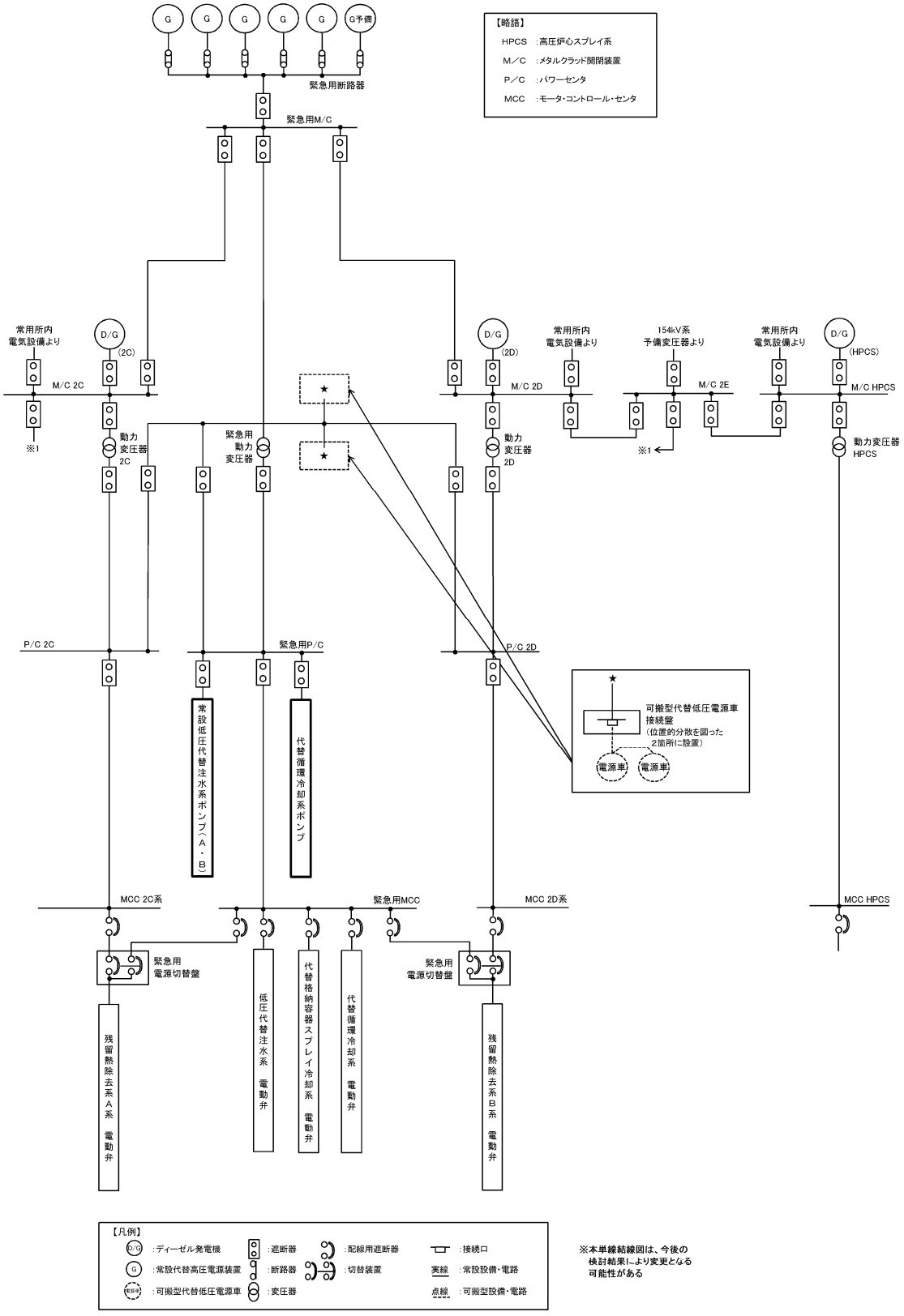
技術的能力審査基準（1.6）	適合方針
【要求事項】 1　発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが有する格納容器内の除熱機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。
2　発電用原子炉設置者は、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止する手段として，常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより，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手順等を整備する。
【解釈】 1　第１項に規定する「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手順等」及び第２項に規定する「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手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7／7）

技術的能力審査基準（1.6）	適合方針
（１）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等 ａ）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、格納容器スプレイ代替注水設備により、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手順等を整備すること。	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが有する格納容器内の除熱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手段として，格納容器スプレイ代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより，格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。
（２）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等 ａ）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、格納容器スプレイ代替注水設備により、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手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止する手段として，格納容器スプレイ代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより，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手順等を整備する。



第１図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第２図　対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

重大事故対策の成立性

1．代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

(1)　可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

ａ．操作概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が必要な状況において，外部接続口及び水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確保した後，可搬型代替注水大型ポンプにより格納容器へ送水する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として，最長時間を要する取水箇所から残留熱除去系（Ｂ）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：195分以内（放射線防護具の着用，移動及びホースの敷設を含む）

（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトによ

り，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2)　系統構成

a．操作概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が必要な状況において，中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合，原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動し，現場での人力による操作により系統構成を実施した後，格納容器への送水を実施する。

b．作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：6名（運転員等6名）

所要時間目安：175分以内（放射線防護具の着用及び移動を含む）

（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

原子炉建屋原子炉棟地上3階：

124分以内（操作対象：4弁）

d．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：手動ハンドルにて操作を実施する。なお，設置未完のた

め，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

2．消火系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

ａ．操作概要

消火系による格納容器内の冷却が必要な状況において，タービン建屋地上1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより格納容器へ送水する。

ｂ．作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

消火系による格納容器内の冷却における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具の着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：

4分以内（操作対象：1弁）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



系統構成

（④補助ボイラ冷却水元弁）

3.　補給水系による格納容器内の冷却

(1)　系統構成

ａ．操作概要

補給水系による格納容器内の冷却が必要な状況において，タービン建屋地上1階及び原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階まで移動するとともに，系統構成を実施し，復水移送ポンプにより格納容器へ送水する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域），タービン建屋地上1階（管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

補給水系による格納容器内の冷却における，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（運転員等2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具の着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階：

16分以内（操作対象：1弁）

タービン建屋地上1階：

4分以内（操作対象：2弁）

ｄ．操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行しており近接可能で

ある。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成
（⑨補給水系－消火系連絡ライン止め弁）



系統構成
（⑩補助ボイラ冷却水元弁）

「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切替えるための対応手順を抜粋

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

目　　次

1.13.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

(2)　対応手段と設備の選定の結果

a．水源を利用した対応手段及び設備

(a)　代替淡水貯槽を水源とした対応手段及び設備

(b)　サプレッション・プールを水源とした対応手段及び設備

(c)　淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

(d)　ろ過水貯蔵タンク，多目的タンクを水源とした対応手段及び設備

(e)　復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(f)　淡水タンクを水源とした対応手段及び設備

(g)　海を水源とした対応手段及び設備

(h)　ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(i)　重大事故等対処設備と自主対策設備

b．水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a)　代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段及び設備

(b)　淡水貯水池へ水を補給するための対応手段及び設備

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

c．水源の切替え

(a)　サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切替え

(b)　淡水から海水への切替え

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

d．手順等

1.13.2　重大事故等発生時の手順

「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切替えるための対応手順を抜粋

(2)　淡水貯水池へ水を補給するための対応手段

a．淡水貯水池Ｂ（Ａ）から淡水貯水池Ａ（Ｂ）への補給

b．可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）

1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順

(1)　サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え

a．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

(2)　淡水から海水への切替え

1.13.2.4　その他の手順項目について考慮する手順

1.13.2.5　重大事故等発生時の対応手段の選択

添付資料 1.13.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2　対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張設備含む）及び自主対策設備仕様

添付資料 1.13.4　重大事故対策の成立性

1.　代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

2.　淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

3.　海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

4.　可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

5.　淡水貯水池Ｂ（Ａ）から淡水貯水池Ａ（Ｂ）への補給

6.　可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

添付資料 1.13.5　水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.6　解釈一覧

「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切替えるための対応手順を抜粋

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。

b）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

c）海を水源として利用できること。

d）各水源からの移送ルートが確保されていること。

e）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

f）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は，サプレッション・プールである。重大

「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切替えるための対応手順を抜粋

事故等が発生した場合において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を整備している。ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に，設計基準事故の収束に必要な水源として，サプレッション・プールを設置する。

格納容器内の冷却が必要な場合に，設計基準事故の収束に必要な水源として，サプレッション・プールを設置する。

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は，その機能を代替するために，各水源が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.13-1 図）。

また，原子炉圧力容器へのほう酸水注入，フィルタ装置スクラビング水補給，代替循環冷却系による除熱，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイが必要な場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※1及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※2を選定する。

※1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）:

「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切替えるための対応手順を抜粋

(c)　重大事故等対処設備と自主対策設備

代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等対処設備として位置づける。

淡水貯水池への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等対処設備として位置づける。

淡水貯水池２基は本条文【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。また，淡水タンクを自主対策設備の代替淡水源として位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置づける。あわせて，その理由を示す。

・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，重大事故等の収束に必要となる水を代替淡水貯槽又は淡水貯水池へ補給する手段としては有効である。

ｃ．水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，各水源への補給手段を整備しているが，補給が不可能な場合には水源を切り

替えて水の供給を行う手段がある。

(a)　サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切替え

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は，サプレッション・プールであるが，サプレッション・プールの枯渇，破損又は水温上昇等により使用できない場合で，復水貯蔵タンク（自主対策設備）の水位計が健全であり，水位が確保されている場合，水源を切り替える手段がある。

なお，水源の切り替えにおいては，運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切り替えで使用する設備は以下のとおり。

・復水貯蔵タンク

・サプレッション・プール

原子炉隔離時冷却系の水源切り替え手順については，「1.13.2.3(1)a.原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」，高圧炉心スプレイ系の水源切り替え手順については，「1.13.2.3(1)b.高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(b)　淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽，淡水貯水池及び淡水タンクの枯渇等により，淡水の供給が継続できないおそれがある場合は，海水の供給に切り替える。

なお，淡水タンクは，通常連絡弁を開とする多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し，タンク水位を監視しながら原水タンク及び純

敷設し，移送ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

（添付資料 1.13.4）

1.13.2.3　水源を切り替えるための対応手順

(1)　サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え

サプレッション・プールが枯渇，破損又は水温上昇等により使用できない場合で，復水貯蔵タンクの水位計が健全であり，水位が確保されている場合，重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することのないよう，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお，水源の切り替えにおいては，運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

ａ．原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

(a)　手順着手の判断基準

サプレッション・プールが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

・サプレッション・プール水位計の指示値が，－50cm 以下となった場合。

・サプレッション・プールの破損等によりサプレッション・プールの水位が確認できない場合。

・サプレッション・プール水温度計の指示値が，原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b)　操作手順

① 発電長は，手順着手の判断に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替えを指示する。

② 運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開にする。

③ 運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開になったことを確認後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉にする。

④ 運転員等は中央制御室にて，水源の切り替え後，原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切り替えが完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等1名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b．高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

(a)　手順着手の判断基準

サプレッション・プールが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

・サプレッション・プール水位計の指示値が，－50cm以下となった場合。

・サプレッション・プールの破損等によりサプレッション・プールの水位が確認できない場合。

・サプレッション・プール水温度計の指示値が，高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b)　操作手順

① 発電長は，手順着手の判断に基づき，運転員等に高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切り替えを指示する。

② 運転員等は中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開にする。

③ 運転員等は中央制御室にて，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開になったことを確認後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）を閉にする。

④ 運転員等は中央制御室にて，水源の切り替え後，高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切り替えが完了したことを報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室対応を運転員等１名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2)　淡水から海水への切替え

【代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水中の場合】

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，代替淡水貯槽への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は，淡水補給から海水補給へ切り替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水／海水補給は，「1.13.2.2(1)a.可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

1.14　電源の確保に関する手順等

＜目　　次＞

1.14.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
ａ．交流電源喪失時の対応手段及び設備
(a)　代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
(b)　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電
(c)　非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備
ｂ．交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備
(a)　代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
(b)　重大事故等対処設備
ｃ．非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備
(a)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
(b)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
(c)　重大事故等対処設備
ｄ．燃料補給のための対応手段及び設備
(a)　燃料補給設備による給油
(b)　重大事故等対処設備

ｅ．手順等
1.14.2　重大事故等発生時の手順等
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順
(1)　代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
ａ．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
ｂ．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
(2)　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電
(3)　非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順
(1)　代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
ａ．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
ｂ．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
(2)　常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順
(1)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
ａ．常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
ｂ．可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
(2)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
ａ．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
1.14.2.4　燃料の補給手順
(1)　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

(2)　タンクローリから各機器への給油

(3)　燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.6　重大事故等発生時の対処設備の選択

添付資料1.14.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.14.2　重大事故対策の成立性

1. 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
2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電
4. 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
6. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
7. 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧
8. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
9. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
10. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
11. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
12. 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給
13. タンクローリから各機器等への給油
14. 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

添付資料1.14.3　不要直流負荷　切離しリスト

1. 中央制御室内における不要直流負荷切離し操作場所の概要図
2. 代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C２C（又は２D））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置
3. 代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
4. 代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
5. 所内常設直流電源喪失時の代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
6. 所内常設直流電源喪失時の代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
7. 代替電源設備から緊急用電源切替盤にて電源供給可能な設計基準対処設備の電動弁リスト（交流）
8. 代替電源設備から緊急用電源切替盤にて電源供給可能な設計基準対処設備の電動弁リスト（直流）
9. 緊急用電源切替盤による電源切替操作方法について

添付資料1.14.4　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

1.14　電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

ａ）電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）所内直流電源設備から給電されている２４時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。

ｃ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d）所内電気設備（モーターコントロールセンター(ＭＣＣ)、パワーセンター(Ｐ/Ｃ)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(ＭＣ)等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損，使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.14.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において，非常用所内電気設備及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として，非常用ディーゼル発電機（以下「Ｄ／Ｇ」という。），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ」という。）及び蓄電池を設置している。

また，Ｄ／Ｇ，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ及び蓄電池より給電された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として，非常用所内電気設備であるメタクラ（以下「Ｍ／Ｃ」という。），パワーセンター（以下「Ｐ／Ｃ」という。），モーターコントロールセンター（以下「ＭＣＣ」という。），直流充電器及び直流主母線盤等を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，各設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.14.1-1図）。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）※1及び柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※2を選定する。

※1　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって，新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※2　自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況

において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに,重大事故等対処設備及び自主対策設備の関係を明確にする。

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果,設計基準事故対処設備の故障として，非常用所内電気設備への交流電源による給電並びに直流設備への直流電源による給電に使用する設備及び所内電気設備の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と，整備する手順についての関係を第1.14.1-1表に整理する。

ａ．交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a)　代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源が喪失した場合は，設計基準事故対処設備であるＤ／Ｇ２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇにより，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳへ交流電源を自動で給電するが，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄの故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型

代替交流電源設備）により非常用所内電気設備に給電し，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

ⅰ） 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

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄの電源供給機能の代替手段として，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電する手段がある。

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で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

・常設代替高圧電源装置

・軽油貯蔵タンク

・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ

・緊急用Ｍ／Ｃ

ⅱ） 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備の故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は，常設代替交流電源設備の電源供給機能の代替手段として，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M／C　２Ｅ経由）によるM／C　２Ｃ・２Ｄへの給電

外部電源喪失及びＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄの故障により，M／C　２Ｃ・２Ｄへの給電ができない場合に，設計基準事故対処設備であるＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，非常用所内電気設備であるM／C　ＨＰＣＳ及び常用所内電気設備であるM／C　２Ｅの使用が可能であって，さらにM／C　ＨＰＣＳの負荷であるＨＰＣＳポンプの停止が可能な場合は，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄの電源供給機能の代替手段として，ＨＰＣＳ　Ｄ／ＧからM／C　ＨＰＣＳ及びM／C　２Ｅを介して非常用所内電気設備であるM／C　２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電する手段がある。

ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用M／C　２Ｅ経由）によるM／C　２Ｃ・２Ｄへの給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ

・M／C　ＨＰＣＳ

・M／C　２Ｅ

(c) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系（以下「Ｄ／Ｇ海水系」という。）のポンプ等の故障によりＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇのディーゼル機関の冷却機能喪失により，Ｄ／

Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇによる非常用所内電気設備への給電ができない場合は，Ｄ／Ｇ海水系の冷却機能の代替手段として，可搬型代替注水大型ポンプによりＤ／Ｇ海水系に海水又は淡水を送水し，各ディーゼル機関を冷却することで，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能を復旧する手段がある。

なお，審査基準及び基準規則の要求機能ではないため自主対策として位置付けるが，重大事故等発生時において電源供給機能の復旧が期待できる。

Ｄ／Ｇ海水系への代替送水によるＤ／Ｇ　２Ｃ，２Ｄ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧で使用する設備は以下のとおり。概略系統図を第1.14.1-4図に示す。

・Ｄ／Ｇ　２Ｃ

・Ｄ／Ｇ　２Ｄ

・ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ

・可搬型代替注水大型ポンプ

(d)　重大事故等対処設備と自主対策設備

「(a)ⅰ）　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」で使用する設備のうち，常設代替高圧電源装置，軽油貯蔵タンク，常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ及び緊急用Ｍ／Ｃは重大事故等対処設備として位置づける。

「(a)ⅱ）　可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。

「(b)　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M／C　２Ｅ経由）によるM／C　２Ｃ・２Ｄへの給電」で使用する設備のうち，設計基準事故対処設備であるＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ及びM／C　ＨＰＣＳは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「(c)　非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧」で使用する設備のうち，設計基準事故対処設備であるＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，交流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置づける。あわせて，その理由を示す。

・M／C　２Ｅ

耐震ＳクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，M／C　２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳと同等の母線容量（3,000A）を有しており，健全性が確認できた場合は電源融通電路として使用できることから，事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置及びホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇが使用可能な場合は，Ｄ／Ｇ海水系に海水又は淡水を送水し，Ｄ／Ｇ海水系の冷却機能を確保することで，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能を復旧できるため，事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

ｂ．交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a)　代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失した場合は，代替直流電源設備である所内常設直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電し，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

また，直流±24V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失した場合は，代替直流電源設備である所内常設直流電源設備により非常用所内電気設備である直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂに給電し，原子炉未臨界状態の確認に必要な電力を確保する。

ⅰ）　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により非常用所内電気設備である直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流±24V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失した場合は，所内常設直流電源設備である125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び直流±24V中性子モニ

タ用分電盤２Ａ・２Ｂへ無停電で直流電源が給電される。

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池は，自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷を切り離すことにより8時間，その後，中央制御室外において不要な負荷を切り離すことで，常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

・125V　Ａ系蓄電池

・125V　Ｂ系蓄電池

・中性子モニタ用蓄電池Ａ系

・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系

ⅱ）　可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

所内常設直流電源設備である125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めず，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇するおそれがある場合は，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の電源供給機能の代替手段として，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

・可搬型整流器

ⅲ） 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失し，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以上経過により125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇又は故障した場合は，制御電源が喪失しているＭ／Ｃ２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）に給電することで，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器用制御電源を復旧する手段がある。

常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図及び第1.14.1-3図に示す。

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の場合】

・常設代替高圧電源装置

・軽油貯蔵タンク

・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ

・緊急用Ｍ／Ｃ

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧の場合】

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

(b)　重大事故等対処設備

「ⅰ）　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系は重大事故等対処設備として位置づける。

「ⅱ）　可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置づける。

「ⅲ）　常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧」で使用する設備のうち，常設代替高圧電源装置，軽油貯蔵タンク，常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ，緊急用Ｍ／Ｃ，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，直流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

ｃ．非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替交流電源

設備）から代替所内電気設備へ給電する手段がある。

なお，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は，重大事故等が発生した場合において，共通要因である地震，津波，火災及び溢水により同時に機能を失うことなく，少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

(a)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

ⅰ）　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合に，「a.(a) 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」の代替手段として，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備である緊急用M／Cへ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

・常設代替高圧電源装置

・軽油貯蔵タンク

・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ

・緊急用M／C

ⅱ）　可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，「c.(a)ⅰ）常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から代替所内電気設備である緊急用P／Cへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用

する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

・緊急用Ｐ／Ｃ

(b)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ⅰ）　常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，「b.(a)ⅰ）所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として，共通要因によって所内常設直流電源設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう物理的に分離を図った常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電する手段がある。

また，通常状態において非常用所内電気設備から代替所内電気設備へ常時給電されるが，外部電源，Ｄ／Ｇ及び非常用所内電気設備の電源供給機能の喪失により代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで，直流負荷の切り離しをせずに最大24時間にわたり，常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ無停電で直流電源が給電される。

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用

する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

・緊急用直流125V蓄電池

ⅱ） 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず，緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に，「c.(b)ⅰ）常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」の代替手段として可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-3図に示す。

・可搬型代替低圧電源車

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

・可搬型整流器

(c) 重大事故等対処設備

「(a)ⅰ） 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，常設代替高圧電源装置，軽油貯蔵タンク，常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ及び緊急用Ｍ／Ｃは重大事故等対処設備と位置づける。

「(a) ⅱ）　可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び緊急用Ｐ／Ｃは重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) ⅰ）　常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，緊急用直流125V蓄電池は重大事故等対処設備として位置づける。

「(b) ⅱ）　可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

ｄ．燃料補給のための対応手段及び設備

(a)　燃料補給設備による給油

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により，可搬型代替低圧電源車等の車両系設備及び常設代替高圧電源装置を使用して事故対応を行う場合には，それらの設備を必要な期間継続運転させるため，燃料補給設備により各設備へ燃料を給油する手段がある。

燃料補給設備による給油で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型設備用軽油タンク

・タンクローリ

・軽油貯蔵タンク

・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ

(b)　重大事故等対処設備

燃料補給設備による給油で使用する設備のうち，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ，軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，事故対応に必要な設備の燃料を確保し，運転を継続することができる。

ｅ．手 順 等

上記「ａ．交流電源喪失時の対応手段及び設備」，「ｂ．交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備」，「ｃ．非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備」及び「ｄ．燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時運転手順書（事象ベース）及び重大事故等対策要領に定める（第1.14.1-1表）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び他の条文にて選定した重大

事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する（第1.14.1-2表）。

（添付資料1.14.4）

1.14.2　重大事故等発生時の手順

1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順

(1)　代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a．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

外部電源及びD／Gの電源供給機能の喪失によりM／C　２C・２Dの母線電圧が喪失した場合は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置2台を起動し，代替所内電気設備である緊急用M／Cに給電する。その後，非常用所内電気設備であるM／C　２C（又は２D）の受電準備を経て常設代替高圧電源装置3台を追加起動した後にM／C　２C（又は２D）に給電し，原子炉及び使用済燃料プールの冷却，格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a)　手順着手の判断基準

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】

外部電源及びD／Gの電源供給機能が喪失し，M／C　２C・２Dの母線電圧が喪失（母線電圧計指示値0Vを確認）した場合。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

【緊急用M／C及びM／C　２C（又は２D）受電の判断基準】

常設代替高圧電源装置の運転状態において発電機の電圧（6,600V±10%）及び周波数（50Hz±5%）が精度内にある場合。

(b)　操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要

図を第1.14.2.1-2図及び第1.14.2.1-3図に，タイムチャートを第1.14.2.1-4図に示す。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。

② 運転員等は中央制御室にて，常設代替高圧電源装置を起動し，発電長に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

③ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。

④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。

⑤ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋外）にて，常設代替高圧電源装置を起動し，災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを報告する。

⑥ 災害対策本部は，発電長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを連絡する。

【緊急用Ｍ／Ｃ及びＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電】

⑦ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用Ｍ／Ｃ及びＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電開始を指示する。

⑧ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又

は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑨　運転員等は中央制御室にて，緊急用Ｍ／Ｃの受電用遮断器を「入」とし，緊急用Ｍ／Ｃ母線を受電する。

※ 非常用所内電気設備の負荷である設計基準事故対処設備の故障等により機能が喪失している場合等，プラントの状況に応じて，「1.14.2.3(1)ａ．常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」の手順を優先する。

⑩　運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて，給電準備としてＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。

⑪　運転員等は中央制御室にて，緊急用Ｍ／ＣからＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電のための遮断器を「入」とし，発電長にＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の受電が完了したことを報告する。

⑫　発電長は，運転員等にＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ），Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の負荷への給電開始を指示する。

⑬　運転員等は中央制御室にて，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。

⑭　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を4分以内，その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を82分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

中央制御室運転員1名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を75分以内，その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を83分以内と想定する。

【緊急用Ｍ／Ｃ及びＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電】

中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用Ｍ／Ｃ及びＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合87分以内，常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合88分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-1）

ｂ．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

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が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車によ

り非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄに給電し，可搬型代替低圧電源車の定格電圧（440V）及び定格容量（1台あたり500kVA）の範囲内で，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a)　手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車の起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置又は緊急用Ｍ／Ｃの故障により，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が見込めない場合。

【Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電の判断基準】

可搬型代替低圧電源車の運転状態において発電機の電圧（440V±10%）及び周波数（50Hz±5%）が精度内にある場合。

(b)　操作手順

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.1-5図に，タイムチャートを第1.14.2.1-6図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を依頼する。

②　災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

③　発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２

Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車2台を配置し，可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車2台の間に可搬型代替低圧電源車用動力及び並列運転用制御ケーブルを布設し，接続する。

⑤ 運転員等は中央制御室にて，給電準備としてＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。

⑥ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認し，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ負荷抑制のため，必要な負荷以外の遮断器を「切」とし，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車からＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑧ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電を開始することを連絡するとともに，重大事故等対応要員に給電開始を指示する。

⑨ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車2台の起動及び並列操作によりＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ

間の連絡母線への給電を実施し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電が完了したことを報告する。

【Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電】

⑩　発電長は，運転員等にＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの受電開始を指示する。

⑪　運転員等は中央制御室にて，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの連絡遮断器を「入」とし，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄを受電する。

⑫　運転員等は中央制御室にて，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。

⑬　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，ＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し），非常用所内電気設備の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑭　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

【可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電】

中央制御室運転員1名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替低圧電

源車の起動完了までの所要時間を170分以内と想定する。

【Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ受電までの所要時間を210分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-2）

(2)　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電

外部電源喪失及びＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄの故障により，Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ及びＭ／Ｃ　２Ｅの使用が可能であって，さらにＨＰＣＳポンプの停止が可能な場合に，ＨＰＣＳ　Ｄ／ＧからＭ／Ｃ　ＨＰＣＳ及びＭ／Ｃ　２Ｅを介してＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電し，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの仕様（3,500kVA）の範囲内で，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a)　手順着手の判断基準

外部電源喪失及びＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄの故障により，Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ及びＭ／Ｃ　２Ｅの使用が可能であって，さらにＨＰＣＳポンプ（電動機定格出力：2,280kW）の停止が可能な場合。

(b)　操作手順

ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.1-7図に，タイムチャートを第1.14.2.1-8図に示す。

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にＨＰＣＳＤ／ＧによるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備開始を指示する。

②　運転員等は中央制御室にて，給電準備としてＭ／Ｃ　２Ｅの予備変圧器受電用遮断器を「切」とする。

③　運転員等は中央制御室にて，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ・２Ｃ（又は２Ｄ）の負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。

④　運転員等は中央制御室にて，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳからＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）に給電するために必要となる遮断器用インターロックの解除を実施する。

⑤　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ・２Ｅ・２Ｃ（又は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認し，発電長にＨＰＣＳ　Ｄ／ＧによるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電準備が完了したことを報告する。

⑥　発電長は，運転員等にＨＰＣＳ　Ｄ／ＧによるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）への給電開始を指示する。

⑦　運転員等は中央制御室にて，ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇを起動後，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳのＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ用受電遮断器を「入」とし，

Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳを受電する。

⑧　運転員等は中央制御室にて，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳからＭ／Ｃ　２Ｅ・２Ｃ（又は２Ｄ）への給電に必要な遮断器を「入」とし，Ｍ／Ｃ　２Ｅ・２Ｃ（又は２Ｄ）を受電する。

⑨　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ・２Ｅ・２Ｃ（又は２Ｄ）の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑩　運転員等は中央制御室にて，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。

⑪　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，ＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し），非常用所内電気設備の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常がないことを外観点検により確認する。

⑫　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

また，直流125V充電器Ａ・Ｂが使用できない場合は，ＭＣＣＨＰＣＳを受電し，直流125V予備充電器を起動（又は運転状態を確認）し，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電までの所要時間を90分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-3）

(3)　非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

Ｄ／Ｇ海水系のポンプ等の故障によりＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能が復旧できない状態で，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの使用が可能な場合に，Ｄ／Ｇ海水系の冷却機能の代替手段として，可搬型代替注水大型ポンプによりＤ／Ｇ海水系に海水又は淡水を送水し，各ディーゼル機関を冷却することで，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能を復旧し，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。

(a)　手順着手の判断基準

Ｄ／Ｇ海水系のポンプ・電動機・配管・ケーブル等の故障によりＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能が復旧できない状態で，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの使用が可能な場合。

(b)　操作手順

Ｄ／Ｇ海水系への代替送水によるＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.1-9図に，タイムチャートを第1.14.2.1-10図に示す。

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長にＤ／Ｇ海水系への代替送水によるＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧を依頼する。

②　災害対策本部長は，可搬型代替注水大型ポンプからＤ／Ｇ海水系への代替送水を行うことを決定し，プラントの被災状況に応じて代替送水のための水源から接続口の場所を決定する。

③　災害対策本部長は，発電長にＤ／Ｇ海水系への代替送水のための水源から接続口の場所を連絡し，重大事故等対応要員に水源から接続口の場所を指示する。

④　発電長は，運転員等にＤ／Ｇ海水系への代替送水準備開始を指示する。

⑤　重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを指示された水源の場所に配置し，ホースを可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプに接続後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを水源の水面へ設置する。

⑥　重大事故等対応要員は，指定された水源から接続口へホースを布設・接続し，Ｄ／Ｇ海水系への代替送水準備完了を災害対策本部長に報告する。

⑦　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｄ／Ｇ海水系への代替送水のための系統構成を実施し，発電長に代替送水のため

の系統構成が完了したことを報告する。

⑧ 発電長は，災害対策本部長にＤ／Ｇ海水系への代替送水のための系統構成が完了したことを連絡する。

⑨ 災害対策本部長は，発電長にＤ／Ｇ海水系への代替送水開始を連絡し，重大事故等対応要員にＤ／Ｇ海水系への代替送水開始及びＤ／Ｇ海水系の送水状態に漏えい等異常が無いことの確認を指示する。

⑩ 発電長は，Ｄ／Ｇ海水系への代替送水開始後のＤ／Ｇ機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることの確認を指示する。

⑪ 重大事故等対応要員は，指定された接続口の弁を全開後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動が完了したことを報告する。

⑫ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動したことを連絡する。

⑬ 重大事故等対応要員は，ホースの水張り及び空気抜きを実施する。

⑭ 重大事故等対応要員は，代替送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認しながら可搬型代替注水大型ポンプを操作する。

⑮ 運転員等は中央制御室にて，Ｄ／Ｇ機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認する。

⑯ 発電長は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによるＤ／Ｇ海水系への代替送水が開始されたことを連絡する。

⑰ 発電長は，運転員等にＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／

Ｇの起動並びに負荷上昇操作開始を指示する。

⑱　運転員等は中央制御室にて，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの起動並びに負荷上昇操作を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからＤ／Ｇ海水系への代替送水によるＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧までの所要時間を300分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-4）

1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

(1)　代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失時にＤ／Ｇの故障によりＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失し，非常用所内電気設備である直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流±24V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失した場合，所内常設直流電源設備である125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂへの自動給電が開始されたことを確認する。

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池は，自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷を切り離すことにより8時間，その後，中央制御室外において不要な負荷

を切り離すことで，常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電する。

また，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めない場合に，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の延命のため，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの不要な負荷の切り離しを実施し，24時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源復旧後，直流125V充電器Ａ・Ｂの起動により中央制御室監視計器等の復旧を行う。

（添付資料1.14.3）

なお，蓄電池は充電時に水素ガスが発生するため，バッテリー室の換気を確保した上で，蓄電池の回復充電を実施する。

(a)　手順着手の判断基準

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失時にＤ／Ｇの故障によりＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失（母線電圧指示値0Vを確認）した場合。

【直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの不要な負荷の切り離しの判断基準】

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めない場合。

(b)　操作手順

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.2-1図に，タイムチャートを第1.14.2.2-2図に示す。

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電が開始されたことの確認を指示する。

②　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流±24V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失したことを直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流±24V充電器Ａ・Ｂの「蓄電池放電中」警報により確認する。

③　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電状態に異常が無いことを直流125V充電器Ａ・Ｂの蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認し，中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂへの自動給電状態に異常が無いことを直流±24V充電器Ａ・Ｂの蓄電池電圧指示値（規定電圧22V～30V）により確認する。

※ 自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が復旧した場合は操作手順⑥へ

【直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの不要な負荷の切り離し】

④ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを指示する。

⑤ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施する。

⑥ 発電長は，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源復旧後，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）の負荷容量を確認し，バッテリー室排気ファンＡ（又はＢ）及び直流125V充電器Ａ・Ｂが使用可能か確認する。

⑦ 発電長は，運転員等に直流125V充電器Ａ・Ｂの起動（又は運転状態）及び中央制御室監視計器の復旧開始を指示する。

⑧ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，バッテリー室排気ファンＡ（又はＢ），直流125V充電器Ａ・Ｂ及び中央制御室監視計器復旧のために必要なＭＣＣの受電操作（又は受電確認）を実施する。

⑨ 運転員等は中央制御室にて，蓄電池充電時の125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池室内の水素ガス滞留防止のため，バッテリー室排気ファンＡ（又はＢ）を起動し，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池室内の換気を実施する。

⑩ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V充電器Ａ・Ｂの蓄電池電圧指示値が規定電圧以内

（105V～130V）であることを確認する。

⑪　運転員等は中央制御室にて，中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。

(c)　操作の成立性

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び直流±24V中性子モニタ用分電盤２Ａ・２Ｂへの給電については，運転員の操作は不要である。

【直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの不要な負荷の切り離し】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，不要な負荷の切り離しの作業開始を判断してから作業完了までの所要時間を60分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-5）

b．可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めず125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇する恐れがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電する。

(a)　手順着手の判断基準

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めず，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの母線電圧が125Vから徐々に低下している状態で，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇する恐れがある場合。

(b)　操作手順

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.2-3図に，タイムチャートを第1.14.2.2-4図に示す。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電準備開始を依頼する。

② 発電長は，運転員等に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電準備開始を指示する。

③ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電準備開始を指示する。

④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車を配置し，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し，接続する。

⑤ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電前状態において異臭・発煙・破損等異常が無

いことを外観点検により確認し，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂにて必要となる負荷以外の配線用遮断器を「切」とし，発電長に給電準備が完了したことを報告する。

⑥ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂまでの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長に給電準備が完了したことを報告する。

⑦ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電を開始することを連絡するとともに，重大事故等対応要員に給電開始を指示する。

⑧ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電を開始する。

⑨ 発電長は，運転員等に直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電開始を指示する。

⑩ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。

⑪ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑫ 発電長は，運転員等に遮断器用制御電源等の必要な負荷の受電操作を指示する。

⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂにて遮断器用制御電源等の必要な負荷の配線用遮断

器を「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-6）

(2)　常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失し，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以上経過により125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合は，制御電源が喪失しているＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ），Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ，ＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系，直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電することで，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器用制御電源を復旧する。

なお，電路構成については「1.14.2.1(1) ａ．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」及び「ｂ．可搬型代替交流電源設備に

よる非常用所内電気設備への給電」と同様である。

(a)　手順着手の判断基準

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の判断基準】

外部電源喪失時にＤ／Ｇの故障により直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失し，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以上経過により125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧の判断基準】

常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧ができない場合。

(b)　操作手順

常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.2-5図に，タイムチャートを第1.14.2.2-6図に示す。

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の場合】

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧準備開始を指示する。

②　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

③　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，M／C　２C（又は２D）及びP／C　２C・２Dの給電開始前にM／C　２C（又は２D）及びP／C　２C・２Dの遮断器を手動操作にて「入」とする。

④　発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。

⑤　運転員等は中央制御室にて，常設代替高圧電源装置を起動し，発電長に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑩へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

⑥　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。

⑦　災害対策本部長は，重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。

⑧　重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋内）にて，常設代替高圧電源装置を起動し，災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを報告する。

⑨　災害対策本部長は，発電長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを連絡する。

⑩　発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧を指示する。

⑪　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器A・

Ｂの交流入力電源が復旧したことを直流125V充電器Ａ・Ｂの「蓄電池放電中」警報の消灯により確認する。

⑫ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑬ 運転員等は中央制御室にて，中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。

⑭ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し），Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器用制御電源を復旧する。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧の場合】

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備開始を依頼する。

② 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備開始を指示する。

③ 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧準備開始を指示する。

④ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代

替低圧電源車を配置し，可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを布設し，接続する。

⑥ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車からＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備が完了したことを報告する。

⑦ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電開始前に遮断器用制御電源の復旧に必要となるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器を手動操作にて「入」とする（又は「入」を確認する）。

⑧ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源車によるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電を開始することを連絡するとともに，重大事故等対応要員に給電開始を指示する。

⑨ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車を起動し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車の起動が完了したことを報告する。

⑩ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源車の起動が完了したことを連絡する。

⑪ 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧を指示する。

⑫ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が復旧したことを直流125V充電器Ａ・Ｂの「蓄電池放電中」警報の消灯により確認する。

⑬　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V充電器Ａ・Ｂの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑭　運転員等は中央制御室にて，中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。

⑮　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し），Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器用制御電源を復旧する。

(c)　操作の成立性

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を261分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-7）

1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

(1)　代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

外部電源喪失及び非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合に，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により代替所

内電気設備である緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ，緊急用ＭＣＣ，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電することにより，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電することができる。

(a)　手順着手の判断基準

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】

外部電源喪失及びＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの故障による非常用所内電気設備の電源供給機能喪失により緊急用Ｍ／Ｃの母線電圧が喪失した場合。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電の判断基準】

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電ができない場合で，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の使用が可能な場合。

(b)　操作手順

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第

1.14.2.3-1図に，タイムチャートを第1.14.2.3-2図に示す。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。

② 運転員等は中央制御室にて，常設代替高圧電源装置を起動し，発電長に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

③ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。

④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。

⑤ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋外）にて，常設代替高圧電源装置を起動し，災害対策本部に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを報告する。

⑥ 災害対策本部は，発電長に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを連絡する。

⑦ 発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電開始を指示する。

⑧ 運転員等は中央制御室にて，緊急用Ｍ／Ｃの受電用遮断器を「入」とし，緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣを受電する。

⑨ 運転員等は中央制御室にて，設計基準事故対処設備及び重大事

故等対処設備として使用する電動弁について，緊急用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替える。

⑩　運転員等は中央制御室にて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁の電源が復旧したことを状態表示灯にて確認する。

⑪　運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣの受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電の場合】

⑫　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電開始を指示する。

⑬　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替え，緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とし，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電する。

⑭　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動完了までの所要時間を4分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の現場からの起動完了までの所要時間を80分以内と想定する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電完了までの所要時間を110分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-8）

ｂ．可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合に，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用Ｐ／Ｃ，緊急用ＭＣＣ，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの遮断

器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電することができる。

(a)　手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電の判断基準】

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電の判断基準】

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電ができない場合で，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の使用が可能な場合。

(b)　操作手順

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.3-3図に，タイムチャートを第1.14.2.3-4図に示す。

【可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電】

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備開始を依頼する。

② 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備開始を指示する。

③ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源

車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電開始を指示する。

④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車を配置し，可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを，可搬型代替低圧電源車2台の間に可搬型代替低圧電源車用動力及び同期ケーブルを布設し，接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車から緊急用Ｐ／Ｃまでの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備が完了したことを報告する。

⑥ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電を開始することを連絡するとともに，重大事故等対応要員に給電開始を指示する。

⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車2台の起動及び並列操作により緊急用Ｐ／Ｃへの給電を実施し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃへの給電準備が完了したことを報告する。

⑧ 災害対策本部は，発電長に緊急用Ｐ／Ｃへの給電が完了したことを連絡する。

⑨ 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣの受電操作（又は確認）を指示する。

⑩ 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用Ｐ／Ｃ及び緊急用ＭＣＣの受電状態に異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外

観点検により確認する。

⑪ 運転員等は中央制御室にて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁について，緊急用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替える。

⑫ 運転員等は中央制御室にて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁の電源が復旧したことを状態表示灯にて確認する。

⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用直流125V充電器の操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し），緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電の場合】

⑭ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電開始を指示する。

⑮ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替え，緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とし，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電する。

⑯ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

【可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電】

中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電完了までの所要時間を205分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護装備，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-9）

(2)　代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

外部電源，Ｄ／Ｇ及び非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電されることを確認する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所

内電気設備である緊急用直流125V主母線盤により直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電することができる。

(a)　手順着手の判断基準

【緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失時にＤ／Ｇの故障により緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電の判断基準】

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電ができない場合で，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合。

(b)　操作手順

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.3-5図に，タイムチャートを第1.14.2.3-6図に示す。

【緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認】

①　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電が開始されたことの確認を指示する。

②　運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）にて，緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失したことを緊急用直流125V充電器の「蓄電池放電中」警報により確認し，緊急用直流125V

蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電が開始されたことを，緊急用直流125V充電器の蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電】

③　発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電開始及び緊急用直流125V蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを指示する。

④　運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用直流125V蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施する。

⑤　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用直流125V蓄電池から125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池へ放電させないために，125VＡ系・Ｂ系蓄電池の遮断器を「切」とする。

⑥　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替え，緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とし，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電する。

⑦　運転員等は中央制御室にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの母線電圧（電圧指示値105V～130V）を確認し，緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電が開始されたことを確認する。

⑧　運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

【常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については，運転員の操作は不要である。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ受電完了までの所要時間を180分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護装備，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-10）

ｂ．可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備が喪失し，緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

(a)　手順着手の判断基準

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電の判断基準】

緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に，代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電の判断基準】

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電ができない場合で、直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の復旧が可能な場合。

(b)　操作手順

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.3-7図に，タイムチャートを第1.14.2.3-8図に示す。

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備開始を依頼する。

② 発電長は，運転員等に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備開始を指示する。

③ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電準備開始を指示す

る。

④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し，接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から緊急用直流125V主母線盤までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し，災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備が完了したことを報告する。

⑥ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電を開始することを連絡するとともに，重大事故等対応要員に給電開始を指示する。

⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源及び可搬型整流器の起動が完了したことを報告する。

⑧ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替低圧電源及び可搬型整流器の起動が完了したことを連絡する。

⑨ 発電長は，運転員等に緊急用直流125V主母線盤の受電開始を指示する。

⑩ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替え，緊急用直流125V主母線盤の配線用遮断器を「入」と

し，緊急用直流125V主母線盤を受電する。

⑪ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

⑫ 発電長は，運転員等に遮断器用制御電源等の必要な負荷の受電操作を指示する。

⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，緊急用直流125V主母線盤にて必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし，緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電】

⑭ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電開始を指示する。

⑮ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，代替所内電気設備である可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用ＭＣＣ側」へ切り替え，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの配線用遮断器を「入」とし，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂを受電する。

⑯ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c)　操作の成立性

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電】

現場運転員2名にて実施した場合，作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電完了までの所要時間を205分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護装備，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-11）

1.14.2.4　燃料の補給手順

(1)　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプに燃料を補給するため，可搬型設備用軽油タンクからホースによりタンクローリへ軽油を補給する。

(a)　手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合。

(b)　操作手順

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.4-1図に，タイムチャートを第

1.14.2.4-2図に示す。

① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ軽油の補給開始を指示する。

② 重大事故等対応要員は，補給活動に必要な装備品・資機材を準備のうえ車両保管場所へ移動し，タンクローリの健全性を確認する。

③ 重大事故等対応要員は，可搬型設備用軽油タンクのマンホール付近へタンクローリを配置する。

④ 重大事故等対応要員は，可搬型設備用軽油タンクのマンホール蓋を開放し，車載ホースをタンクローリの吸排口に接続し，車載ホースの先端を軽油タンクに挿入する。

⑤ 重大事故等対応要員は，タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。

⑥ 重大事故等対応要員は，車載ポンプを作動し，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。

⑦ 重大事故等対応要員は，車載タンク上部のマンホール（上蓋）からの目視により，車載タンクへの吸入量（満タン）を確認し，車載ポンプを停止する。

⑧ 重大事故等対応要員は，タンクローリの各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。

⑨ 重大事故等対応要員は，車載ホース及び可搬型設備用軽油タンクのマンホール蓋を復旧し，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了を災害対策本部長に報告する。

⑩　重大事故等対応要員は，1.14.2.4(2)「タンクローリから各機器への給油」の操作手順にて給油した後，タンクローリの軽油の残量に応じて，上記操作手順③から⑨を繰り返す。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，タンクローリ１台当たり重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してから軽油タンクからタンクローリへの補給完了までの所要時間を90分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-12）

(2)　タンクローリから各機器への給油

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプに対して，タンクローリを用いて燃料の給油を行う。

(a)　手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプの燃料保有量及び燃費から予め算出した給油時間※1となった場合。

※1：給油間隔は以下のとおりであり，各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。ただし，以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に給油することとし，同一箇所での作業が重複する際は適宜，給油間隔を考慮して作業を実施する。

・可搬型代替低圧電源車：運転開始後約2時間

・可搬型代替注水大型ポンプ：運転開始後約3.5時間

(b)　操作手順

タンクローリから各機器への給油手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.14.2.4-3図に，タイムチャートを第1.14.2.4-4図及び第1.14.2.4-5図に示す。

①　災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員にタンクローリによる給油対象設備への給油を指示する。

②　重大事故等対応要員は，給油対象設備の給油口付近へタンクローリを配置する。

③　重大事故等対応要員は，給油タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。

④　重大事故等対応要員は，車載ポンプを作動し，給油ガンにてタンクローリから給油対象設備への給油を開始する。

⑤　重大事故等対応要員は，給油対象設備の車載燃料タンク油量・油面計により，給油量（満タン）を目視で確認し，車載ポンプを停止する。

⑥　重大事故等対応要員は，タンクローリの各バルブの切替操作を実施し，車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。

⑦　重大事故等対応要員は，車載ホースを復旧し，タンクローリから給油対象設備への補給完了を災害対策本部に報告する。

⑧　重大事故等対応要員は，定格負荷運転時の給油間隔を目安に，上記操作手順②から⑦を繰り返す。また，タンクローリの軽油

の残量に応じて，1.14.2.4(1)「可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリへ軽油を補給する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してからタンクローリにて各可搬型設備への給油完了までの所要時間を24分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，照明，通信連絡設備を整備する。

なお，各設備の燃料が枯渇しないように以下の時間までに給油を実施する。

・可搬型代替低圧電源車の燃費は，定格容量にて約110L／hであり，起動から枯渇までの時間は約2時間。
・可搬型代替注水大型ポンプの燃費は，定格容量にて約218L／hであり，起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

また，事象発生後7日間，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプの運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約186kLであり，可搬型設備用軽油タンクは200kL以上となるよう管理する。

（添付資料1.14.2-13）

(3)　燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

外部電源喪失時に，設計基準事故対処設備であるＤ／Ｇに対して，軽油

貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で給油を行うが，Ｄ／Ｇの機能喪失時には弁の切替操作を行い，炉心の著しい損傷等を防止するために使用する常設代替高圧電源装置に対して，軽油貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で給油を行う。

なお，常設代替高圧電源装置の給油間隔は運転開始後約2.2時間であり，燃料が枯渇するまでに自動で給油されていることを確認する。

(a)　手順着手の判断基準

常設代替高圧電源装置に搭載されている燃料油サービスタンクの液位が低下した場合に，燃料補給設備により自動で給油する。

(b)　操作手順

燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.4-6図に，タイムチャートを第1.14.2.4-7図に示す。

①　災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に弁の切替操作後に燃料補給設備により自動で給油されていることの確認を指示する。

②　重大事故等対応要員は，弁の切替操作を実施し，燃料補給設備により自動で給油され，燃料補給設備の運転状態に異常が無いことを確認し，災害対策本部に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合，作業開始を判断してから燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への

給油完了までの所要時間を15分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.14.2-14）

1.14.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプにより送水を行う手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は「1.15　事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.14.2.6　重大事故等発生時の対処設備の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.14.2.5-1図に示す。

(1)　交流電源喪失時

外部電源喪失及びD／Gの故障により非常用所内電気設備へ交流電源が給電できない場合の代替交流電源として，常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）がある。

短期的には，低圧代替注水設備（常設）への給電，中期的には，除熱のために用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから，短時間で電力供給が可能であり，長期間にわたる運転が期待でき，更に大容量である常設代替交流電源設備による給電を優先する。

常設代替交流電源設備からの給電ができない場合は，可搬型代替交流電源設備による給電を行う。

具体的な優先順位は，以下のとおり。

優先1：常設代替交流電源設備から非常用所内電源設備への給電

M／C　２Cへの給電を優先し、M／C　２Cに給電できない場合はM／C　２Dに給電する。

優先2：常設代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

優先3：可搬型代替交流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先4：可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

上記の優先1から優先4までの手順を連続して実施した場合，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備への給電まで約10時間25分で実施可能であり，常設所内直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始できる。

(2)　直流電源喪失時

全交流動力電源喪失時，直流母線への直流電源が供給できない場合の対応手段として，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備がある。

原子炉への注水として用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系，原子炉の減圧に用いる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能），原子炉格納容器内の減圧及び除熱に用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり，長期間にわたる運転が期待できる手段から優先して準備する。

直流電源喪失時の対応として，全交流動力電源喪失時に，常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまでの間最大24時間にわたり，所内常設直流電源設備である125V　A系・B系蓄電池及び常設代替直流電源設備である緊急用125V蓄電池にて原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の動作等に必要な直流電源の供給を行う。

なお，所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は，非常用所内電気設備である直流125V充電器Ａ・Ｂ及び代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に無停電で自動給電される。

さらに，全交流動力電源喪失が継続し，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池及び緊急用125V蓄電池が枯渇するおそれがある場合は，可搬型代替直流電源設備を用いて直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

具体的な優先順位は以下のとおり。

優先1：可搬型代替直流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先2：可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）により交流電源が復旧した場合には，直流125V充電器Ａ・Ｂ及び緊急用直流125V充電器を起動（又は起動を確認）して直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び緊急用直流125V主母線盤の電源供給機能を回復させる。

なお，常設直流電源喪失時には，制御電源が喪失しているＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器を手動にて投入後，常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から非常用所内電気設備である直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電し，Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器用制御電源を復旧することもできる。

第 1.14.1-1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	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	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領
		可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	重大事故等対策要領
			Ｍ／Ｃ　２Ｅ	自主対策設備	
Ｄ／Ｇ　Ｄ／Ｇ海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧	非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	Ｄ／Ｇ　Ｄ／Ｇ海水系への代替送水による２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧	Ｄ／Ｇ　２Ｃ Ｄ／Ｇ　２Ｄ ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	

：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	非常用所内電気設備への給電（所内常設直流電源設備による）	125V　A系蓄電池※1 125V　B系蓄電池※1 直流125V主母線盤２A 直流125V主母線盤２B 中性子モニタ用蓄電池A系※1 中性子モニタ用蓄電池B系※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」
		非常用所内電気設備への給電（可搬型代替直流電源設備による）	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

※１：125V　A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	常設代替交流電源設備による遮断器用制御電源の復旧	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	可搬型代替交流電源設備による遮断器用制御電源の復旧	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「外部電源喪失」 重大事故等対策要領
	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 緊急用P／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「外部電源喪失」 重大事故等対策要領
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	緊急用直流125V蓄電池※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

※１：緊急用直流125V蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
燃料の補給	－	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		タンクローリから各機器への給油	タンクローリ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

第1.14.1-2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（1/5）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
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	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
	操作	常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力
		電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
	操作	可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
		電源	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (2) ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電			
ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
	操作	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ運転監視	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ電圧 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ周波数
		電源	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｅ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧

※1：耐震Ｓクラス相当であり，Ｓｓ機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧（2/5）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (3) Ｄ／Ｇ海水系への代替海水送水によるＤ／Ｇ２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧			
Ｄ／Ｇ海水系への代替海水送水によるＤ／Ｇ２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
	操作	Ｄ／Ｇ海水系	Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ海水系入口圧力 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ海水系入口圧力
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1)代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
		警報発生	直流125V充電器Ａ・Ｂ「交流入力電源喪失」警報 直流125V充電器Ａ・Ｂ「蓄電池放電中」警報 直流±24V充電器Ａ・Ｂ「交流入力電源喪失」警報 直流±24V充電器Ａ・Ｂ「蓄電池放電中」警報
		蓄電池放電継続時間	125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による給電開始から8時間又は24時間以内
	操作	電源	直流125V充電器Ａ・Ｂの125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池電圧 直流±24V充電器Ａ・Ｂの中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系電圧
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 直流125V充電器Ａ・Ｂの125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池電圧※1
		可搬型代替直流電源設備運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型整流器電圧
	操作	電源	直流125V充電器Ａ・Ｂの125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池電圧

※1：耐震Ｓクラス相当であり，Ｓｓ機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧（3/5）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2)常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧			
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
		警報発生	直流125V充電器Ａ・Ｂ「交流入力電源喪失」警報 直流125V充電器Ａ・Ｂ「蓄電池放電中」警報
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電			
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	判断基準	電源	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 緊急用Ｍ／Ｃ電圧※1
		常設代替高圧電源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力
	操作	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧 緊急用Ｐ／Ｃ電圧
可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	判断基準	電源	緊急用Ｍ／Ｃ電圧※1
		可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
	操作	電源	緊急用Ｐ／Ｃ電圧

※1：耐震Ｓクラス相当であり，Ｓｓ機能維持を担保することが可能な計器を示す。

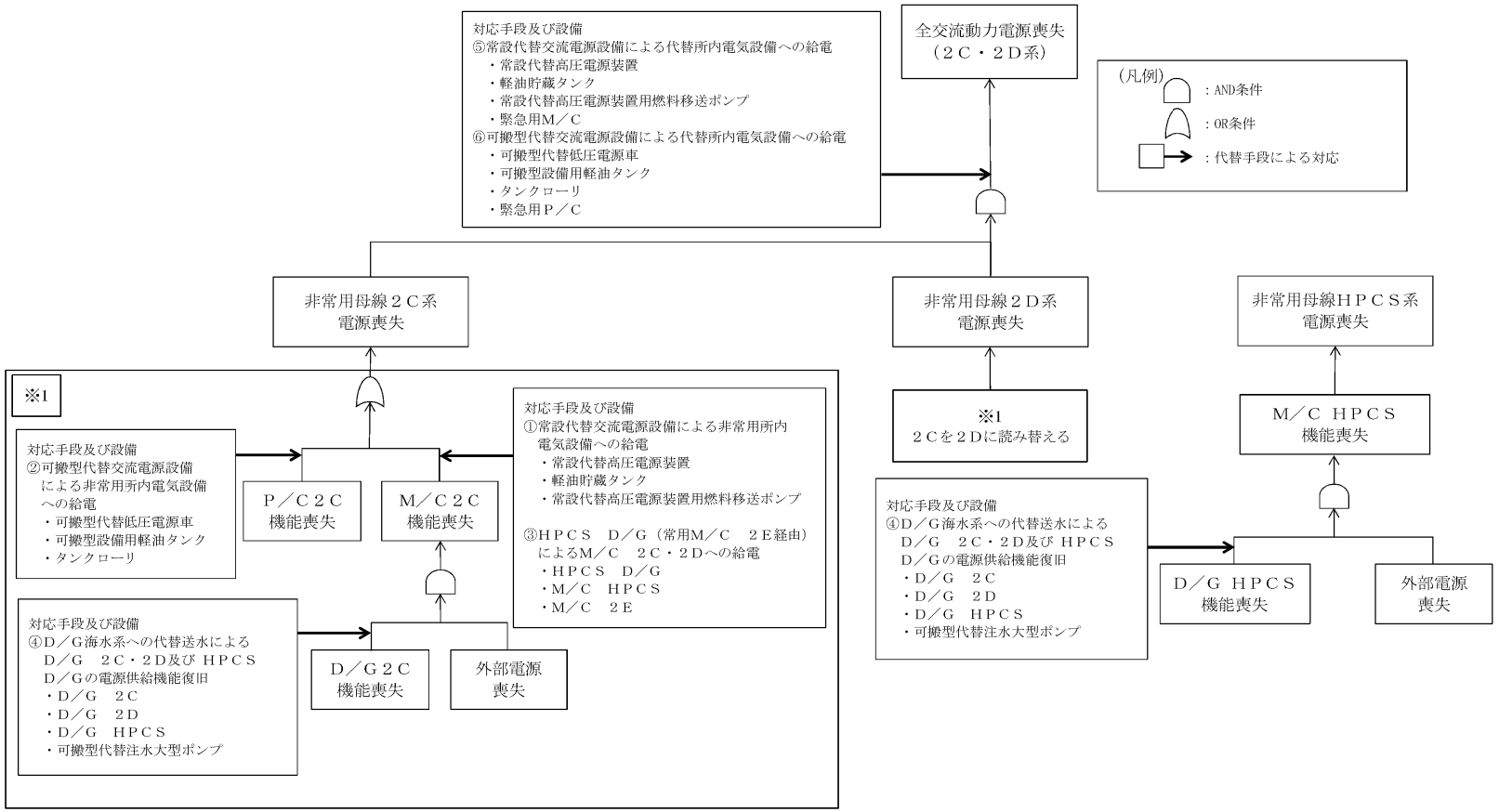
監視計器一覧（4/5）

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (2)代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電			
常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1
		警報発生	緊急用直流125V充電器「交流入力電源喪失」警報 緊急用直流125V充電器「蓄電池放電中」警報
可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線１Ｌ，２Ｌ電圧 154kV原子力1号線電圧 Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧※1 Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧※1 緊急用125V充電器の緊急用125V蓄電池電圧※1
		可搬型代替直流電源設備運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型整流器電圧
	操作	電源	緊急用125V充電器の緊急用125V蓄電池電圧 直流125V充電器Ａ・Ｂの125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池電圧

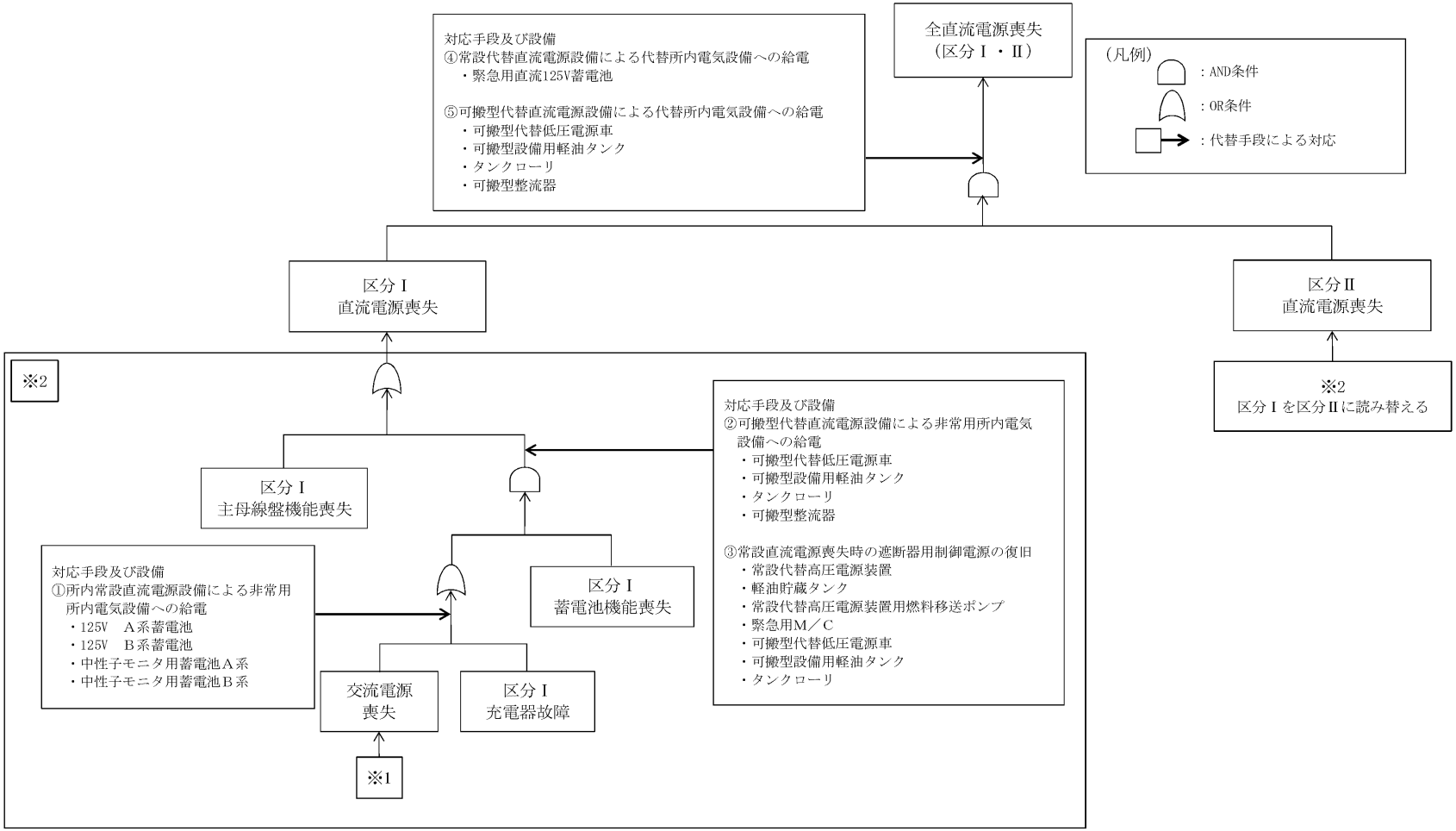
※1：耐震Ｓクラス相当であり，Ｓｓ機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧（5/5）

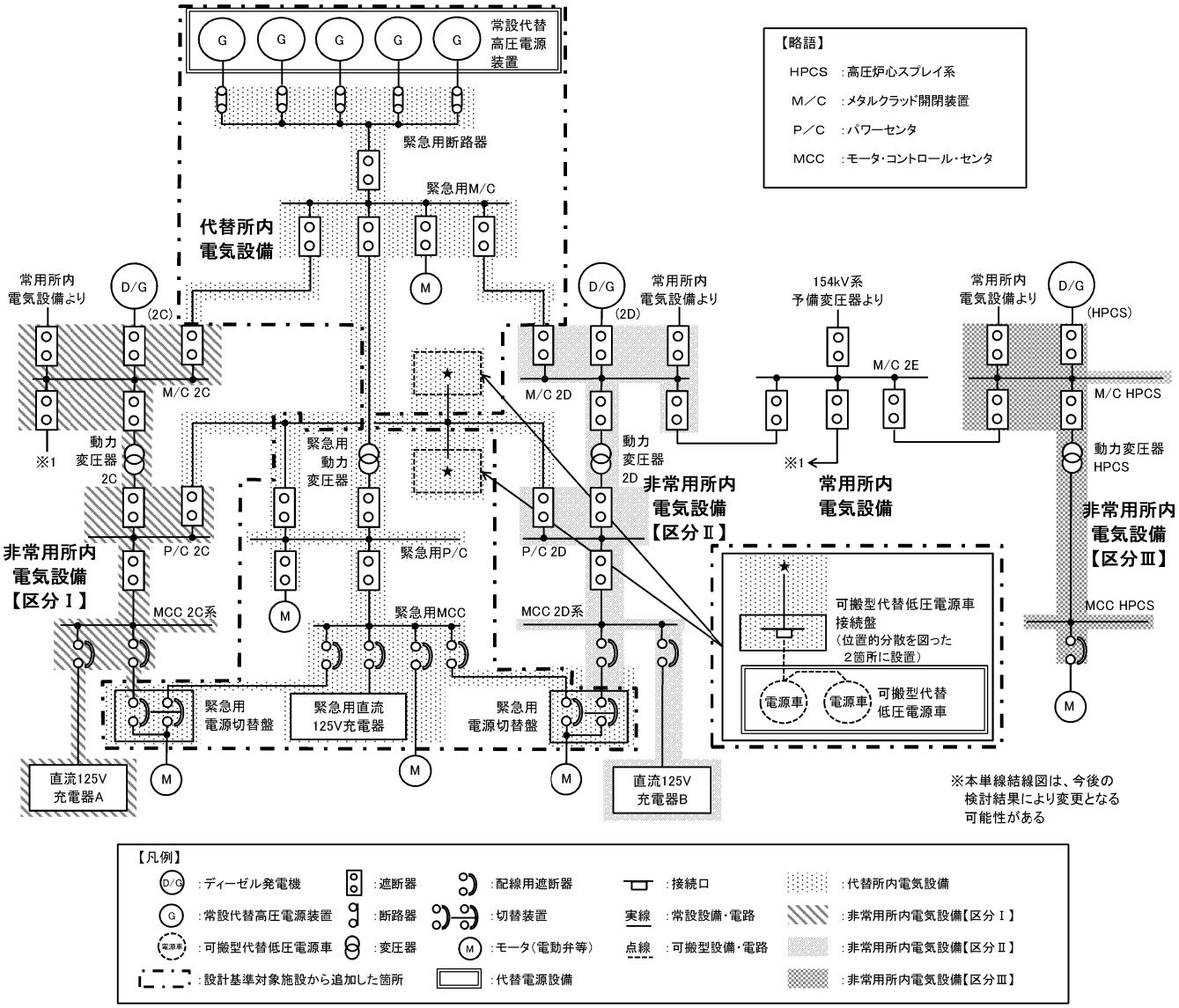
対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.14.2.4　燃料の補給手順 (1)可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給			
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	判断基準	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク油面
	操作	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク油面
1.14.2.4　燃料の補給手順 (2)タンクローリから各機器への給油			
タンクローリから各機器への給油	判断基準	補機監視機能	各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能	各機器油タンクレベル
1.14.2.4　燃料の補給手順 (3)燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油			
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	判断基準	補機監視機能	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル
	操作	補機監視機能	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル



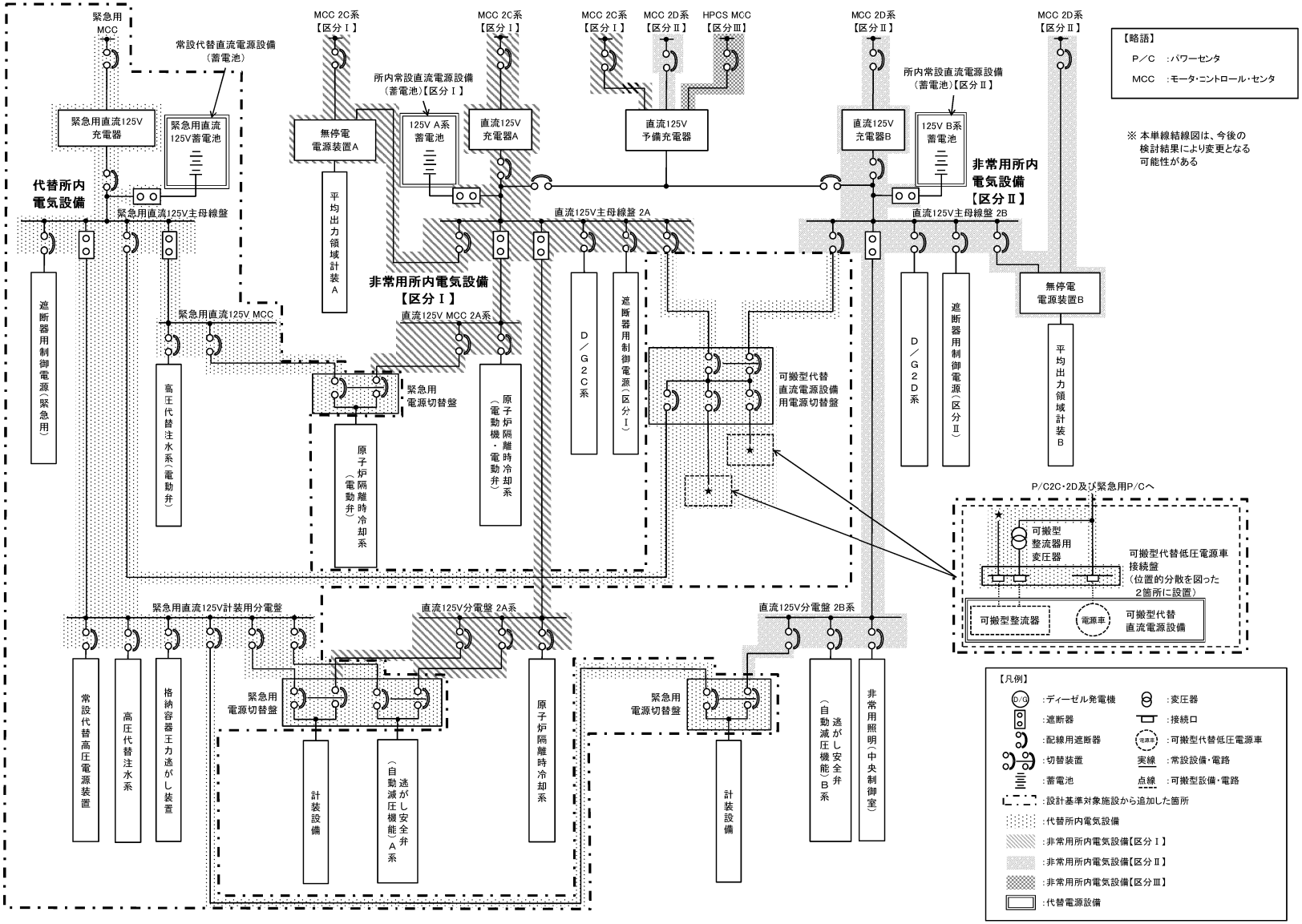
第 1.14.1-1 図　機能喪失原因対策分析(1/2)



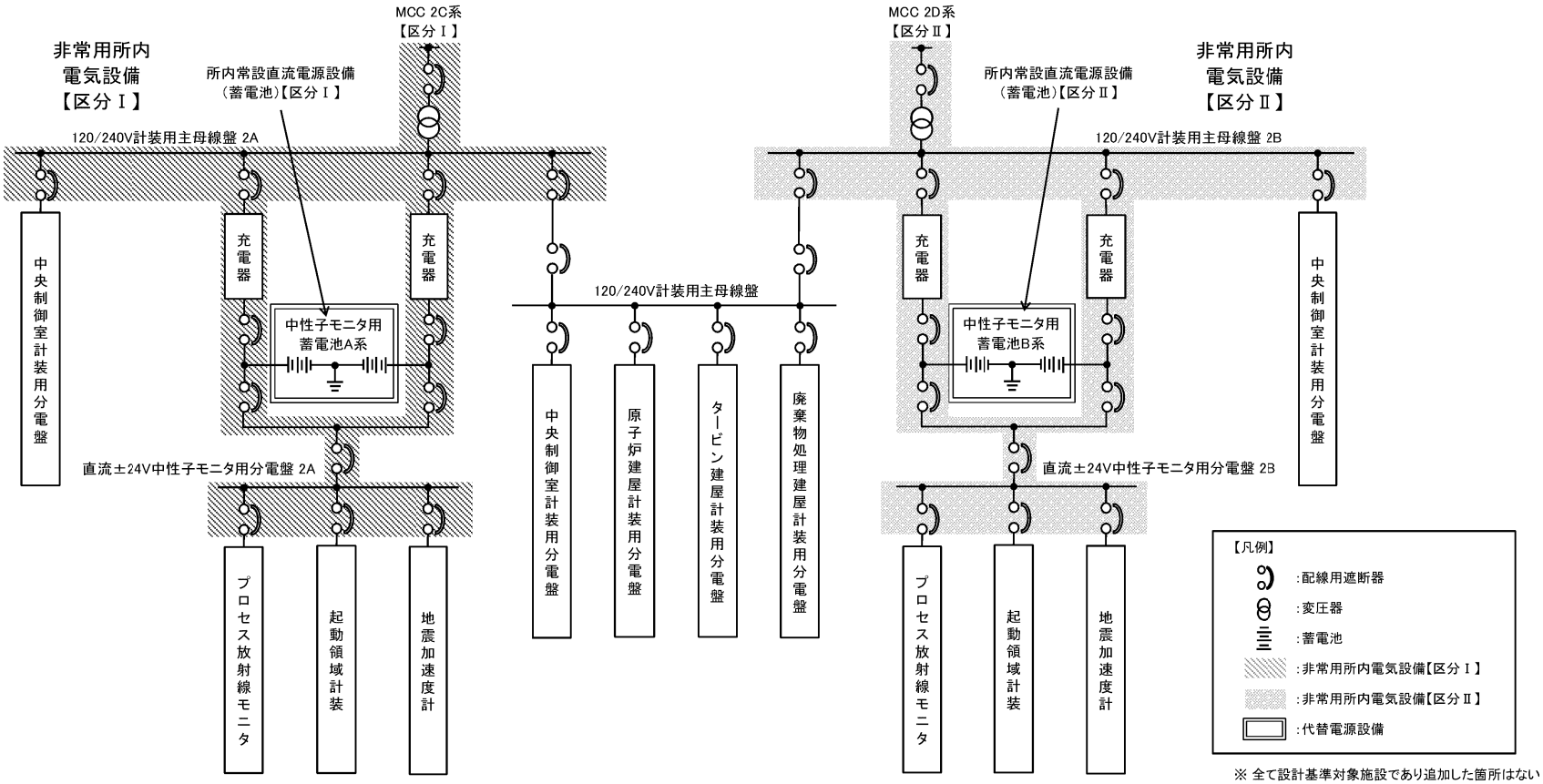
第 1.14.1-1 図　機能喪失原因対策分析(2/2)



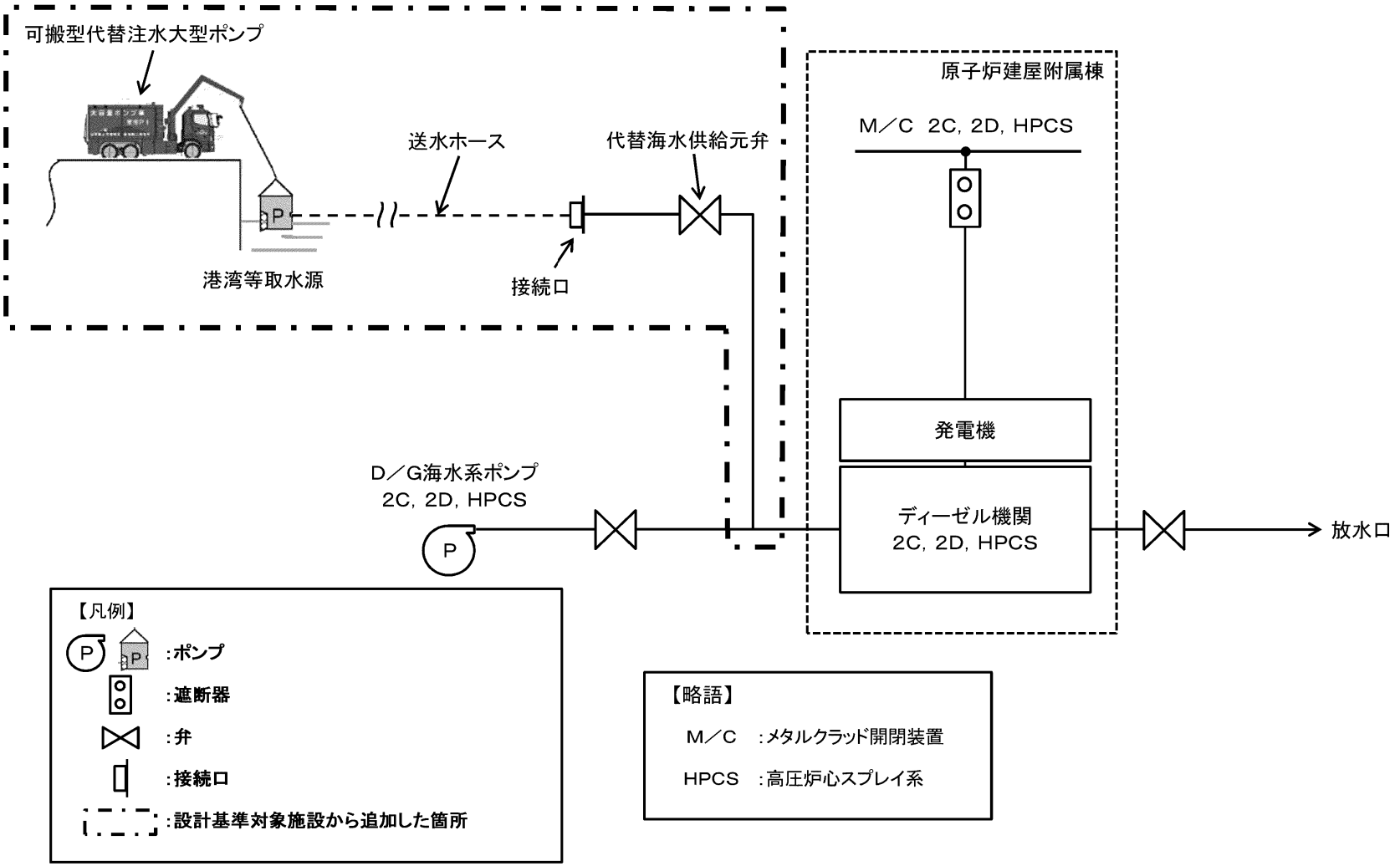
第 1.14.1-2 図　交流電源単線結線図



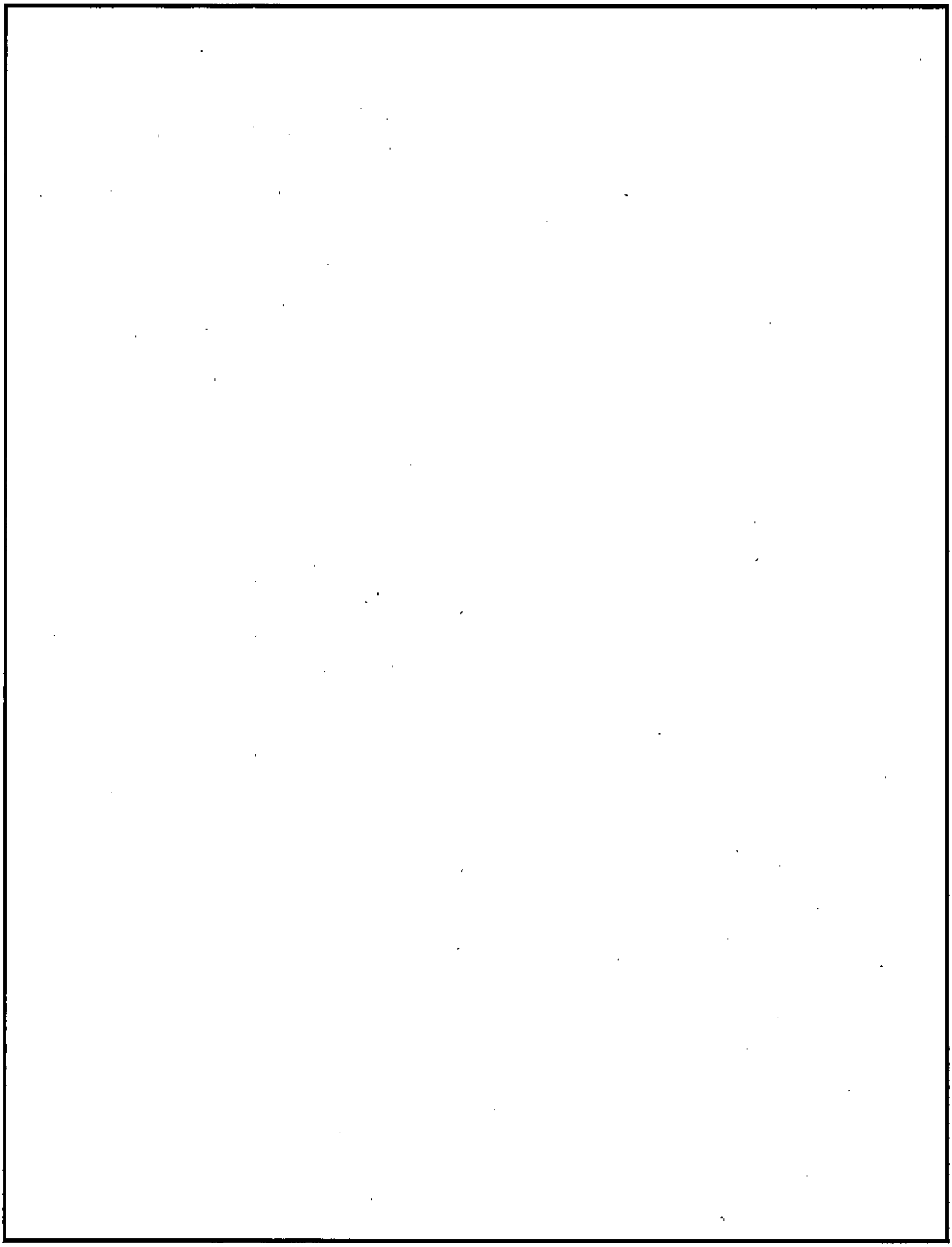
第 1.14.1-3 図　直流電源単線結線図(1/2)



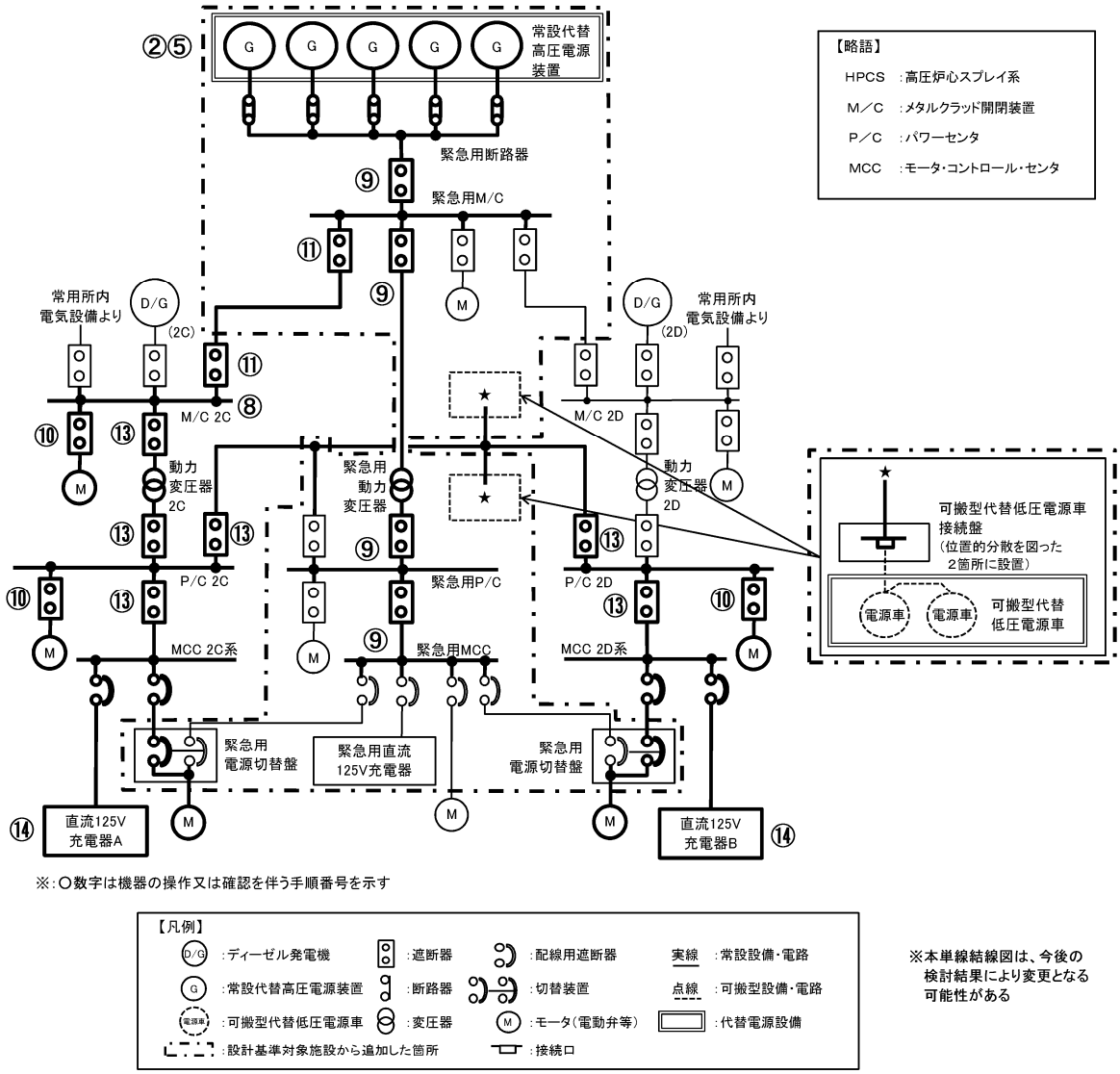
第 1.14.1-3 図　直流電源単線結線図(2/2)



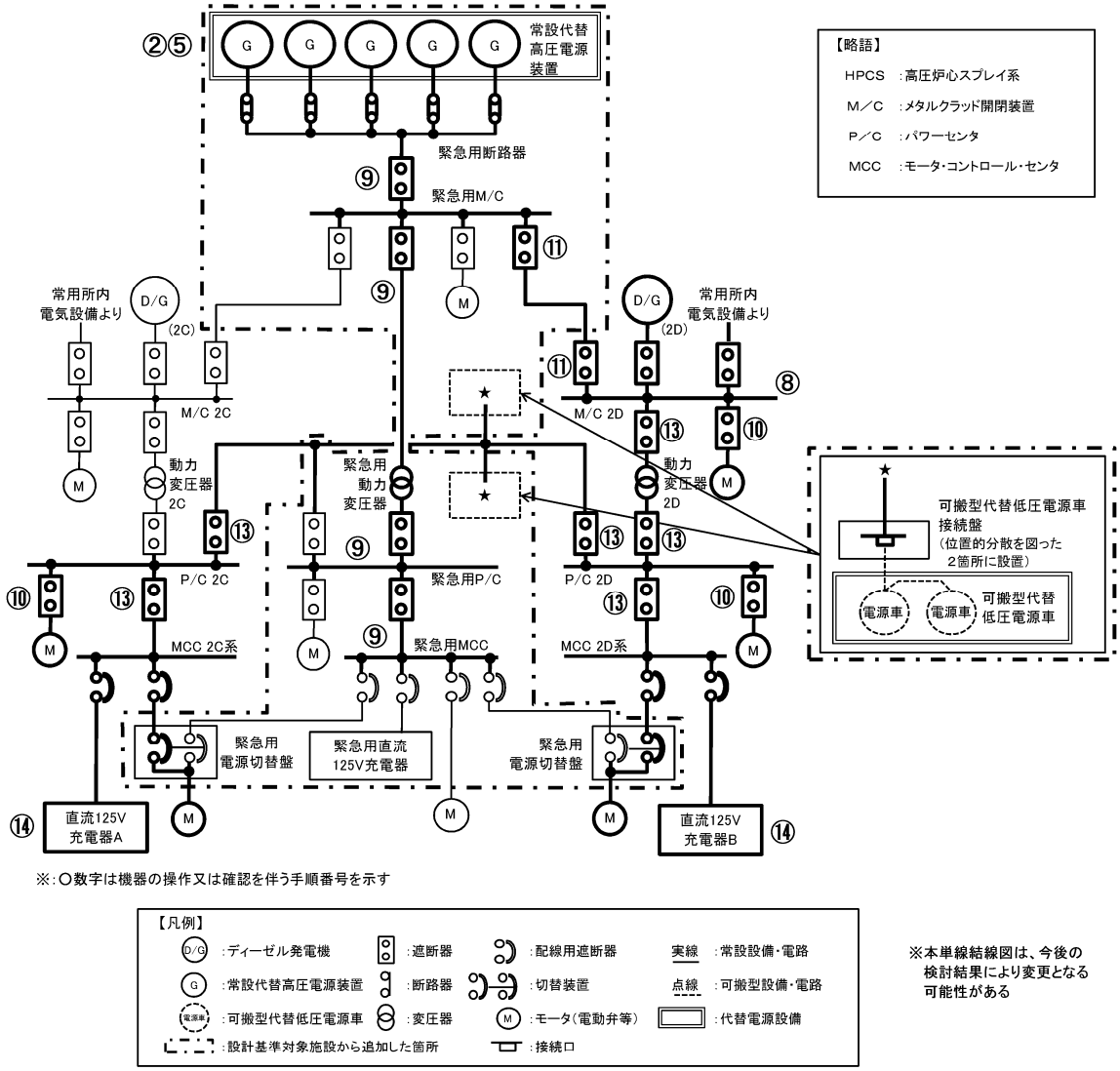
第1.14.1-4図　D／G海水系への代替送水によるD／G　2C・2D及びHPCS　D／Gの電源供給機能の復旧概略系統図



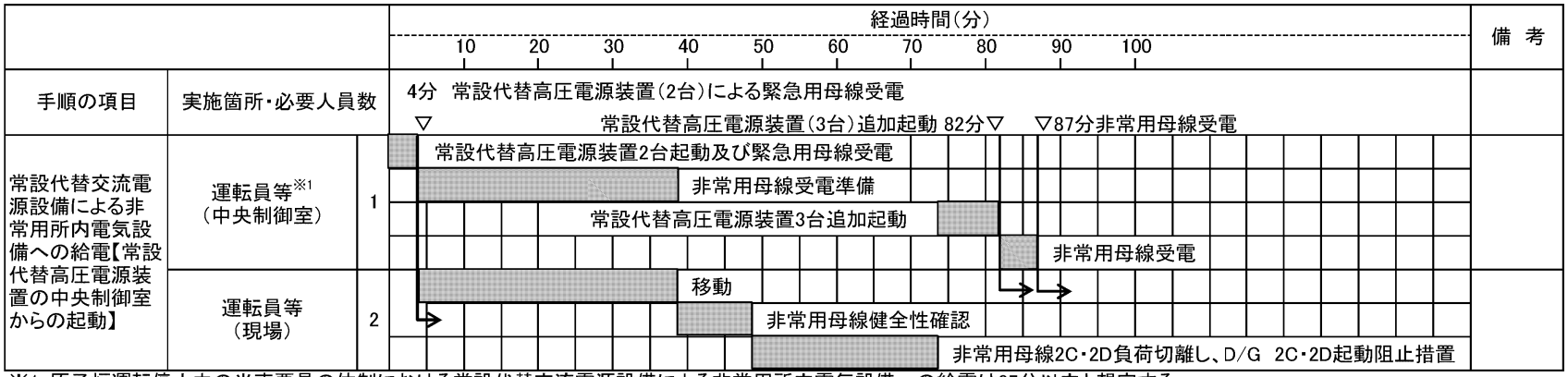
第 1.14.2.1-1 図　非常時運転手順書（事象ベース）
［全交流動力電源喪失・全直流電源喪失］
における対応フロー



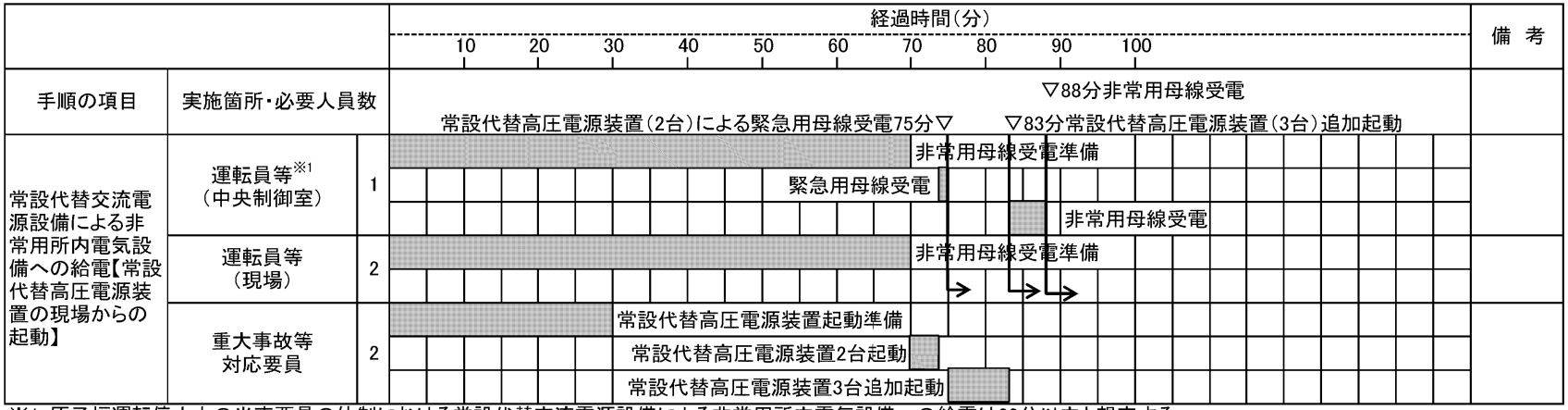
第 1.14.2.1-2 図　常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（C系）への給電　手順の概要図



第 1.14.2.1-3 図　常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（D系）への給電　手順の概要図

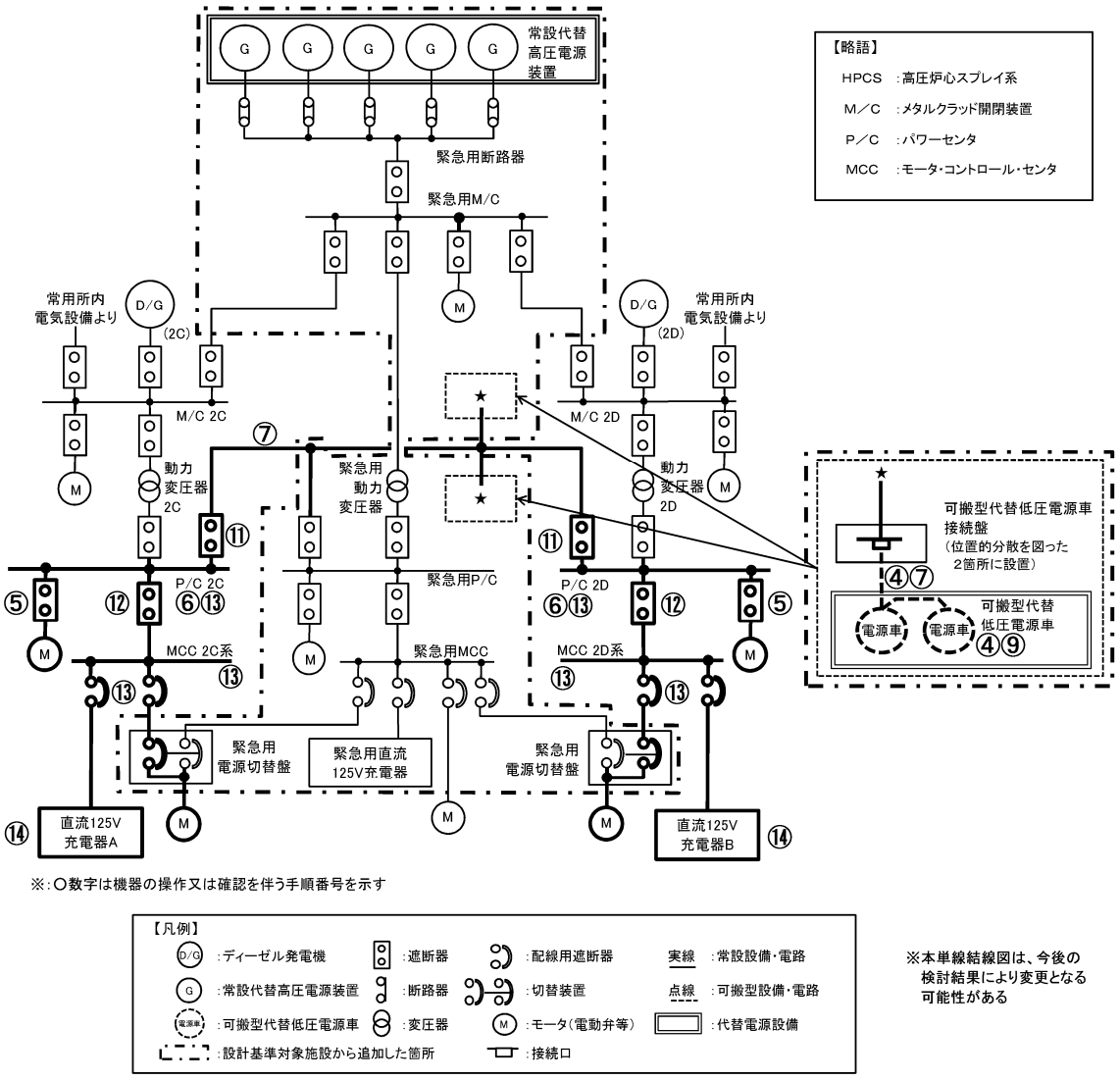


※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電は87分以内と想定する。

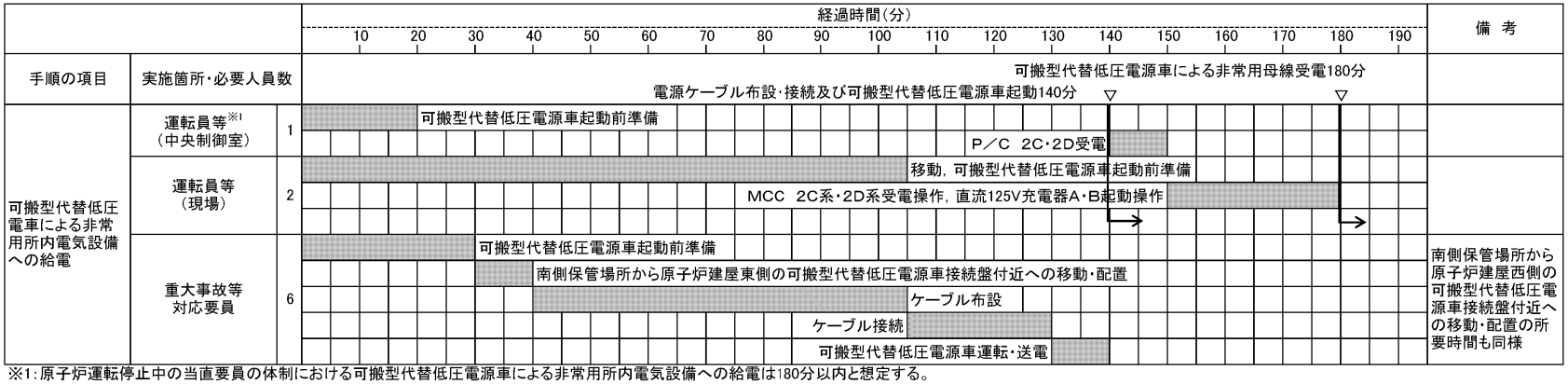


※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電は88分以内と想定する。

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

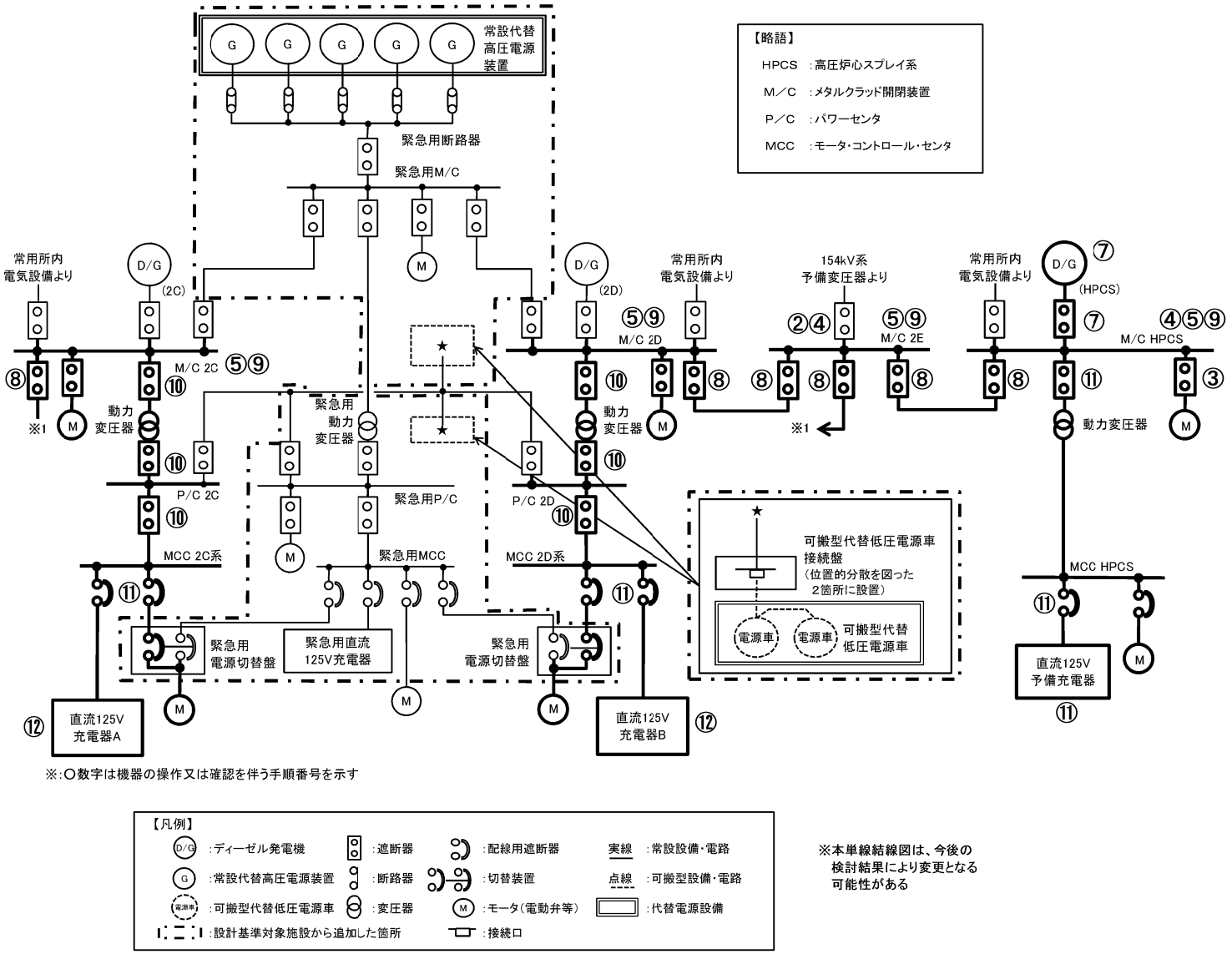


第 1.14.2.1-5 図　可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電　手順の概要図

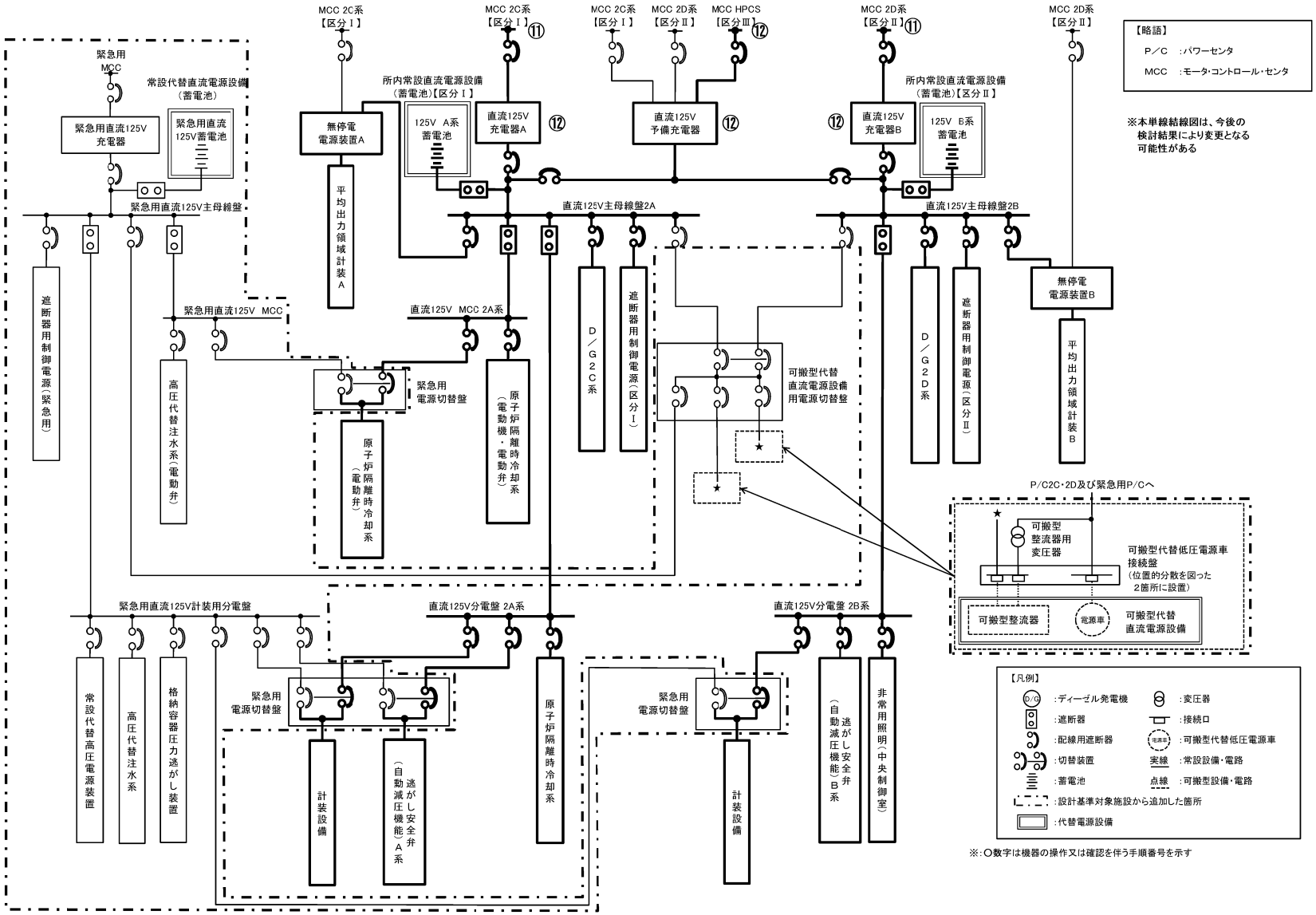


※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電は180分以内と想定する。

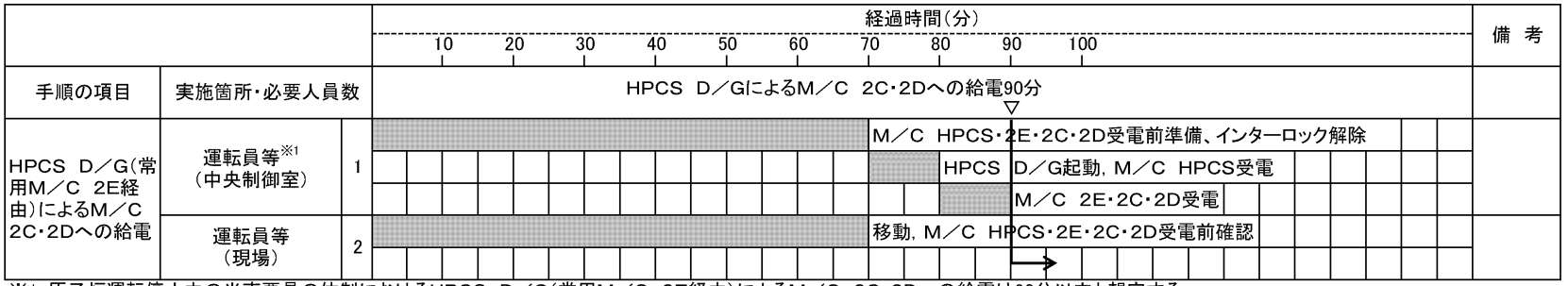
第 1.14.2.1-6 図　可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電　タイムチャート



第1.14.2.1-7図　ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電手順の概要図(1/2)

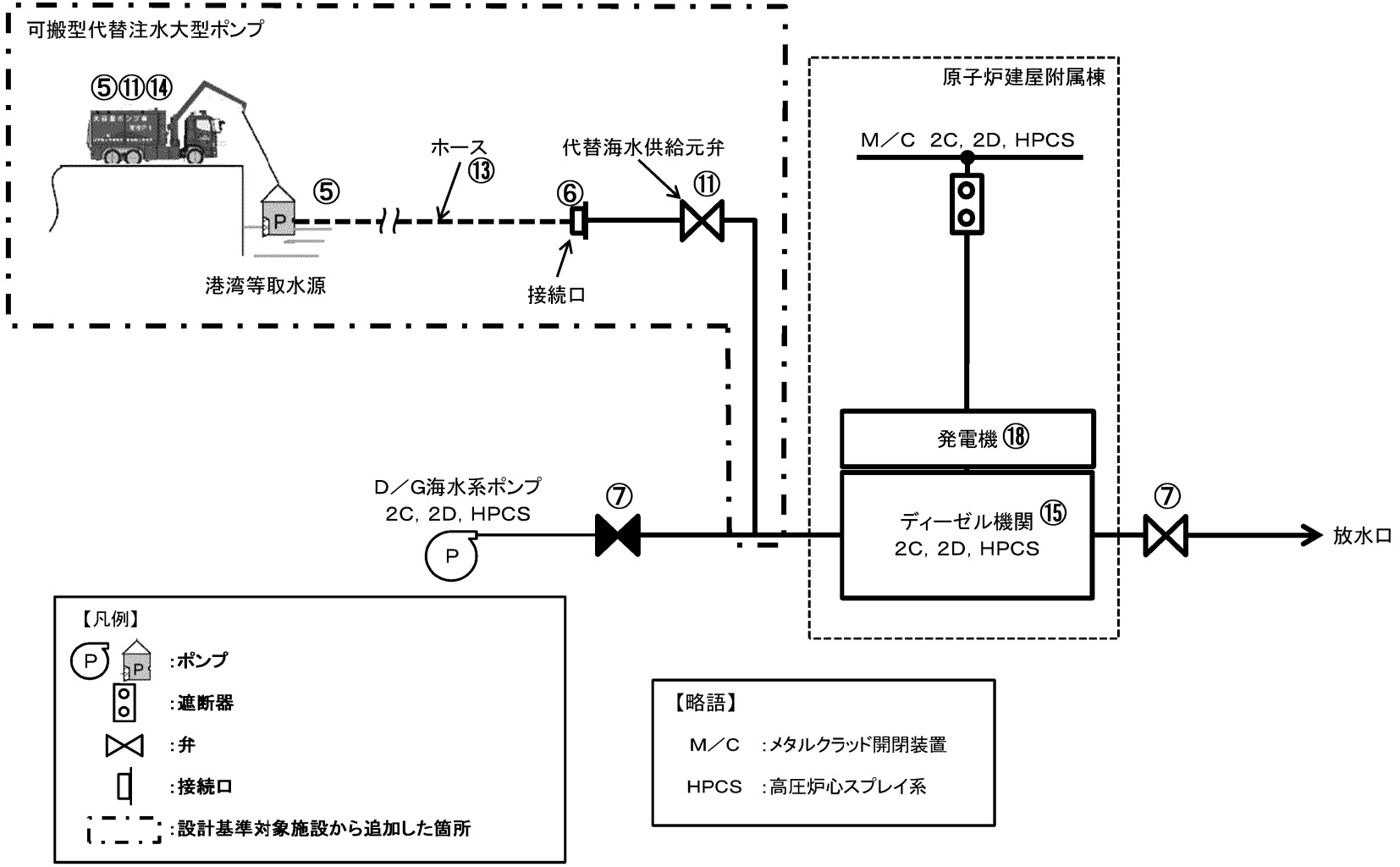


第1.14.2.1-7図　ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電手順の概要図(2/2)

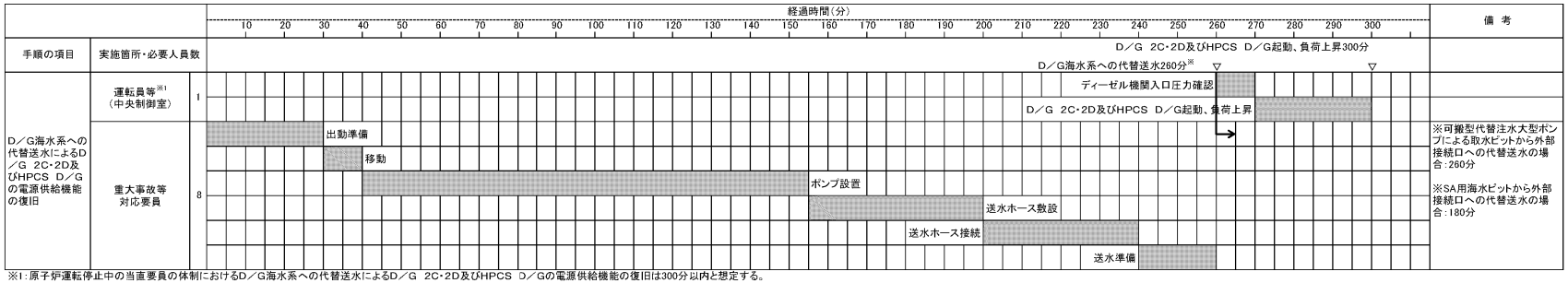


※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制におけるHPCS D／G(常用M／C 2E経由)によるM／C 2C・2Dへの給電は90分以内と想定する。

第1.14.2.1-8図　ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ（常用Ｍ／Ｃ　２Ｅ経由）によるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄへの給電タイムチャート

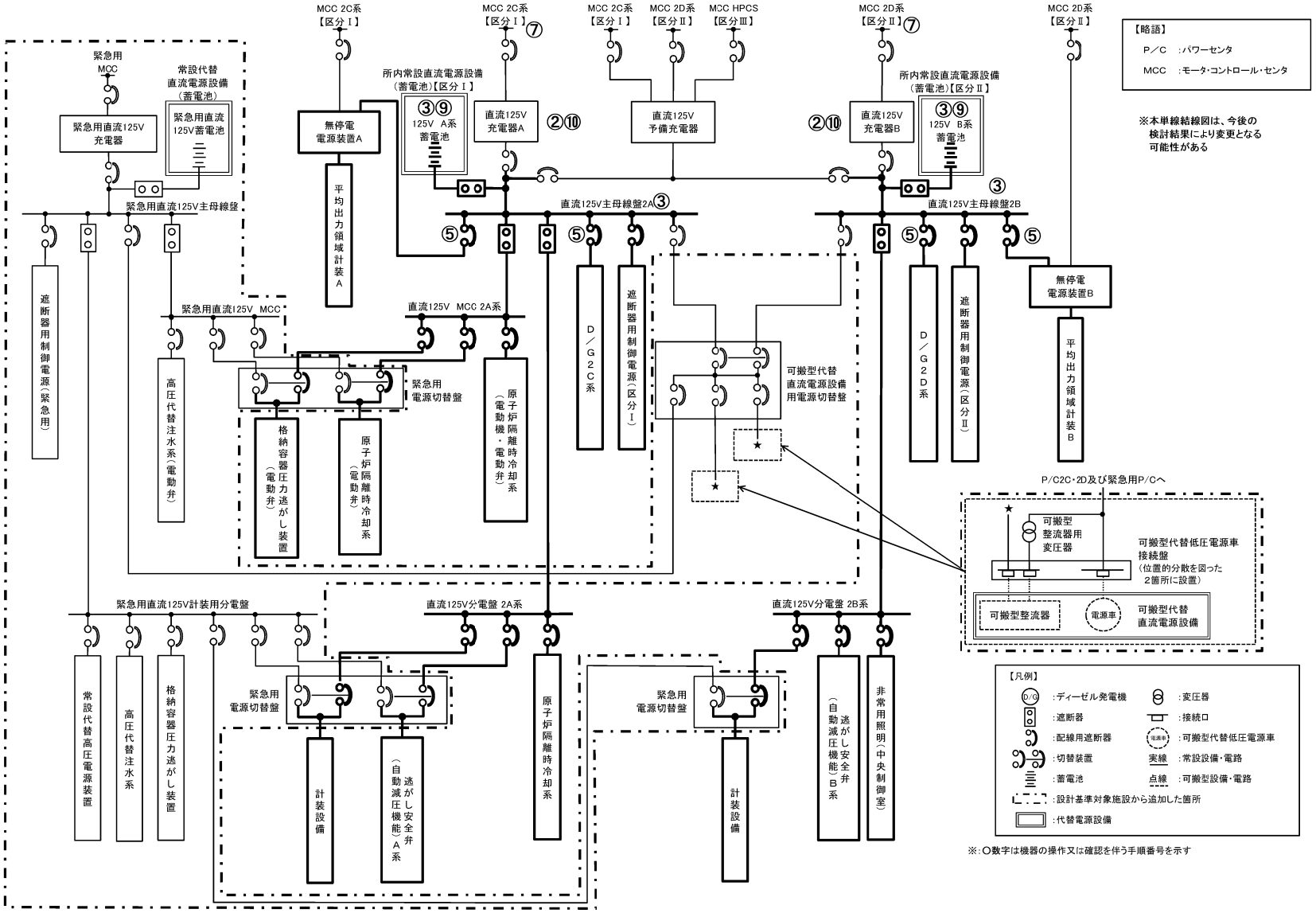


第 1.14.2.1-9 図　Ｄ／Ｇ海水系への代替送水によるＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧　手順の概要図

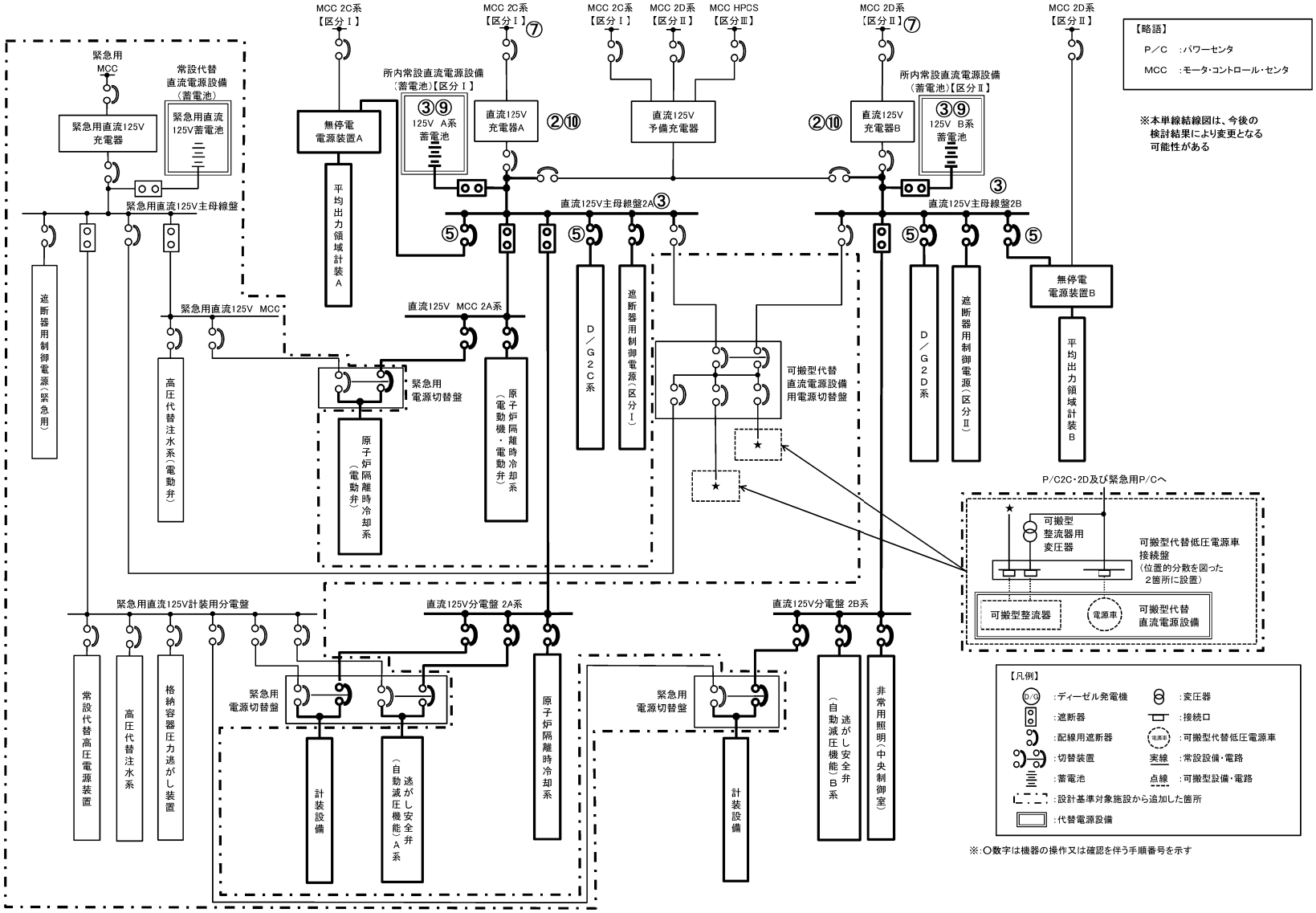


※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制におけるD／G海水系への代替送水によるD／G 2C・2D及びHPCS D／Gの電源供給機能の復旧は300分以内と想定する。

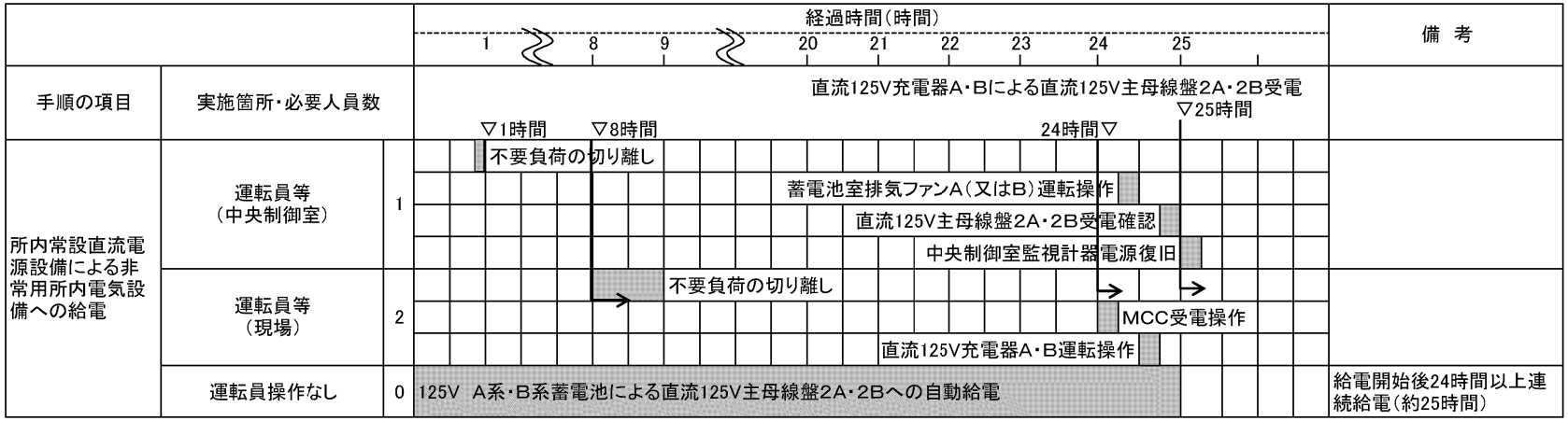
第1.14.2.1-10図　D／G海水系への代替送水によるD／G　２C・２D及びＨＰＣＳ　D／Gの電源供給機能の復旧　タイムチャート



第 1.14.2.2-1 図　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電　手順の概要図(1/2)

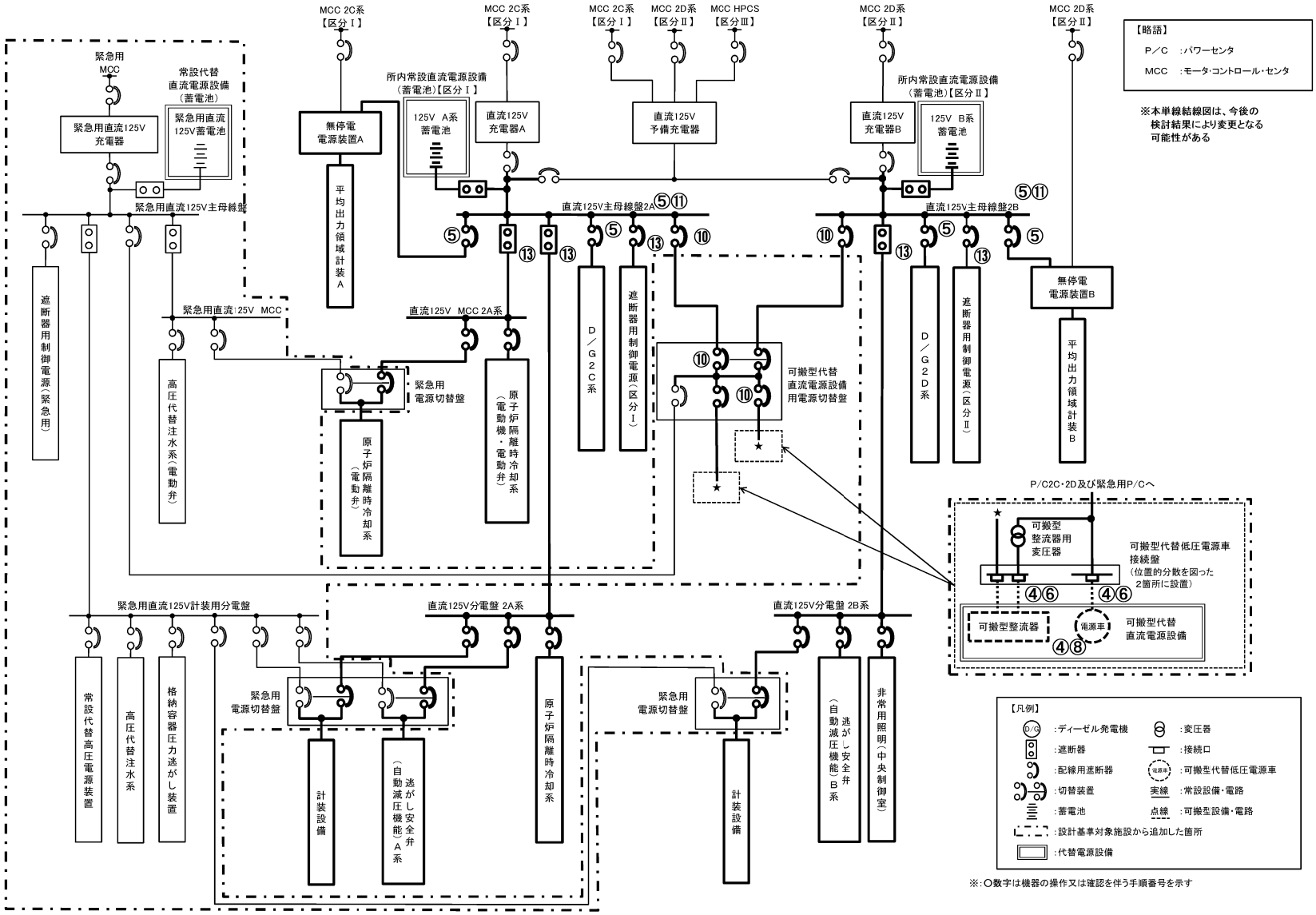


第 1.14.2.2-1 図　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電　手順の概要図(2/2)

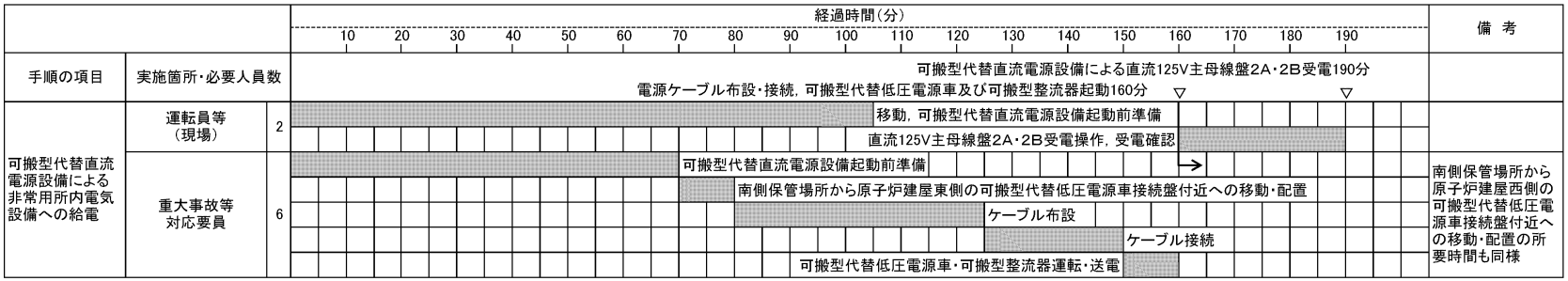


注:所内常設直流電源設備(中性子モニタ用蓄電池2A・2B)による非常用所内電気設備(直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2B)への給電は運転員操作なし

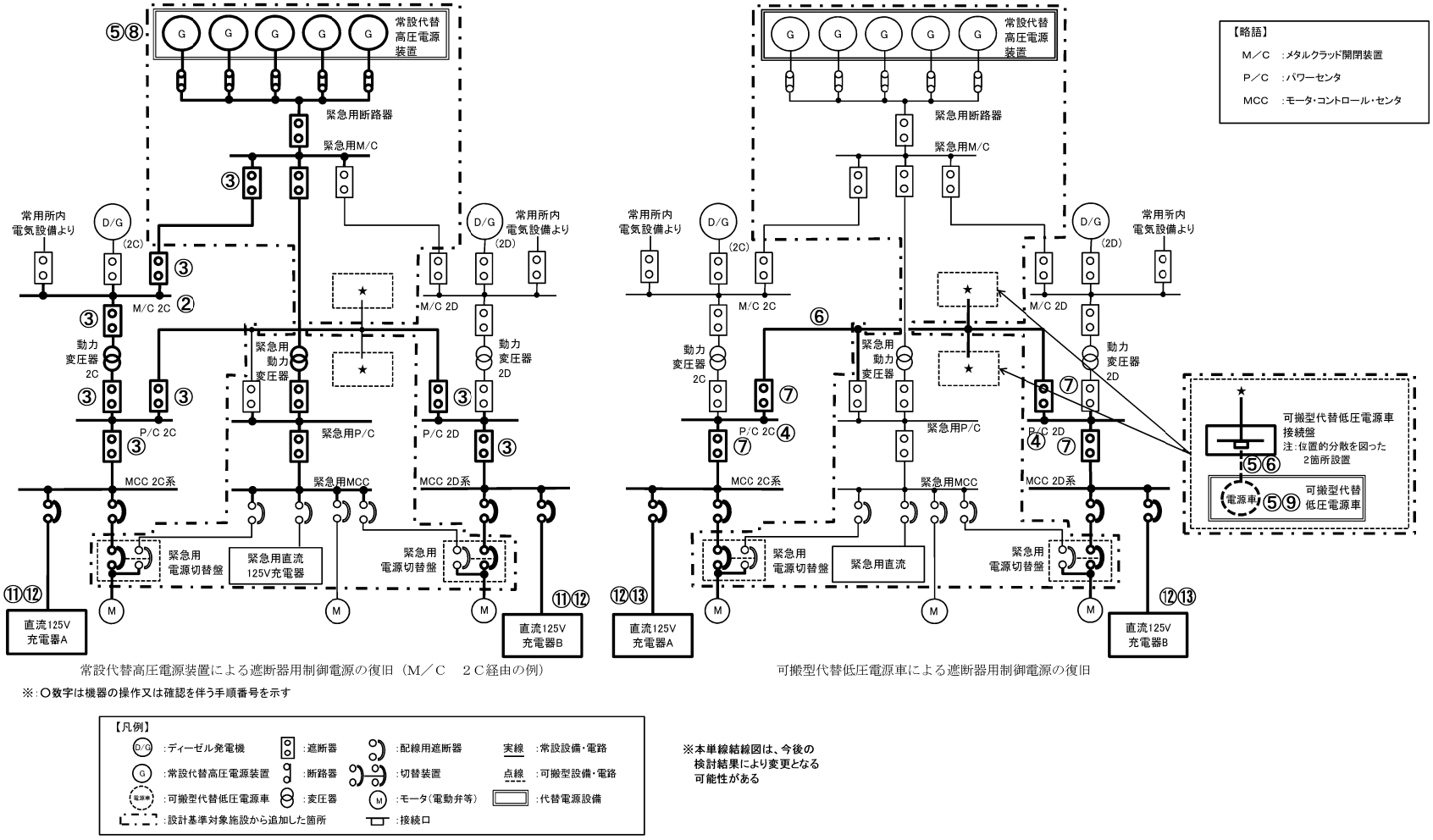
第 1.14.2.2-2 図　所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電　タイムチャート



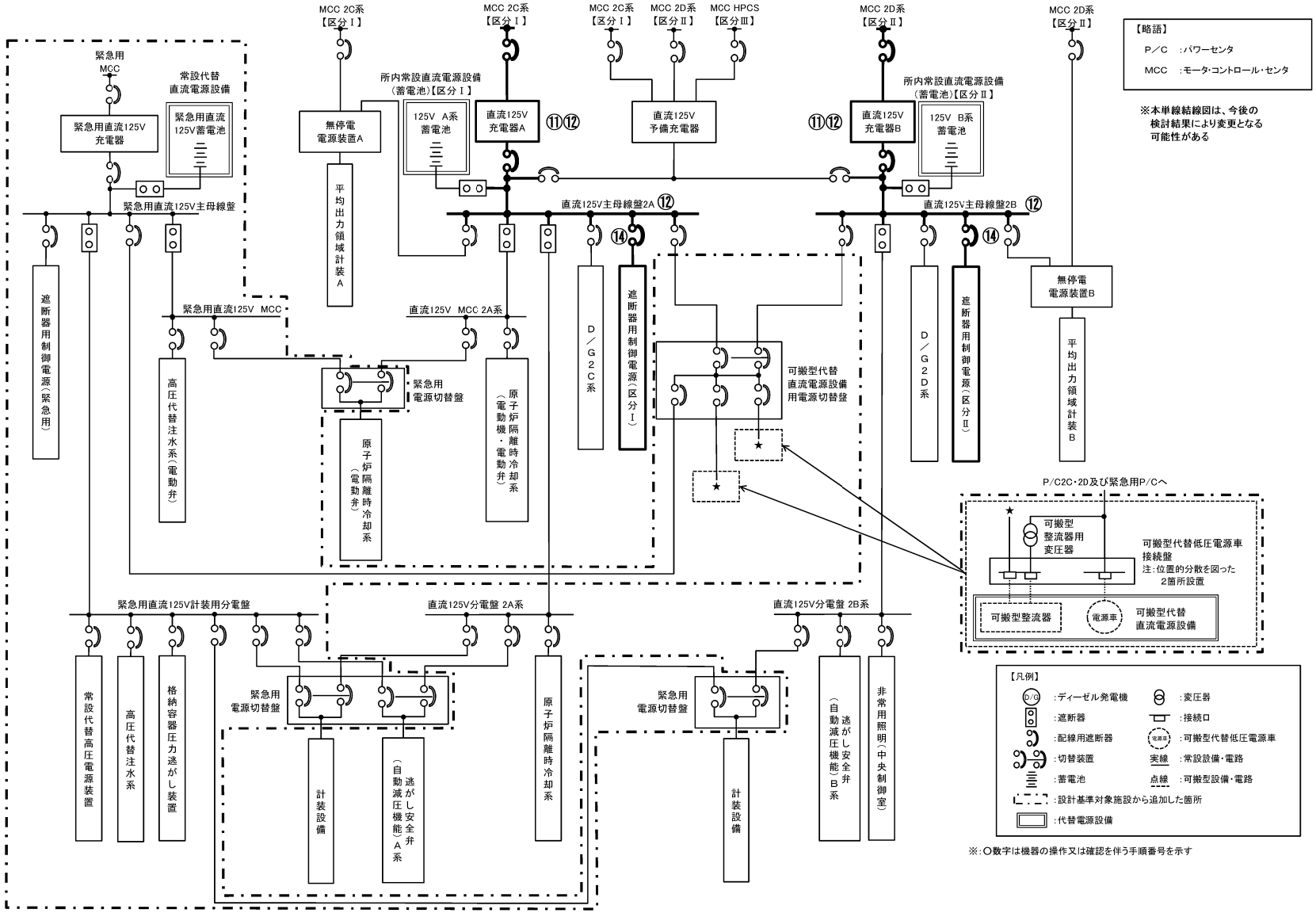
第 1.14.2.2-3 図　可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電　手順の概要図



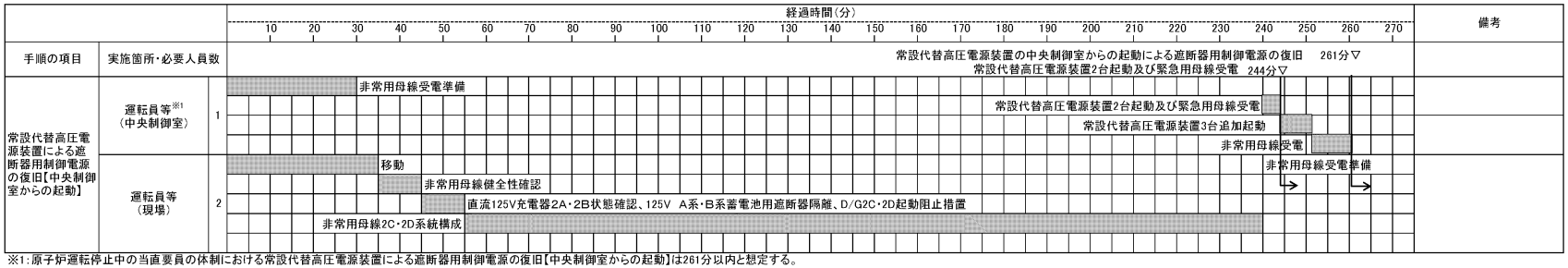
第 1.14.2.2-4 図　可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電　タイムチャート



第 1.14.2.2-5 図　常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧　手順の概要図(1/2)

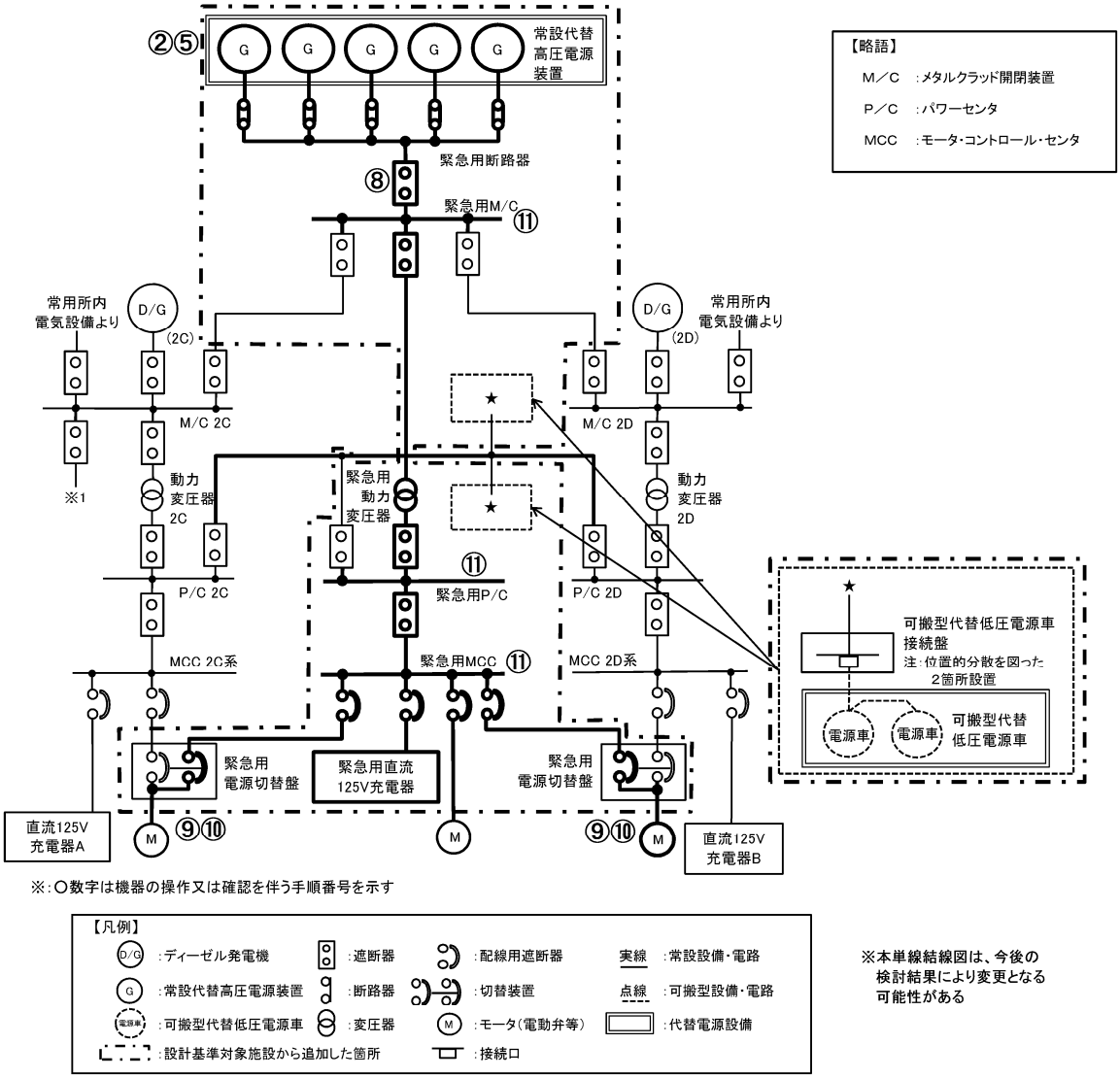


第 1.14.2.2-5 図　常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧　手順の概要図(2/2)

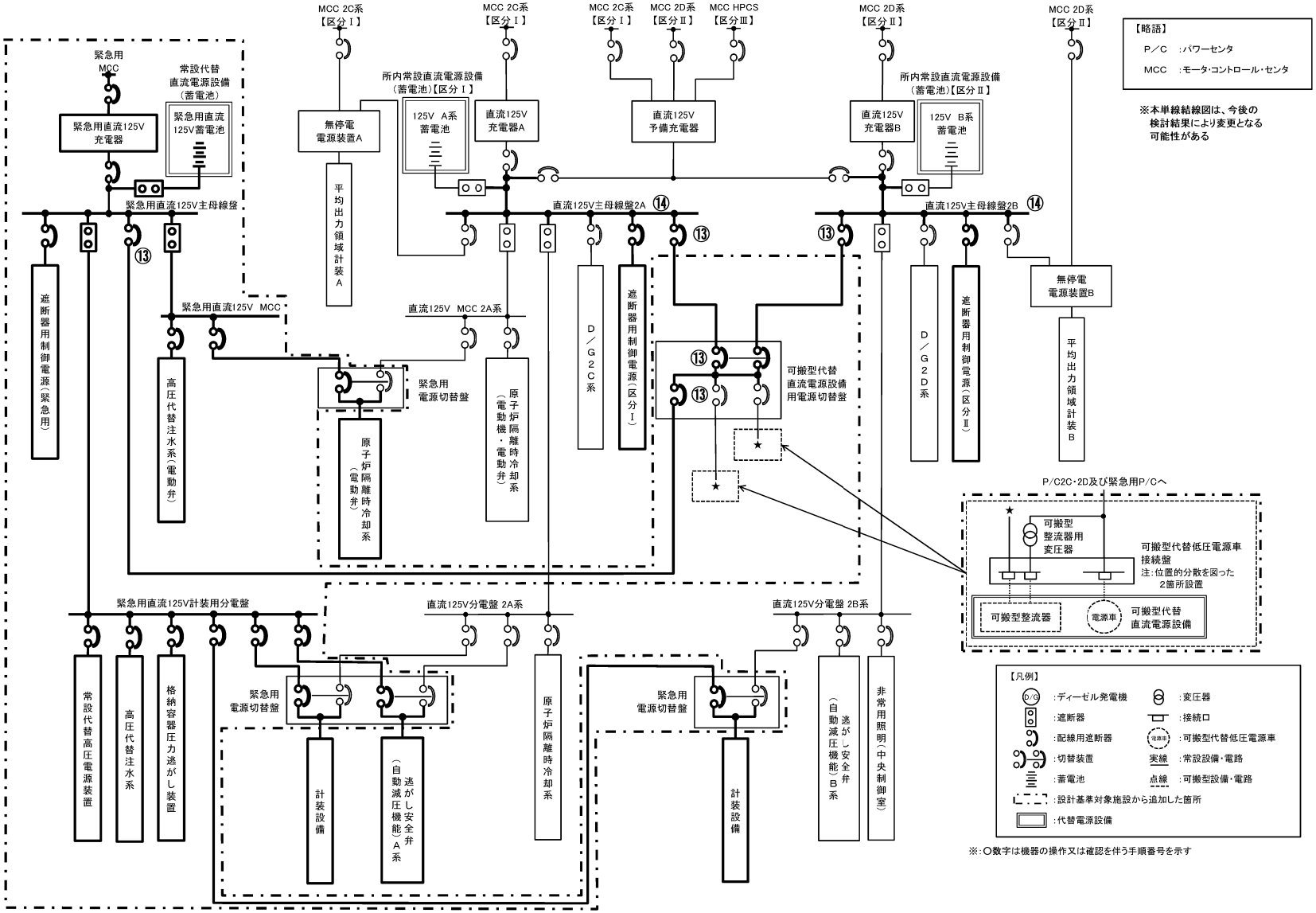


※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧【中央制御室からの起動】は261分以内と想定する。

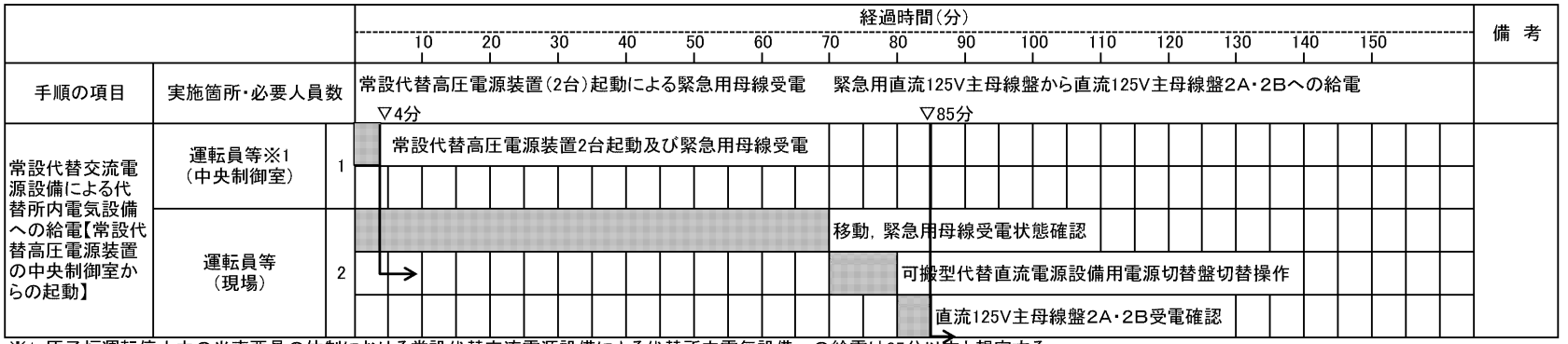
第 1.14.2.2-6 図　常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧　タイムチャート



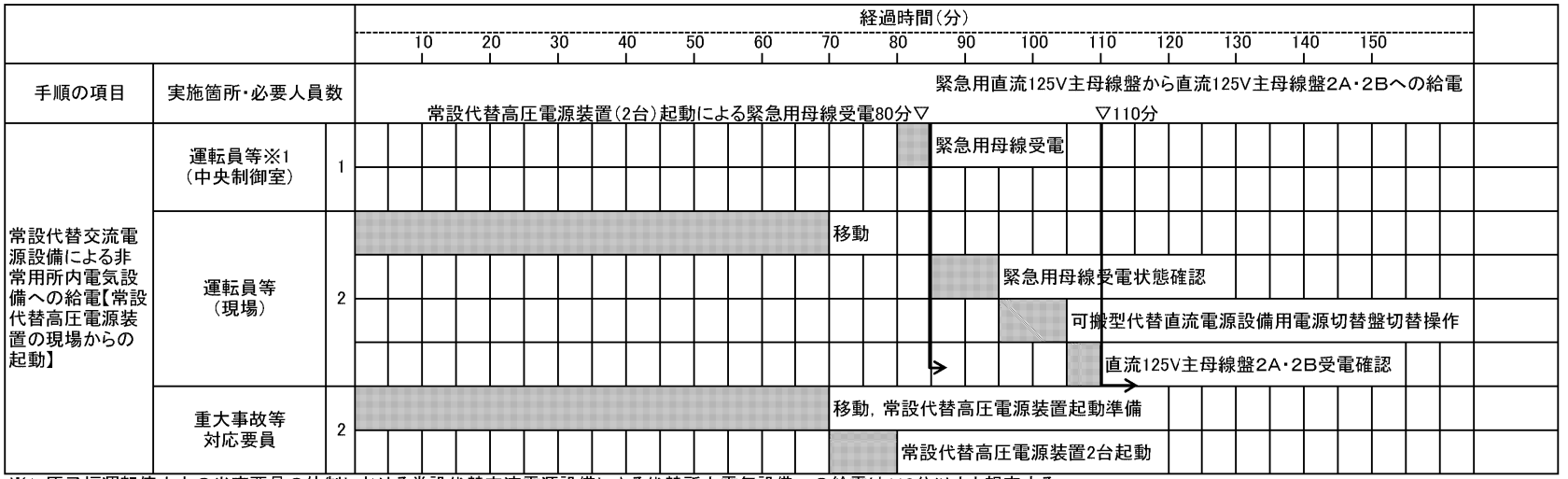
第 1.14.2.3-1 図　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要図(1/2)



第 1.14.2.3-1 図　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電　手順の概要図(2/2)

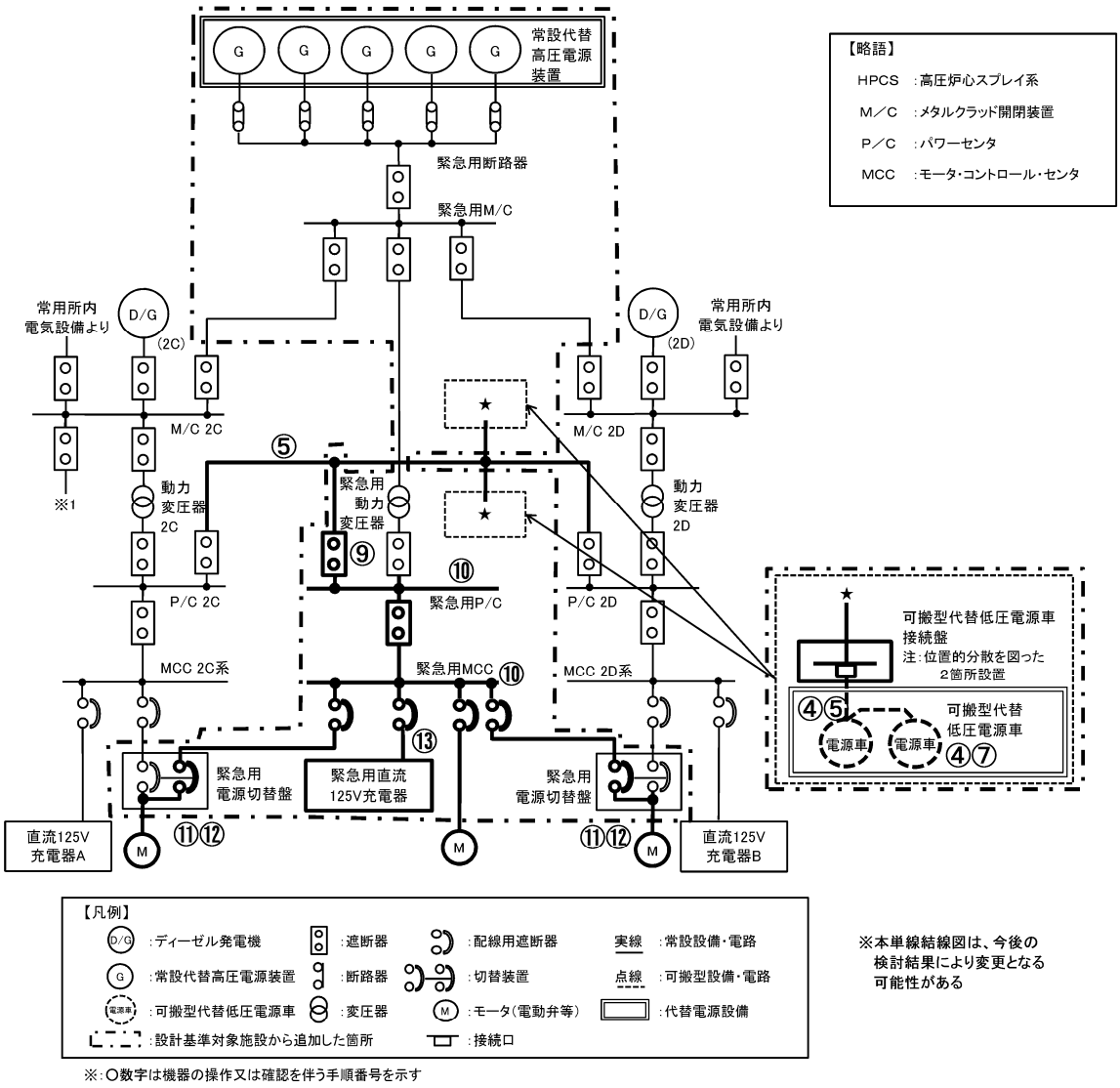


※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電は85分以内と想定する。

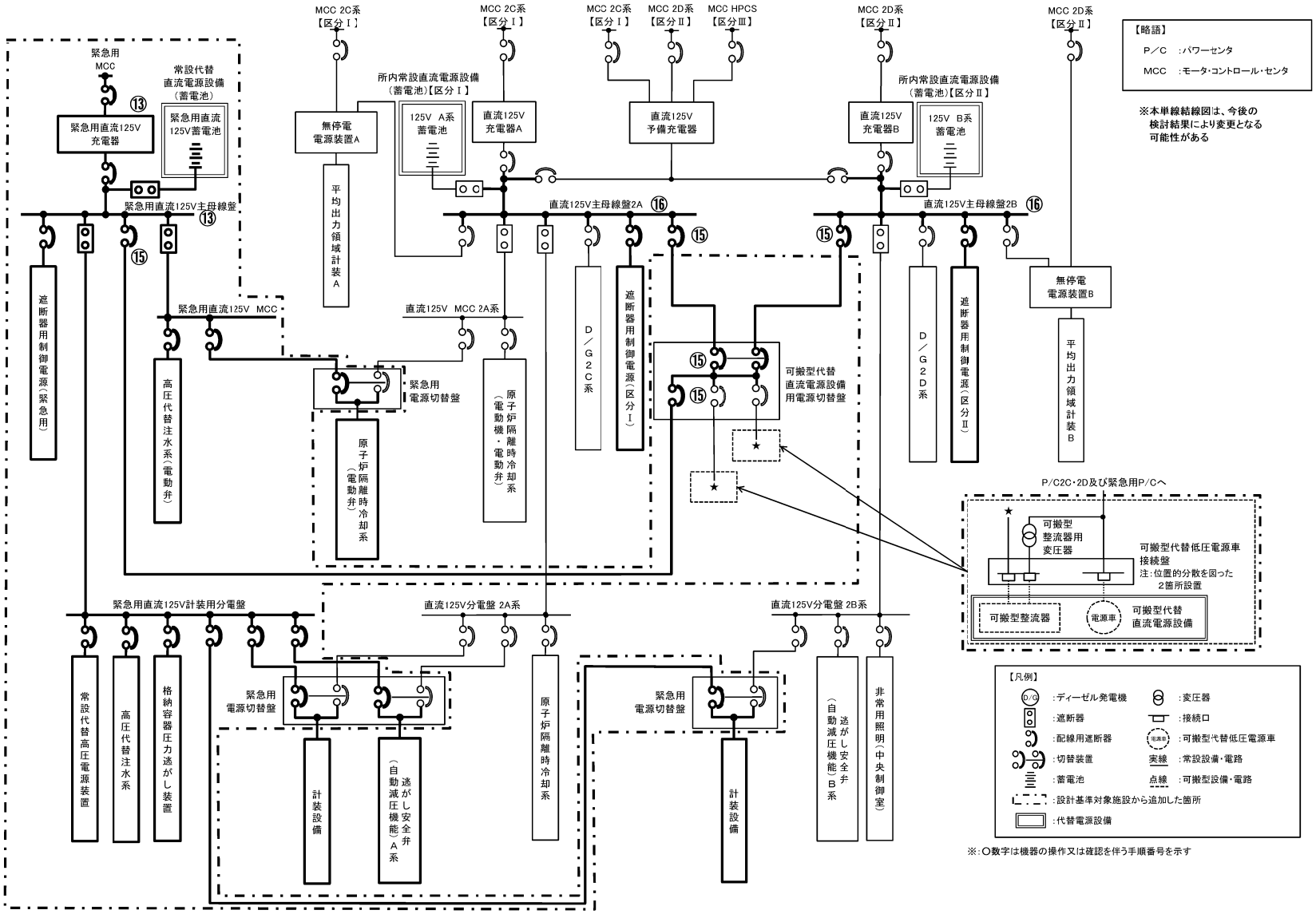


※1:原子炉運転停止中の当直要員の体制における常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電は110分以内と想定する。

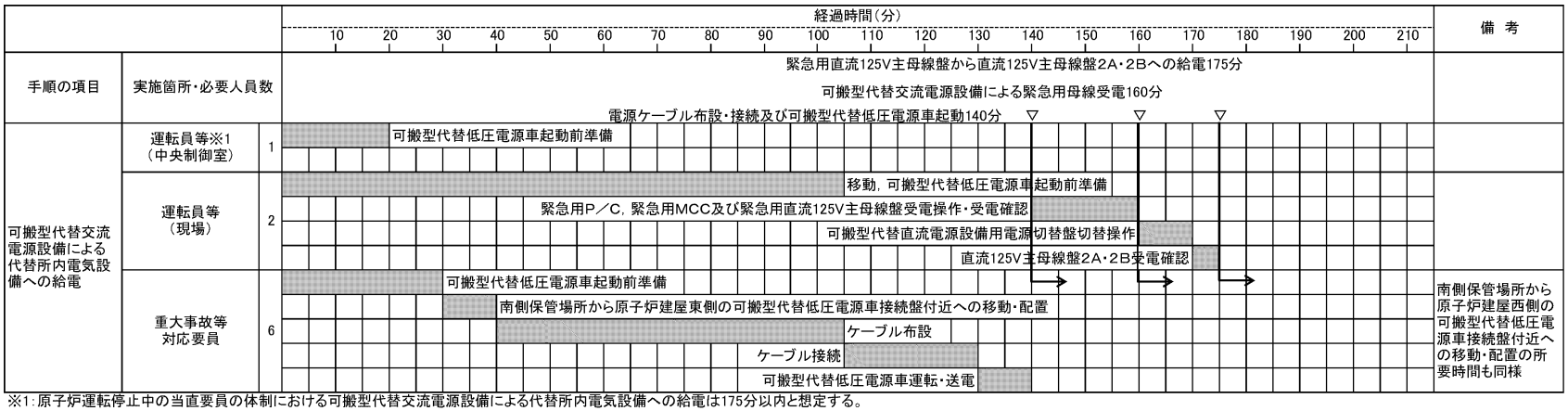
第 1.14.2.3-2 図　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電　タイムチャート



第 1.14.2.3-3 図　可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要図(1/2)

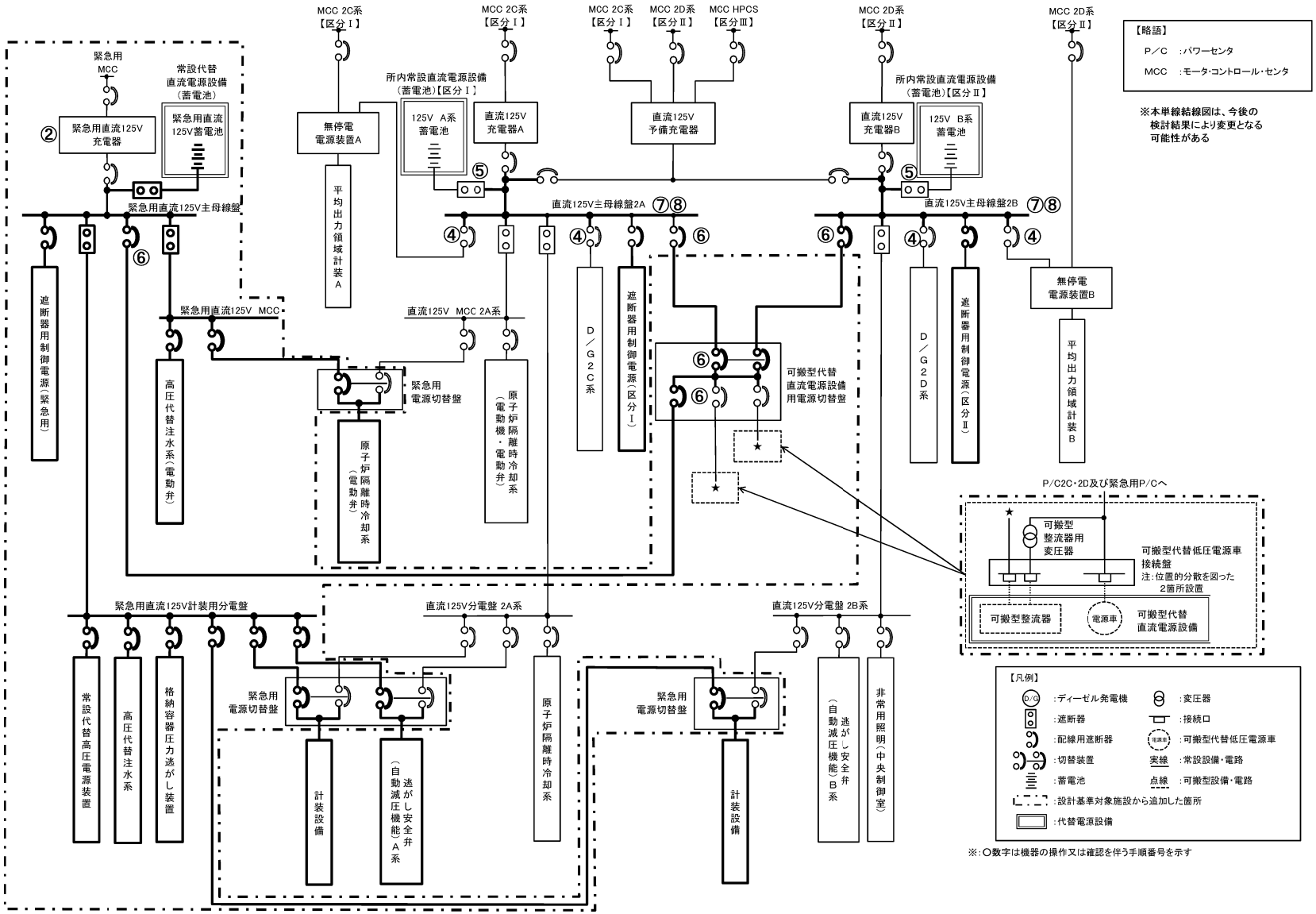


第 1.14.2.3-4 図　可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電　手順の概要図(2/2)

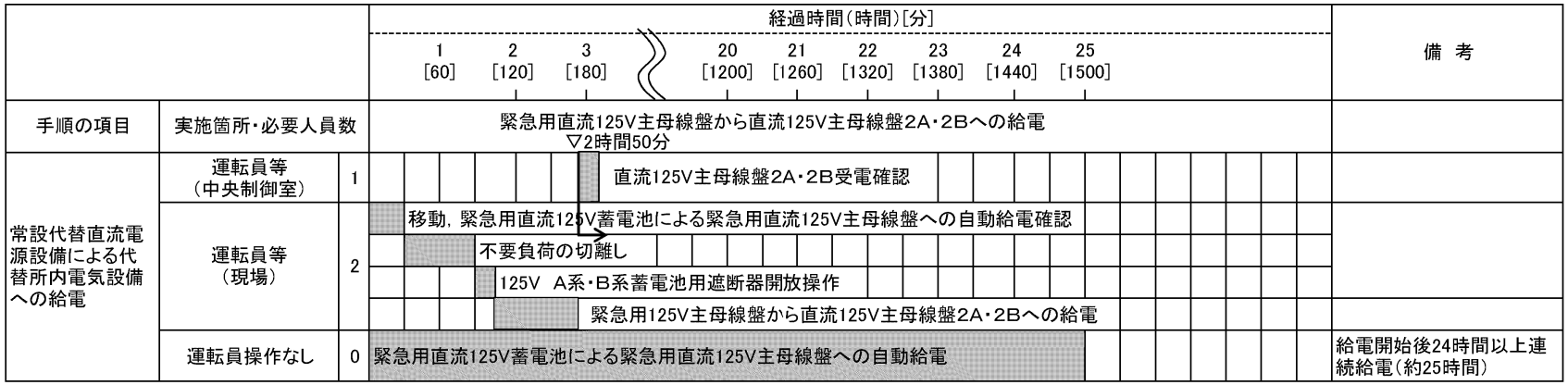


※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電は175分以内と想定する。

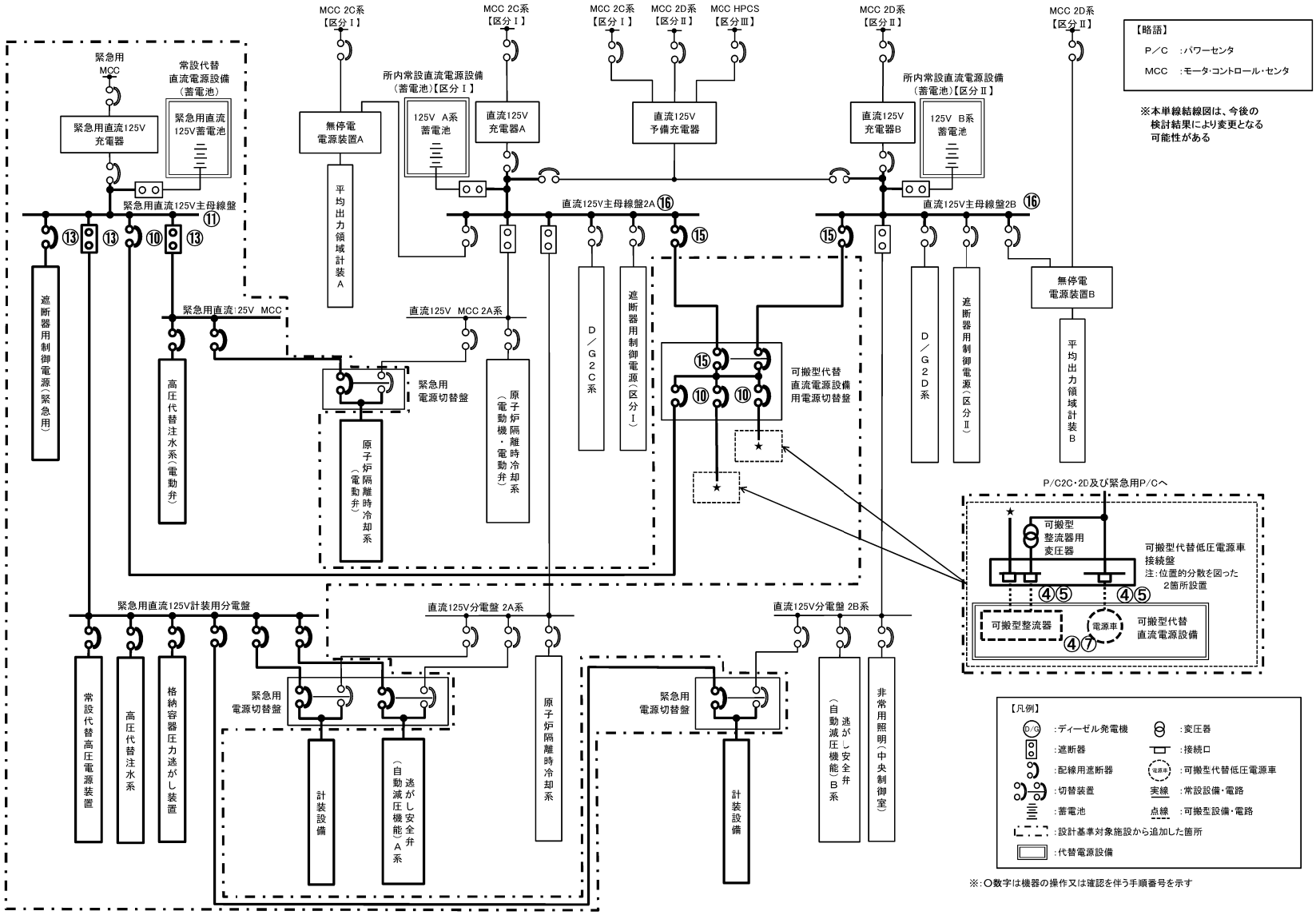
第 1.14.2.3-4 図　可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電　タイムチャート



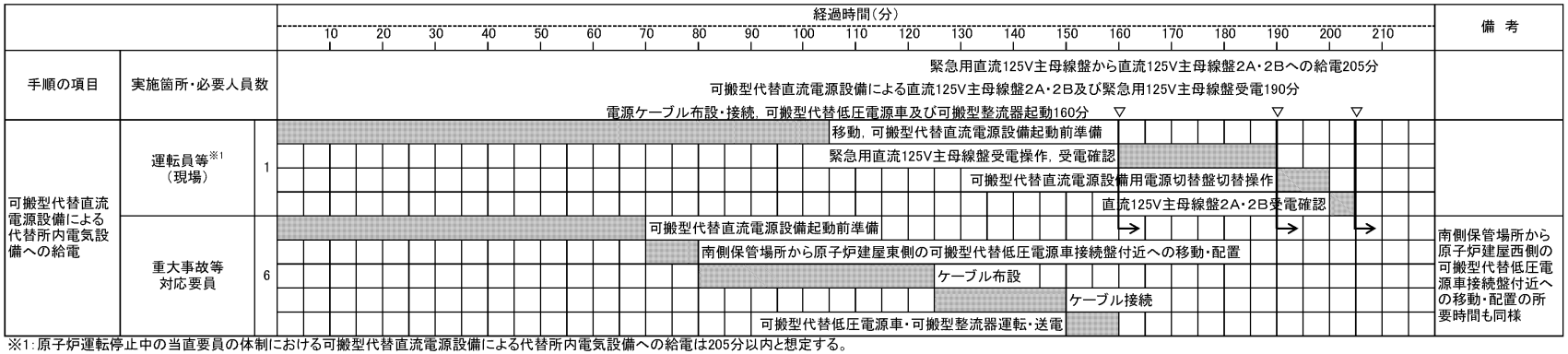
第 1.14.2.3-5 図　常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電　手順の概要図



第 1.14.2.3-6 図　常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電　タイムチャート

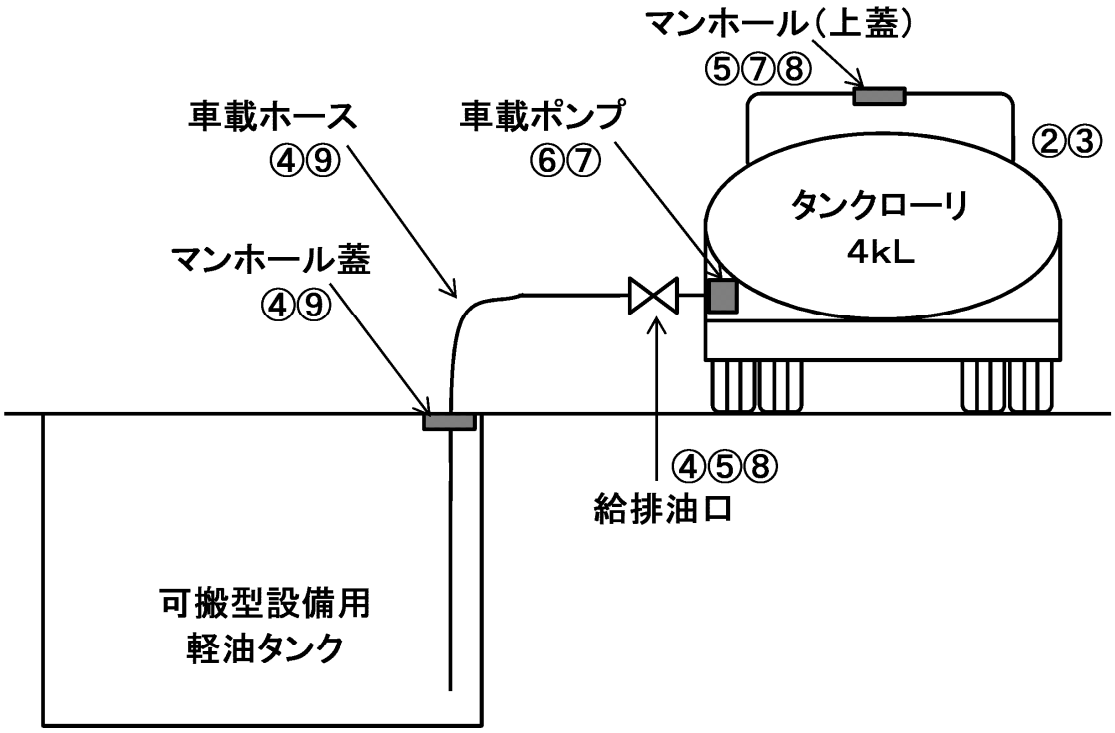


第 1.14.2.3-7 図　可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電　手順の概要図



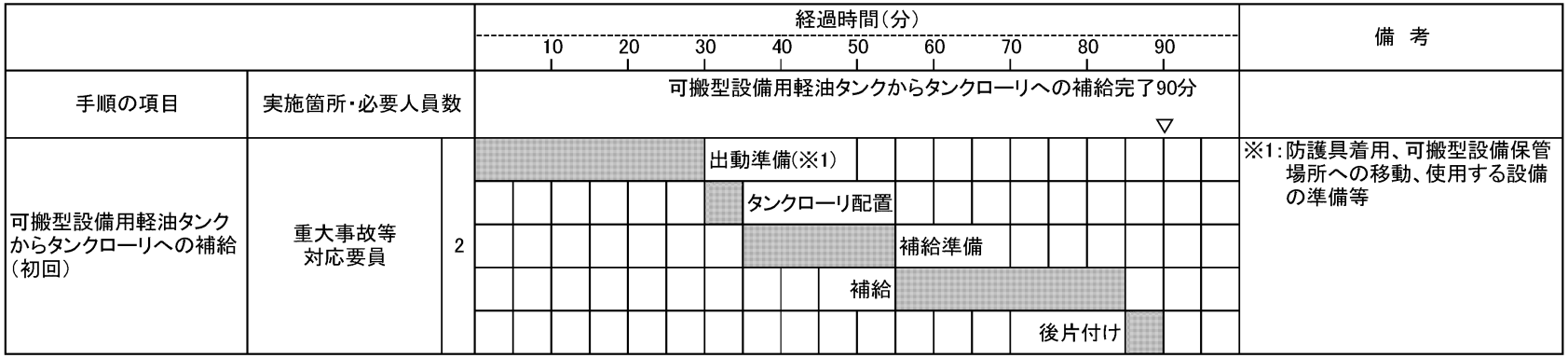
※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電は205分以内と想定する。

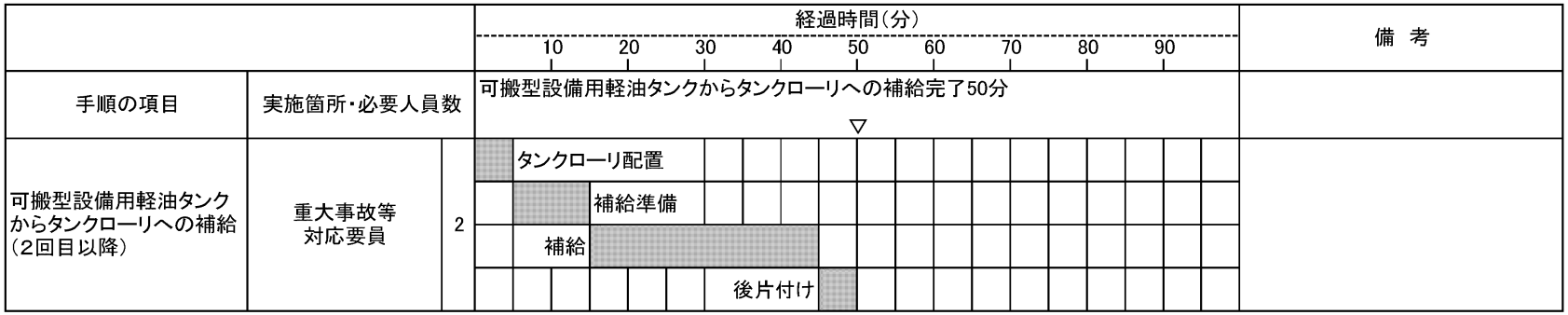
第 1.14.2.3-8 図　可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電　タイムチャート



※：○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

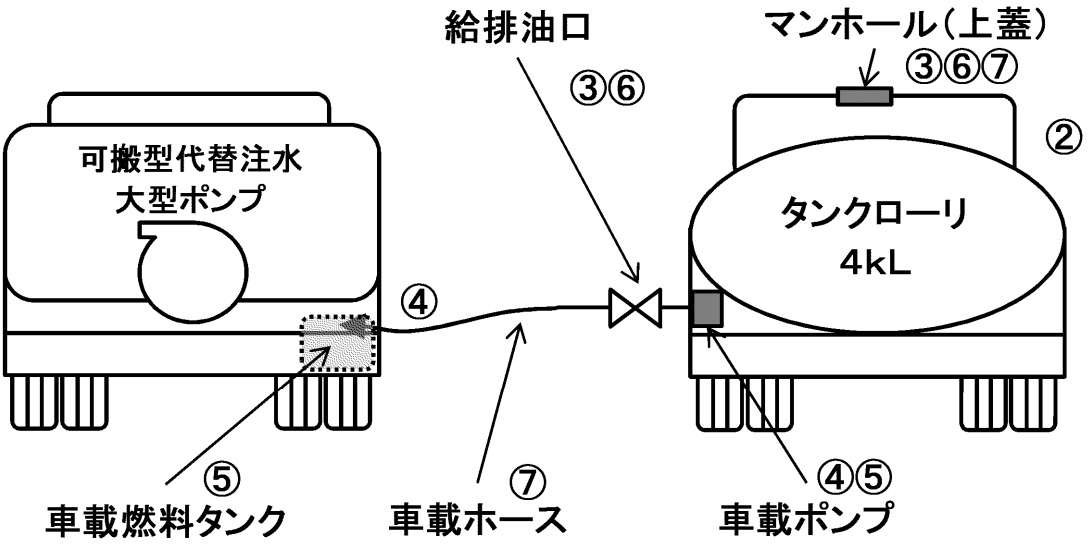
第 1.14.2.4-1 図　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要図

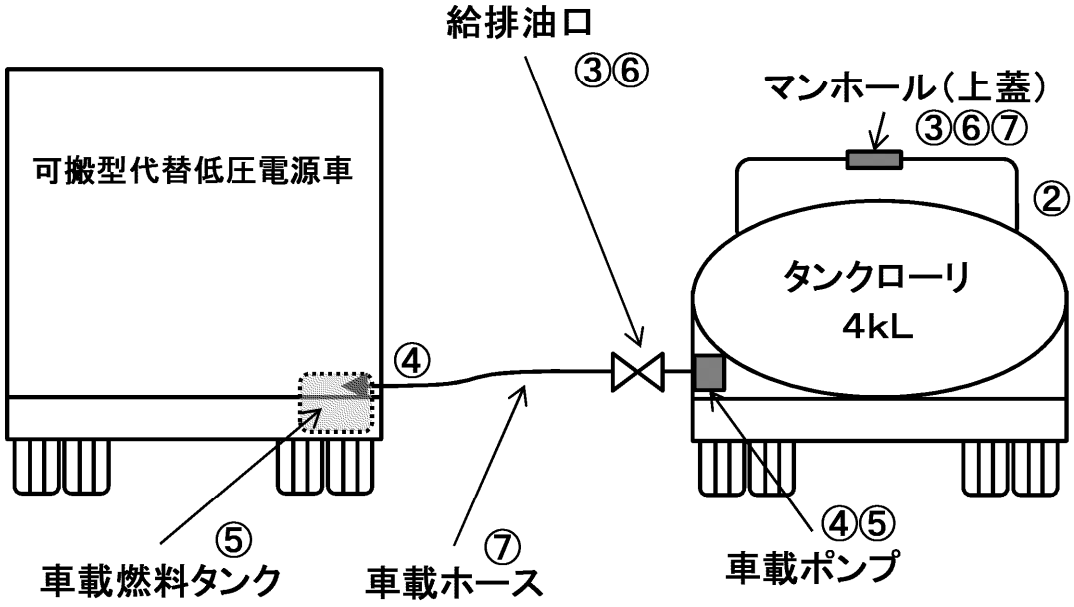




＜参考＞
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへのくみ上げ速度:200L/min
タンクローリの容量:2kL×2 →10分＋10分(タンク切替)＋10分＝30分

第 1.14.2.4-2 図　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給　タイムチャート





※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

第 1.14.2.4-3 図　タンクローリから各機器への給油　手順の概要図

手順の項目	実施箇所・必要人員数		経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80 90	備 考
			タンクローリから各機器への給油完了 ▽24分 以降、各機器への給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて軽油タンクからタンクローリへの補給を繰り返す	
タンクローリから各機器への給油	重大事故等対応要員	2	移動(※1) 給油準備 給油(※2) 後片付け	※1:南側保管場所の可搬型設備用軽油タンクから淡水貯水池に配置されている可搬型設備への移動を想定 ※2:可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油を想定

注:移動時間及び給油時間は，対象機器の配置場所及び燃料タンク容量により前後する。

原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は，移動時間を6分，給油時間を3分，トータル約19分と想定する。

原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を3分，トータル約16分と想定する。

SA用海水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は，移動時間を5分，給油時間を8分，トータル約23分と想定する。

取水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は，移動時間を5分，給油時間を8分，トータル約23分と想定する。

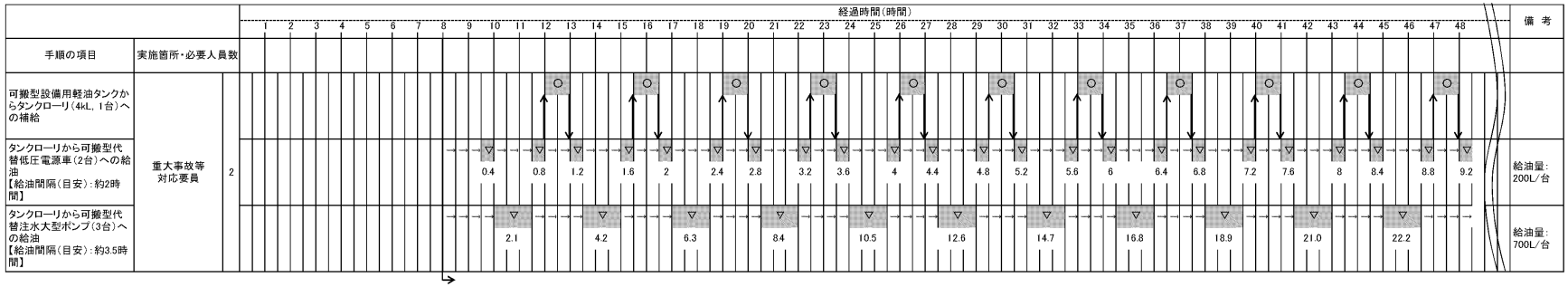
放水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は，移動時間を5分，給油時間を8分，トータル約23分と想定する。

代替淡水貯槽に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を8分，トータル約21分と想定する。

淡水貯水池に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は，移動時間を6分，給油時間を8分，トータル約24分と想定する。

タンクローリ(1台)へ給油する場合は，移動時間は不要とし，給油時間を約1分と想定する。

第1.14.2.4-4図　タンクローリから各機器への給油　タイムチャート



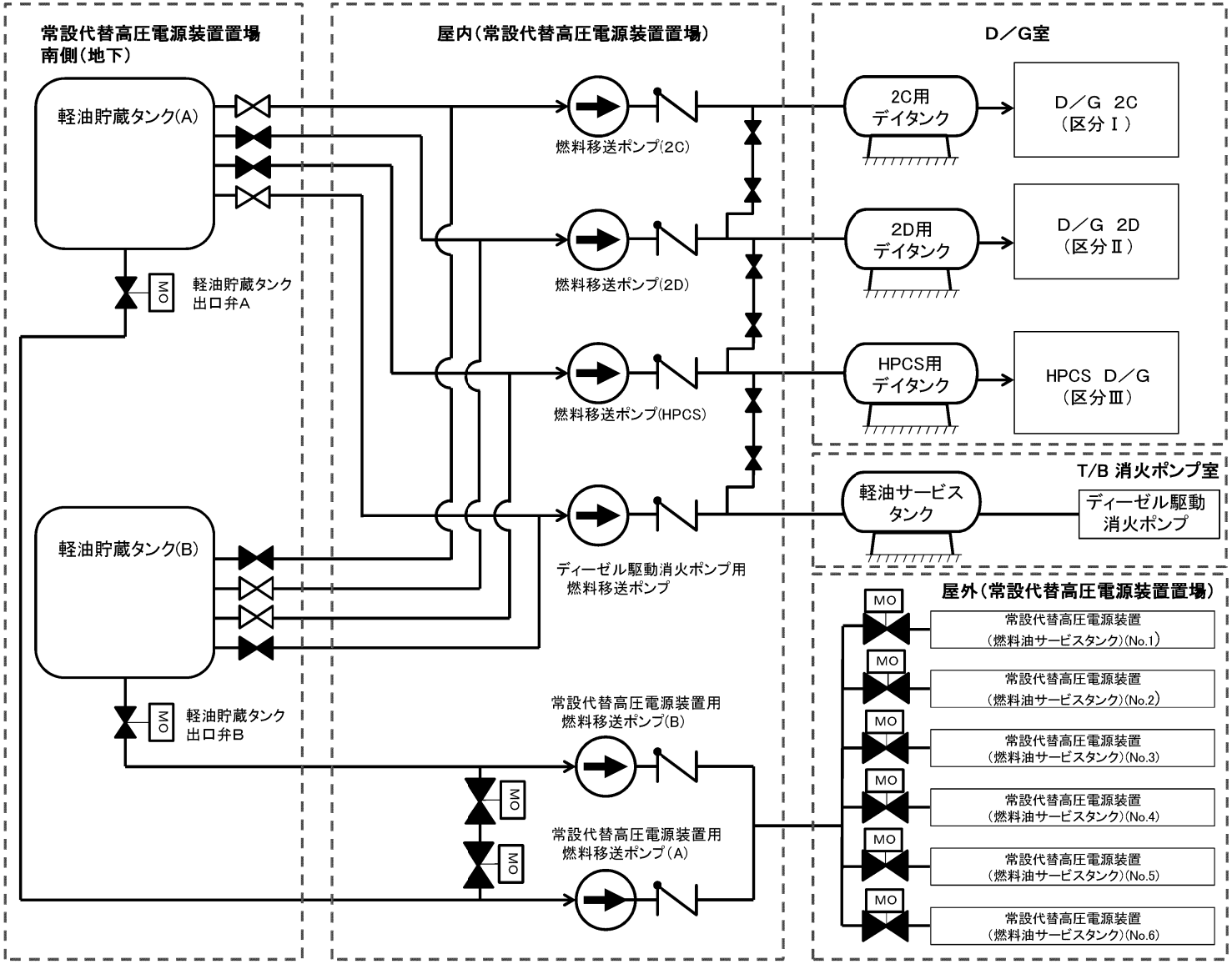
○:可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(補給時間約50分)

▽:タンクローリから各機器への給油(数値の単位[kL])

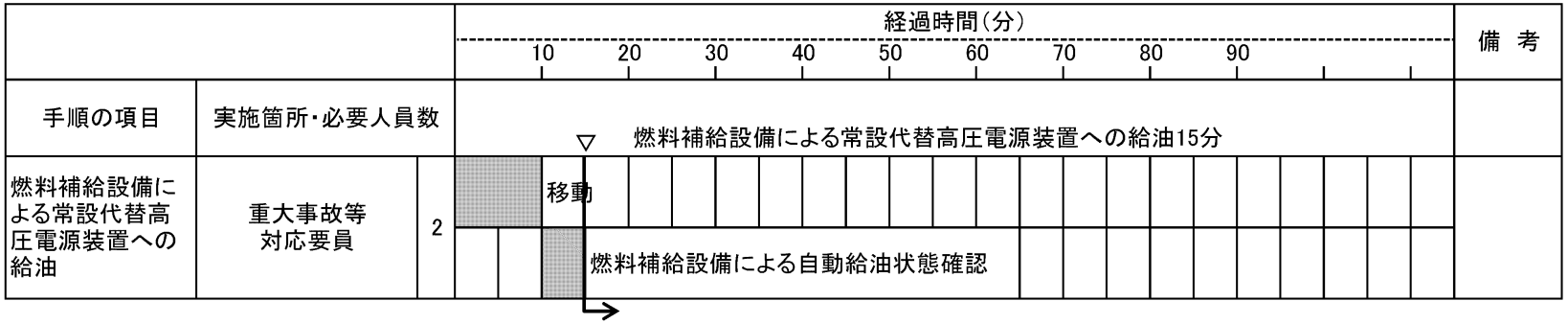
注:上記以外の可搬型設備を使用する場合は,各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

注:タンクローリ【給油間隔(目安):約150時間】は7日間中1回の給油となるため,上表には含めていない。

第 1.14.2.4-5 図　可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ，タンクローリから各機器への給油 7 日間サイクルタイムチャート
（二日分の記載。内訳については各タイムチャートの軽油補給，燃料給油時間参照）

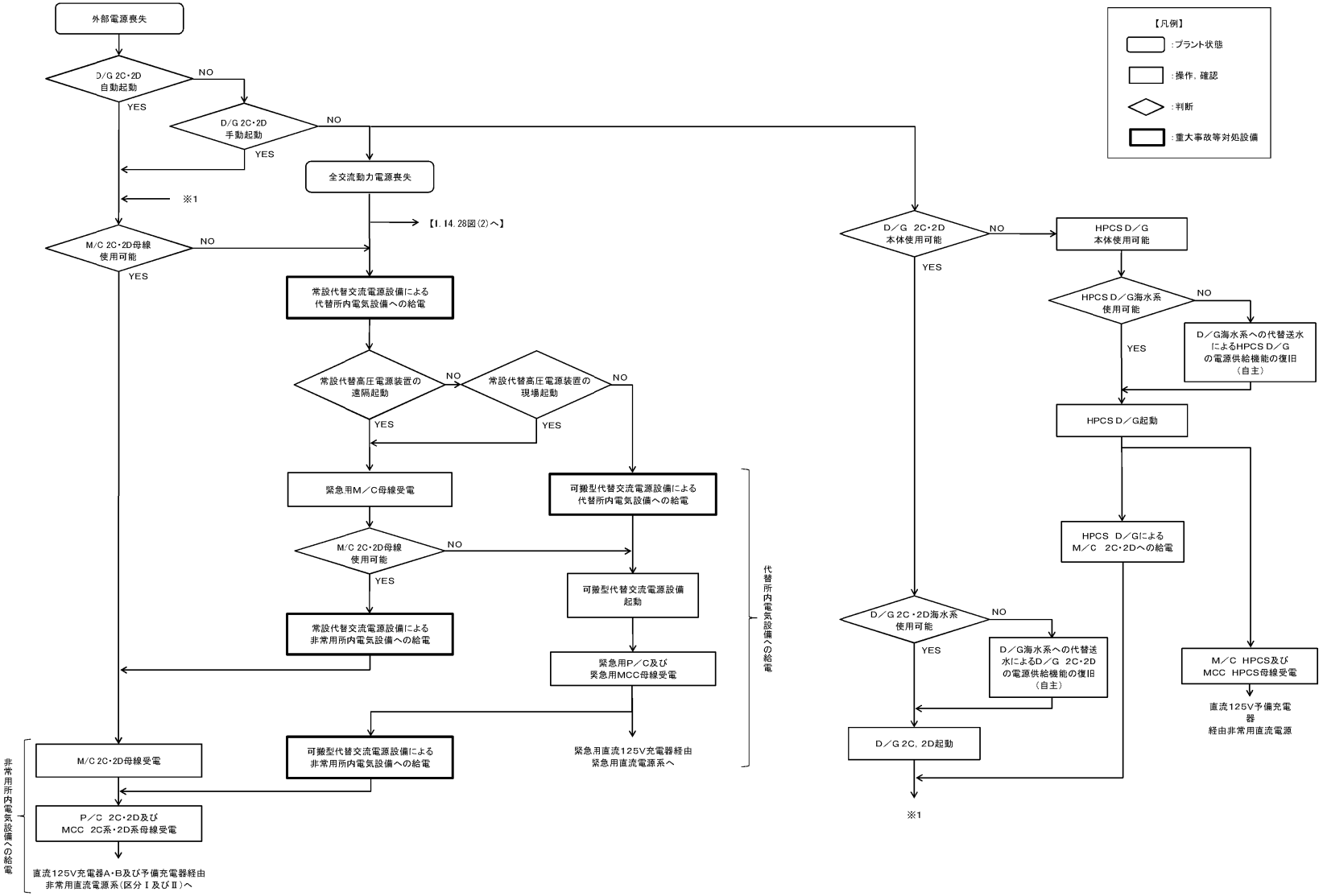


第 1.14.2.4-6 図　燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油　概略系統図



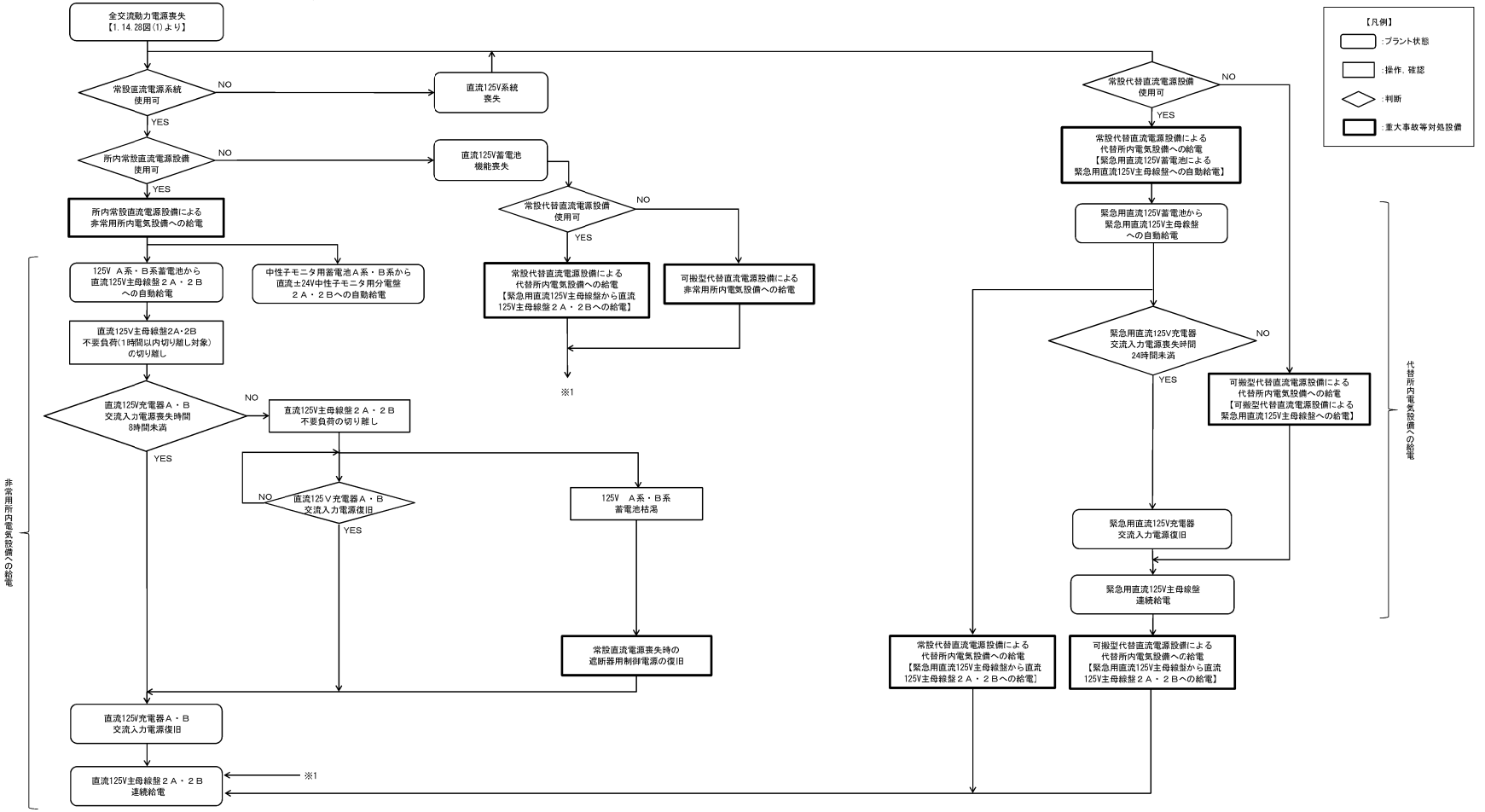
第 1.14.2.4-7 図　燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油　タイムチャート

(1) 交流動力電源喪失時



第 1.14.2.5-1 図　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(2)直流動力電源喪失時



第 1.14.2.5-1 図　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)

技術的能力審査基準(1.14)	番号	設置許可基準規則(57 条)	技術基準規則(72 条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において，電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下，「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保す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，第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下，「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保す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，第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。	⑤
【解釈】 １　「電力を確保するために必要な手順等」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 １　第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 １　第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
（１）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保 ａ）電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，代替電源により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。	②	ａ）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	ａ）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	⑥
		ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	⑦
		ⅲ）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。	ⅲ）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。	⑧
ｂ）所内直流電源設備から給電されている２４時間以内に，十分な余裕を持って可搬型代替電源設備に繋ぎ込み，給電が開始できること。	③	ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。	ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。	⑨
		ｃ）24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	ｃ）24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	⑩
ｃ）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また，常設したケーブル等が利用できない状況に備え，予備のケーブル等を用意しること。	－	ｄ）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。	ｄ）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。	－
ｄ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	④	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	⑪
		２　第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（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。）を行わずに 8 時間，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，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	２　第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（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。）を行わずに 8 時間，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，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/3)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
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	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ⑤ ⑦	－	－	－	－	－	－
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M／C	既設							
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥	－	－	－	－	－	－
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
HPCS D／G（M／C 2E経由）によるM／C 2C・2Dへの給電	－	－	－	HPCS D／G（M／C 2E経由）によるM／C 2C・2Dへの給電	HPCS D／G	常設	90分	4人	自主対策とする理由は本文参照
					M／C HPCS	常設			
					M／C 2E	常設			
D／G D／G海水系への代替送水によるM／C 2C・2D及びHPCS D／Gの電源供給機能の復旧	－	－	－	D／G D／G海水系への代替送水によるM／C 2C・2D及びHPCS D／Gの電源供給機能の復旧	D／G 2C	可搬	180分	12人	自主対策とする理由は本文参照
					D／G 2D	可搬			
					HPCS D／G	常設			
					可搬型代替注水大型ポンプ	常設			
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	直流125V A系蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑨	－	－	－	－	－	－
	直流125V B系蓄電池	既設							
	中性子モニタ用蓄電池A系	既設							
	中性子モニタ用蓄電池B系	既設							
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑩	－	－	－	－	－	－
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	可搬型整流器	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑪	－	－	－	－	－	－
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M／C	新設							
	可搬型代替低圧電源車	新設							
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧ ⑪	－	－	－	－	－	－
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M／C	新設							
可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑪	－	－	－	－	－	－
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	緊急用P／C	新設							
常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	緊急用直流125V蓄電池	新設	① ② ④ ⑤ ⑧ ⑨ ⑪	－	－	－	－	－	－
可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩ ⑪	－	－	－	－	－	－
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	可搬型整流器	新設							
燃料補給設備	可搬型設備用軽油タンク	新設	① ② ⑤	－	－	－	－	－	－
	タンクローリ	新設							
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							

基準規則に対する適合方針(1/2)

設置許可基準規則(57 条)	技術基準規則(72 条)	適合方針
【本文】 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保す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，第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下，「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保す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，第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。	
【解釈】 1　第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1　第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	
a）代替電源設備を設けること。 i）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	a）代替電源設備を設けること。 i）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を配備し，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する設計とする。
ii）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	ii）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	常設代替交流電源設備を設置し，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する設計とする。
iii）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。	iii）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。	設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図った重大事故等対処設備である代替交流電源設備及び代替直流設備を設置又は配備（保管）する設計とする。
b）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。	b）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。	所内常設直流電源設備である 125V Ａ系・Ｂ系蓄電池は，自動給電開始から１時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷を切り離すことにより８時間，その後，中央制御室外において不要な負荷を切り離すことで最大 24 時間にわたり，直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電が可能な設計とする。 常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 蓄電池は，負荷切離しを行わずに最大 24 時間にわたり，緊急用直流 125V 主母線盤への給電が可能な設計とする。

基準規則に対する適合方針(2/2)

設置許可基準規則(57 条)	技術基準規則(72 条)	適合方針
c）24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	c）24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備し，可搬型代替低圧電源車の燃料が枯渇しないように給油を継続することで，24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に直流電源の供給を行うことが可能な設計とする。
d）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。	d）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。	東海第二発電所は単機プラントのため対象外
e）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）(MC)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	e）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）(MC)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備に対して独立性を有し，位置的分散を図った重大事故等対処設備である代替所内電気設備を設置し，重大事故等が発生した場合において，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。
2　第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（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。）を行わずに 8 時間，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，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	2　第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（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。）を行わずに 8 時間，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，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	対象外

重大事故対策の成立性

1．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

ａ．操作概要

外部電源及びＤ／Ｇの電源供給機能の喪失により非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失した場合は，常設代替高圧電源装置によりＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）に給電し，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟　1階，地下1階，地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置によるＭ／Ｃ　２Ｃ系（又は２Ｄ）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

所要時間目安：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を4分以内，その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を82分以内と想定する。（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

必要要員数：5名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を74分以内，その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を95分以内と想定する。（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

【緊急用M／C及びM／C　２C（又は２D）受電】

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

所要時間目安：作業開始を判断してから緊急用M／C及びM／C　２C（又は２D）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合87分以内，常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合100分以内と想定する。（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

2．可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(1)　非常用所内電気設備への給電

ａ．操作概要

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が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄに給電し，可搬型代替低圧電源車の定格電圧（440V）及び定格容量（1台あたり500kVA）の範囲内で，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟　1階，2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数（10名）及び所要時間（210分）のうち，可搬型代替低圧電源車の起動完了までに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手

袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2)　電源ケーブル布設及び可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

ａ．操作概要

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（２Ｃ系及び２Ｄ系）への給電の際，可搬型代替低圧電源車より可搬型代替低圧電源車接続盤に電源ケーブルを布設・接続後，可搬型代替低圧電源車を起動し，非常用所内電気設備（２Ｃ系及び２Ｄ系）への給電を実施する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数（10名）及び所要時間（210分）のうち，電源ケーブル布設・接続，可搬型代替低圧電源車起動及び非常用所内電気設備（２Ｃ系及び２Ｄ系）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アク

セスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

3．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM／C　２C・２Dへの給電

a．操作概要

外部電源喪失及びD／G　２C・２Dの故障により，M／C　２C・２Dの母線電圧が喪失している状態で，ＨＰＣＳ　D／G，M／C　ＨＰＣＳ及びM／C　２Ｅの使用が可能であって，さらにＨＰＣＳポンプの停止が可能な場合に，ＨＰＣＳ　D／GからM／C　ＨＰＣＳ及びM／C　２Ｅを介してM／C　２C（又は２D）へ給電し，ＨＰＣＳ　D／Gの仕様（3,500kVA）の範囲内で，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

b．作業場所

原子炉建屋付属棟　地下1階，地下2階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

ＨＰＣＳ　D／GによるM／C　２C（又は２D）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：90分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能であ

る。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

4．非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

a．操作概要

Ｄ／Ｇ海水系のポンプ等の故障によりＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能が復旧できない状態で，Ｄ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの使用が可能な場合に，Ｄ／Ｇ海水系の冷却機能の代替手段として，可搬型代替注水大型ポンプによりＤ／Ｇ海水系に海水又は淡水を送水し，各ディーゼル機関を冷却することで，Ｄ／Ｇ　２Ｃ，２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能を復旧し，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。

b．作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟　1階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

Ｄ／Ｇ海水系への代替送水によるＤ／Ｇ　２Ｃ・２Ｄ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの電源供給機能の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名，重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：300分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5．所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a．操作概要

125V　A系・B系蓄電池は，自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷を切り離すことにより8時間，その後，中央制御室外において不要な負荷の切り離しを行う。

なお，125V　A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系による直流125V主母線盤２A・２B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤２A・２Bへの給電については，運転員の操作は不要である。

b．作業場所

原子炉建屋付属棟　1階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電のうち，不要直流負荷の切り離しに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：60分以内

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

6．可搬型直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

ａ．操作概要

125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源の復旧が見込めず125VＡ系・Ｂ系蓄電池が枯渇する恐れがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟　1階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

7．常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

a．操作概要

外部電源喪失及びＤ／Ｇの故障により直流125V充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失し，125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池による直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの自動給電開始から24時間以上経過により125V　Ａ系・Ｂ系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合は，制御電源が喪失しているＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ），Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ，ＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系，直流125V充電器Ａ・Ｂ及び直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂに給電することで，Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ）及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器用制御電源を復旧する。

b．作業場所

原子炉建屋付属棟　1階，2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：200分以内

可搬型代替交流電源設備による遮断器用制御電源の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：265分以内

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

操作性　：直流125V蓄電池２Ａ・２Ｂの遮断器の手動開放は，通常の遮断器操作であり，操作性に支障はない。

Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ及びＰ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄの遮断器の手動投入は，専用ハンドルによる簡易な操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

8. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a．操作概要

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により代替所内電気設備である緊急用M／C，緊急用Ｐ／Ｃ，緊急用ＭＣＣ，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電することにより，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

b．作業場所

原子炉建屋付属棟　2階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：110分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

9．可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a．操作概要

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合に，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用Ｐ／Ｃ，緊急用ＭＣＣ，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

b．作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟　2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

10．常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．操作概要

外部電源，Ｄ／Ｇ及び非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電されることを確認する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂの遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤により直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへ給電することができる。

ｂ．作業場所

原子炉建屋付属棟　1階，2階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については，運転員の操作は不要である。

緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：180分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

11．可搬型直流電源設備による代替所内電気設備への給電

ａ．操作概要

非常用所内電気設備が喪失し，緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

ｂ．作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟　1階（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手

袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

12．可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

ａ．操作概要

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプに燃料を補給するため，可搬型設備用軽油タンクからホースによりタンクローリへ軽油を補給する。

ｂ．作業場所

屋外（可搬型設備用軽油タンク近傍）

ｃ．必要要員数及び操作時間

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給（初回）に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：90分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

ｄ．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証す

る。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

13. タンクローリから各機器への給油

a．操作概要

重大事故等の対処に必要となる可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプに対して，タンクローリを用いて燃料の給油を行う。

b．作業場所

屋外（可搬型重大事故対策設備近傍）

c．必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器への給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：24分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

14. 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

a．操作概要

外部電源及びD／Gの機能喪失時に，炉心の著しい損傷等を防止するために使用する常設代替高圧電源装置に対して，軽油貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で燃料の給油を行う。

b．作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置近傍）

c．必要要員数及び操作時間

燃料補給設備により常設代替高圧電源装置へ自動給油されていることの確認に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：15分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びＬＥＤライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びＬＥＤライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証す

る。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，ＰＨＳ端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

不要直流負荷　切り離しリスト(1/2)

【不要負荷の分類】

①事象発生１時間以降又は８時間以降の対策での使用を想定しない負荷

②全交流動力電源喪失事象における対策での使用を想定しない負荷

③常用系負荷

直流125V　２Ａ系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	分類
原子炉建屋付属棟3階 中央制御室※1	－	平均出力領域計装（ＡＰＲＭ）　ｃｈ．Ａ	1h	①
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ａ	3C	直流125V分電盤２Ａ－２ ・275kV系保護装置,所内変圧器 ・主タービン,主発電機 ・原子炉再循環系,主蒸気漏えい抑制系 ・原子炉給水系,復水系,循環水系　他	8h	①,③
	5A-1	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１制御電源（常用電源系）		③
	5A-2	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２制御電源（常用電源系）		③
	5B-1	Ｐ／Ｃ　２Ａ－１制御電源（常用電源系）		③
	5B-2	Ｐ／Ｃ　２Ａ－２制御電源（常用電源系）		③
	5C-1	Ｐ／Ｃ　２Ａ－３制御電源（常用電源系）		③
	5C-2	中央制御室外原子炉停止装置盤		②
	6B-2	原子炉再循環ポンプ低周波ＭＧセットＡ 発電機遮断器用制御電源		①
	6C-1	Ｄ／Ｇ　２Ｃ初期励磁電源		②
	6C-2	Ｄ／Ｇ　２Ｃ制御電源		②
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤２Ａ－１	1	原子炉再循環ポンプ低周波ＭＧセットＡ 制御電源		①
	2	所内変圧器保護継電器盤		③
	3	安全保護系ロジックＣＨ．Ａ		①
	4	オフガス系制御盤		③
	6	復水器水室制御盤		③
	8	安全保護系ＭＧセットＡ制御盤		①
	10	サービス建屋非常用照明		①
	12	主発電機ロックアウト継電器Ｇ１		③
	13	タービン駆動原子炉給水ポンプＡ制御盤		③
	14	屋外電気設備故障表示		③
	20	安全保護系ＭＧセットシャントトリップ		①
	22	外部電源喪失シーケンスＡ系		①

※1：切り離し操作場所は添付資料1.14.3-1に示す。

不要直流負荷　切り離しリスト(2/2)

【不要負荷の分類】

①事象発生１時間以降又は８時間以降の対策での使用を想定しない負荷

②全交流動力電源喪失事象における対策での使用を想定しない負荷

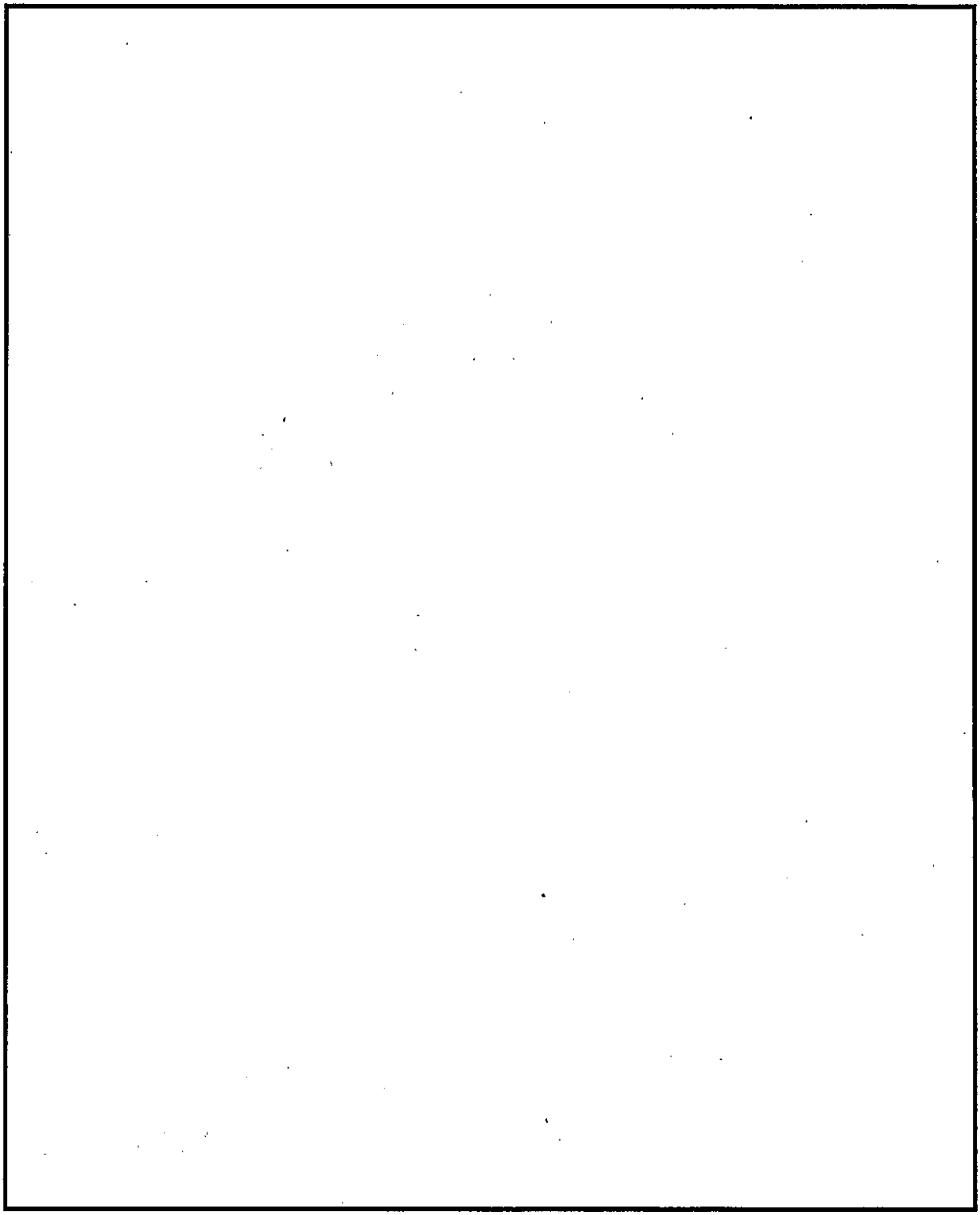
③常用系負荷

直流125V　２Ｂ系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	分類
原子炉建屋付属棟3階 中央制御室※1	－	平均出力領域計装（ＡＰＲＭ）　ｃｈ．Ｂ	1h	①
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ｂ	3C	直流125V分電盤２Ｂ－２ ・275kV系保護装置，主タービン，主発電機 ・原子炉再循環系，主蒸気漏えい抑制系 ・原子炉給水系，復水系，循環水系　他	8h	①，③
	4A-1	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１制御電源（常用電源系）		③
	4A-2	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２制御電源（常用電源系）		③
	4B-1	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－１制御電源（常用電源系）		③
	4B-2	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－２制御電源（常用電源系）		③
	4C-1	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－３制御電源（常用電源系）		③
	4C-2	Ｐ／Ｃ　２Ｂ－５制御電源（常用電源系）		③
	5A-2	Ｍ／Ｃ　２Ｅ制御電源（常用電源系）		③
	5B-2	原子炉再循環ポンプ低周波ＭＧセットＢ 発電機遮断器用制御電源		①
	5C-1	Ｄ／Ｇ　２Ｄ初期励磁電源		②
	5C-2	Ｄ／Ｇ　２Ｄ制御電源		②
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤２Ｂ－１	1	原子炉再循環ポンプ低周波ＭＧセットＢ 制御電源		①
	2	移動式炉内核計装		②
	3	安全保護系ロジックＣＨ．Ｂ		①
	5	常用系故障表示		③
	7	サービス建屋直流電源		③
	10	復水器電気防食装置盤		③
	14	主発電機ロックアウト継電器Ｇ２		③
	15	廃棄物処理設備監視盤		③
	19	タービン駆動原子炉給水ポンプ封水制御故障表示		③
	20	安全保護系ＭＧセットシャントトリップ		①
	21	ドライウェル除湿装置故障表示		③
	22	外部電源喪失シーケンスＢ系		①

※1：切り離し操作場所は添付資料1.14.3-1に示す。

中央制御室内における不要直流負荷切り離し操作場所の概要図



代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C（又は２D））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（１／２）

操作対象制御盤	対象操作スイッチ
H１３－P６０１	残留熱除去系ポンプ（A）
	残留熱除去系ポンプ（B）
	残留熱除去系ポンプ（C）
	残留熱除去系レグシールポンプ
	低圧炉心スプレイ系ポンプ
	低圧炉心スプレイ系レグシールポンプ
H１３－P６０２	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ　A
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ　B
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ　C
	原子炉建屋機器ドレンサンプポンプ　D
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ　A
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ　B
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ　C
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ　D
CP－3	補機冷却海水系ポンプ（A）
	補機冷却海水系ポンプ（B）
	原子炉補機冷却水系ポンプ（A）
	原子炉補機冷却水系ポンプ（B）
	タービン補機冷却水系ポンプ（A）
	タービン補機冷却水系ポンプ（B）
CP－5	中央制御室空気調和機ファン（A）
	中央制御室空気調和機ファン（B）

代替交流電源設備による非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ　２Ｃ（又は２Ｄ））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（２／２）

操作対象制御盤	対象操作スイッチ
ＣＰ－５	中央制御室フィルタ系ファン（Ａ）
	中央制御室フィルタ系ファン（Ｂ）
	ＳＷＧＲエアーハンドリングユニットファン（Ａ）
	ＳＷＧＲエアーハンドリングユニットファン（Ｂ）
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン（Ａ）
	バッテリー室エアーハンドリングユニットファン（Ｂ）
	バッテリー室排気ファン（Ａ）
	バッテリー室排気ファン（Ｂ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ａ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｂ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｃ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｄ）
	ドライウェル内ガス冷却装置送風機（Ｅ）
ＣＰ－６	非常用ガス再循環系排風機（Ａ）
	非常用ガス再循環系排風機（Ｂ）
	非常用ガス処理系排風機（Ａ）
	非常用ガス処理系排風機（Ｂ）

代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M／C　２C	補機冷却海水系ポンプ（A）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C　２C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２C－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２C－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	D／G　２C初期励磁電源	電源「切」
	D／G　２C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C　２D	補機冷却海水系ポンプ（B）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C　２D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２D－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２D－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－７	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－３	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－８	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	D／G　２D初期励磁電源	制御電源「切」
	D／G　２D制御用電源	制御電源「切」

代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M／C　２C	補機冷却海水系ポンプ（A）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C　２C	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２C－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２C－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－７	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－３	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－８	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	D／G　２C初期励磁電源	電源「切」
	D／G　２C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C　２D	補機冷却海水系ポンプ（B）	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C　２D	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２D－１	制御電源「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（B）	制御電源「切」
	タービン建屋　MCC　２D－２	制御電源「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（B）	制御電源「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－４	制御電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	D／G　２D初期励磁電源	制御電源「切」
	D／G　２D制御用電源	制御電源「切」

所内常設直流電源喪失時の代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（１／２）

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M／C　２C	M／C　２A－２連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却海水系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	M／C　２E連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	D／G　２C受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用M／C連絡	遮断器「入」※1
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C　２C	P／C　２C受電	遮断器「入」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２D連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２C－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２C－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－４	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	D／G　２C初期励磁電源	電源「切」
	D／G　２C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器A	125V　A系蓄電池	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C　２D	M／C　２B－２連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却海水系ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	M／C　２E連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	D／G　２D受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用M／C連絡	制御電源「切」※2 遮断器「切」※2

※１　遮断器が「切」となっている場合は「入」とする。

※２　制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

所内常設直流電源喪失時の代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２C）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（２／２）

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下1階 Ｐ／Ｃ　２Ｄ	Ｐ／Ｃ　２Ｄ受電	制御電源「切」※1 遮断器「切」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	Ｐ／Ｃ　２Ｃ連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（Ｂ）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－７	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－３	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－８	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　ＭＣＣ　２Ｄ－４	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２Ｂ	Ｄ／Ｇ　２Ｄ初期励磁電源	電源「切」
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器Ｂ	125V　Ｂ系蓄電池	電源「切」

※１　制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

所内常設直流電源喪失時の代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（１／２）

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下2階 M／C　２C	M／C　２A－２連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却海水系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	M／C　２E連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	D／G　２C受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用M／C連絡	制御電源「切」※1 遮断器「切」※1
原子炉建屋付属棟地下2階 P／C　２C	P／C　２C受電	制御電源「切」※1 遮断器「切」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	制御棒駆動水ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２D連絡	遮断器「入」
	タービン建屋　MCC　２C－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２C－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（A）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－７	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－３	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－８	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２C－４	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２A	D／G　２C初期励磁電源	電源「切」
	D／G　２C制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器A	125V　A系蓄電池	電源「切」
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C　２D	M／C　２B－２連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	補機冷却海水系ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」

※１　制御電源及び遮断器が「入」となっている場合は「切」とする。

所内常設直流電源喪失時の代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M／C　２D）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト（２／２）

操作場所	名称	操作内容
原子炉建屋付属棟地下1階 M／C　２D	M／C　２E連絡	制御電源「切」 遮断器「切」
	D／G　２D受電	制御電源「切」 遮断器「切」
	緊急用M／C連絡	遮断器「入」※1
原子炉建屋付属棟地下1階 P／C　２D	P／C　２D受電	遮断器「入」※1
	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	P／C　２C連絡	遮断器「入」
	制御棒駆動水ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２D－１	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉補機冷却水系ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン建屋　MCC　２D－２	制御電源「切」 遮断器「切」
	タービン補機冷却水系ポンプ（B）	制御電源「切」 遮断器「切」
	原子炉建屋　MCC　２D－４	制御電源「切」 遮断器「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤２B	D／G　２D初期励磁電源	電源「切」
	D／G　２D制御用電源	電源「切」
原子炉建屋付属棟1階 直流125V充電器B	125V　B系蓄電池	電源「切」

※１　遮断器が「切」となっている場合は「入」とする。

代替電源設備から緊急用電源切替盤にて電源供給可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（交流）

	弁名称	該当条文 （技術的能力）	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	残留熱除去系注入弁（C）	47条（1.4）	MCC　2D7/5A	緊急用　MCC
2	低圧炉心スプレイ系注入弁	47条（1.4）	MCC　2C8/9D	緊急用　MCC
3	残留熱除去系熱交換器（A）海水出口流量調節弁	48条（1.5）	MCC　2C5/7D	緊急用　MCC
4	残留熱除去系熱交換器（B）海水出口流量調節弁	48条（1.5）	MCC　2D3/4D	緊急用　MCC
5	一次隔離弁(S/C側)	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用　MCC
6	一次隔離弁(D/W側)	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用　MCC
7	二次隔離弁	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用　MCC
8	二次隔離弁バイパス弁	48条(1.5),50条(1.7), 52条（1.9）	－	緊急用　MCC
9	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC　2D3/4B	緊急用　MCC
10	残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC　2D3/5C	緊急用　MCC
11	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC　2C9/6B	緊急用　MCC
12	残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁	49条（1.6）	MCC　2C9/6C	緊急用　MCC
13	残留熱除去系注入弁（A）	50条（1.7）	MCC　2C8/2D	緊急用　MCC
14	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	50条（1.7）	MCC　2C5/6D	緊急用　MCC
15	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁	50条（1.7）	MCC　2C3/3B	緊急用　MCC
16	残留熱除去系（A）ミニフロー弁	50条（1.7）	MCC　2C3/5D	緊急用　MCC
17	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁	51条（1.8）	MCC　2D8/3E	緊急用　MCC
18	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	51条（1.8）	MCC　2D8/4E	緊急用　MCC
19	原子炉冷却材浄化系吸込弁	37条	MCC　2D5/6E	緊急用　MCC
20	ドライウェル隔離弁	37条	MCC　2C3/7B	緊急用　MCC
21	ドライウェル隔離弁	37条	MCC　2C3/6C	緊急用　MCC

代替電源設備から緊急用電源切替盤にて電源供給可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト（直流）

弁名称		該当条文 （技術的能力）	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	45条（1.2）	直流125V　MCC 2A	緊急用直流 125V　MCC
2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	45条（1.2）	直流125V　MCC 2A	緊急用直流 125V　MCC

緊急用電源切替盤による電源切替操作方法について

1．概　　要

緊急用電源切替盤による電源切替の操作は，以下の２通りの操作方法で実施する。

a)　非常用所内電気設備からの給電より代替所内電気設備からの給電へ切替を行う場合

b)　代替所内電気設備からの給電より非常用所内電気設備からの給電へ切替を行う場合

2．操作方法

a)　非常用所内電気設備からの給電より代替所内電気設備からの給電へ切替を行う場合

①緊急用電源切替盤の非常用所内電気設備側の配線用遮断器をＯＦＦとする。

②非常用所内電気設備と代替所内電気設備の突合せ給電を防ぐため，２つの配線用遮断器の同時ＯＮができないようにメカニカルインターロックを非常用所内電気設備側へスライドさせる。

③代替所内電気設備側の配線用遮断器をＯＮにする。（緊急用電源切替盤による電源切替操作完了）

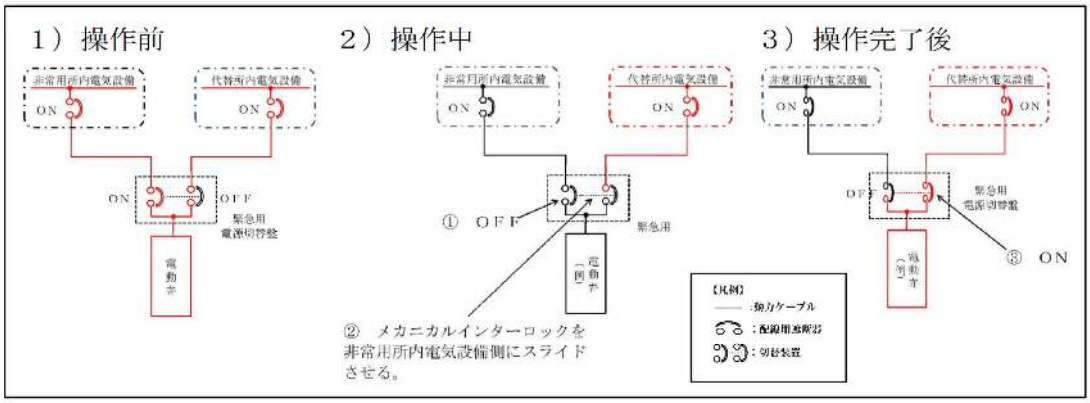


図　緊急用電源切替盤操作方法

b)　代替所内電気設備からの給電より非常用所内電気設備からの給電へ切替を行う場合

a)と逆の手順で実施する。

以上

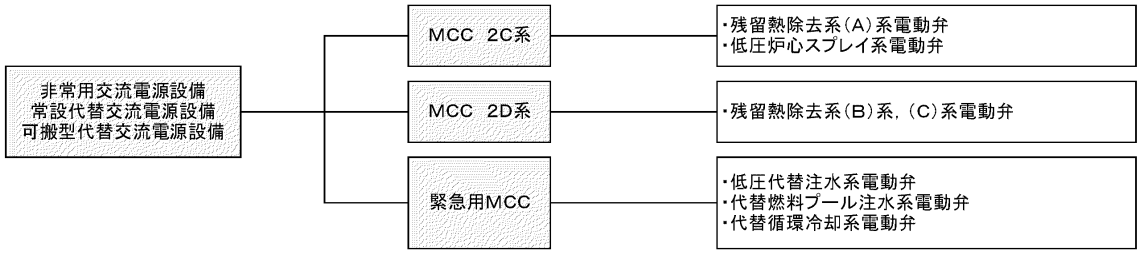
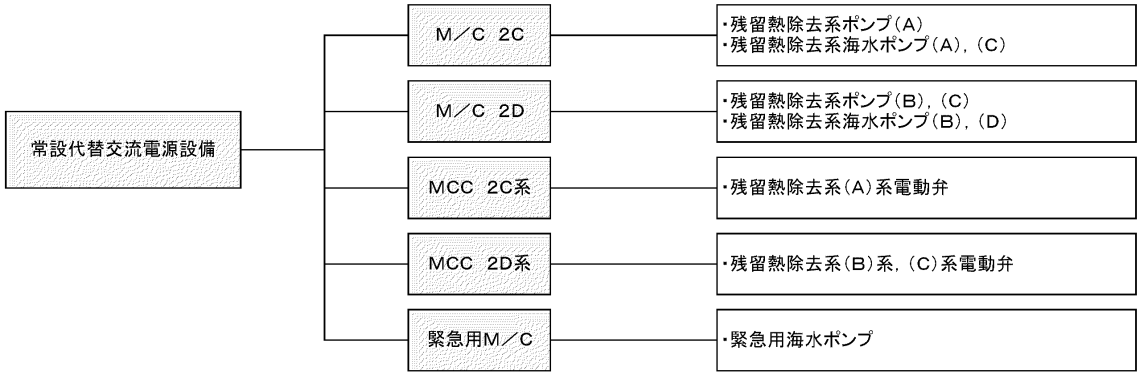
審査基準における要求事項の給電対象設備(1/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.1】 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 ・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 ・ほう酸水注入	非常用交流電源設備 → MCC 2C系 → ・ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入ポンプ（A） ・ほう酸水注入系（A）電動弁 非常用交流電源設備 → MCC 2D系 → ・ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入ポンプ（B） ・ほう酸水注入系（B）電動弁
【1.2】 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手順等	・高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用M／C → ・常設高圧代替注水系ポンプ 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・常設高圧代替注水系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A 緊急用充電器 → ・原子炉隔離時冷却系電動弁 ・主蒸気系電動弁 所内常設直流電源 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 → 充電器A 緊急用充電器 → ・原子炉隔離時冷却系電動弁 ・主蒸気系電動弁
	・代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ・代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備

審査基準における要求事項の給電対象設備(2/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　□:交流　▨:直流
【1.2】 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手順等	・ほう酸注入系による進展抑制[ほう酸水注入]	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・ほう酸水注入ポンプ(A) ・ほう酸水注入系(A)電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC 2D系 → ・ほう酸水注入ポンプ(B) ・ほう酸水注入系(B)電動弁
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	・原子炉減圧の自動化(過渡時自動減圧機能による減圧) ・手動による原子炉減圧(逃がし安全弁による減圧) ・常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・代替直流電源設備による復旧 ・代替交流電源設備による復旧	非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A，B 緊急用充電器 所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 → ・逃がし安全弁B，C(過渡自動減圧機能) ・逃がし安全弁(自動減圧機能)
【1.4】 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手順等	・残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水 ・低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱 ・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ・低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 ・代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 → M／C 2C → ・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水ポンプ(A)，(C) ・低圧炉心スプレイ系ポンプ 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 → M／C 2D → ・残留熱除去系ポンプ(B)，(C) ・残留熱除去系海水ポンプ(B)，(D) 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁 ・低圧炉心スプレイ系電動弁 ・残留熱除去系海水系(A)系電動弁 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 → MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系，(C)系電動弁 ・残留熱除去系海水系(B)系電動弁 常設代替交流電源設備 → 緊急用M／C → ・緊急用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 → 緊急用P／C → ・常設低圧代替注水系ポンプ(A)，(B) ・代替循環冷却系ポンプ 常設代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・低圧代替注水系電動弁 ・代替循環冷却系電動弁

審査基準における要求事項の給電対象設備(3/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.4】 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手順等	・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 ・低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	
	・残留熱除去系(低圧注水系)の復旧後の原子炉注水 ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の復旧後の原子炉除熱	

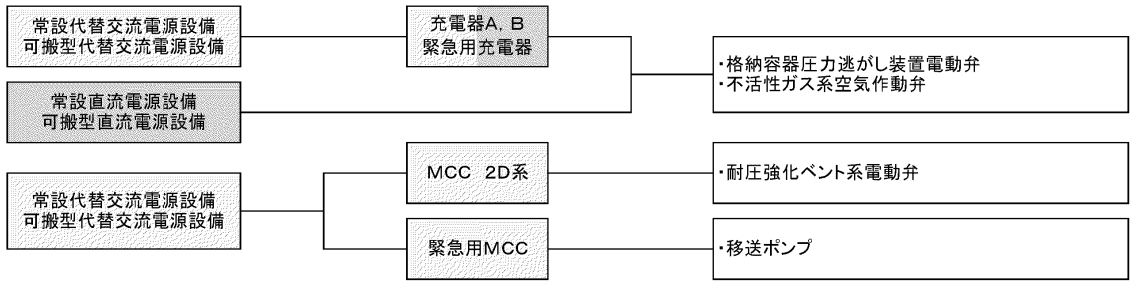
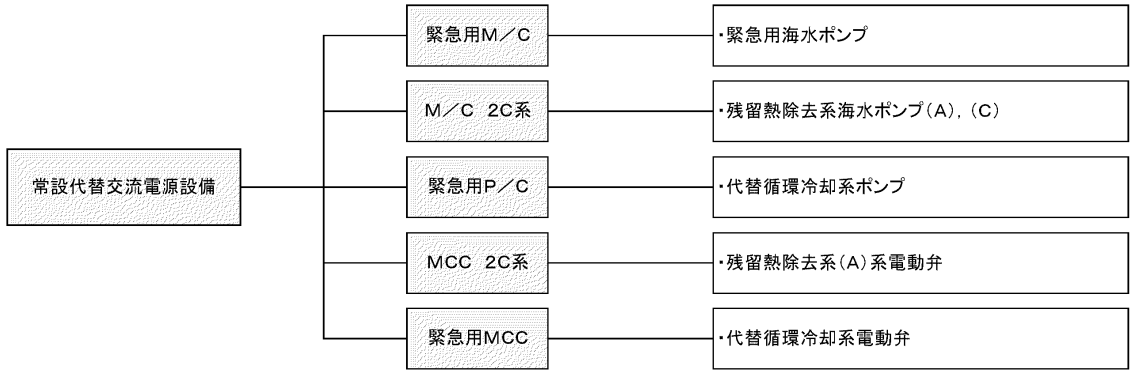
審査基準における要求事項の給電対象設備(4/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	・残留熱除去系海水による除熱	非常用交流電源設備 → M／C 2C → ・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水ポンプ(A)，(C) 非常用交流電源設備 → M／C 2D → ・残留熱除去系ポンプ(B)，(C) ・残留熱除去系海水ポンプ(B)，(D) 非常用交流電源設備 → MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁 非常用交流電源設備 → MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系，(C)系電動弁
	・耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 ・緊急用海水系による除熱	常設代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 → MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系電動弁 ・耐圧強化ベント系電動弁 常設代替交流電源設備 → 緊急用M／C → ・緊急用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・緊急用海水系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用充電器 → ・格納容器圧力逃がし装置電動弁 ・格納容器ベント弁 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 → ・格納容器圧力逃がし装置電動弁 ・格納容器ベント弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A，B → ・不活性ガス系空気作動弁 ・非常用ガス処理系空気作動弁 ・格納容器ベント弁 所内常設直流電源設備 → ・不活性ガス系空気作動弁 ・非常用ガス処理系空気作動弁 ・格納容器ベント弁

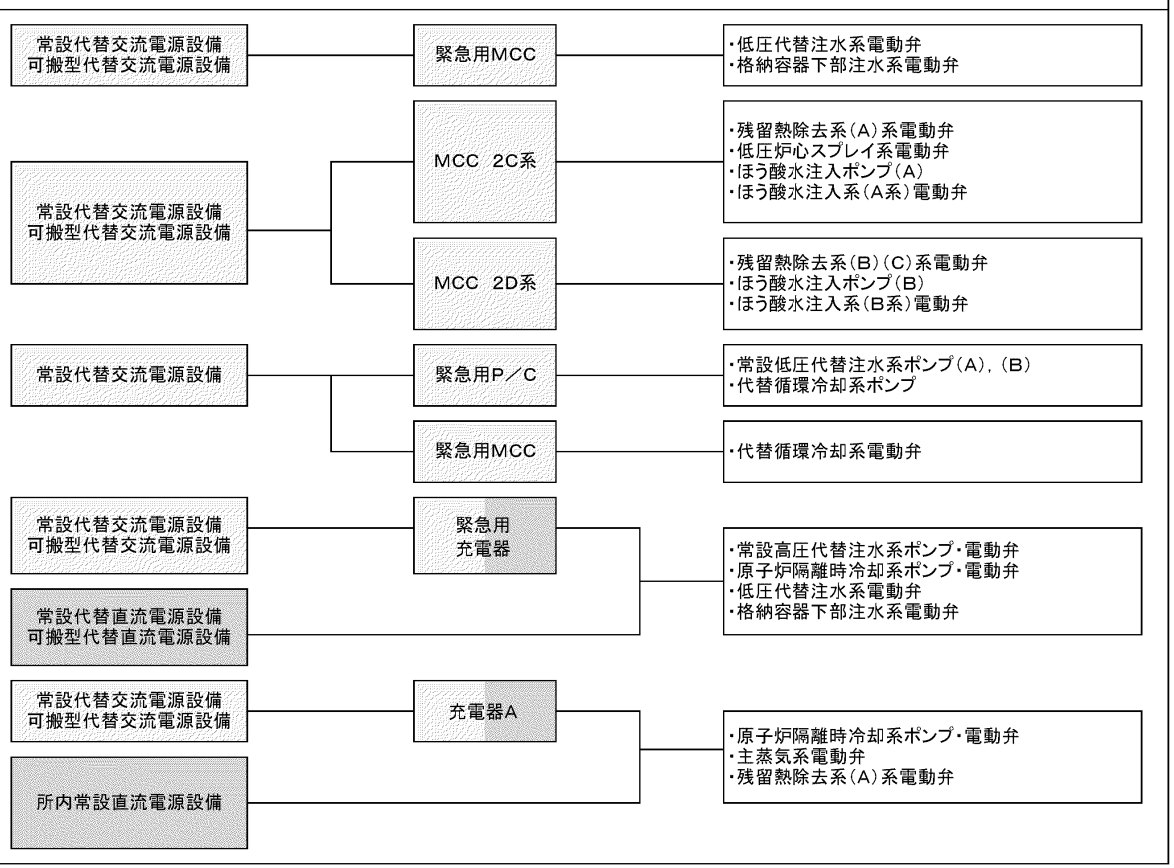
審査基準における要求事項の給電対象設備(5/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器内除熱 ・残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によるサプレッション・プール水除熱 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却 ・代替循環冷却系による格納容器除熱 ・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)復旧後の格納容器除熱 ・残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)復旧後のサプレッション・プール水除熱 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却	非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 → M／C 2C → ・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水ポンプ(A)，(C) → M／C 2D → ・残留熱除去系ポンプ(B) ・残留熱除去系海水ポンプ(B)，(D) → MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁 → MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系電動弁 → 緊急用MCC → ・代替循環冷却系電動弁 ・低圧代替注水系電動弁 ・代替格納容器スプレイ冷却系電動弁 常設代替交流電源設備 → 緊急用M／C → ・緊急用海水ポンプ → 緊急用P／C → ・常設低圧代替注水系ポンプ(A)，(B) ・代替循環冷却系ポンプ
	・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却	非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁 → MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系電動弁 → 緊急用MCC → ・低圧代替注水系電動弁 ・代替格納容器スプレイ冷却系電動弁

審査基準における要求事項の給電対象設備(6/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等	・格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	
	・代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	

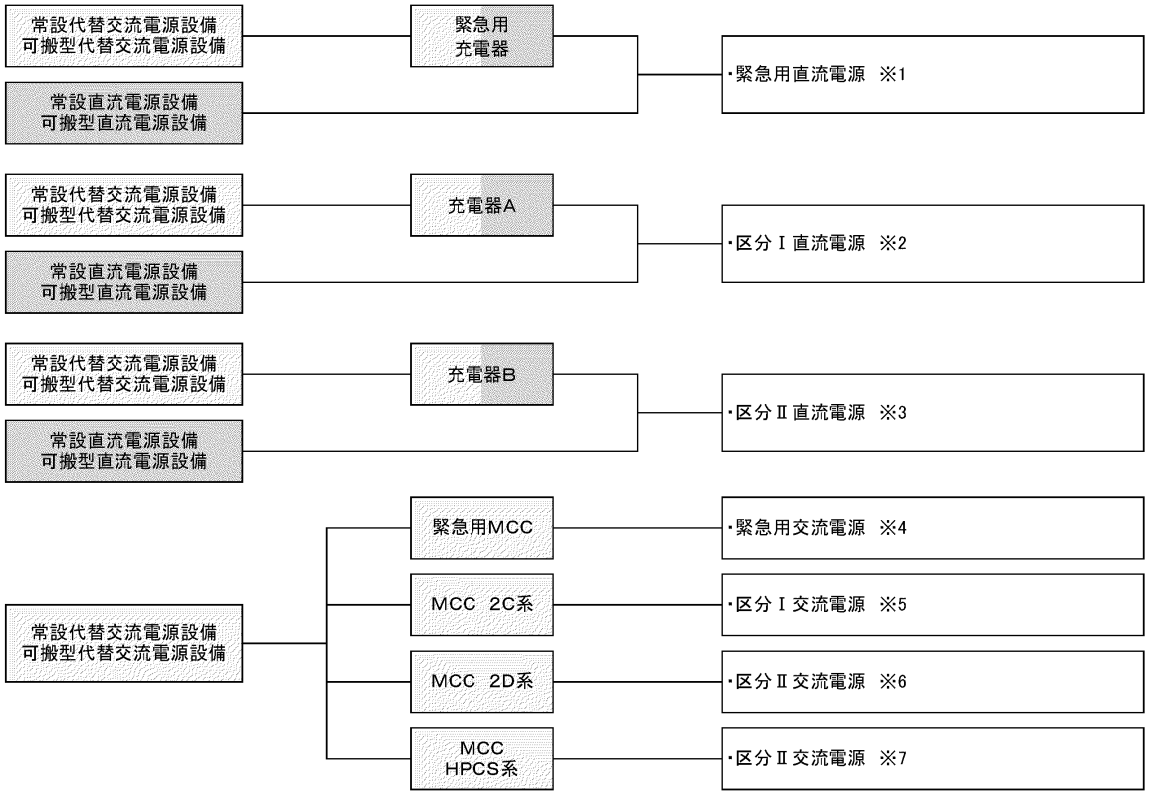
審査基準における要求事項の給電対象設備(7/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	・格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水 ・原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ※下記対応は電動弁のみ供給対象 ・格納容器下部注水系(可搬型)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水 ・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	

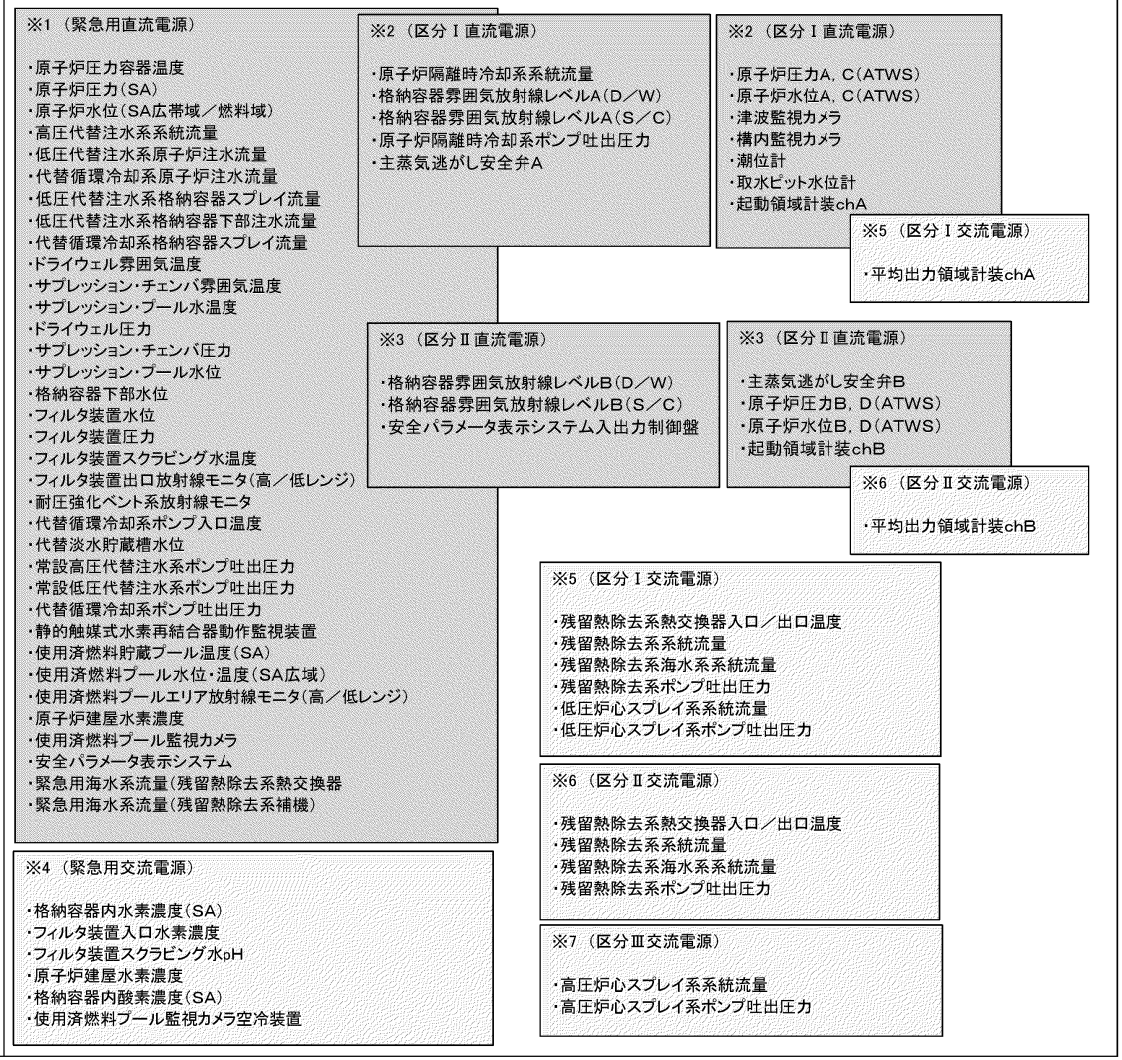
審査基準における要求事項の給電対象設備(8/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.9】 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手順等	・格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止 ・格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素ガス及び酸素の排出	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A，B → ・不活性ガス系空気作動弁 所内常設直流電源設備 → 充電器A，B → ・不活性ガス系空気作動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
	・格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・格納容器内水素濃度(SA) ・格納容器内酸素濃度(SA)
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用 充電器 → ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 常設直流電源設備 可搬型直流電源設備 → 緊急用 充電器 → ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・原子炉建屋水素濃度
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手動等	・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールスプレイ ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールスプレイ ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	常設代替交流電源設備 → 緊急用P／C → ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用MCC → ・低圧代替注水系電動弁 ・代替燃料プール注水系電動弁

審査基準における要求事項の給電対象設備(9/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　　:交流　:直流
【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	－	－
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	－	－
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	

審査基準における要求事項の給電対象設備(10/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　　直流　　：交流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	

審査基準における要求事項の給電対象設備(11/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　□:交流　▨:直流
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	・居住性の確保	常設代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・中央制御室換気系空気調和機ファン(A) ・中央制御室換気系フィルタ系ファン(A) ・中央制御室換気系給排気隔離弁(A) ・非常用ガス処理系排風機(A) ・非常用ガス処理系フィルタトレイン(A) ・非常用ガス再循環系排風機(A) ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン(A) 常設代替交流電源設備 → MCC 2D系 → ・中央制御室換気系空気調和機ファン(B) ・中央制御室換気系フィルタ系ファン(B) ・中央制御室換気系給排気隔離弁(B) ・非常用ガス処理系排風機(B) ・非常用ガス処理系フィルタトレイン(B) ・非常用ガス再循環系排風機(B) ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン(B) 緊急用MCC → ・可搬型照明(SA) ・無線連絡設備(固定電話) ・衛星電話設備(固定型) ・携行型有線通話装置
【1.17】 監視測定等に関する手順等	・モニタリング・ポストの代替電源設備からの給電	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC 2D系 → ・モニタリング・ポスト
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	※緊急時対策所用発電機による給電に関しては【1.18】にて整理	－
【1.19】 通信連絡に関する手順等	・発電所内の通信連絡 ※緊急時対策所ガスタービン発電機による給電に関しては【1.18】にて整理 ※今後の検討結果により変更となる可能性がある	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・衛星電話設備(固定型) ・無線連絡設備(固定型) ・携行型有線通話装置 ・必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS)) 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC 2D系 → ・衛星電話設備(固定型) ・無線連絡設備(固定型) ・携行型有線通話装置 ・必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))