

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA技-C-1 改74
提出年月日	平成29年9月19日

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9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
 - 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熔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な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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目 次 >

1.5.1 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. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備
 - b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

- (1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送
 - a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
 - b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.5.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.5.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.5.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

(3) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(4) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

2. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 耐圧強化ベント系の現場操作による格納容器ベント

3. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な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 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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）炉心損傷防止

a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容

器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系による除熱機能である。

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の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するため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。

1.5.1 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

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送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、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプを設置している。

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1.5-1図)。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 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四十八条及び技術基準規則第六十三条（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，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（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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，残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源喪失を想定する。

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1.5-1表に整理する。

a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。

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

- ・ 海水ストレーナ

これらの対応手段及び設備は、「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」にて整理する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッショ
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（サブプレッション・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

- ・ 海水ストレーナ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の
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

- ・ 海水ストレーナ

これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等の
ための手順等」における「残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却
系）によるサブプレッション・プール水の除熱」及び「残留熱除去系（格
納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱」にて整理す
る。

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系が健全であれば重大

事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 海水ストレーナ

b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

- i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- 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、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

この対応手段及び設備は、「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」における「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器圧力逃がし装置

- ii) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する

手段がある。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 第一弁（S／C側）
- ・ 第一弁（D／W側）
- ・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁
- ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁
- ・ 第一弁（S／C側）バイパス弁
- ・ 第一弁（D／W側）バイパス弁

最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送を実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器圧力逃がし装置によるS／C側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるD／W側ベント

優先③：耐圧強化ベント系によるS／C側ベント

優先④：耐圧強化ベント系によるD／W側ベント

iii) 遠隔人力操作機構による現場操作

第一弁（S／C側，D／W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，隔離弁を遠隔人力操作機構により人力で操作することにより，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。これらの遠隔人力操作機構による現場操作のエリアは二次格納施設外とする。

この対応手段及び設備は，「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」における「遠隔人力操作機構による現場操作」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとお

り。

- ・遠隔人力操作機構

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.5.1(2) b. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) b. (a) ii) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント一次隔離弁、耐圧強化ベント二次隔離弁は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) b. (a) iii) 遠隔人力操作機構による現場操作」で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構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1.5.1)

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、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合においても、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる。

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。

- ・第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁

バイパスラインは口径が小さく、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損の防止には十分な容量ではないが、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇を緩和する手段として有効である。

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

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。

(a) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

i) 緊急用海水系による除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、緊急用海水系により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段がある。

緊急用海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器

緊急用海水系とあわせて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、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、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、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが起動できない場合は、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へ電源を供給することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却

系) を復旧する。

残留熱除去系による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 (サプレッション・プール冷却系) ポンプ
- ・ 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ

ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替残留熱除去系海水系により最終ヒートシンク (海洋) へ熱を輸送する手段がある。

代替残留熱除去系海水系による除熱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
- ・ 残留熱除去系熱交換器

代替残留熱除去系海水系とあわせて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, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系) により最終ヒートシンク (海洋) へ熱を輸送する。

なお, 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, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系) ポンプが起動できない場合は, 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へ電源を供給することにより残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系) を復旧する。

残留熱除去系による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（サプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.5.1(2) c. (a) i) 緊急用海水系による除熱」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、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) c. (a) ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱」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、サプレッション・プール冷却系、格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系熱交換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すべて網羅されている。

(添付資料1.5.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系海水系による冷却機能が喪失した場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送できる。

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，サプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば，最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備」，「b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「c. サポート系故障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^{※2}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1.5-1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1.5-2表，第1.5-3表）

※2 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1.5.2）

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系が健全な場合は，自動起動（残留熱除去系ポンプ等の起動）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海水ポンプを起動し，冷却水の確保を実施する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

残留熱除去系ポンプ等が起動した場合。

②手動起動の場合。

残留熱除去系を使用した原子炉内で発生する崩壊熱の除去又は原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

b. 操作手順

残留熱除去系海水系による冷却水確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-2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海水系 A 系又は残留熱除去系海水系 B 系の手動起動又は自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系海水系 A 系又は残留熱除去系海水系 B 系の手動起動操作、又は自動起動信号（残留熱除去系ポンプ等の起動）により残留熱除去系海水系 A 系又は残留熱除去系海水系 B 系が起動し、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁が開したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系海水系 A 系又は残留熱除去系海水系 B 系が起動したことを残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認し、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（当直運転員）1名により操作を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系海水系による冷却水

の供給開始まで4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。

1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント開始後は，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合に，格納容器ベント弁を閉にする。なお，中央制御室から格納容器圧力逃がし装置を遠隔操作できない場合は，遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。また，第一弁（S/C側及びD/W側）の開操作ができない場合は，第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁を開とする。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において，サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。

※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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-3図に、タイムチャートを第1.5-4図に示す。

(S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑩以外は同様。)

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。

②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。

③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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。

⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁

及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

⑧ 運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。

⑨ 運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑩ 運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑪ 発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑫^a S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第一弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（S/C側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（S/C側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑫^b D/W側ベントの場合

第一弁（S/C側）が開できない場合は、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第一弁（D/W側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（D/W側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（D/W側）を遠隔

人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑫° 第一弁（S / C側及びD / W側）が開操作不可の場合

第一弁（S / C側）及び第一弁（D / W側）が開操作できない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁（S / C側）バイパス弁及び第一弁（D / W側）バイパス弁を開にし、発電長に報告する。

⑬ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑭ 発電長は、ベント判断基準であるサプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達及び原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認した後、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑮ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑯ 運転員等は中央制御室にて、第二弁を開とする。第二弁が開できない場合は、第二弁バイパス弁を開とし、発電長に報告する。なお、第二弁及び第二弁バイパス弁が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、重大事故等対応要員が第二弁又は第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により開とする。

⑰ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により確認するよう指示する。

⑱ 運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の低下、フィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑲ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を災害対策本部長に連絡する。

⑳ 発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 以下であること、原子炉格納容器内の温度が171℃以下であること及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満を確認することにより、格納容器ベント弁を閉にする判断をする。

iii) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備については、格納容器ベント準備を判断してから、格納容器ベント準備完了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（S/C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、5分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（D/W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、5分以内と想定する。

【現場操作（S／C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合，125分以内と想定する。

【現場操作（D／W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【現場操作（第二弁操作室までの移動）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合，45分以内と想定する。

格納容器ベント開始については，格納容器ベント基準到達から格納容器ベント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】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，5分以内と想定する。

【現場操作】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合，30分以内と想定する。

中央制御室対応については，中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。現場対応においては，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。

遠隔人力操作機構による現場操作については，操作に必要な工具

等はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料1.5.3)

(b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である2,530mmを下回り、下限水位である1,325mmに到達する前までに、フィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が1,500mm以下の場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。なお、水源からフィルタ装置へ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。

概要図を第1.5-5図に、タイムチャートを第1.5-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水の補給に必要な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、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を依頼する。
- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施し、フィルタ装置スクラビング水の補給準備

が完了したことを災害対策本部長に報告する。

⑥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。

⑦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。

⑧重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、フィルタベント装置補給水ライン元弁を開にし、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。

⑨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。

⑩発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給が開始されたことの確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位が上昇した後、通常水位（水位低）である2,530mm以上まで補給されたことを確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給の停止を依頼する。

⑬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停止を指示する。

⑭重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長に報告する。

⑮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停止を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、155 分以内と想定する。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給】（水源：代替淡水貯槽）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、125 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している。

(添付資料 1.5.3)

(c) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント弁閉操作後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制、及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器ベント弁を閉とすることが可能^{*2}と判断した場合。

※2：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合。

ii) 操作手順

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.5-7 図に，タイムチャートを第 1.5-8 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

②災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入をするための準備を指示する。

③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。

④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による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを報告する。

⑤災害対策本部長は，発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の開始を連絡する。

⑥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による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。

- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を開とし、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を開始したことを連絡する。
- ⑨発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側又はD/W側）バイパス弁を閉とし、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始及び原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage]（1Pd）から13.7kPa [gage] の間で制御^{*3}するように指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を閉とし、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始及び原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage]（1Pd）から13.7kPa [gage] の間で制御し、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入完了の確認をするように指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、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310kPa [gage]（1Pd）に到達したことにより、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを確認し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、サプレッション・プール水温度指

示値が100℃未満であることを確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、サプレッション・プール水温度が100℃未満であることを確認し、第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁の開を指示する。なお、サプレッション・プール水温度が100℃以上の場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を実施した後、⑥から実施する。

⑯運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を開とし、発電長に報告する。

⑰発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し、発電長に報告する。

⑲発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の停止を依頼する。

⑳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による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の停止を指示する。

㉑重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を閉とし、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長に報告する。

㉒災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

③発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁の閉を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を閉にし、発電長に報告する。

※3：原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage]（0.8Pd）又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達で格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業を判断してから原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）供給開始まで115分以内と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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可搬型窒素供給装置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している。

(添付資料 1.5.3)

(d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベントした際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから、フィルタ

装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-9図に、タイムチャートを第1.5-10図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換をするための準備を指示する。

③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。

④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によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換をするための準備が完了したことを報告する。

⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

⑥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によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベン

ト装置窒素供給ライン元弁を開とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを、災害対策本部長に報告する。

⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを連絡する。

⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃^{※4}以下であることを確認し、発電長に報告する。

※4：可搬型窒素供給装置出口温度と同程度の温度とし、さらにフィルタ装置スクラビング水温度が上昇傾向にないこととの確認により冷却が完了したと判断できる温度。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）供給開始まで115分以内と想定する。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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可搬型窒素供給装置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している。

(添付資料 1.5.3)

(e) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため，フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・プールへ移送する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において，フィルタ装置水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。なお，水源からフィルタ装置へ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な水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.5-11図に，タイムチャートを第1.5-12図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備を依頼する。

②災害対策本部長は，重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備を指示する。

③発電長は，運転員等にフィルタ装置スクラビング水の移送準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ，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。

- ⑤発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、フィルタベント装置移送ライン止め弁を開にする。
- ⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。
- ⑪運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水の移送が完了したことを発電長に報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを連絡する。
- ⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑮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。
- ⑯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、フィルタ装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水

ライン元弁を開にし、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。

⑰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。

⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位が通常水位（水位低）である2,530mm以上まで水張りされたことを確認し、発電長に報告する。

⑳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送水の停止を依頼する。

㉑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停止を指示する。

㉒重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長に報告する。

㉓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停止を連絡する。

㉔発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、スクラビング水の移送を指示する。

㉕運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

㉖運転員等は、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。

⑳ 発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。

㉑ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。

㉒ 重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。

㉓ 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によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

㉔ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。

㉕ 発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度を確認するとともに、フィルタ装置スクラビング水温度が上昇していないことを確認するように指示する。

㉖ 運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動しフィルタ装置入口水素濃度指示値を確認するとともに、フィルタ装置スクラビング水温度が上昇していないことを確認し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラビング水移送については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水移送開始まで54分以内と想定する。

また、フィルタ装置水張りについては、フィルタ装置スクラビン

グ水移送完了からフィルタ装置水張り開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，155 分以内と想定する。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：代替淡水貯槽）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，125 分以内と想定する。

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，フィルタ装置水張り完了からフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで4分以内と想定する。

なお，炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため，本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く，作業は可能である。

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，ホース等の接続を速やかに作業できるよう，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している。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

（添付資料1.5.3）

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に、耐圧強化ベント系を使用した格納容器ベント操作を実施し、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント後は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による負圧防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合に、格納容器ベント弁を閉にする。なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置を遠隔操作できない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。また、第一弁（S/C側及びD/W側）の開操作ができない場合は、第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁を開とする。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷前において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{※5}した場合。

※5：「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」は、設備に故障が発生した場合。

(b) 操作手順

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-13図に、タイムチャートを第1.5-14図に示す。

(S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑩以外は同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、原子炉建屋原子炉棟に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベント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。
- ⑤発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下の場合、又は計器用空気系系統圧力指示値が確認できない場合は、バックアップ窒素供給弁を開にする。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系ファン（A）及び（B）の操作スイッチを隔離し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Bを閉とする。

⑪ 運転員等は、発電長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑫ 発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑬^a S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、第一弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。

なお、第一弁（S/C側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（S/C側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑬^b D/W側ベントの場合

第一弁（S/C側）が開できない場合は、運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、第一弁

（D/W側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（D/W側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（D/W側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑬^c 第一弁（S/C側及びD/W側）が開操作不可の場合

第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）が開操作できない場合、運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁を開にし、発電長に報告する。

⑭ 発電長は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備が完了

したことを災害対策本部長に連絡する。

⑮発電長は、ベント判断基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達及び原子炉格納容器内の圧力が310kPa

[gage] (1Pd) に到達したことを確認し、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑯発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を開とし、発電長に報告する。なお、耐圧強化ベント系一次隔離弁又は耐圧強化ベント系二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、重大事故等対応要員が原子炉建屋原子炉棟にて耐圧強化ベント系一次隔離弁又は耐圧強化ベント系二次隔離弁を開とする。

⑱発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び耐圧強化ベント系出口放射線モニタにより確認するように指示する。

⑲運転員等は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、耐圧強化ベント系出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベント開始を連絡する。

㉑発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]

(1Pd) 以下であること、原子炉格納容器内の温度が171℃以下であること及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満を確認することにより、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を閉にする判断をする。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備について、格納容器ベント準備を判断してから、格納容器ベント準備完了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（S/C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、11分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（D/W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、11分以内と想定する。

【現場操作（S/C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合、125分以内と想定する。

【現場操作（D/W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋原子炉棟作業場所までの移動）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、50分以内と想定する。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント基準到達から格納容器ベント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】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、4分以内と想定する。

【現場操作】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、12分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。現場対応においては、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。

遠隔人力操作機構による現場操作については、操作に必要な工具等はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料 1.5.3)

(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1.5-19図に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合は、現

場での手動操作を行う。

なお、残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、内部水源である代替循環冷却系により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。しかし、外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が上昇し、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達したことにより、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作に移行する。その際は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を用いて、格納容器ベントを実施するがスクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側ベントを第一優先とする。ただし、S/C側ベントが実施できない場合は、D/W側ベントを実施する。

1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、原子炉格納容器内の除熱ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系により冷却水を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、原子炉格納容器内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 2

Cを優先し、緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）A系を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源の喪失により、残留熱除去系海水系を使用できない場合。

(b) 操作手順

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-15図に、タイムチャートを第1.5-16図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水確保に必要な残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の受電操作を実施し、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整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、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、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運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。

- ⑥運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系を閉とする。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁を開にする。
- ⑩運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）の起動を指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁又は緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁を調整開とし、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の流量上昇を確認する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁又は緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁を調整開とし、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の流量上昇を確認する。

⑩ 運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水の供給を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで24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. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失し、緊急用海水系が使用できない場合に、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、原子炉格納容器内の除熱ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、代替残留熱除去系海水系により冷却水（海水）を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレー冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、原子炉内の崩壊熱を除去及び原子炉格納容器内を除熱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 2 Cを優先し、緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレー冷却系）A系を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合。

(b) 操作手順

代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-17図に、タイムチャートを第1.5-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を依頼する。

②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて代替残留熱除去系海水系による冷却水確保のため、水源から代替残留熱除去系海水系の接続口を決定し、発電長に使用する代替残留熱除去系海水系接続口を連絡する。なお、代替残留熱除去系海水系接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない代替残留熱除去系海水系東側接続口を優先する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保のため、使用する水源から代替残留熱除去系海水系の接続口を指示する。

④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。

⑤重大事故等対応要員は、海から代替残留熱除去系海水系接続口までホースの敷設を実施する。

⑥発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保に必要な残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の受電操作を実施し、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去

系熱交換器（B）海水流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保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。

⑨発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保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）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁を開とする。

⑫運転員等は、発電長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。

⑮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。

⑯重大事故等対応要員は、代替残留熱除去系海水系（A）西側接続口、代替残留熱除去系海水系（A）東側接続口又は代替残留熱除去系海水系（B）東側接続口の弁が閉していることを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張り及び

空気抜きを実施する。

⑰重大事故等対応要員は、ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後、代替残留熱除去系海水系（A）西側接続口、代替残留熱除去系海水系（A）東側接続口又は代替残留熱除去系海水系（B）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。

⑱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冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑲発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑳運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

㉑発電長は、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

㉒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回転数を制御するように指示する。

㉓重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、代替残留熱除去系海水系による冷却水供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替残留熱除去系海水系（A）西側接続口による冷却水確保の場合

合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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，150分以内と想定する。

【代替残留熱除去系海水系（A）東側接続口又は代替残留熱除去系海水系（B）東側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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している。

（添付資料1.5.3）

(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1.5-19図に示す。

残留熱除去系海水系が機能喪失した場合は，緊急用海水系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を使用して原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

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海洋へ熱を輸送する手段を確保し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を使用して原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱手順については、「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。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

水源からフィルタ装置へ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。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ、移送ポンプ、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。

可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型窒素供給装置、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交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。

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1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/11)

(設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉除熱)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
設計基準事故対応設備	-	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 ^{※2} 海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ	重大事故等対応設備
			関連設備	残留熱除去系海水系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備 ^{※6} ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※6} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替交流電源設備用移送ポンプ	重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「減圧冷却」等 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: 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。

※3: 手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4: 手順については「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」にて整備する。

※5: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6: 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（2/11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用するサプレッション・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応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
設計基準事故対応設備	—	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	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ※3 海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対応設備
			関連設備	残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 原子炉格納容器 非常用交流電源設備※6 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替交流電源設備用移送ポンプ	重大事故等対応設備

※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「1.4 原子炉冷却材圧力パ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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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（3／11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉格納容器内の除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
設計基準事故対応設備	—	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	主要設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※3 海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対応設備
			関連設備	残留熱除去系海水系配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備※6 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替交流電源設備用移送ポンプ	重大事故等対応設備

※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「1.4 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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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（4/11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
設計基準事故対応設備	—	残留熱除去系海水系による除熱	主要設備	残留熱除去系海水ポンプ 海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対応設備
			関連設備	残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備※6 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイタンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替交流電源設備用移送ポンプ	重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「S/P温度制御」等 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：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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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 (5/11)

(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, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)ポンプ	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱① (第一弁を使用した場合)	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※4	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※6 ・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 可搬型代替交流電源設備※6 ・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 常設代替直流電源設備※6 ・緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備※6 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・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

※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「1.4 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。

※3: 手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4: 手順については「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」にて整備する。

※5: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6: 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 (6/11)

(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, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)ポンプ	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱② (第一弁バイパス弁を使用した場合)	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※4	自主対策設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※6 ・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 可搬型代替交流電源設備※6 ・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 常設代替直流電源設備※6 ・緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備※6 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・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

※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「1.4 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。

※3: 手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4: 手順については「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」にて整備する。

※5: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6: 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（7/11）

（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，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱①	主要設備	第一弁（S/C側） 第一弁（D/W側） 耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	遠隔人力操作機構 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 常設代替交流電源設備※6 ・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 可搬型代替交流電源設備※6 ・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	

※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「1.4 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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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（8／11）

（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，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱②	主要設備	耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁	重大事故等対処設備
				第一弁（S/C側）バイパス弁 第一弁（D/W側）バイパス弁	自主対策設備
			関連設備	遠隔人力操作機構 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高压電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備※6 ・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

※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「1.4 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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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（9／11）

（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，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系） ポンプ	遠隔人力操作機構による現場操作	主要設備	遠隔人力操作機構※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 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：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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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（10／11）

（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	残留熱除去系海水系 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）	緊急用海水系による除熱	主要設備	緊急用海水ポンプ 緊急用海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ※2 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ※3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※3	重大事故等対処設備
			関連設備	緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ SA用海水ピット ・ 海水引込み管 ・ SA用海水ピット取水塔 常設代替交流電源設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 	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「1.4 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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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（11／11）

（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	残留熱除去系海水系 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）	代替残留熱除去系海水系による除熱	主要設備	残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ※2 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ※3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ※5 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> ・SA用海水ピット ・海水引込み管 ・SA用海水ピット取水塔 常設代替交流電源設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・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 燃料補給設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 	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「1.4 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。

※3：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：手順については「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」にて整備する。

※5：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※6：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1.5-2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な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保			
-	判断基準	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
		原子炉压力容器内の水位	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 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1}
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1} サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
	操作	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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	原子炉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
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉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
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度※ ¹ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹
		補機監視機能	モニタリング・ポスト

- ※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
(b) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1}	
	操作	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1}	
(c) 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換	判断基準	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1}	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
(d) フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1}	
	操作	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送			
b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	原子炉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	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
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉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	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
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	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
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系出口放射線モニタ ※ ¹ 非常用ガス処理系出口放射線モニタ		
補機監視機能	計器用空気系系統圧力 モニタリング・ポスト		

- ※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海洋) への代替熱輸送		
a. 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 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 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}
	操作	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 (残留熱除去系熱補機) ^{※1}
b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 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 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 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 (残留熱除去系熱補機) ^{※1}
	操作	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}

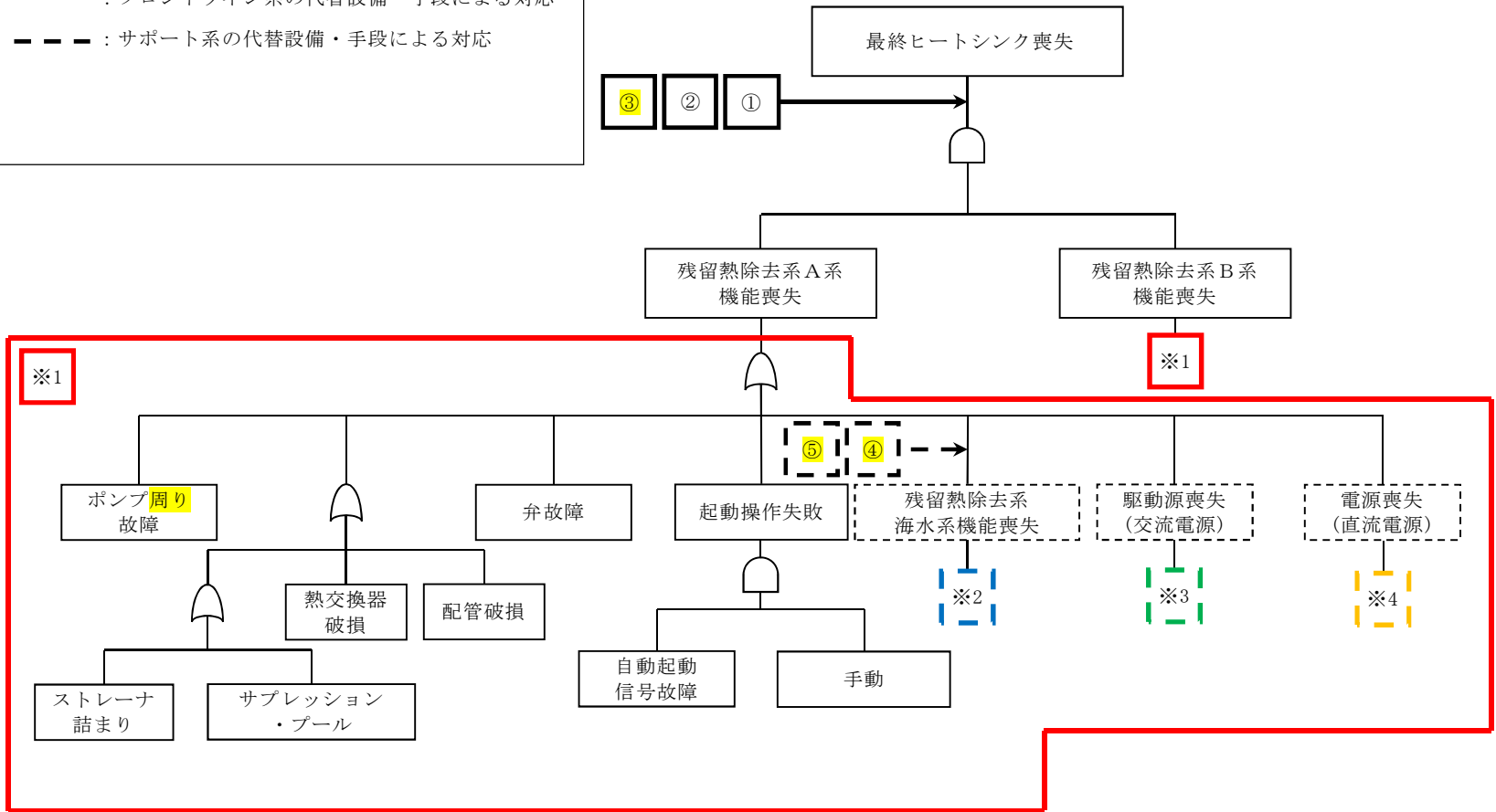
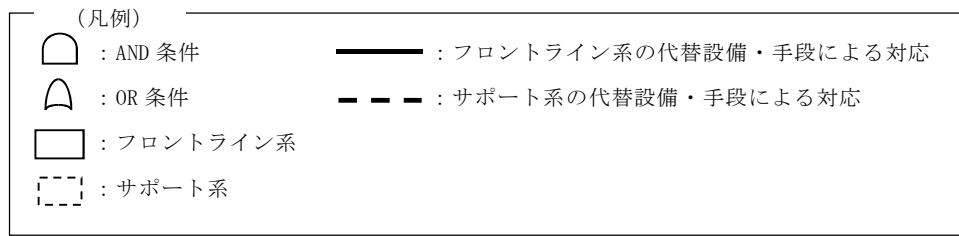
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

第1.5-3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
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸 送するための手順等</p>	第一弁 (S/C側)	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 2D系
	第一弁 (D/W側)	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 2D系
	第二弁	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 2D系
	第二弁バイパス弁	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 2D系
	耐圧強化ベント系一次隔離弁	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
	耐圧強化ベント系二次隔離弁	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
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C
	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	残留熱除去海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系



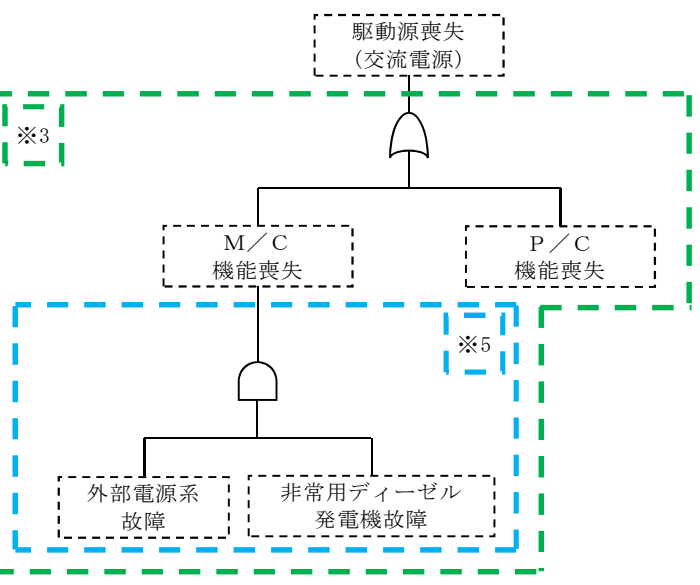
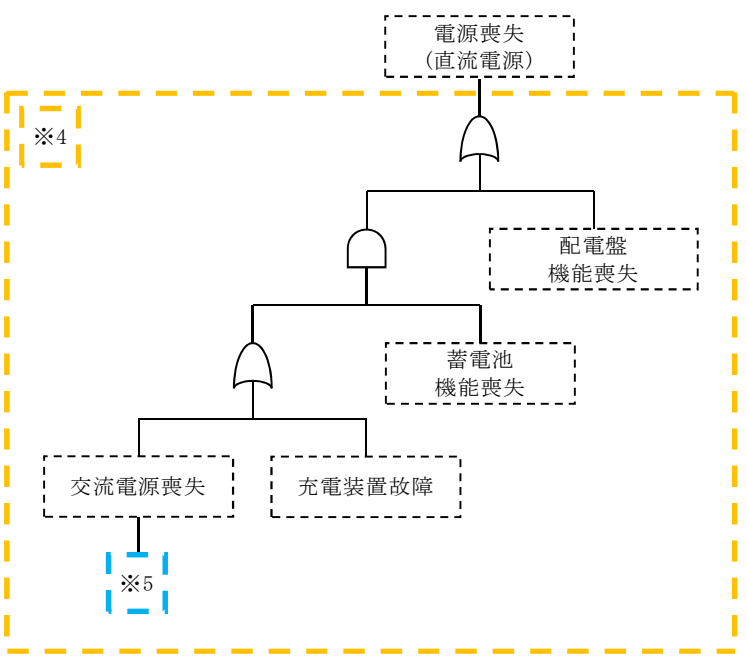
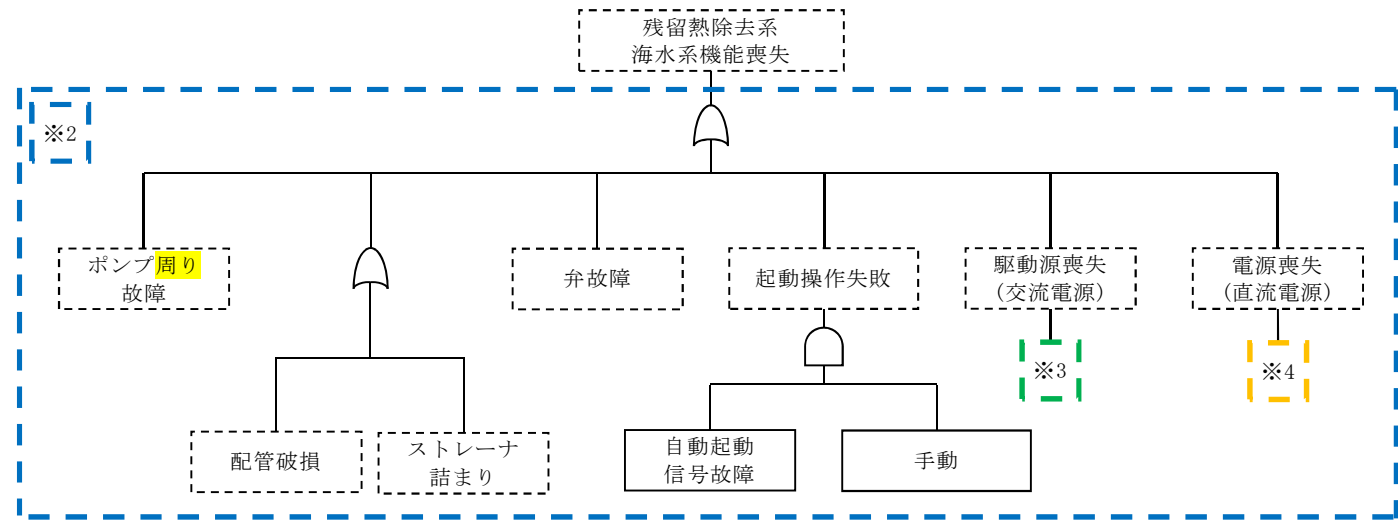
① 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
・格納容器圧力逃がし装置

② 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
・第一弁 (S/C側)
・第一弁 (D/W側)
・耐圧強化ベント系一次隔離弁
・耐圧強化ベント系二次隔離弁

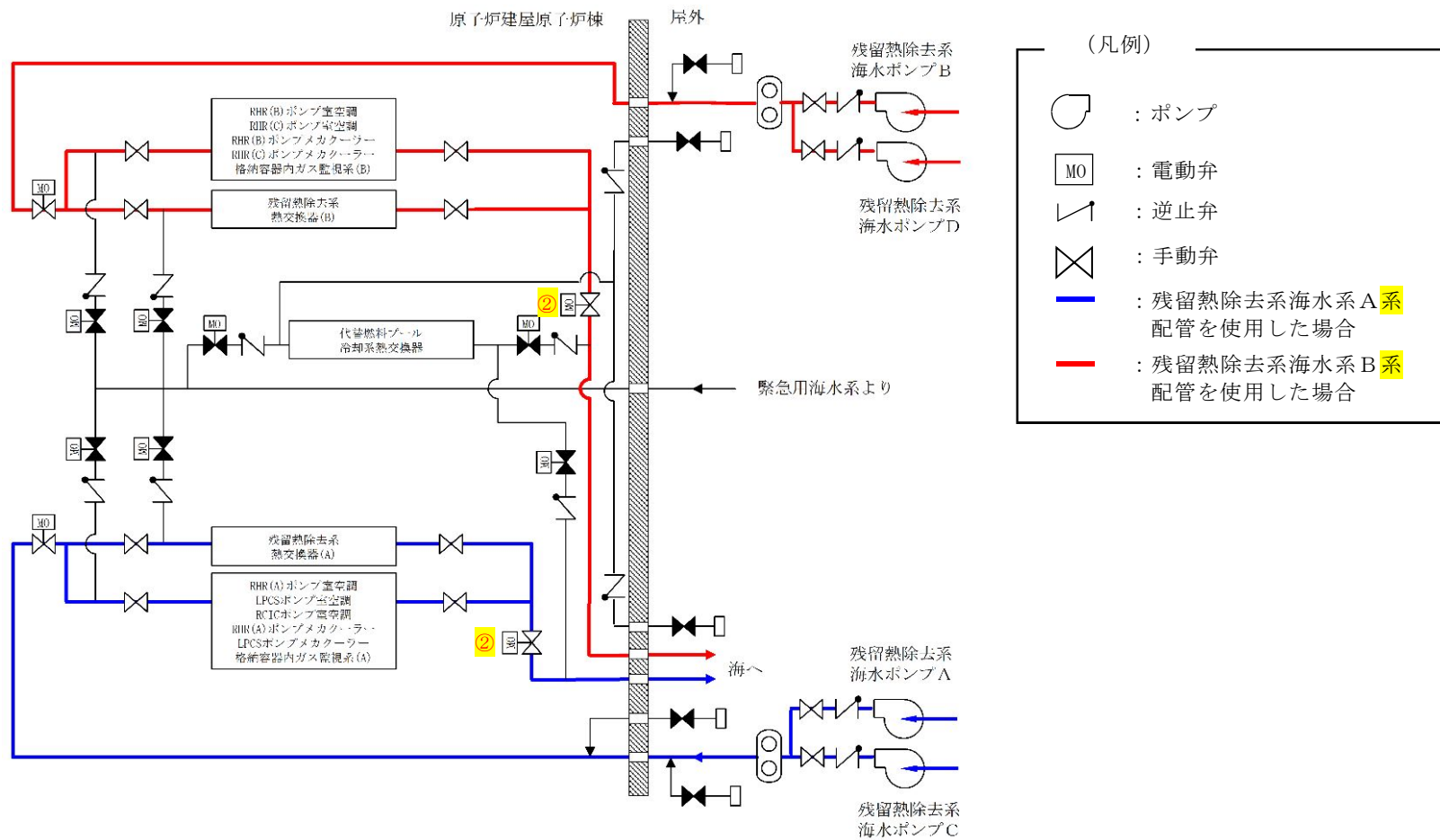
③ 遠隔人力操作機構による現場操作
・遠隔人力操作機構

④ 緊急用海水系による除熱
・緊急用海水ポンプ
・残留熱除去系熱交換器
・緊急用海水ストレーナ
・残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ

⑤ 代替残留熱除去系海水系による除熱
・残留熱除去系熱交換器
・残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ
・可搬型代替注水大型ポンプ



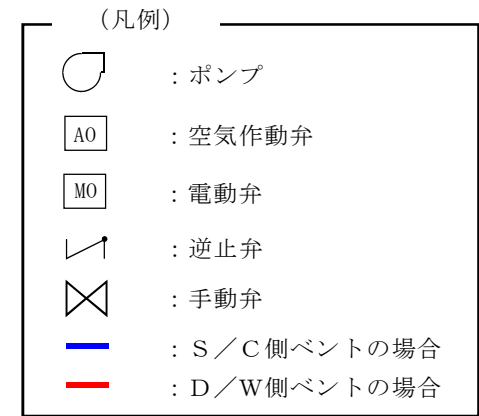
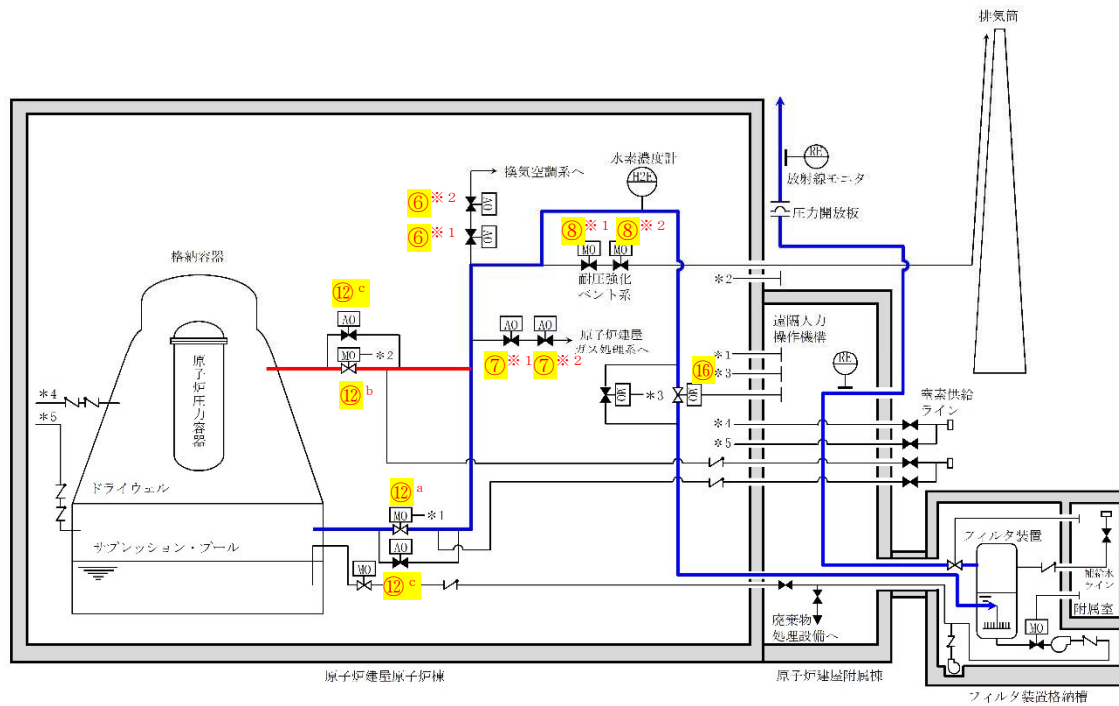
第1.5-1図 機能喪失原因対策分析



操作手順	弁名称
②	残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

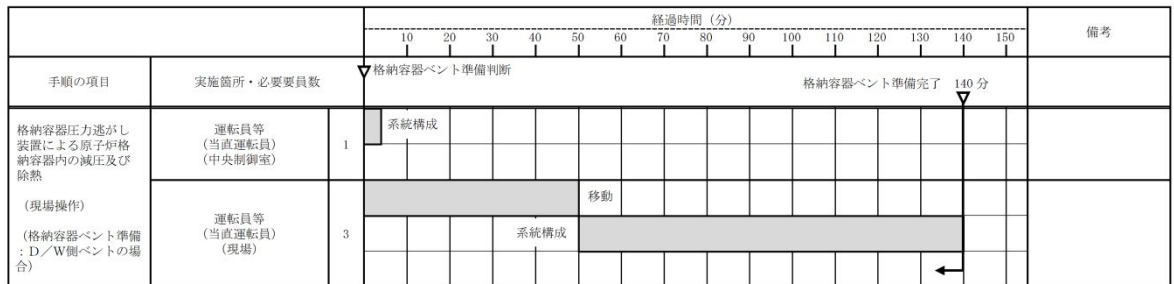
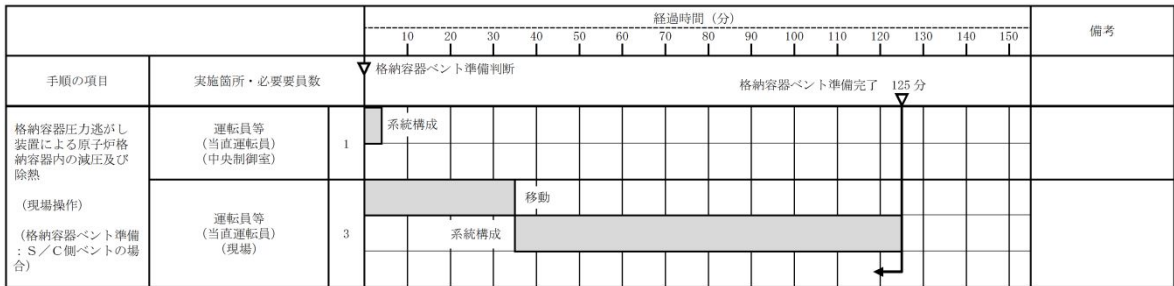
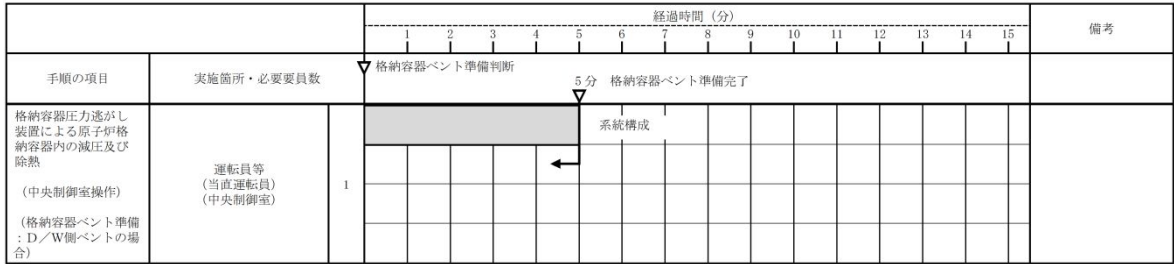
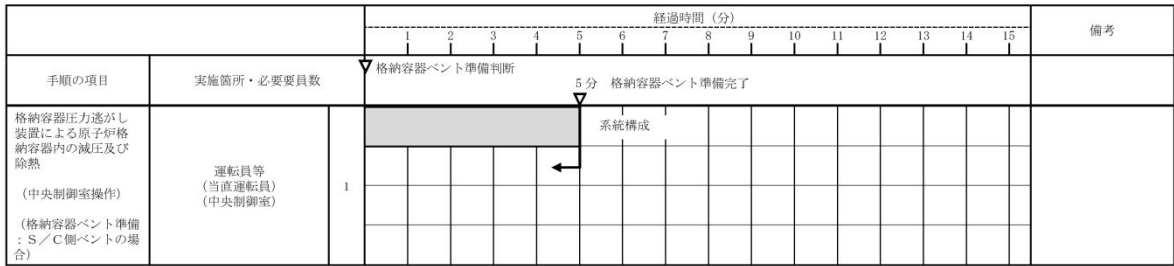
第1.5-2図 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 概要図



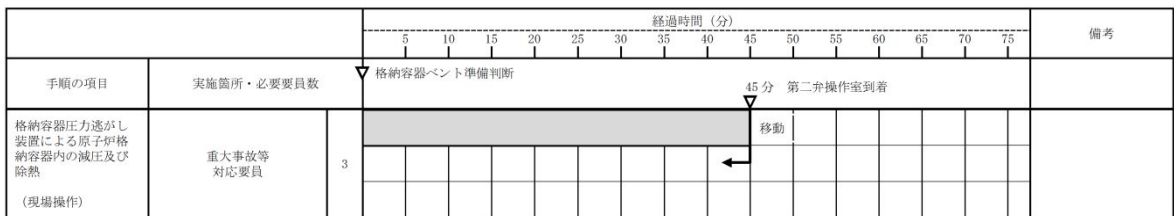
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥*1	換気空調系一次隔離弁	⑧*2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑥*2	換気空調系二次隔離弁	⑫ ^a	第一弁 (S/C側)
⑦*1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ ^b	第一弁 (D/W側)
⑦*2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑫ ^c	第一弁 (S/C側) バイパス弁及び第一弁 (D/W側) バイパス弁
⑧*1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑩	第二弁又は第二弁バイパス弁

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。

第1.5-3図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



格納容器ベント準備 (第一弁)



格納容器ベント準備 (第二弁)

第1.5-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
タイムチャート (1/2)

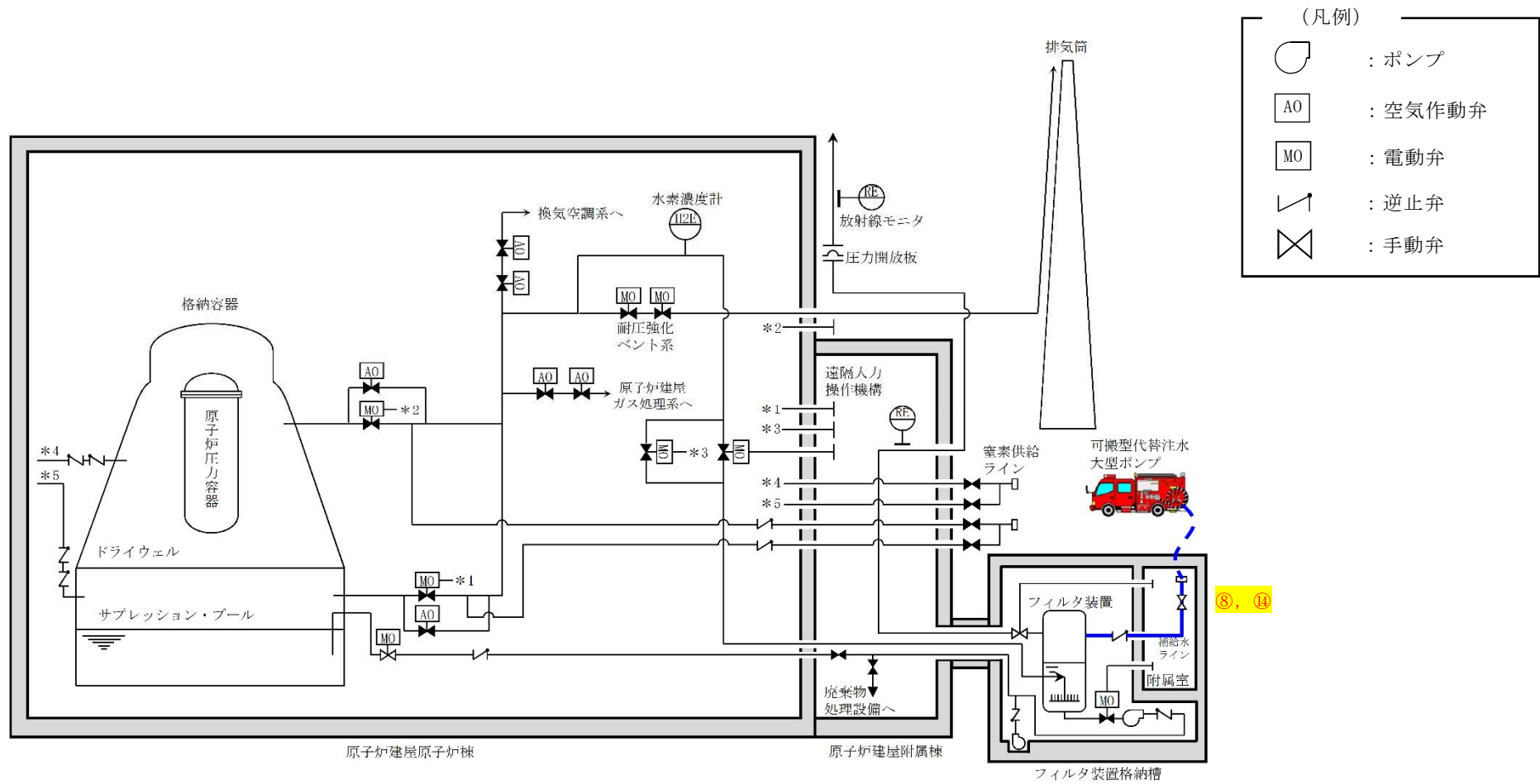
		経過時間 (分)															備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器ベント基準到達																
		5分 格納容器ベント																
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	格納容器ベント開始操作															

		経過時間 (分)															備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75		
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器ベント基準到達																
		30分 格納容器ベント																
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	重大事故等 対応要員	3	格納容器ベント開始操作															

格納容器ベント (第二弁)

第1.5-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

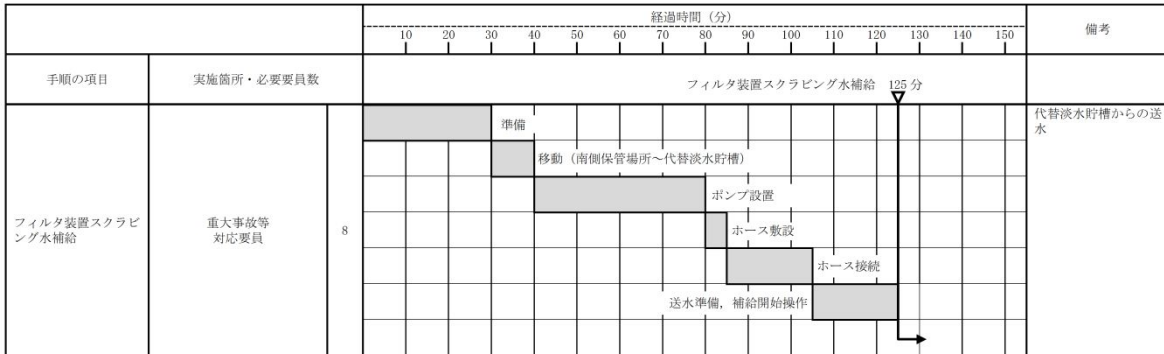
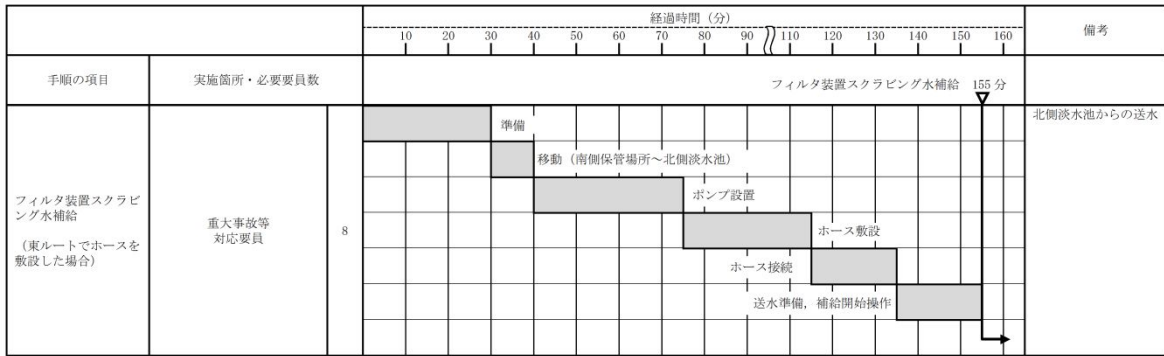
タイムチャート (2/2)



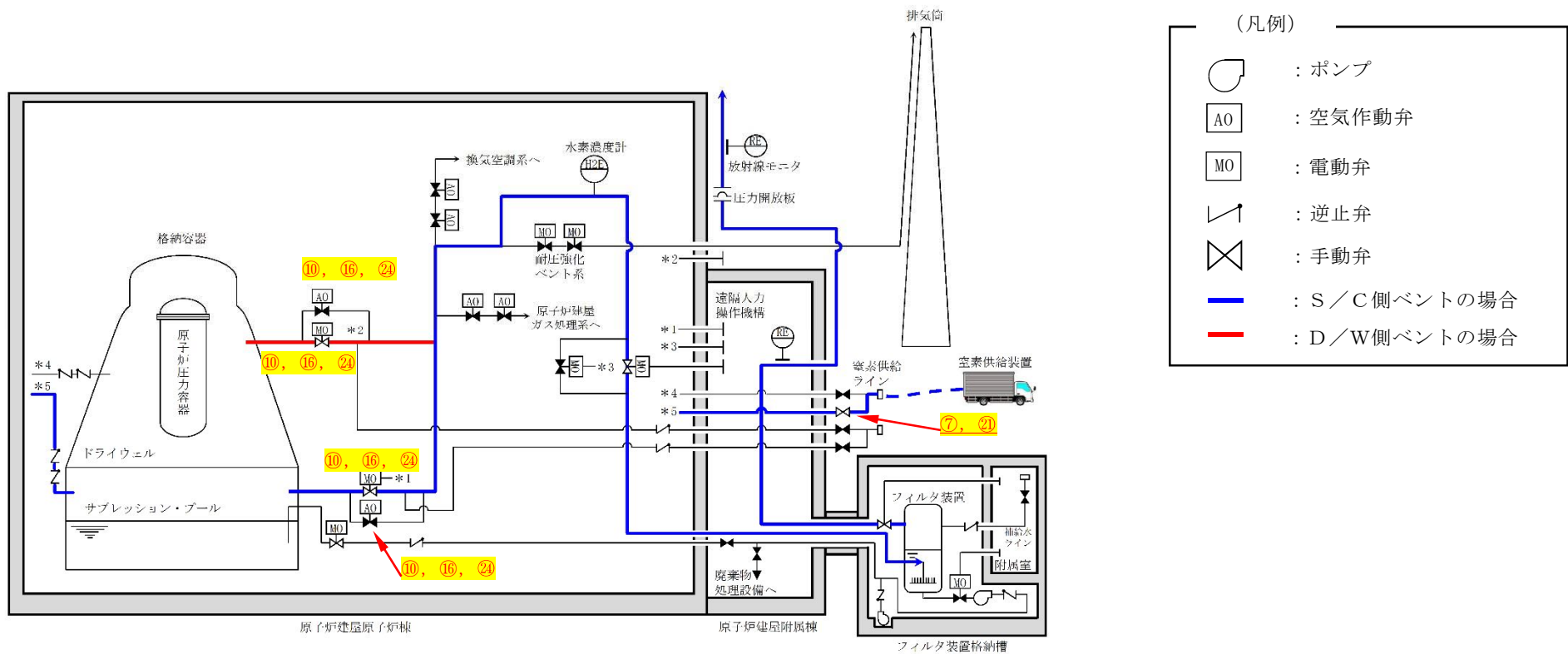
操作手順	弁名称
⑧, ⑭	フィルタベント装置補給水ライン元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-5図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



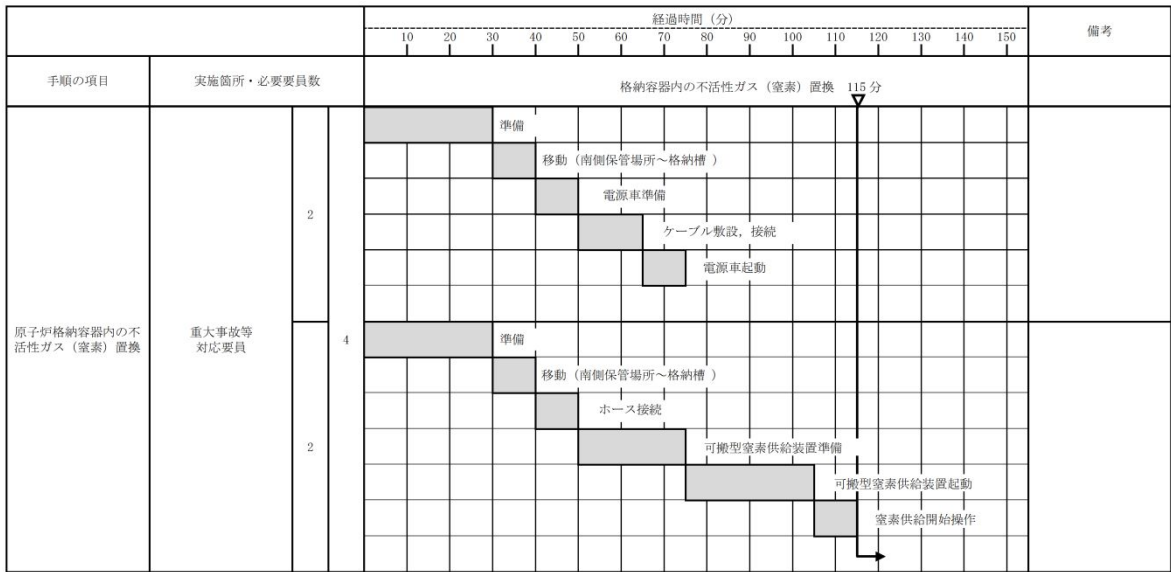
第1.5-6図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



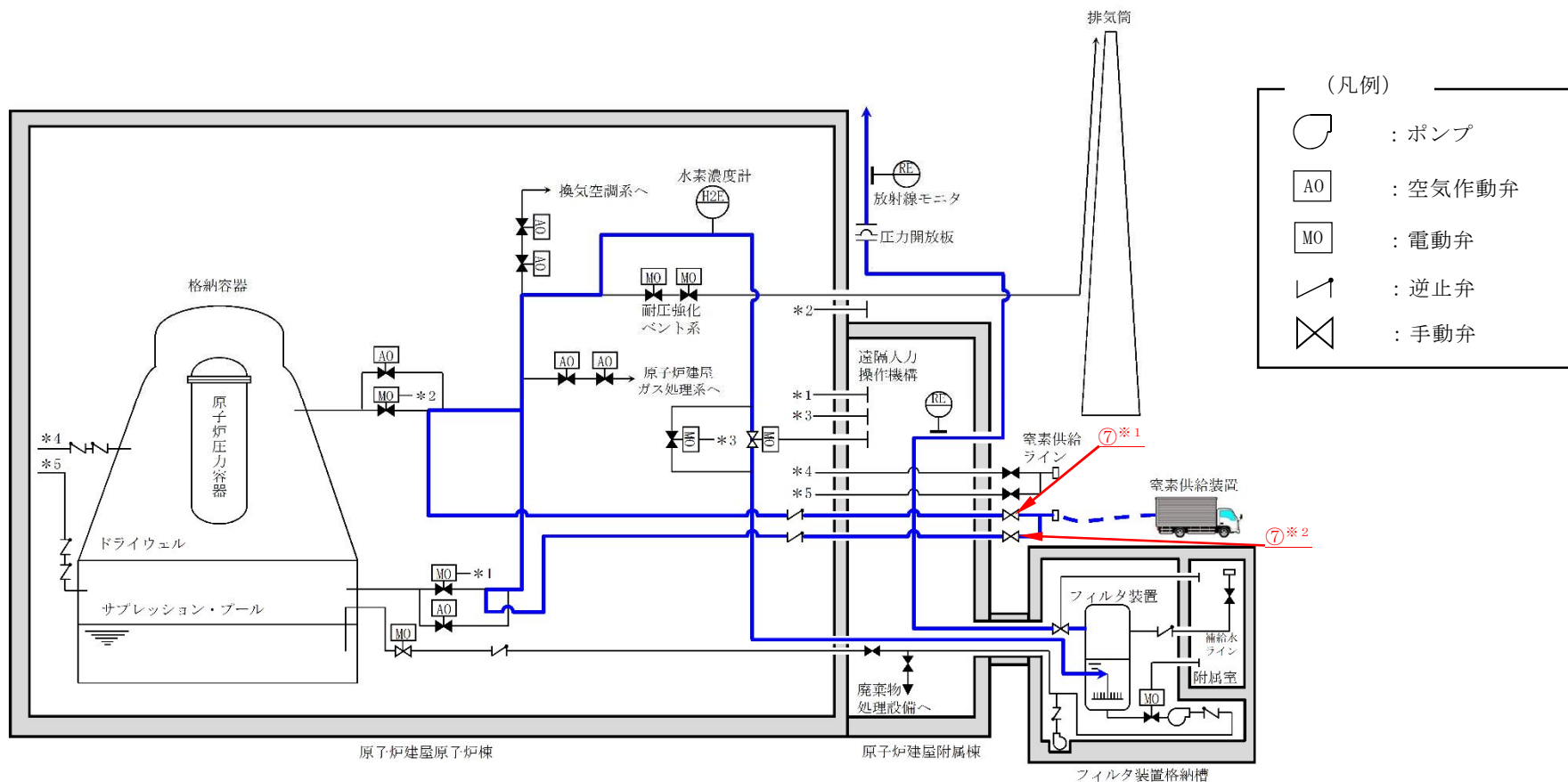
操作手順	弁名称
⑦, ⑳	窒素ガス補給弁 (S/C側)
⑩, ⑯, ㉑	第一弁 (S/C側) 又は第一弁 (S/C側及びD/W側) バイパス弁
⑩, ⑯, ㉑	第一弁 (D/W側) 又は第一弁 (S/C側及びD/W側) バイパス弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

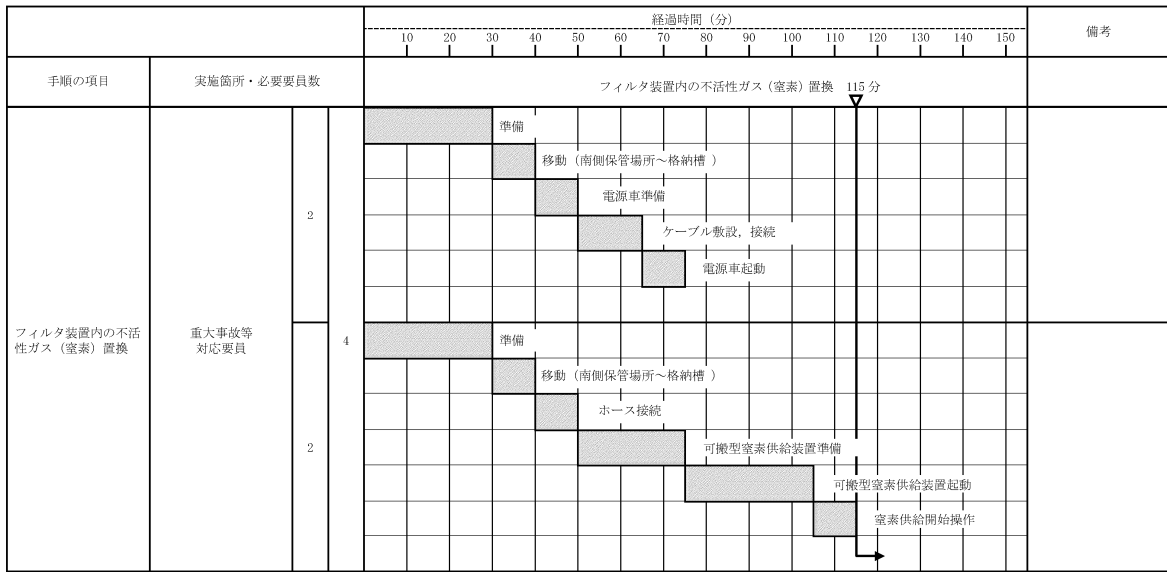
第1.5-7図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



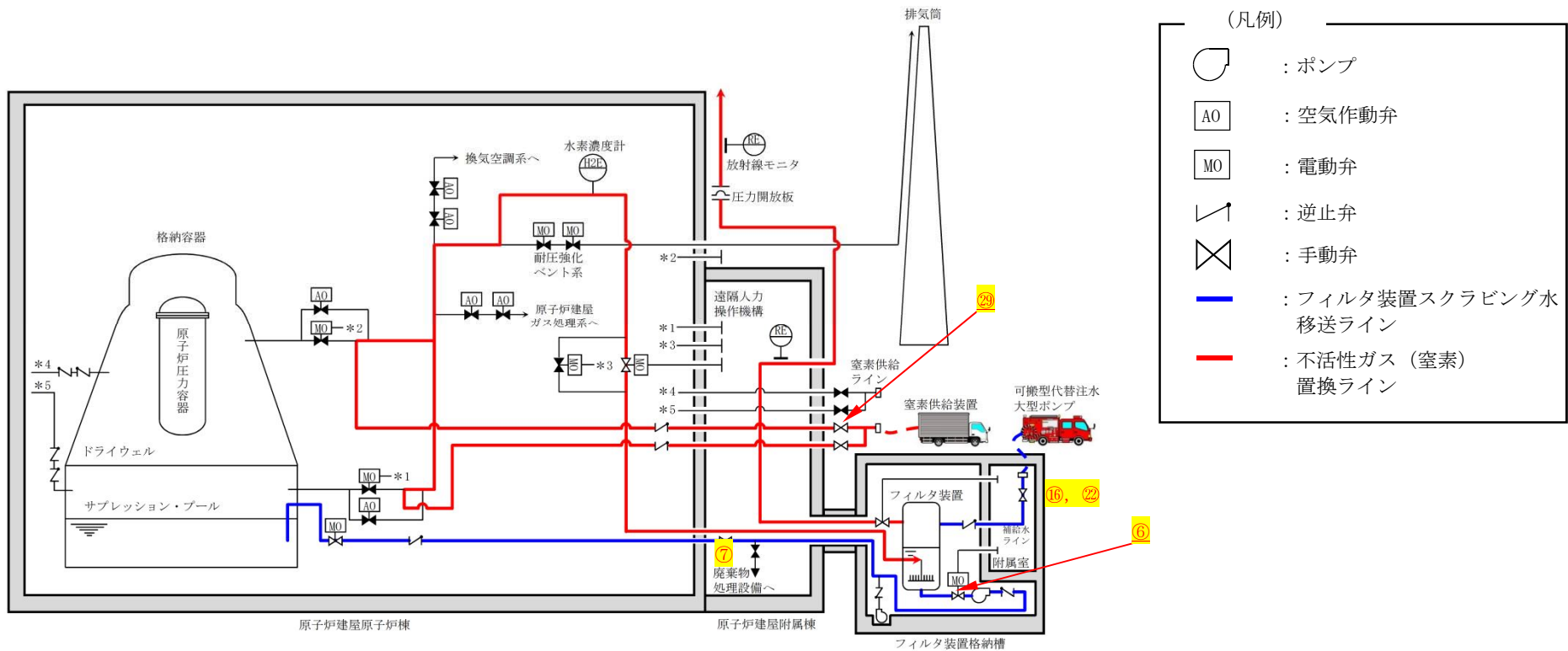
第 1.5-8 図 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート



第 1.5-9 図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第1.5-10図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	フィルタバント装置移送ライン止め弁
⑦	フィルタバント装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)
⑬, ⑳	フィルタバント装置補給水ライン元弁
㉑	フィルタバント装置窒素供給ライン元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-11図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

		経過時間 (分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150			
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分																	
フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																起動操作	
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																移動, 系統構成	

		経過時間 (分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		160	
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送完了																	
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置水張り) (東ルートでホースを敷設した場合)	重大事故等 対応要員	8																準備	
																			移動 (南側保管場所～北側淡水池)
																		ポンプ設置	
																		ホース敷設	
																		ホース接続	
																		送水準備, 水張り開始操作	
																		フィルタ装置水張り 155分	北側淡水池からの送水

		経過時間 (分)															備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15			
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置水張り完了																	
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																4分	
																			フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄
																		起動操作	

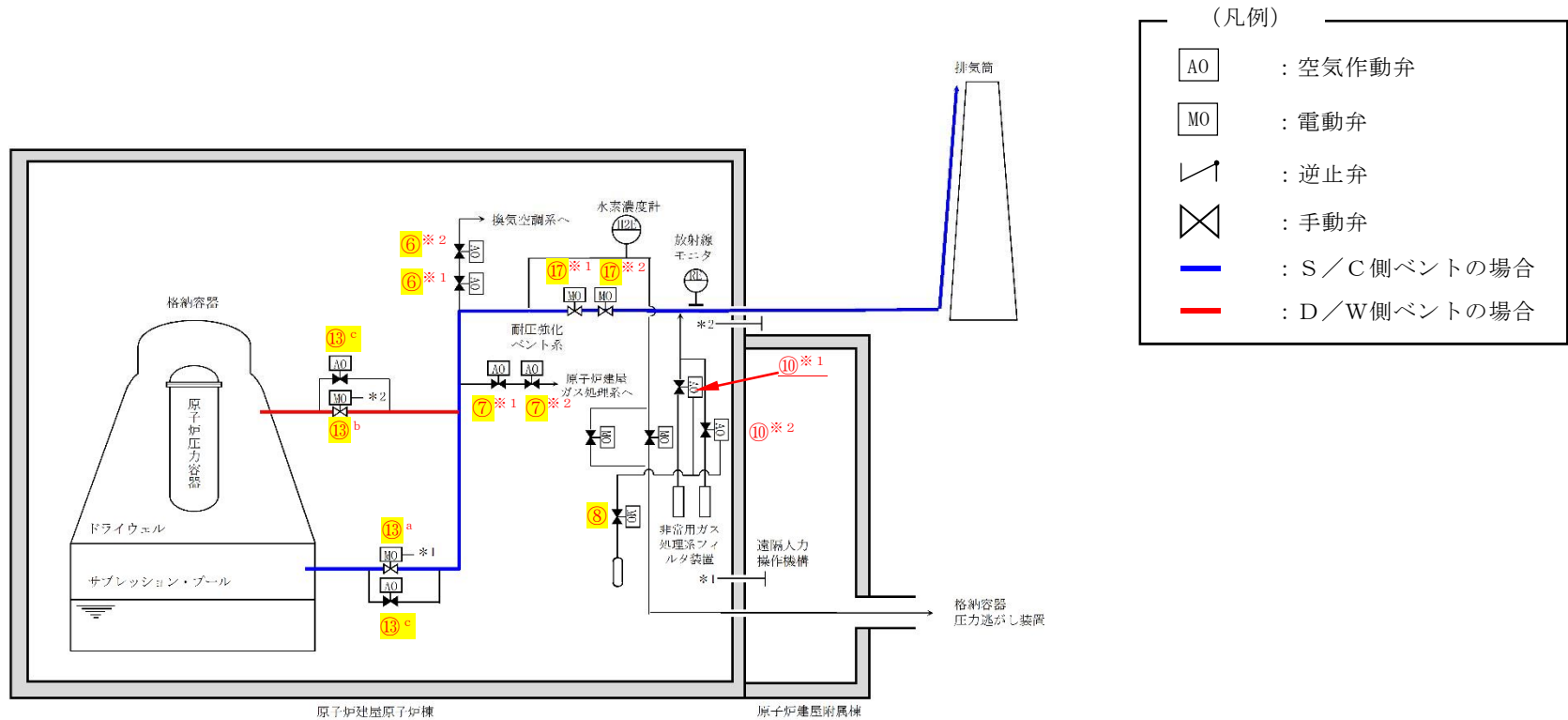
第1.5-12図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (1/2)

		経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分															
フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1															
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2															

		経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送完了															
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置水張り)	重大事故等 対応要員	8															代替淡水貯槽からの送水

		経過時間 (分)															備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置水張り完了															
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1															

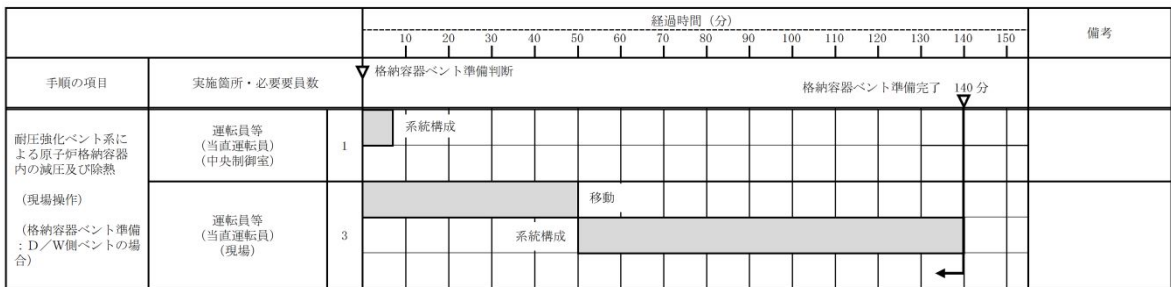
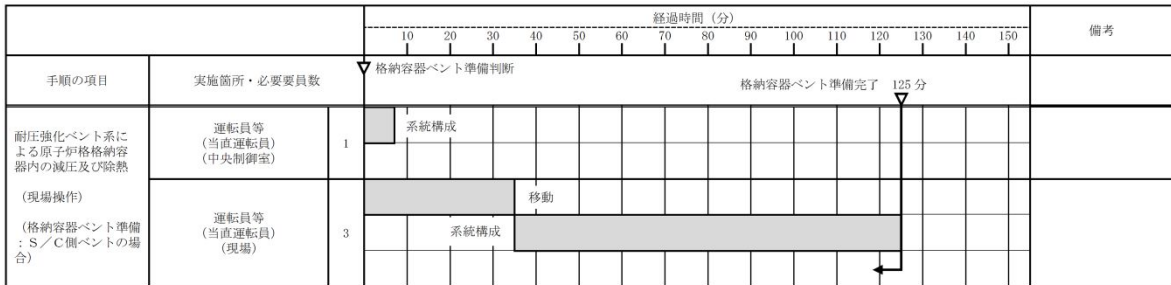
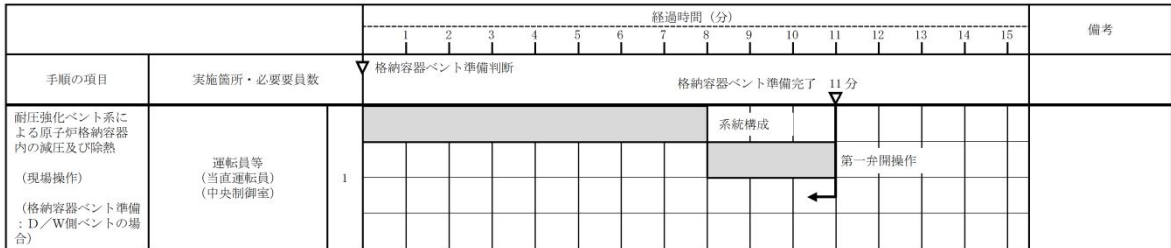
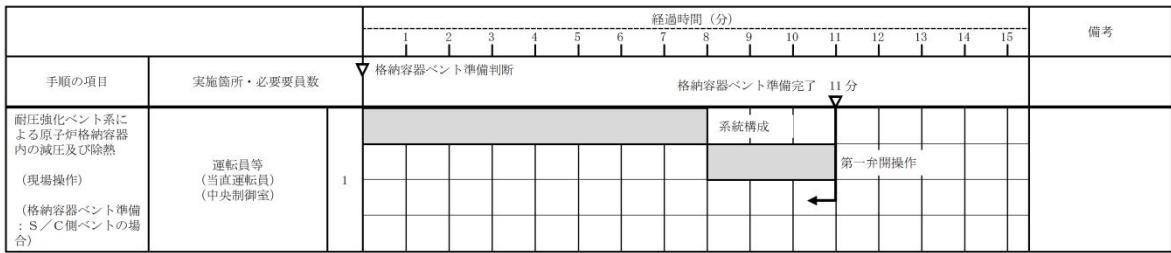
第1.5-12図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (2/2)



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥*1	換気空調系一次隔離弁	⑩*2	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B
⑥*2	換気空調系二次隔離弁	⑬ ^a	第一弁 (S/C側)
⑦*1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑬ ^b	第一弁 (D/W側)
⑦*2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑬ ^c	第一弁 (S/C側) バイパス弁及び第一弁 (D/W側) バイパス弁
⑧	バックアップ窒素供給弁	⑰*1	耐圧強化ベント系一次隔離弁
⑩*1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A	⑰*2	耐圧強化ベント系二次隔離弁

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 1.5-13 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



格納容器ベント準備 (第一弁)

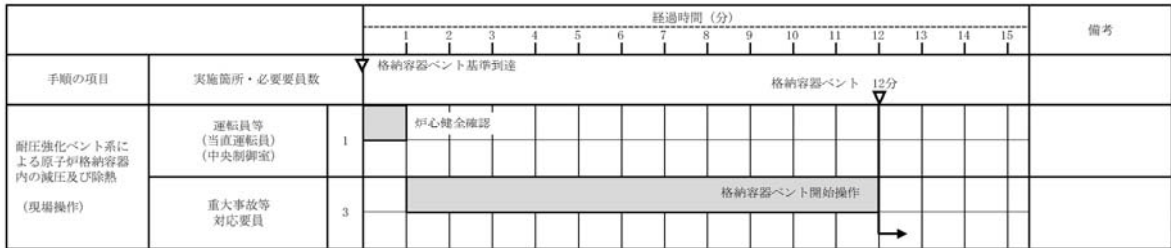
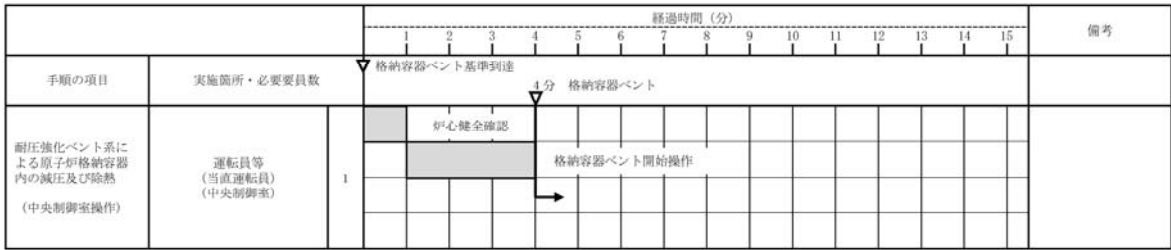


格納容器ベント準備

(耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁)

第1.5-14図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

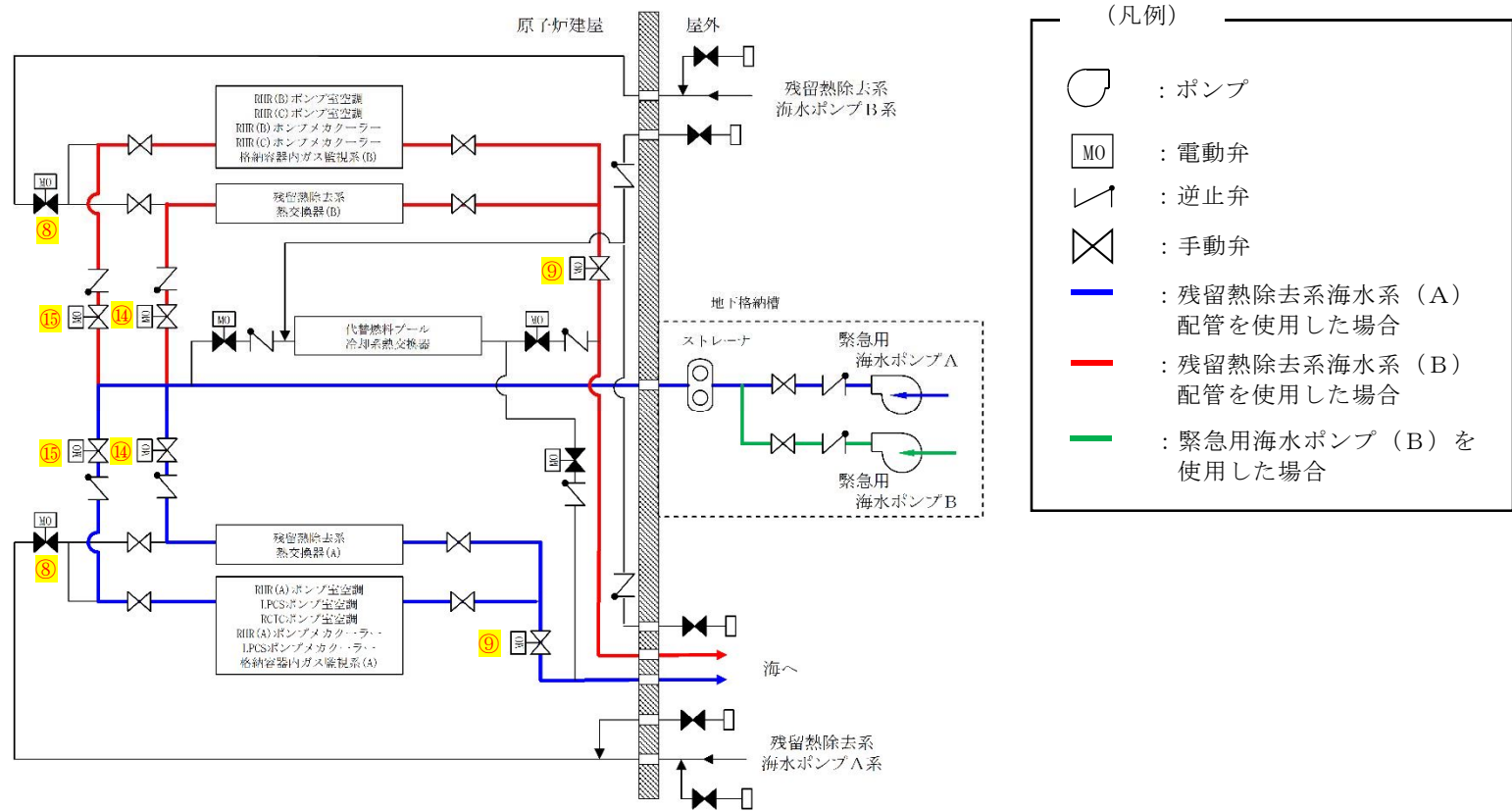
タイムチャート (1/2)



格納容器ベント

(耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁)

第1.5-14図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (2/2)



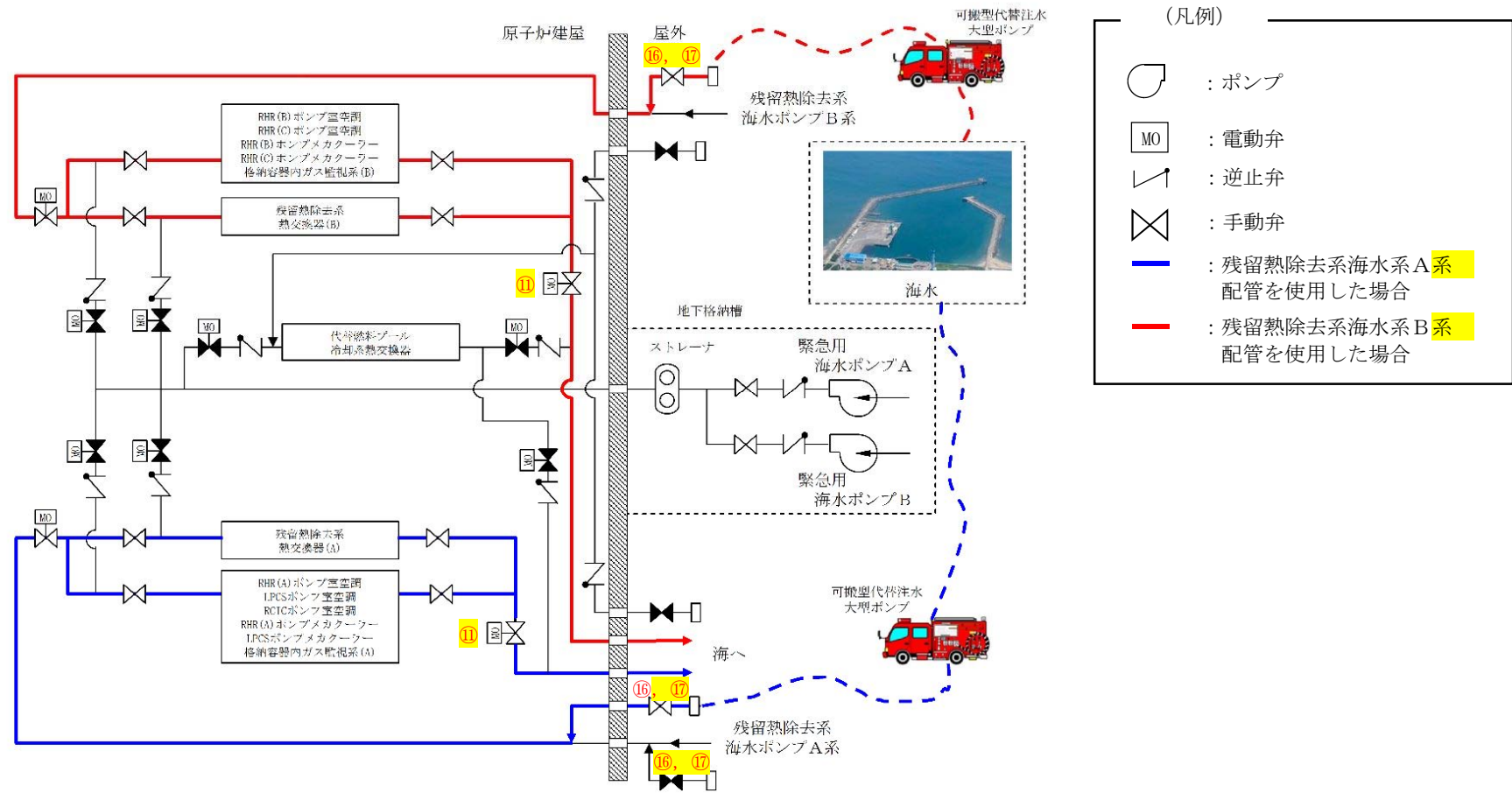
操作手順	弁名称
⑧	残留熱除去系—緊急用海水系系統分離弁 (A) 系又は残留熱除去系—緊急用海水系系統分離弁 (B) 系
⑨	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁
⑭	緊急用海水系 RHR (A) 系熱交換器隔離弁又は緊急用海水系 RHR (B) 系熱交換器隔離弁
⑮	緊急用海水系 RHR (A) 系補機隔離弁又は緊急用海水系 RHR (B) 系補機隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-15図 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保 概要図

		経過時間(分)														備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	緊急用海水系による冷却水の確保 24分														
緊急用海水系による冷却水(海水)の確保	運転員等(当直運転員)(中央制御室) 2			必要な負荷の電源切替操作						系統構成						
								冷却水供給開始操作								
																→

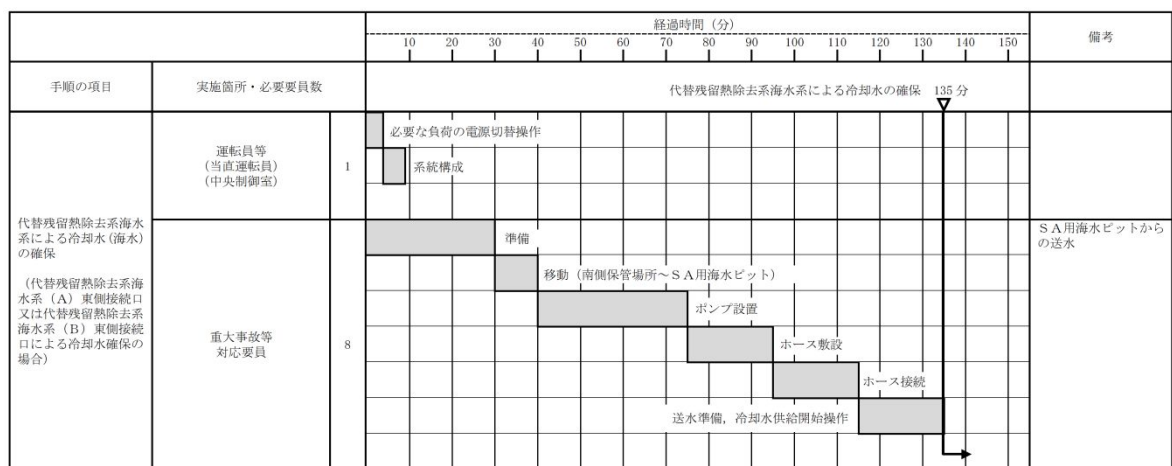
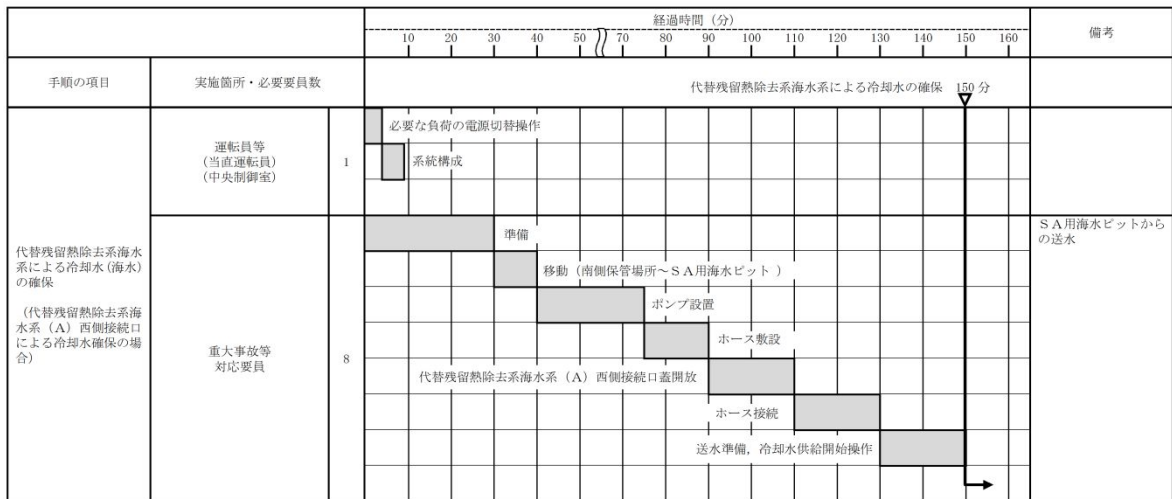
第1.5-16図 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保 タイムチャート



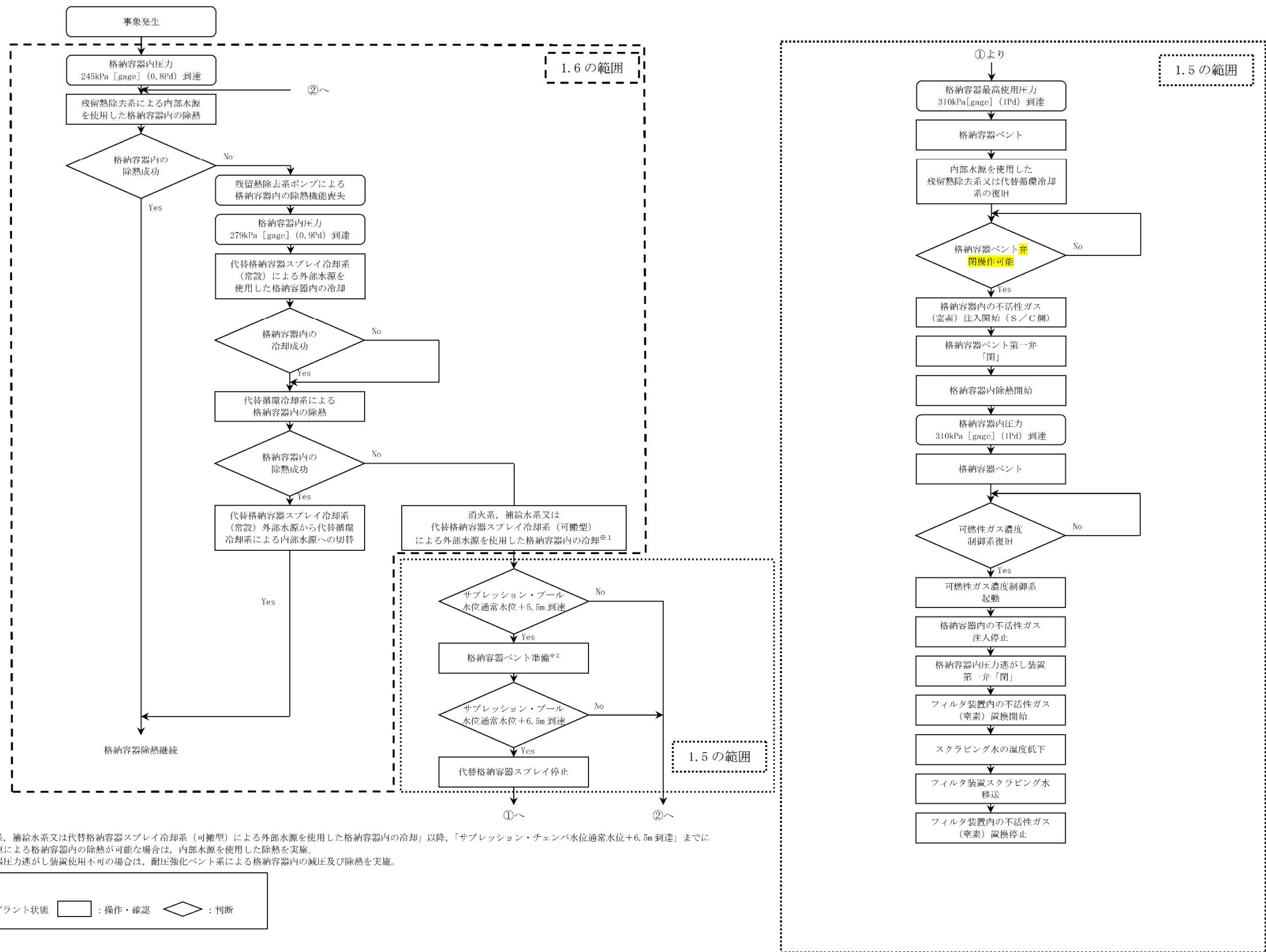
操作手順	弁名称
⑪	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁
⑫, ⑬	代替残留熱除去系海水系 (A) 西側接続口, 代替残留熱除去系海水系 (A) 東側接続口又は代替残留熱除去系海水系 (B) 東側接続口の弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-17図 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 概要図

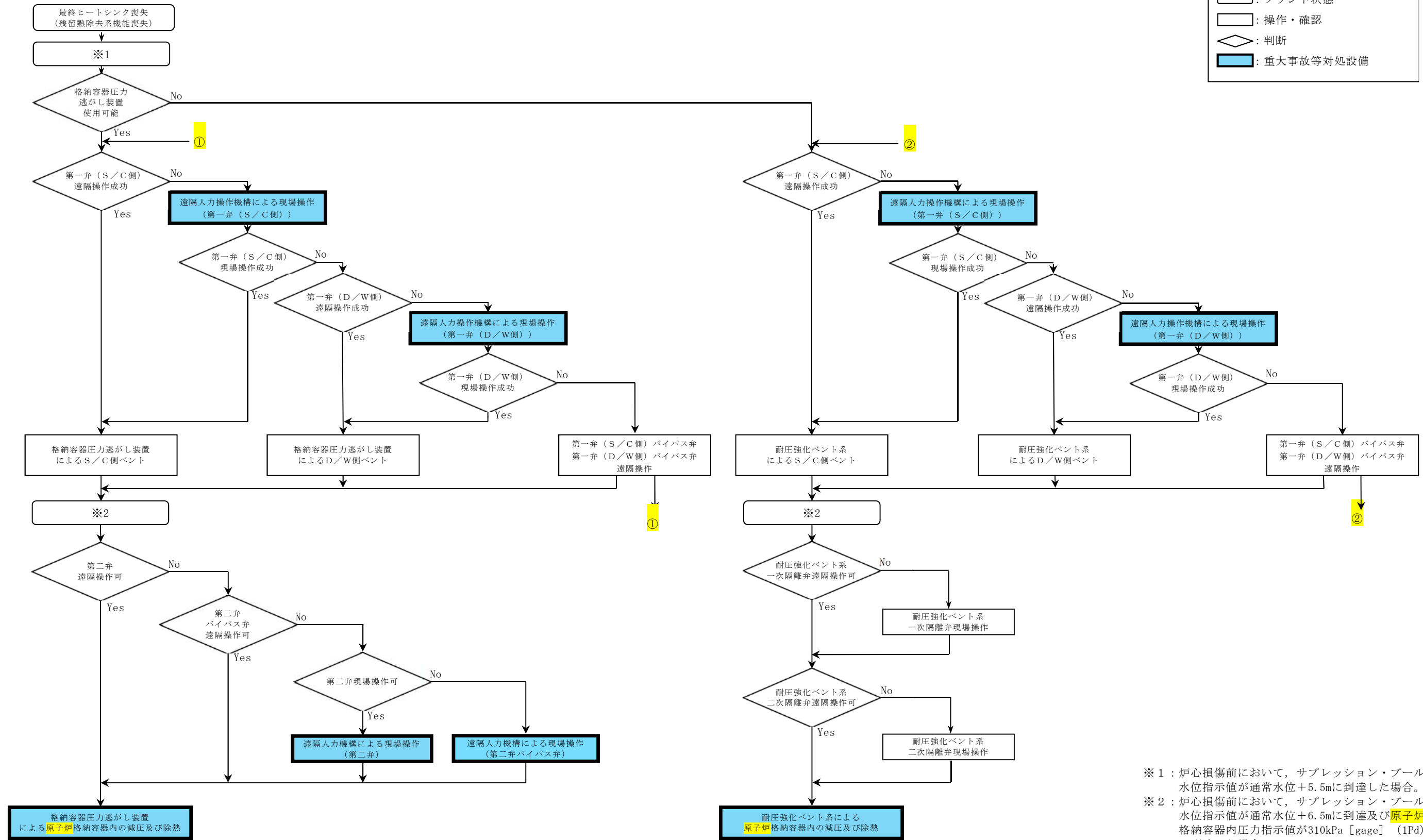
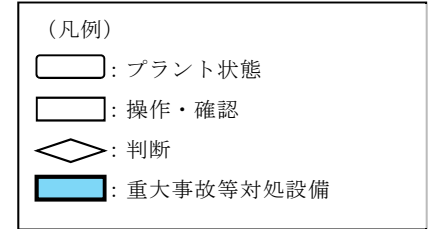


第1.5-18図 代替残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保 タイムチャート



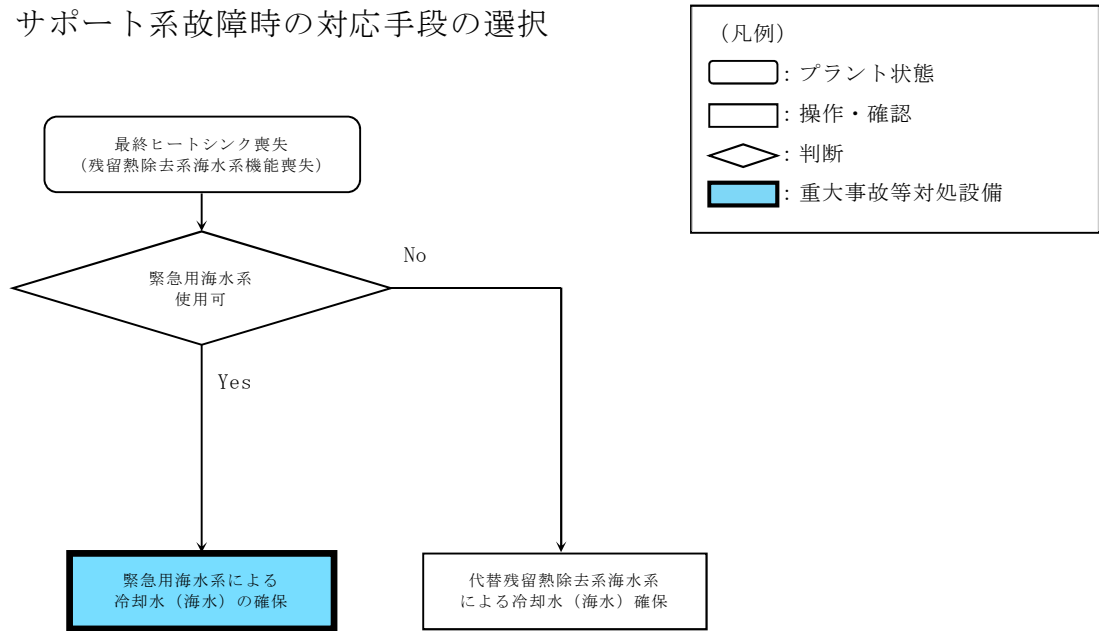
第1.5-19図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.5-19図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.5-19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（1/6）

技術的能力審査基準（1.5）	番号	設置許可基準規則（第48条）	技術基準規則（第63条）	番号
<p>【本文】 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最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な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。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	<p>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	—
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	④
		<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

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）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 ③	-	-	-
	海水ストレーナ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	非常用取水設備	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	常設代替交流電源設備	既設				
残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ	既設	① ③	-	-	-
	海水ストレーナ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	サブプレッション・プール	既設				
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				
	非常用取水設備	既設				
	原子炉格納容器	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	常設代替交流電源設備	既設				

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

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 原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設	① ③	-	-	-
	海水ストレーナ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	サブプレッション・プール	既設				
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
	非常用取水設備	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	常設代替交流電源設備	既設				
残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水ポンプ	既設	① ③	-	-	-
	海水ストレーナ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				
	非常用取水設備	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	常設代替交流電源設備	既設				
原子炉格納容器内の減圧及び除熱① （第一弁を使用した場合）	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	格納容器圧力逃がし装置
	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
原子炉格納容器内の減圧及び除熱② （第一弁バイパスを使用した場合）	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	格納容器圧力逃がし装置
	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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

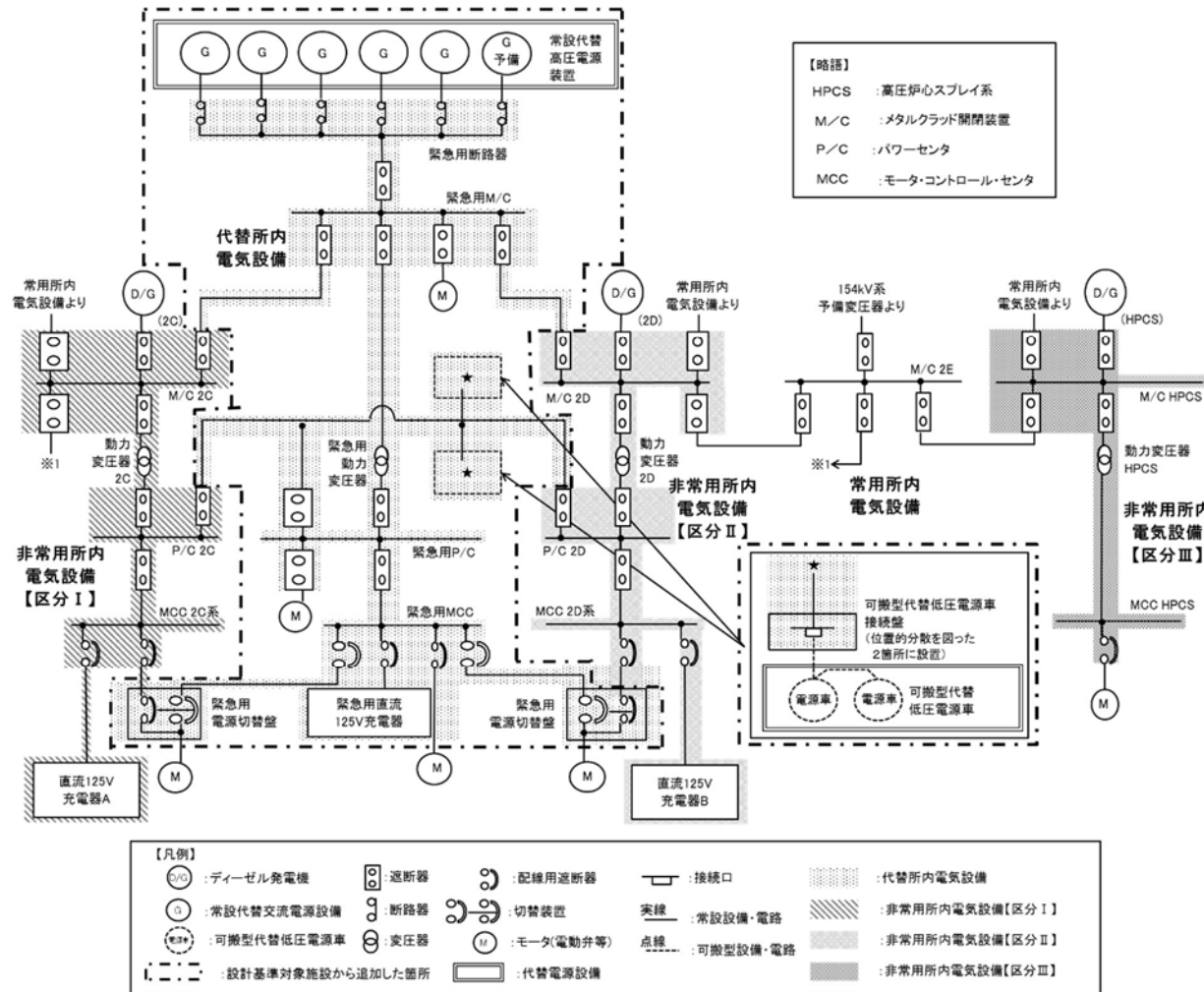
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
耐圧強化ベント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱①	第一弁（S/C側）	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	耐圧強化ベント系一次隔離弁
	第一弁（D/W側）	新設				耐圧強化ベント系二次隔離弁
	耐圧強化ベント系一次隔離弁	新設				第一弁（S/C側）バイパス弁
	耐圧強化ベント系二次隔離弁	新設				第一弁（D/W側）バイパス弁
	遠隔人力操作機構	新設				遠隔人力操作機構
	不活性ガス系配管・弁	既設				不活性ガス系配管・弁
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				耐圧強化ベント系配管・弁
	原子炉建屋ガス処理系配管・弁	既設				原子炉建屋ガス処理系配管・弁
	原子炉格納容器	既設				原子炉格納容器
	真空破壊弁 （S/C→D/W）	既設				真空破壊弁 （S/C→D/W）
	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
遠隔人力操作機構 による現場操作	遠隔人力操作機構	新設	⑤ ⑥ ⑦ ① ② ③ ④	-	-	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/6）

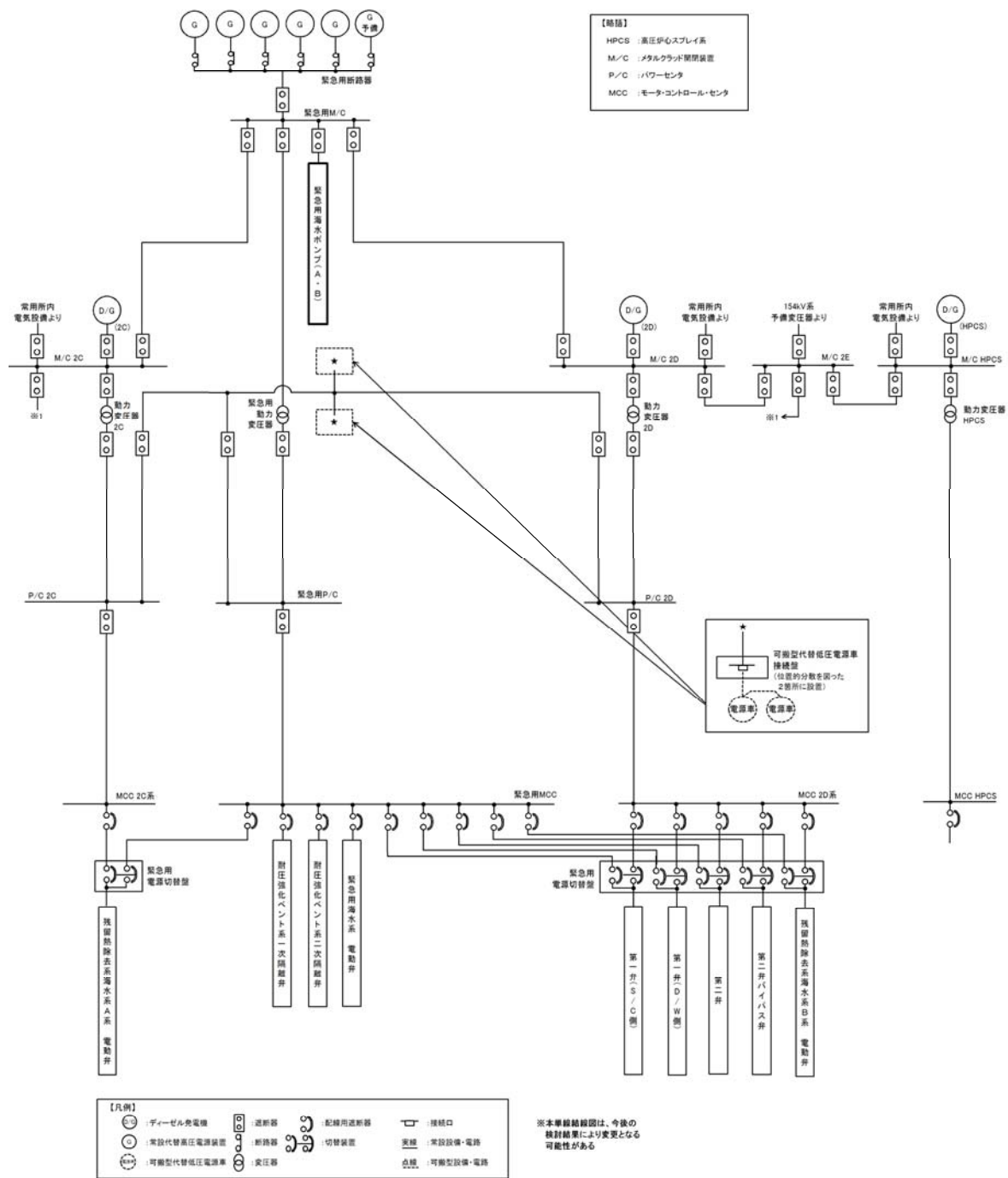
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	代替残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ストレーナ	新設				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設				残留熱除去系海水系配管・弁
	緊急用海水系配管・弁	新設				非常用取水設備
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				常設代替交流電源設備
	非常用取水設備	新設				燃料補給設備
	常設代替交流電源設備	新設				-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

技術的能力審査基準（1.5）	適合方針
<p>【要求事項】 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最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な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。</p>	<p>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，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系並びに緊急用海水ポンプによる最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する機能が喪失したことを想定し、緊急用海水ポンプによる最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。 加えて、残留熱除去系ポンプの使用が不可能な場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p>



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. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱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、原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）及び原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）まで移動し、現場での遠隔人力操作機構による操作により系統構成を実施した後、格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベントにおける、電動弁の遠隔人力操作機構の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 : 6名（運転員等（当直運転員）3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安※ : （放射線防護具着用及び移動を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

【第一弁（S/C側）の場合】

原子炉建屋附属棟（二次格納施設外） : 90分以内

(操作対象：1 弁)

【第一弁（D/W側）の場合】

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）：90 分以内

(操作対象：1 弁)

【第二弁の場合】

原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）：30

分以内 (操作対象：1 弁)

【第二弁バイパス弁の場合】

原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）：30

分以内 (操作対象：1 弁)

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、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）を着用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。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、中央制御室との連絡が可能である。

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

a. 操作概要

フィルタ装置スクラビング水補給が必要な状況において、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認した後、可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置のスクラビング水補給を実施してフィルタ装置の機能を維持する。

b. 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外及びフィルタ装置格納槽付属室

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フィルタ装置スクラビング水補給として、最長時間を要する北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン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※ : 155分以内 (放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

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する。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) を着用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とする。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）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(3) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給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（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※ : 115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋東側屋外：4分（操作対象：1弁）

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）を着用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 : ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。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。

(4) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給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（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※ : 115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋東側屋外 : 8分（操作対象 : 2弁）

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）を着用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 : ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。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。

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

a. フィルタ装置スクラビング水移送

(a) 操作概要

フィルタ装置スクラビング水移送が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、移送ポンプによりフィルタ装置スクラビング水をサプレッション・プールへ移送する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階（管理区域）

(c) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送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（当直運転員）2名）

所要時間目安※：50分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階：6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。また、格納容器ベント操作後の汚染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）を着用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。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, 中央制御室との連絡が可能である。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水張り

(a) 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水張りが必要な状況において、水源を選定し取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水張りを行う。

(b) 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外及びフィルタ装置格納槽付属室

(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フィルタ装置水張りとして、最長時間を要する北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン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^{*}: 155分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

^{*}: 所要時間目安は、模擬により算定した時間

(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, 格納容器ベント操作後の汚染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) を着用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とする。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。

2. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 耐圧強化ベント系の現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱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、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）まで移動し、現場での遠隔人力操作機構による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、原子炉建屋原子炉棟地上5階まで移動し、現場での人力による操作により格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び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

耐圧強化ベント系の現場操作による格納容器ベントにおける、電動弁の現場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：6名（運転員等（当直運転員）3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安※：（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

【第一弁（S/C側）の場合】

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）：90分以内

（操作対象：1弁）

【第一弁（D/W側）の場合】

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）：90分以内

(操作対象：1 弁)

【耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系
二次隔離弁】

原子炉建屋原子炉棟地上 5 階：12 分以内（操作対
象：2 弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非
常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場
操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格
納施設外に設置している。また、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）を着用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。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、中央制御室との連絡が可能である。



耐圧強化ベント現場操作

3. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

a. 操作概要

代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保が必要な状況において、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系海水系へ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側及び西側周辺、取水箇所（S A用海水ピット）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、最長時間を要する代替残留熱除去系海水系（A）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※：150分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

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）を着用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：送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。また，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。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



夜間での送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具着用による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具着用による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

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

< 目 次 >

1.9.1 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. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止
 - (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
 - (c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - (d) 代替電源設備による給電
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 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対応手順

- (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止
 - a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化
 - b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出
 - b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御
- (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.3 重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する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、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。

1.9.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損すること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、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^{※1}を選定する。

※1 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五十二条及び技術基準規則第六十七条（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、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

審査基準及び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、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1.9-1表に整理する。

a. 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対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

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内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素）により不活性化した状態としている。

不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・不活性ガス系

ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱時に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化する手段がある。

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

この対応手段及び設備は，「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」における「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置

ii) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム－水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素を可燃性ガス濃度制御系にて再結合することにより水素濃度を制御し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系加熱器
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合器
- ・可燃性ガス濃度制御系冷却器

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素が変動する可能性のある範囲にわたって水素濃度及び酸素濃度監視設備にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし、水素濃度及び酸素濃度を測定、及び監視する手段がある。

i) 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)

による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器内水素濃度 (S A)
- ・ 格納容器内酸素濃度 (S A)

ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器雰囲気モニタ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(d) 代替電源設備による給電

上記「1.9.1(2) a. (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」及び「1.9.1(2) a. (c) 原子炉格納容器

内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器圧力逃がし装置
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.9.1(2) a. (a) ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化」で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a. (b) i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a. (c) i) 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a. (c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプ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。

「1.9.1(2) a. (d) 代替電源設備による給電」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は重大事故等対処設備として位置づける。

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。

(添付資料1.9.1)

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も、水素爆発による原子炉格納容器の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。

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ、可燃性ガス濃度制御系加熱器、可燃性ガス濃度制御系再結合器及び可燃性ガス濃度制御系冷却器

炉心損傷により大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素の処理に期待できず、また原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）、代替循環冷却系、代替格納容器スプレー冷却系又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源等が復旧し、可燃性ガス濃度制御系の運転が可能となれば、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器雰囲気モニタ

重大事故時における原子炉格納容器内の圧力では格納容器雰囲気モニタを使用できない場合があるが、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力以下の状態においては、水素濃度及び酸素濃度を監視する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，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，格納容器雰囲気モニタが使用可能であれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

なお，「1.9.1(2) a. (a) i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化」として使用する設備である不活性ガス系は，原子炉運転中に原子炉格納容器内雰囲気を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。

b. 手順等

上記「a. 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。

この手順は，運転員等^{※2}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1.9-1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1.9-2表，第1.9-3表）。

※2 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1.9.2）

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 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対応手順

(1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器内を不活性ガス系にて不活性化する。なお、原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換し、原子炉運転中は原子炉格納容器内を常時不活性化した状態としている。この操作は、重大事故等が発生した際に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱時に、原子炉格納容器内で発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素供給装置により不活性化する。

(a) 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、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱時に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合。

※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。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.9-1 図に、タイムチャートを第 1.9-2 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備を指示する。

③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。

④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による原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを報告する。

⑤災害対策本部長は、発電長に原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを連絡する。

⑥発電長は、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器雰囲気モニタが4.0vol%に到達したことを確認し、災害対策本部長に原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を依頼する。

⑦災害対策本部長は、重大事故対応要員に可搬型窒素供給装置によ

る原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

⑧重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側）を開とし、原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を低下させることを目的として、水の放射線分解によって発生する酸素量の多い原子炉格納容器（S／C側）から窒素を注入する。

⑨災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

⑩発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度及び原子炉格納容器内の圧力の確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇が抑制され格納容器内酸素濃度（SA）及び格納容器雰囲気モニタ指示値が4.3vol%未満であること、及び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310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、発電長に報告する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、⑬から実施する。

⑫発電長は、災害対策本部長に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを連絡する。

⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入停止を指示する。

⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側）を閉とし、原子炉格納容器（S／C側）内への不活

性ガス（窒素）注入を停止する。

⑮ 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による原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を停止したことを報告する。

⑯ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑰ 発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑱ 運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器雰囲気モニタ指示値が4.3vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑲ 発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

⑳ 運転員等は、サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満であることを確認し、発電長に報告する。

㉑ 発電長は、サプレッション・プール水温度が100℃未満であることを確認し、災害対策本部長に原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、サプレッション・プール水温度が100℃以上の場合は、格納容器ベント時にサプレッション・プール水が減圧沸騰する恐れがあるため、運転員等に外部水源である常設低圧代替注水ポンプ等の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長に原子炉格納容器（D/W側）内の不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

②② 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による原子炉格納容器（D/W側）内の不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。

②③ 重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（D/W側）を開とし、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長に報告する。

②④ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）内の不活性ガス（窒素）注入を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始まで115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、可搬型窒素供給装置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している。

(添付資料1.9.3)

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に

到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより、外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。

なお、格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機する。また、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内でデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）が注入された場合において、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合。

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-3図に、タイムチャートを第1.9-4図に示す。（S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑫以外は同様）

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。

②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント

トのため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。

③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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。

⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑩運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑫^a S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子

炉格納容器内の水素及び酸素の排出のため、第一弁（S／C側）を開にし、発電長に報告する。

⑫^bD／W側ベントの場合

第一弁（S／C側）が開できない場合、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出のため、第一弁（D／W側）を開にし、発電長に報告する。

⑬発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を災害対策本部長に連絡する。

⑭発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、第二弁を開とする。第二弁が開できない場合は、第二弁バイパス弁を開とする。格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）及び格納容器雰囲気モニタ指示値の低下、並びにフィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑯発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を連絡する。

⑰発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の水素濃度が格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器雰囲気モニタにて可燃限界未満になったこと、及び可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が可能となったことを確認し、第一弁（S／C側又はD／W側）を閉

にるように指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）を閉にし、発電長に報告する。

⑲発電長は、第一弁（S／C側又はD／W側）を閉にしたことを災害対策本部長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、格納容器ベント準備については、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS／C側は5分以内、D／W側は5分以内と想定する。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント準備完了から格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始まで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。

b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage] (1Pd)）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱時

に、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合。

- ②可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の注入を実施しており、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を実施した場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。（可燃性ガス濃度制御系B系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要も同様）

概要図を第1.9-5図に、タイムチャートを第1.9-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、加熱器、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、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量、可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力の上昇を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度、可

燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度，可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度，可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇により確認し，ウォームアップ運転が開始したことを確認する。

⑥運転員等は，発電長に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転を開始したことを報告する。

⑦運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系A系起動後約180分で可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃に温度制御されることを確認し，可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転が完了したことを確認する。

⑧運転員等は，発電長に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転が完了したことを報告する。

⑨発電長は，運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（SA），格納容器内酸素濃度（SA）及び格納容器雰囲気モニタで確認し，可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量を調整する。

⑪運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の低下により確認する。

⑫運転員等は，発電長に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで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。

また、可燃性ガス濃度制御系起動から約180分でウォームアップ運転が完了し、再結合運転が可能である。

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし、水素濃度及び酸素濃度を測定、及び監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-7図に、タイムチャートを第1.9-8図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度（S A）及び格

格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な圧縮機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の暖気が開始^{※2}又は完了し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，運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の暖気完了を確認した後，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動操作を行い，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定^{※3}が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

※2：通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており，交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後，暖気が自動的に開始される。

※3：格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によるD/W側，S/C側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切替わる。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，交流電源を確保してから格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による測定開始まで38分以内と想定する。なお，交流電源の喪失時には代替交流電源により緊急用MCCを受電した後，暖気が自動的に開始され，最長38分で

計測が可能である。また、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. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器雰囲気モニタにより監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。（格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様）

概要図を第1.9-9図に、タイムチャートを第1.9-10図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要なポンプ、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、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定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（当直運転員）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格納容器雰囲気モニタの起動まで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、格納容器雰囲気モニタ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：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(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1.9-11図に示す。

原子炉起動時に、原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し、原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性化した状態とすることで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器雰囲気モニタにて監視する。

残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱時にお

いて、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合に、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を実施する。また、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合で、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器雰囲気モニタにて3.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する準備をする。原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器雰囲気モニタにて4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。

原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器雰囲気モニタにて4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側の第一弁開操作を第一優先とする。S/C側の第一弁開操作が実施できない場合には、D/W側の第一弁開操作を実施する。その後、第二弁を開として水素及び酸素を排出する。第二弁開操作が実施できない場合には、第二弁バイパス弁を開操作して水素及び酸素を排出する。

1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備に

より給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電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。

1.9.2.3 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の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等」にて整備する。

可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を注入する手順，及び第二弁操作室の正圧化手順については、「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」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順については、「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1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
			主要設備	関連設備	
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系 ^{※2}	— ^{※3}	— ^{※2}
			原子炉格納容器	重大事故等対応設備	

※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: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等が発生した際に使用するものではないため, 重大事故等対応設備とは位置づけない。

※4: 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。

※5: 手順については「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」にて整備する。

※6: 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 (2/8)

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
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	主要設備	可搬型窒素供給装置※ ⁶	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) 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器 可搬型代替交流電源設備※ ⁶ ・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	

※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：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※4：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。

※5：手順については「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」にて整備する。

※6：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 (3/8)

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}
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	主要設備	格納容器圧力逃がし装置 ^{※5}	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備 ^{※6} ・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 可搬型代替交流電源設備 ^{※6} ・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 可搬型代替直流電源設備 ^{※6} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・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

※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：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※4：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。

※5：手順については「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」にて整備する。

※6：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 (4/8)

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}
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	主要設備	可燃性ガス濃度制御系プロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備 ^{※6} ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※6} ・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	重大事故等対処設備
				可燃性ガス濃度制御系配管・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：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※4：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。

※5：手順については「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」にて整備する。

※6：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 (5/8)

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}
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視(SA)	主要設備	格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内酸素濃度(SA)	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」
			関連設備	常設代替交流電源設備 ^{※6} ・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 可搬型代替交流電源設備 ^{※6} ・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	

※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: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等が発生した際に使用するものではないため, 重大事故等対処設備とは位置づけない。

※4: 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。

※5: 手順については「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」にて整備する。

※6: 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 (6/8)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
水素爆発による 原子炉 格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ①	主要設備	残留熱除去系海水ポンプ ^{※4} 格納容器雰囲気モニタ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※4}	重大事故等 対応設備 自主 対策 設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」
			関連設備	非常用交流電源設備 ^{※6} ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用 海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※6} ・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 燃料補給設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等 対応 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: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等が発生した際に使用するものではないため, 重大事故
等対応設備とは位置づけない。

※4: 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。

※5: 手順については「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」にて整備する。

※6: 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（7／8）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視②	主要設備	緊急用海水ポンプ※4 格納容器雰囲気モニタ 可搬型代替注水大型ポンプ※4	重大事故等対応設備 自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」
			関連設備	非常用交流電源設備※6 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※6 ・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 燃料補給設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	

※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：原子炉運転中は格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。

※4：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。

※5：手順については「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」にて整備する。

※6：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 (8/8)

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
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	代替電源設備による給電	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※5 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※6 ・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 可搬型代替交流電源設備※6 ・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

※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：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※4：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。

※5：手順については「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」にて整備する。

※6：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 1.9-2 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な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 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対応手順 (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止			
b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	判断基準	原子炉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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 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 残留熱除去系熱交換器出口温度
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力
	操作	原子炉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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サブプレッション・プール水温度※1
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉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 (常設ライン用) ※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ※1 残留熱除去系系統流量※1 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
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力		

※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 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対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止			
a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	判断基準	原子炉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
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系プロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系プロワ吸込ガス圧力
		操作	原子炉格納容器内の放射線量率
	原子炉格納容器内の圧力		ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サプレッション・プール水温度※ ¹
	原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
	原子炉格納容器内の酸素濃度		格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
	最終ヒートシンクの確保		フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹
	補機監視機能		モニタリング・ポスト

- ※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 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対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止			
b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	判断基準	原子炉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
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度

※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 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対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	原子炉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
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ 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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

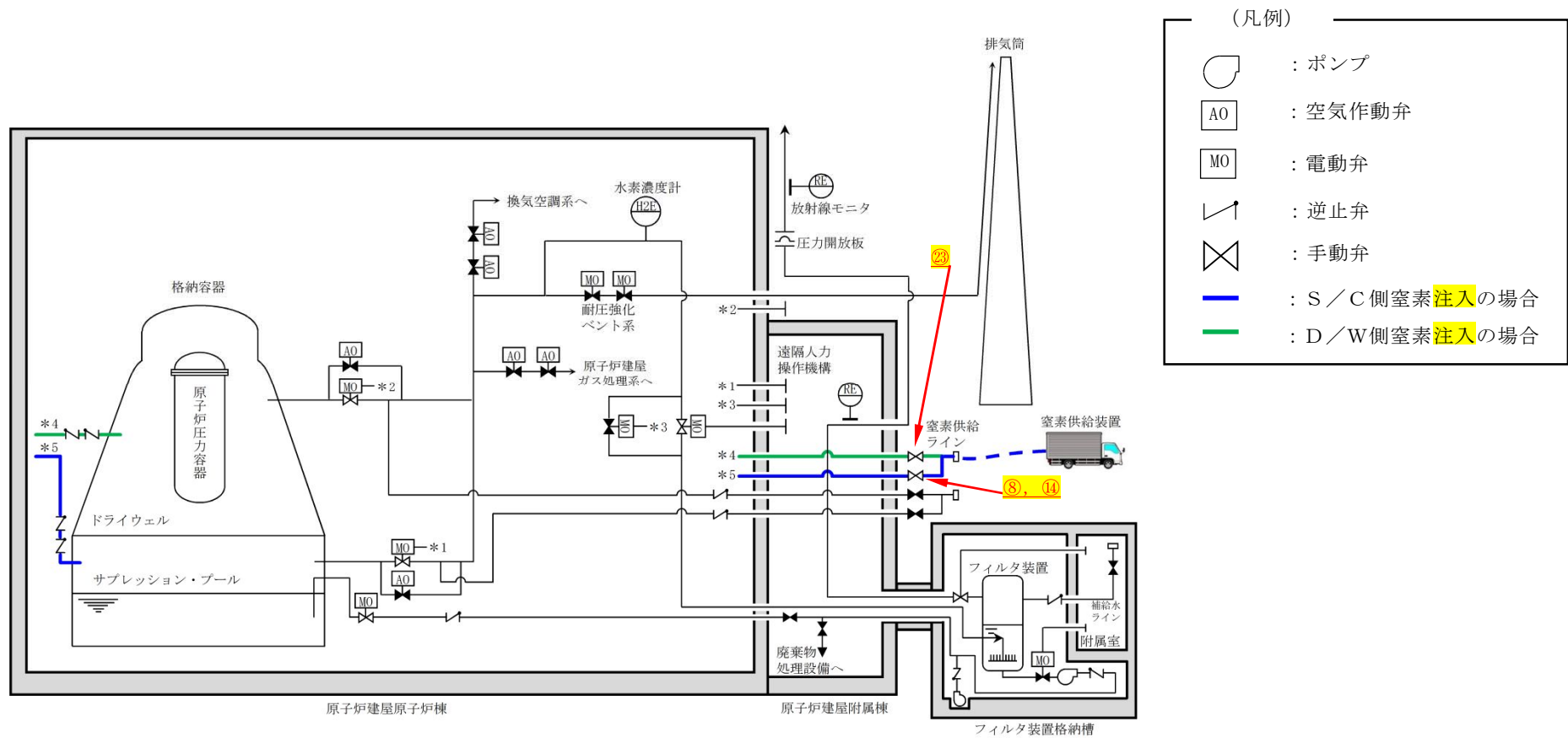
監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 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対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	原子炉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
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ ¹
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器雰囲気モニタ
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

- ※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: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

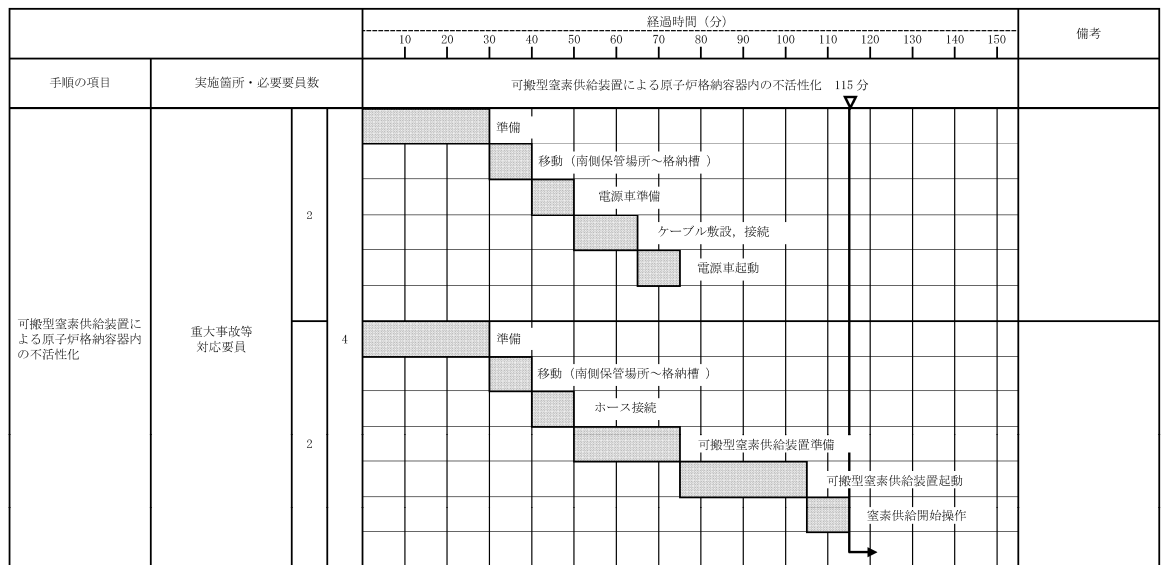
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	第一弁（S/C側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第一弁（D/W側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁バイパス弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	格納容器内水素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	格納容器内酸素濃度（SA）	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



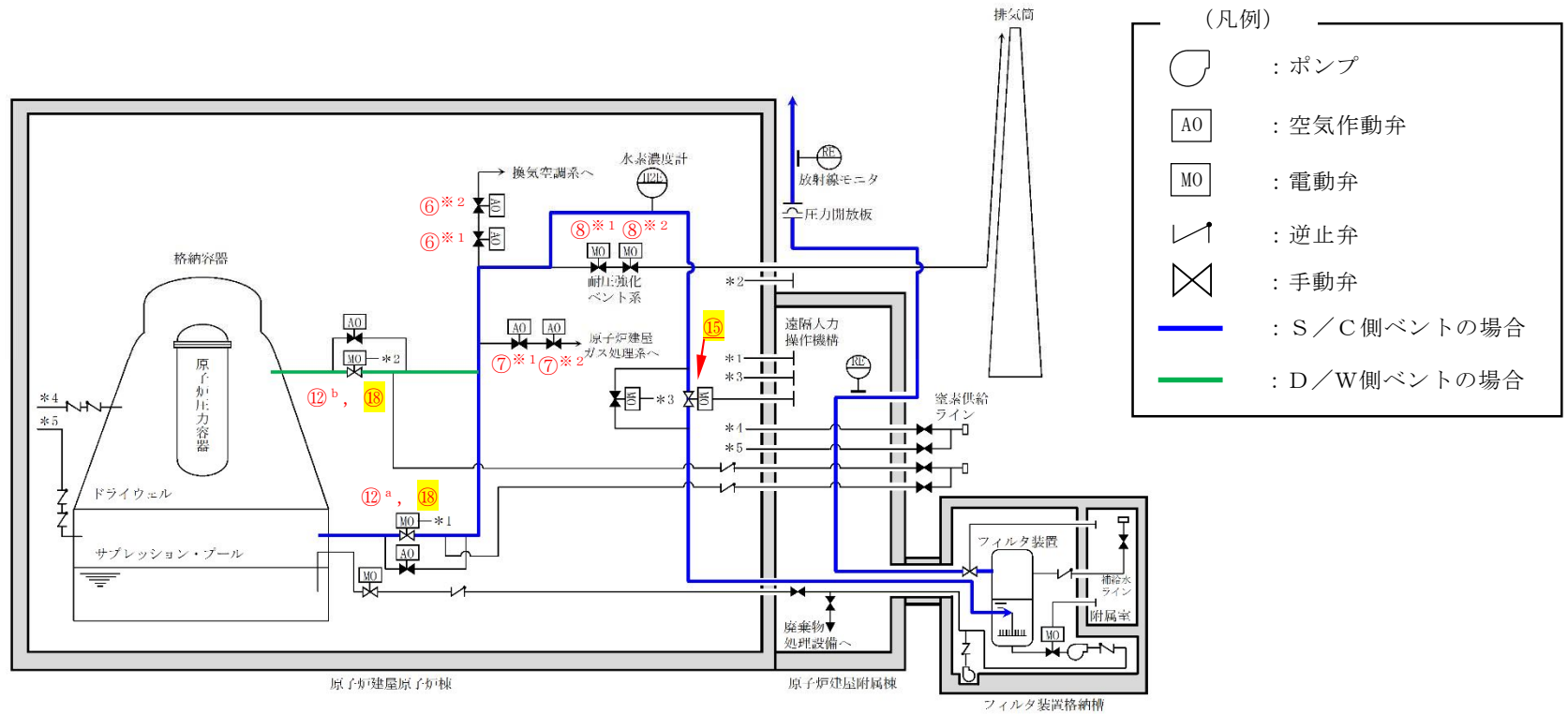
操作手順	弁名称
⑧, ⑭	窒素ガス補給弁 (S/C側)
⑳	窒素ガス補給弁 (D/W側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.9-1 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 概要図



第 1.9-2 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	換気空調系一次隔離弁	⑧※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑥※2	換気空調系二次隔離弁	⑫ ^a , ⑮	第一弁 (S/C側)
⑦※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ ^b , ⑮	第一弁 (D/W側)
⑦※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑮	第二弁 又は 第二弁バイパス弁
⑧※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁		

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。

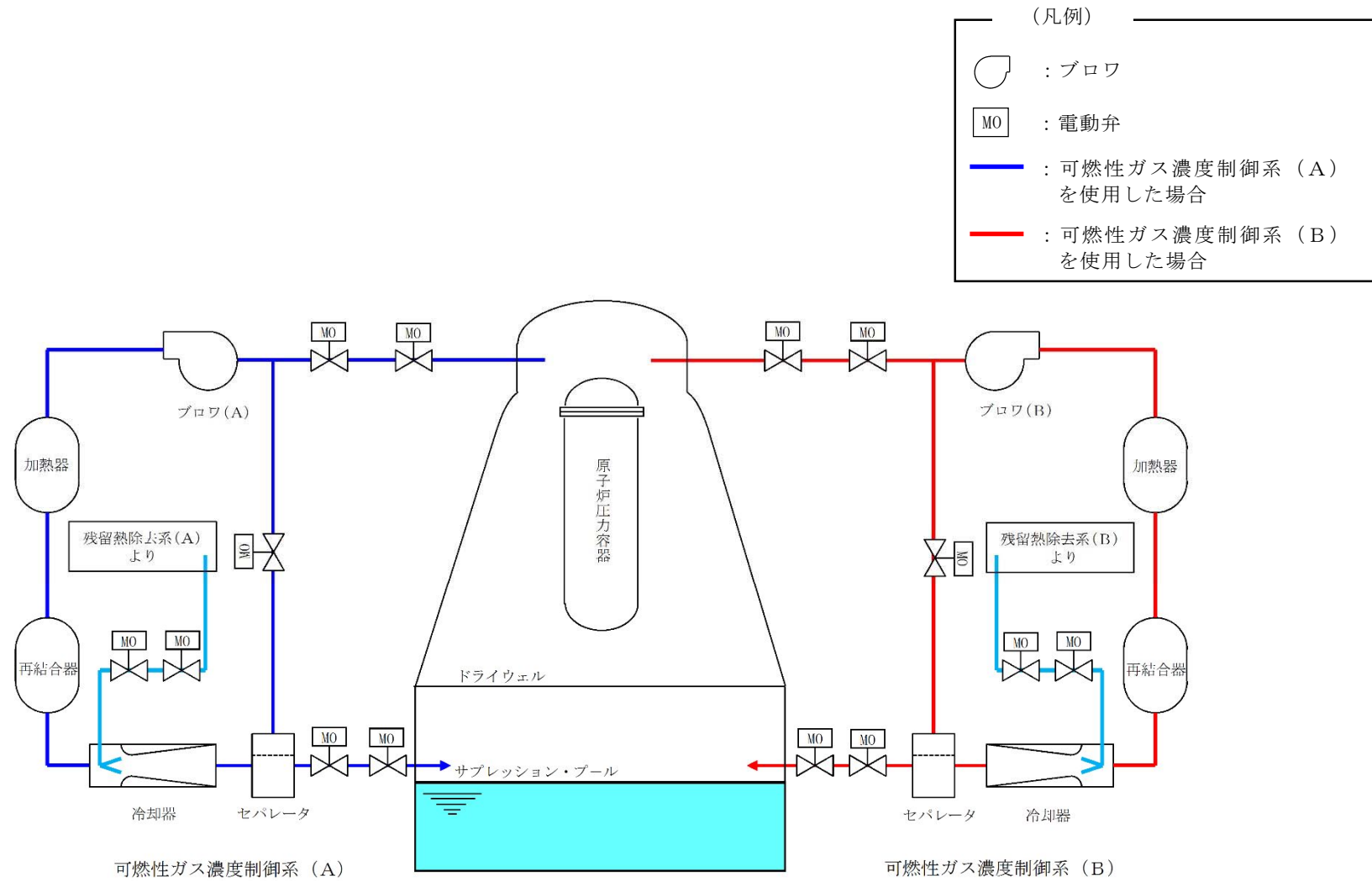
第1.9-3図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 概要図

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント判断										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 (格納容器ベント準備: S/C側ベントの場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					5分 格納容器ベント準備完了					
							系統構成					
							←					

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント判断										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 (格納容器ベント準備: D/W側ベントの場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					5分 格納容器ベント準備完了					
							系統構成					
							←					

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント準備完了										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					5分 格納容器ベント					
							格納容器ベント開始操作					
							→					

第 1.9-4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 タイムチャート

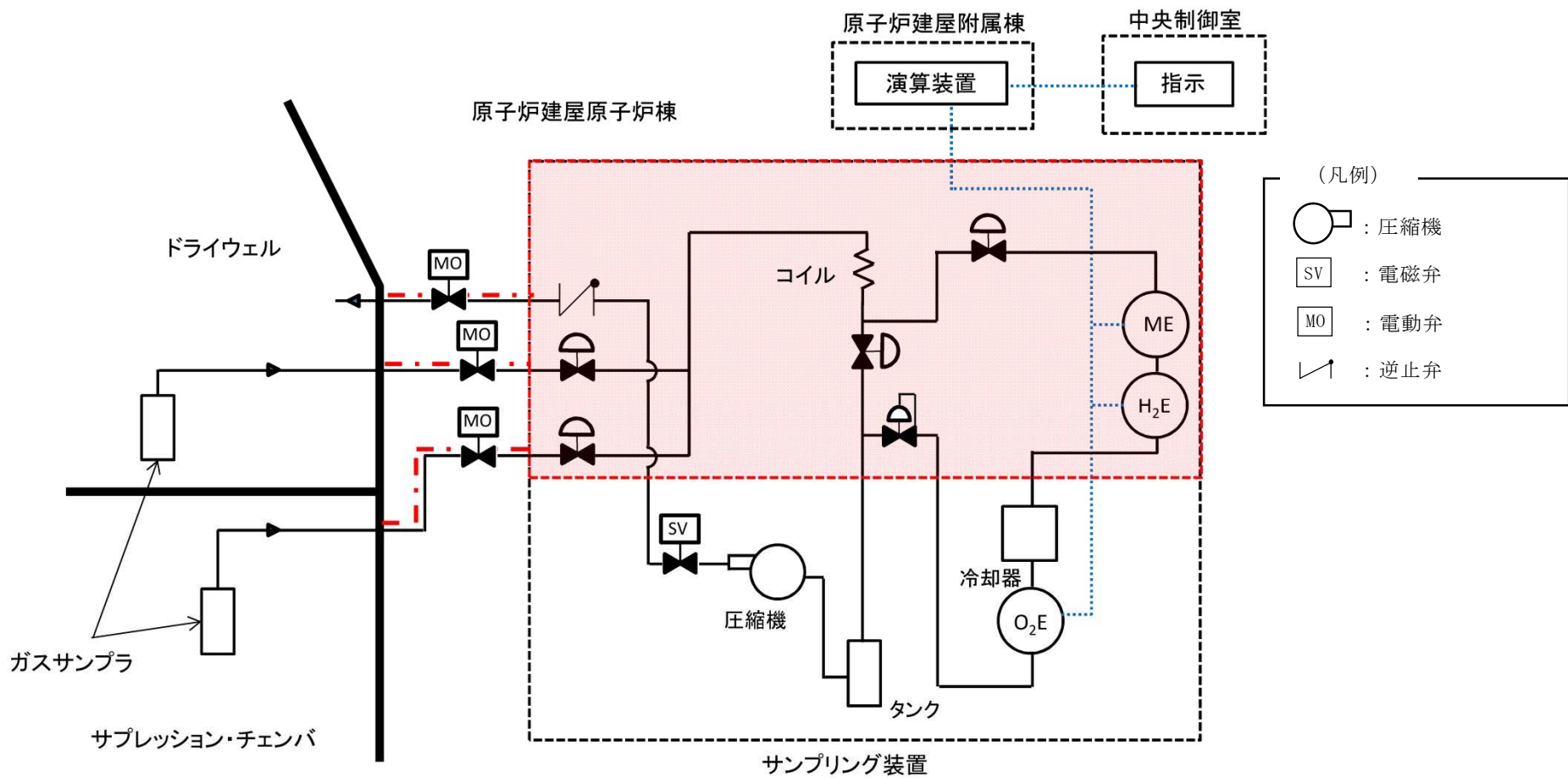


第1.9-5図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

		経過時間 (分)										備考
		5	10	15	165	170	175	180	185	190		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	6分 可燃性ガス濃度制御系プロボ起動 再結合 (プロボ起動後、約180分以内)										
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	<p>系統構成、起動操作</p> <p>ウォームアップ運転</p>										可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ^{※1}

※1：可燃性ガス濃度制御系B系による原子炉格納容器内の水素濃度制御開始まで約180分以内と想定する。

第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御
タイムチャート



第1.9-7図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)												備考					
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60						
		交流電源確保																	
		格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による測定開始 38分																	
格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																	

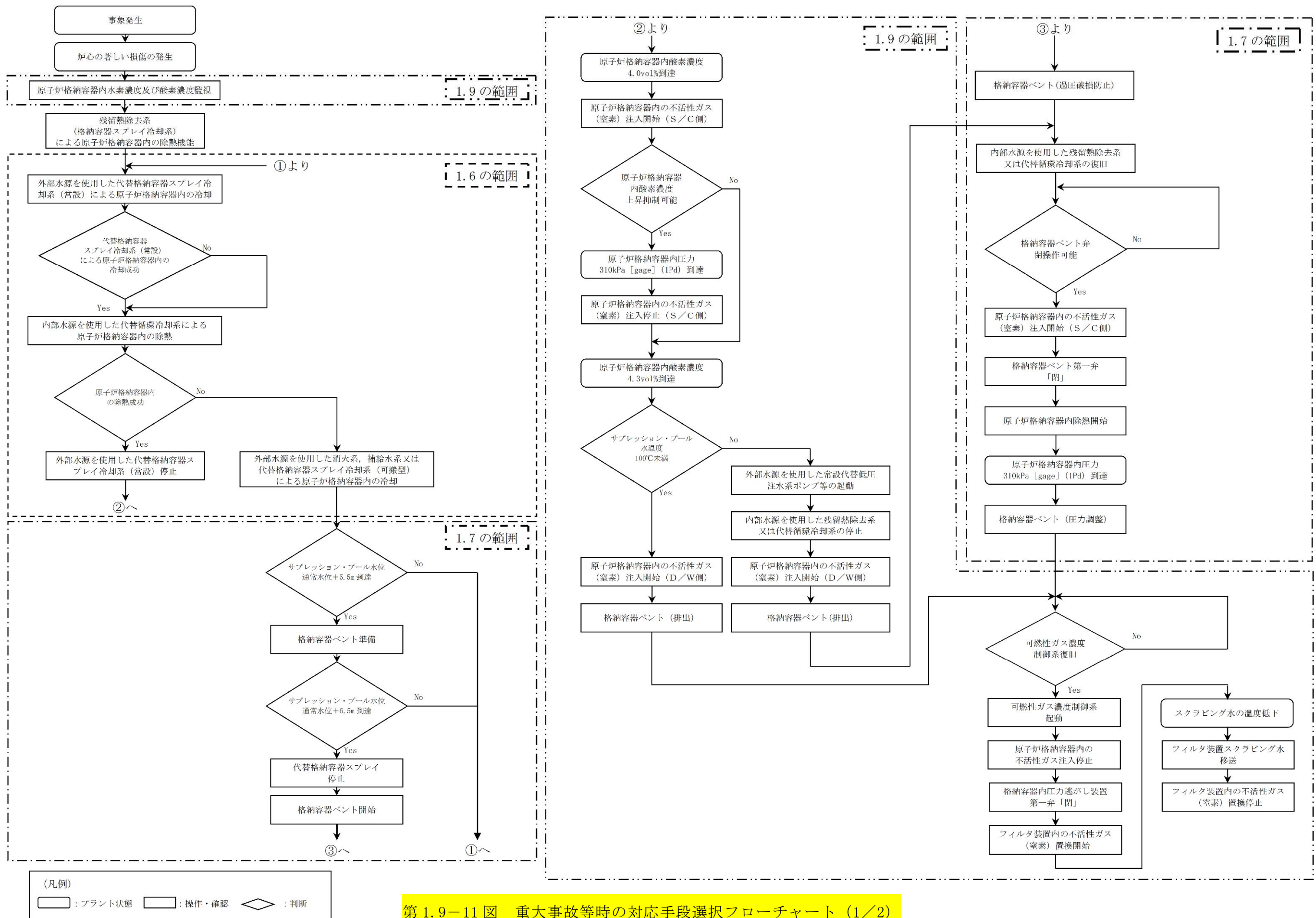
※1: 通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

第1.9-8図 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート

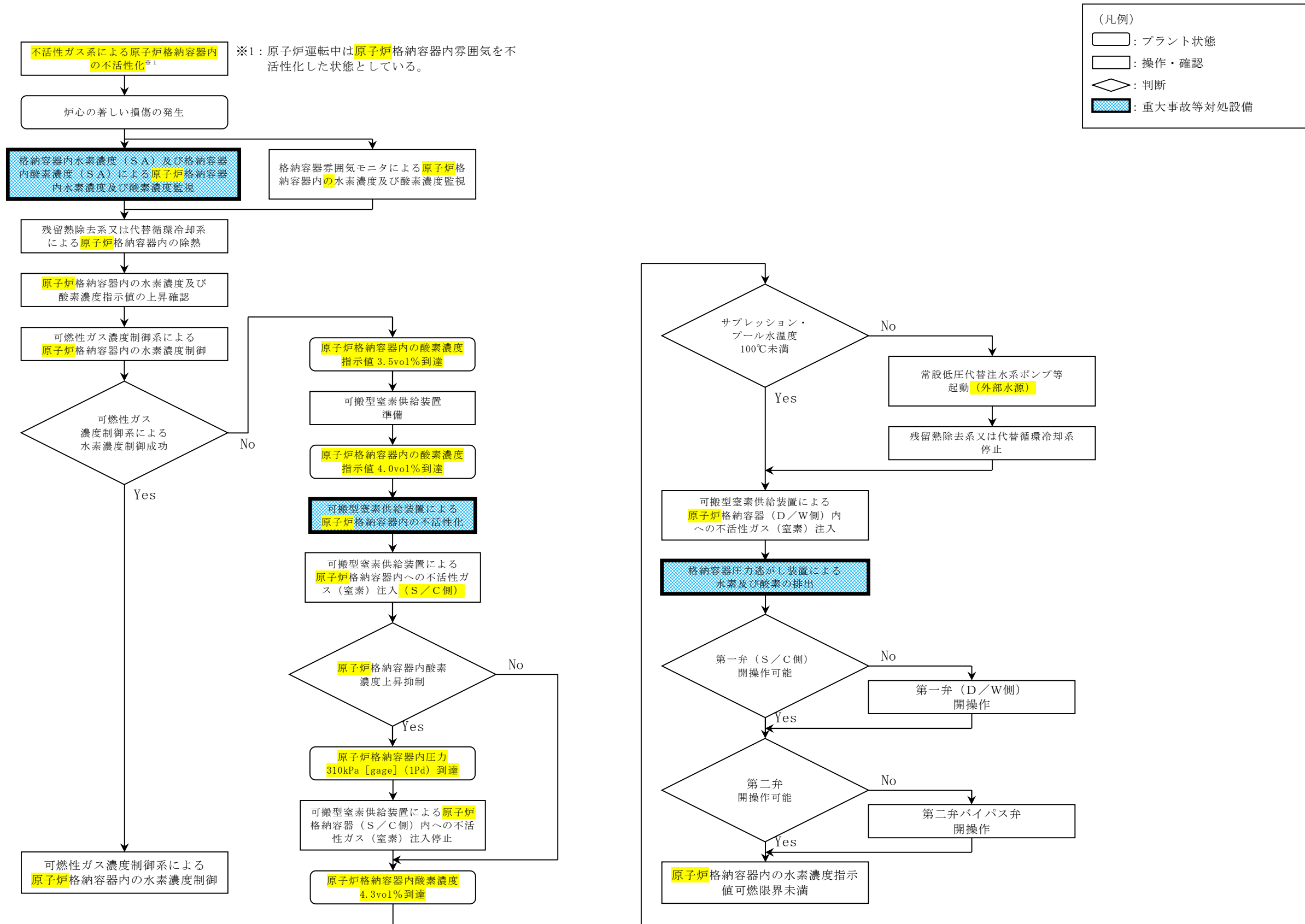
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器雰囲気モニタ起動 5分										
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1										格納容器雰囲気モニタ (A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ^{※1}

※1：冷却水を確保してから格納容器雰囲気モニタ (B) の起動まで5分以内と想定する。

第1.9-10図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第 1.9-11 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.9-11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（1/5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。</p>	①	<p>【本文】 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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。</p>	<p>【解釈】 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。</p>	—
<p>(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p><BWR> a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p><BWR> a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2)PWRのうち必要な原子炉 a)水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWRのうち必要な原子炉> b)水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWRのうち必要な原子炉> b)水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3)BWR及びPWR共通 a)原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源設備が、要かならぬ場合は代替電源からの給電を可能とすること。</p>	③	<p><BWR及びPWR共通> c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR及びPWR共通> c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b)炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑧ ⑨

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

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
不活性ガス系による 格納容器内の不活性化	不活性ガス系 ^{*1}	既設	② ⑥	-	-	-
	原子炉格納容器	既設				
可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器内の不活性化	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
原子炉格納容器圧力逃がし装置による 格納容器内の水素及び酸素の排出	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	-	-	-
	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				
-	-	-	-	-	原子炉格納容器内の水素濃度制御 可燃性ガス濃度制御系による	可燃性ガス濃度制御系プロフ
						可燃性ガス濃度制御系加熱器
						可燃性ガス濃度制御系再結合器
						可燃性ガス濃度制御系冷却器
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可燃性ガス濃度制御系配管・弁

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

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
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度 (SA)	新設	① ⑤ ⑧ ⑨	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ①	残留熱除去系海水ポンプ
	格納容器内酸素濃度 (SA)	新設				格納容器雰囲気モニタ
	常設代替交流電源設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	可搬型代替交流電源設備	新設				非常用交流電源設備
-	-	-	-	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ②	常設代替交流電源設備
						燃料補給設備
代替電源設備による給電	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	緊急用海水ポンプ
	格納容器内水素濃度 (SA)	新設				格納容器雰囲気モニタ
	格納容器内酸素濃度 (SA)	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	常設代替交流電源設備	新設				非常用交流電源設備
	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

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

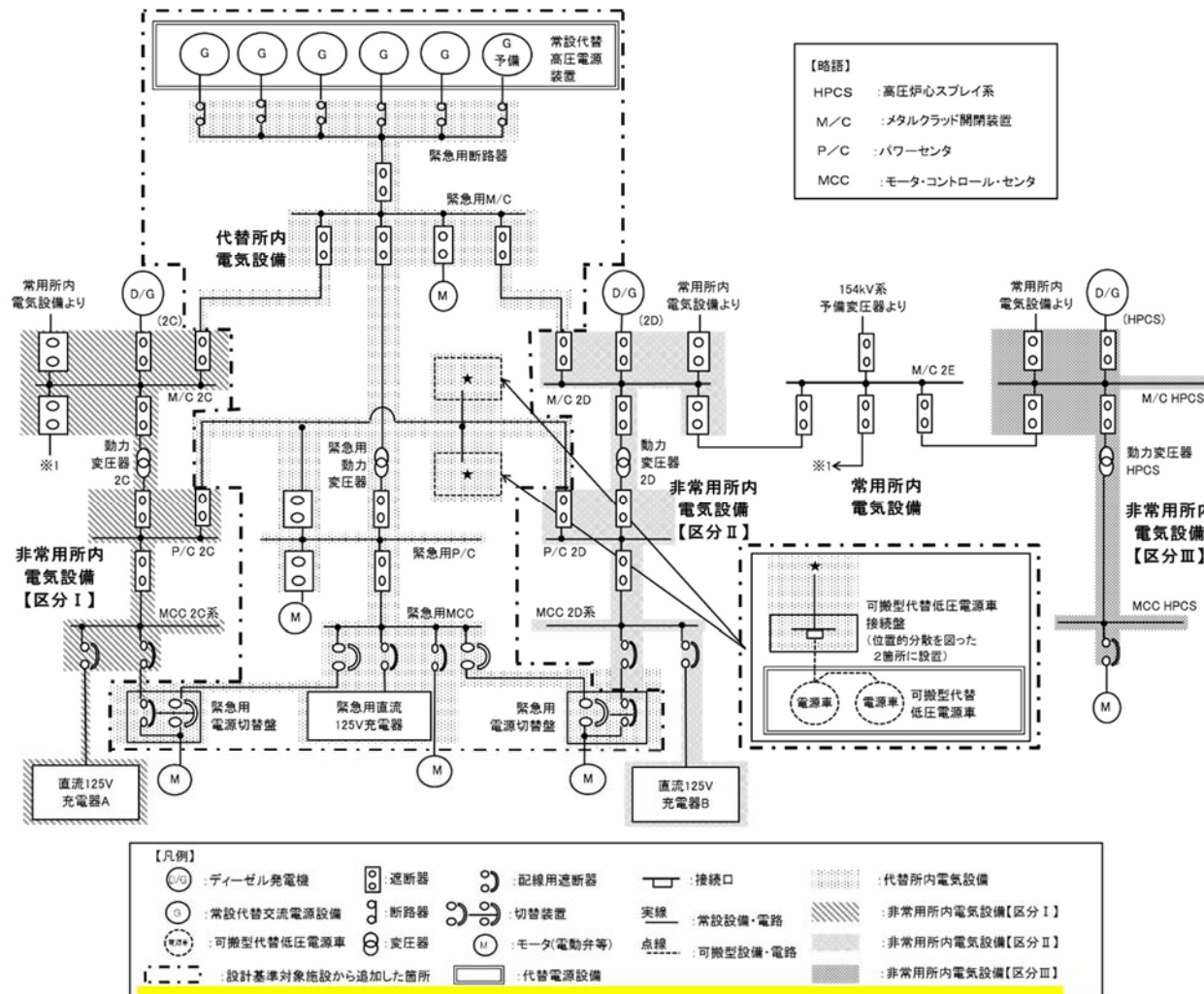
技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。</p>	<p>—</p>
<p>(1) BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性ガス系により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>(2) PWRのうち必要な原子炉 a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>対象外</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

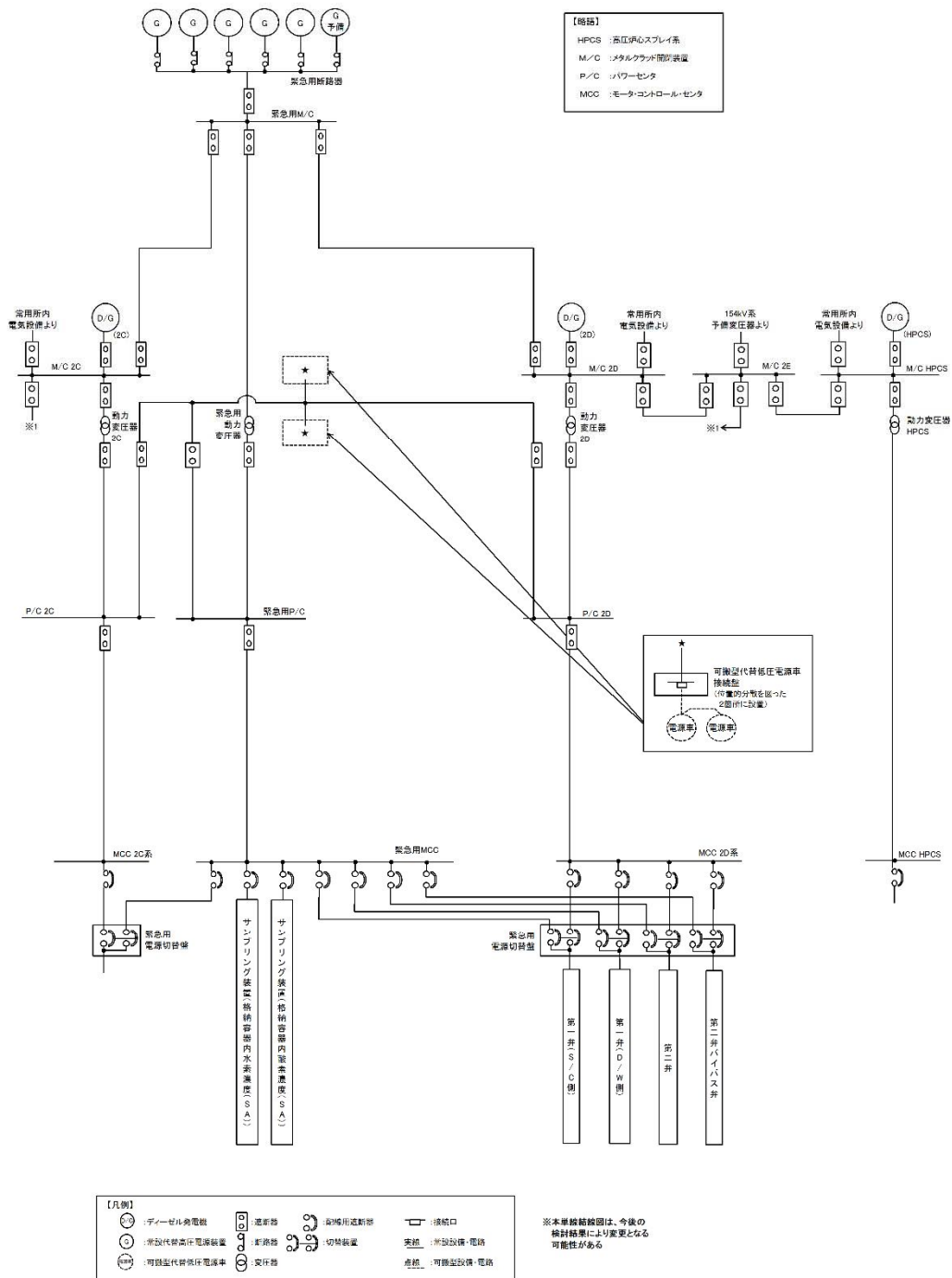
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p>（3）BWR及びPWR共通</p> <p>a）原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>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。</p>
<p>b）炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。



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. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

a. 操作概要

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給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（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

【窒素ガス補給弁（D/W側）の場合】

原子炉建屋東側屋外：4分（操作対象：1弁）

【窒素ガス補給弁（S/C側）の場合】

原子炉建屋東側屋外：4分（操作対象：1弁）

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，格納容器ベント操作後の汚染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）を着用して作業を行う。

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：ホースの接続は汎用の結合金具であり，容易に操作可能とする。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。