

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 19
提出年月日	平成 29 年 6 月 13 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 6 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の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



## 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.2.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a . 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

##### b . フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- (a) 高圧代替注水系による原子炉注水
- (b) 重大事故等対処設備

##### c . サポート系故障時の対応手段及び設備

- (a) 全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
- (b) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧
- (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### d . 監視及び制御

- (a) 監視及び制御
- (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### e . 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

- (a) 重大事故等の進展抑制
- (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### f . 手順等

#### 1.2.2 重大事故等時の手順

##### 1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

#### 1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

##### (1) 高圧代替注水系による原子炉注水

- a . 中央制御室からの高圧代替注水系起動
- b . 現場手動操作による高圧代替注水系起動

##### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

#### 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

- a . 中央制御室からの高圧代替注水系起動
- b . 現場手動操作による高圧代替注水系起動

##### (2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

- a . 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- b . 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

##### (3) 重大事故等時の対応手段の選択

- a . 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応
- b . 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

#### 1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順

##### (1) 重大事故等の進展抑制

- a . ほう酸水注入系による原子炉注水
- b . 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

##### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

#### 1.2.2.5 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.3 重大事故対策の成立性

1．現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 高圧代替注水系現場起動

2．ほう酸水注入系による原子炉注水

(1) ほう酸水注入系による原子炉注水（現場操作）

添付資料1.2.4 解釈一覧

1．判断基準の解釈一覧

2．操作手順の解釈一覧

## 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

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

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

#### a) 可搬型重大事故防止設備

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

#### b) 現場操作

) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な



期間 の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。

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

c) 監視及び制御

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

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

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

(2) 復旧

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

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

(3) 重大事故等の進展抑制

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

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

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

### 1.2.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

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

#### 1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

#### 2 自主対策設備

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

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

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

### a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

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

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

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

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

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サプレッション・プール

## b . フロントライン系故障時の対応手段及び設備

### (a) 高圧代替注水系による原子炉注水

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

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

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

- ) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水

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

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水

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

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

(b) 重大事故等対処設備

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

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

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

(添付資料1.2.1)

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

c . サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

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

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

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

) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水

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

) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水

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

(b) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）及び代替直流電源設備（常設又は可搬型）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により、所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・復水貯蔵タンク

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

) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・復水貯蔵タンク

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

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備



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

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

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

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

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

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

（添付資料1.2.1）

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

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



・復水貯蔵タンク

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

d . 監視及び制御

(a) 監視及び制御

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

また，原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。

さらに，原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，S A 広帯域，S A 燃料域）
- ・原子炉圧力，原子炉圧力（S A）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・サプレッション・プール水位

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域<sup>1</sup>，燃料域<sup>1</sup>，S A 広帯域<sup>1</sup>，S A 燃料域<sup>1</sup>）
- ・可搬型計測器
- ・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力<sup>1</sup>

- ・ 高圧代替注水系ポンプ入口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン排気圧力

1：中央制御室にて監視するが，現場においても監視可能。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料1.2.1）

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

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

- ・ 監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）及び現場計器

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

動時には，原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

e . 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

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

) ほう酸水注入系による進展抑制

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

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

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

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク

) 制御棒駆動水圧系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・ 制御棒駆動水ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料1.2.1)

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

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

- ・ほう酸水注入系（原子炉へ注水を継続させる場合）

ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ほう酸水貯蔵タンクに補給することができ、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

- ・制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンク

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できない。また、制御棒駆動水ポンプ等は耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展抑制のための手段として有効である。

#### f . 手順等

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

これらの手順は、運転員等<sup>1</sup>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（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.2 - 1表）

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

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

（添付資料1.2.2）

## 1.2.2 重大事故等時の手順

### 1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

#### (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

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

なお、原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系が停止した場合、又は原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系系統流量が確保できず、原子炉圧力容器内の水位低下が継続している場合に、原子炉隔離時冷却系を手動停止する。ただし、原子炉圧力容器内の水位が

原子炉水位異常低下（レベル1）設定点未満で、原子炉圧力容器内の圧力が確保された場合に、原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部に到達するまでに原子炉への注水を開始する。

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

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

a．手順着手の判断基準

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

b．操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2 - 4図に示す。

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

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

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

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

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

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

#### c．操作の成立性

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

#### (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

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

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

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

a . 手順着手の判断基準

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

b . 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2 - 5図に示す。

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

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

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

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

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

なお，サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）の全開操作を実施後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブ



レッション・プール)を全閉とすることで水源の切り替えを実施する。

c. 操作の成立性

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

1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

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

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを第1.2 - 2図及び第1.2 - 3図に，概要図を第1.2 - 6図に，タイムチャートを第1.2 - 7図に示す。

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

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

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

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

運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉にする。

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

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

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

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

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

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

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

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで10分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

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

なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。また、これらの計測機器が故

障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

高压代替注水系現場起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2 - 2図及び第1.2 - 3図に，概要図を第1.2 - 8図に，タイムチャートを第1.2 - 9図に示す。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

(c) 操作の成立性

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

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明

及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.2.3)

## (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2 - 14図に示す。

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

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

### 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

#### (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

##### a . 中央制御室からの高圧代替注水系起動

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

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却手順については、「1.2.2.2(1) a . 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却手順については、「1.2.2.2(1) a . 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

b . 現場手動操作による高圧代替注水系起動

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

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



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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

（添付資料1.2.3）

(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

a . 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

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



保して原子炉注水を実施する。

なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されており、崩壊熱除去機能である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。

サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合には、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

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

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

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

なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されており、崩壊熱除去機能である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。

サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合には、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

また、原子炉隔離時冷却系の第一水源はサブプレッション・プールであるが、サブプレッション・プールの水位低下、又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場

合は、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える手段もある。水源の切り替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

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

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2 - 14図に示す。

a . 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応

中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

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

b．全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

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

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

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

1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a．ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合には、ほう

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2 - 2図及び第1.2 - 3図に、概要図を第1.2 - 10図に、タイムチャートを第1.2 - 11図に示す。

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

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

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

運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（B）起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A（B）」位置にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入

系爆破弁が開となり，ほう酸水注入ポンプが起動する。)を実施する。

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

#### 【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】

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

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

#### (c) 操作の成立性

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

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

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

b . 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2 - 2図及び第1.2 - 3図に，概要図を第1.2 - 12図に，タイムチャートを第1.2 - 13図に示す。

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

運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水圧系による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等による確認及び，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。

発電長は，運転員等に制御棒駆動水ポンプの起動を指示する



運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水ポンプを起動し、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の開始を指示する。

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

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

(c) 操作の成立性

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

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2 - 14図に示す。

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



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

#### 1.2.2.5 その他の手順項目にて考慮する手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

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

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

原子炉水位の監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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

第1.2 - 1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段，対応設備，手順書一覧（1 / 15）

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

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 15）

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

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3 / 15）

（フロントライン系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4 / 15）

（フロントライン系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5 / 15）

（サポート系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6 / 15）

（サポート系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7 / 15）

（サポート系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（8 / 15）

（サポート系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9 / 15）

（サポート系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10 / 15）

（サポート系故障時）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11 / 15）

（監視及び制御）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12 / 15）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
監視及び制御		高圧代替注水系（現場起動時）の監視	主要設備	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 可搬型計測器	重大事故等対応設備
				原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13 / 15）

（重大事故等の進展抑制）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14 / 15）

（重大事故等の進展抑制）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（15 / 15）

（重大事故等の進展抑制）

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

1：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。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。



第1.2 - 2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 ( 1 / 8 )

対应手順	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)	
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対应手順			
(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	給水流量
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能	給水ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	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) <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 <sup>1</sup> 復水貯蔵タンク水位

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2 / 8)

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

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 3 / 8 )

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

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

2 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 4 / 8 )

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

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

2 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 5 / 8 )

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

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

監視計器一覧 ( 6 / 8 )

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

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

2 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 7 / 8 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			
a . ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 <sup>1</sup> 高圧代替注水系系統流量 <sup>1</sup>
		電源	275kV 東海原子力線 1 L , 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧 <sup>3</sup> M / C 2 D 電圧 <sup>3</sup> P / C 2 C 電圧 <sup>3</sup> P / C 2 D 電圧 <sup>3</sup>
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純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 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
- 3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 8 / 8 )

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

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

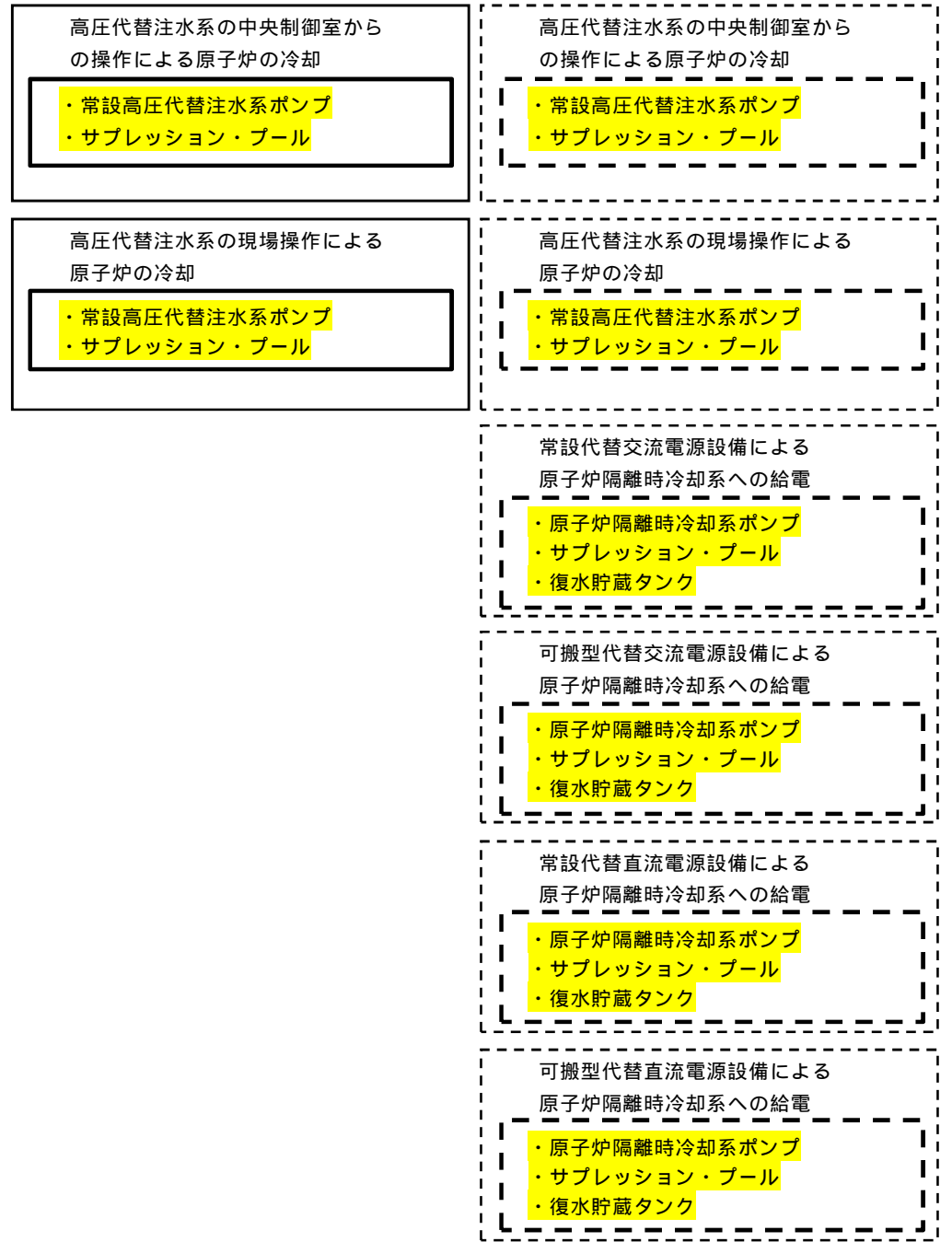
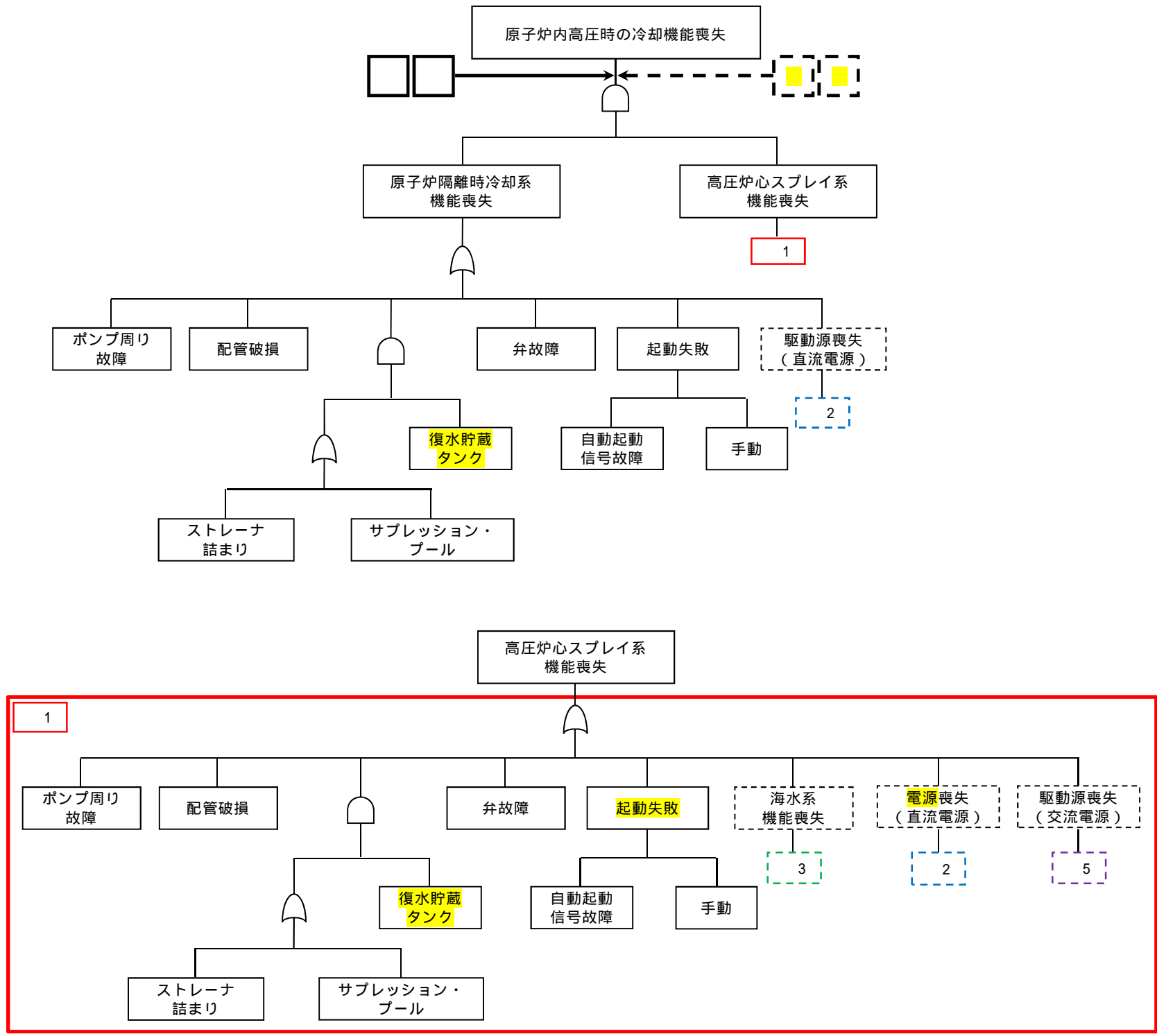
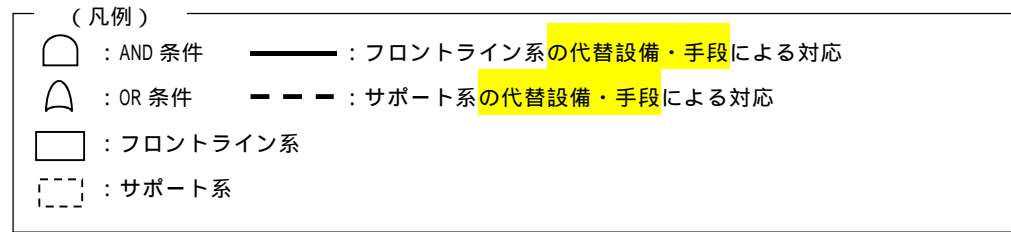
2 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

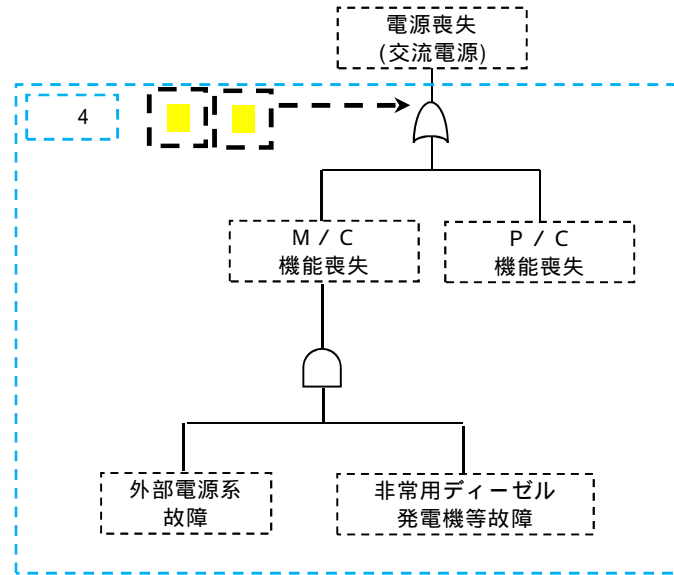
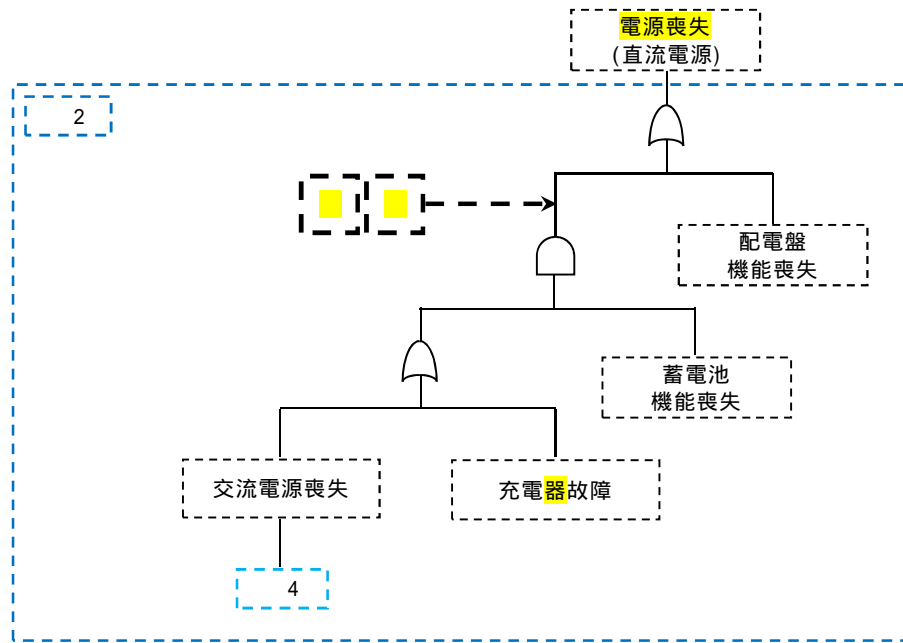
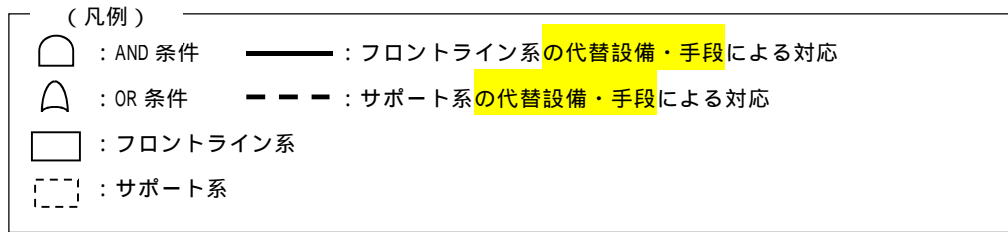


第1.2 - 3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

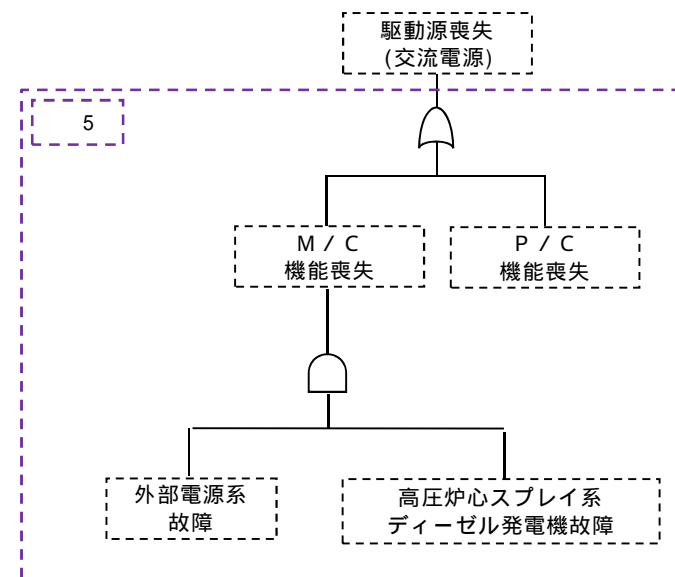
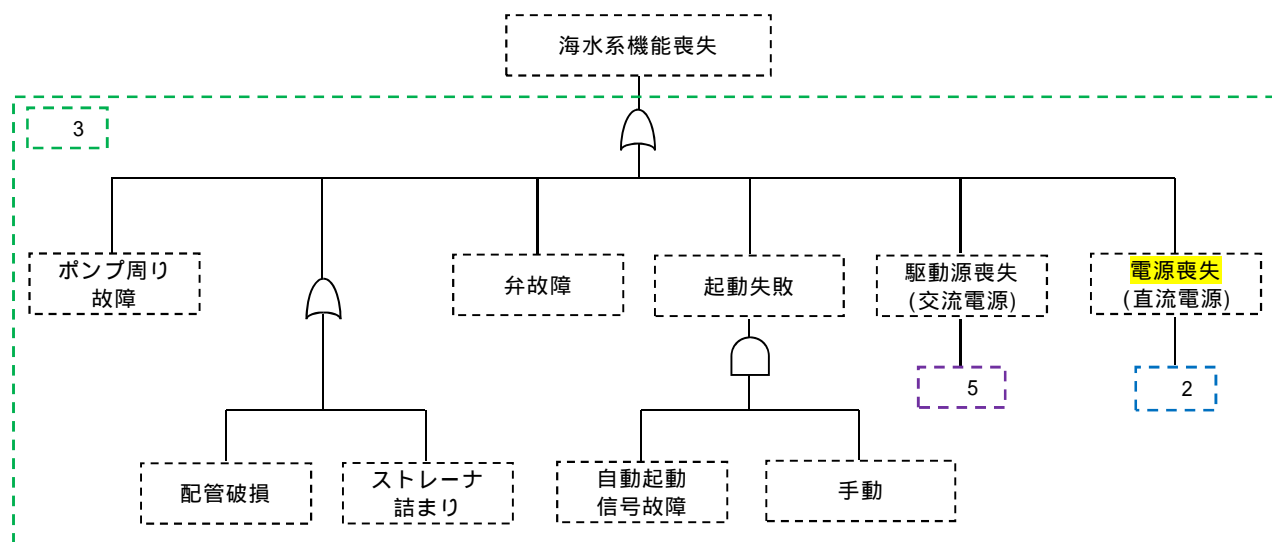
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p>	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 緊急用直流125V主母線盤</p>
	<p>高圧代替注水系ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤</p>



第 1.2 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)



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



高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却

- 常設高圧代替注水系ポンプ
- サブプレッション・プール

高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却

- 常設高圧代替注水系ポンプ
- サブプレッション・プール

高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却

- 常設高圧代替注水系ポンプ
- サブプレッション・プール

高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却

- 常設高圧代替注水系ポンプ
- サブプレッション・プール

常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

- 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- サブプレッション・プール
- 復水貯蔵タンク

可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

- 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- サブプレッション・プール
- 復水貯蔵タンク

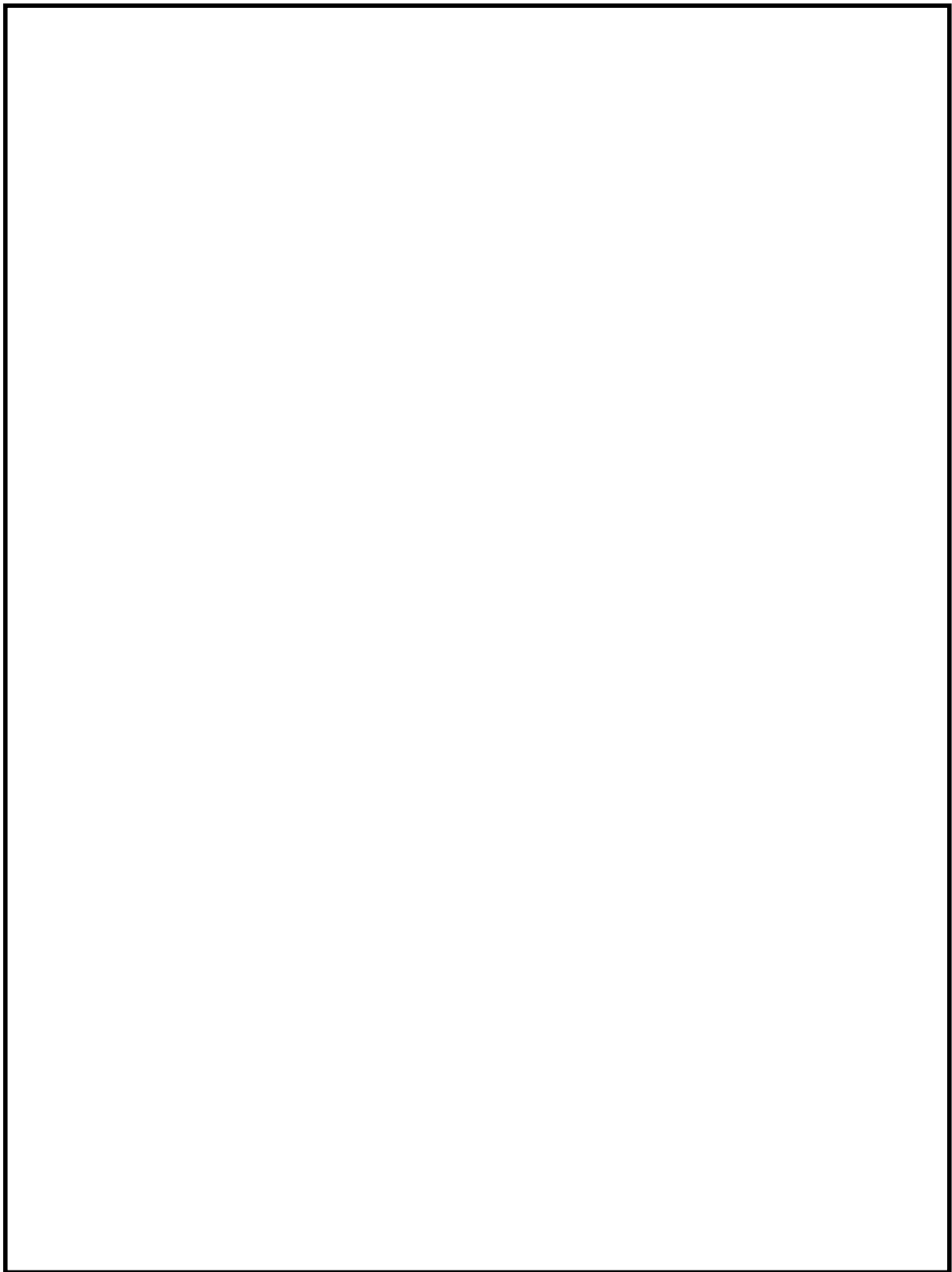
常設代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

- 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- サブプレッション・プール
- 復水貯蔵タンク

可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

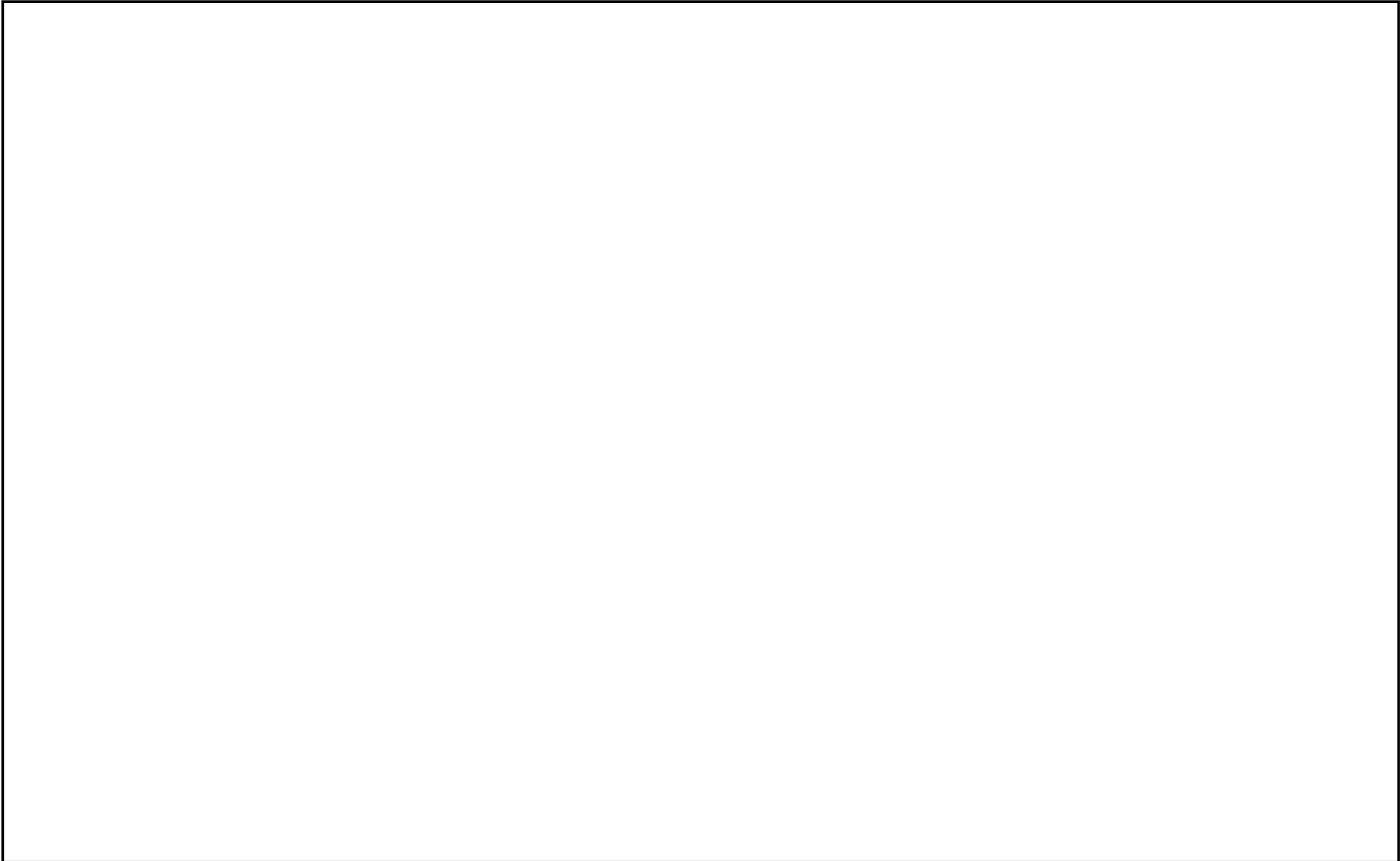
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- サブプレッション・プール
- 復水貯蔵タンク

第 1.2 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

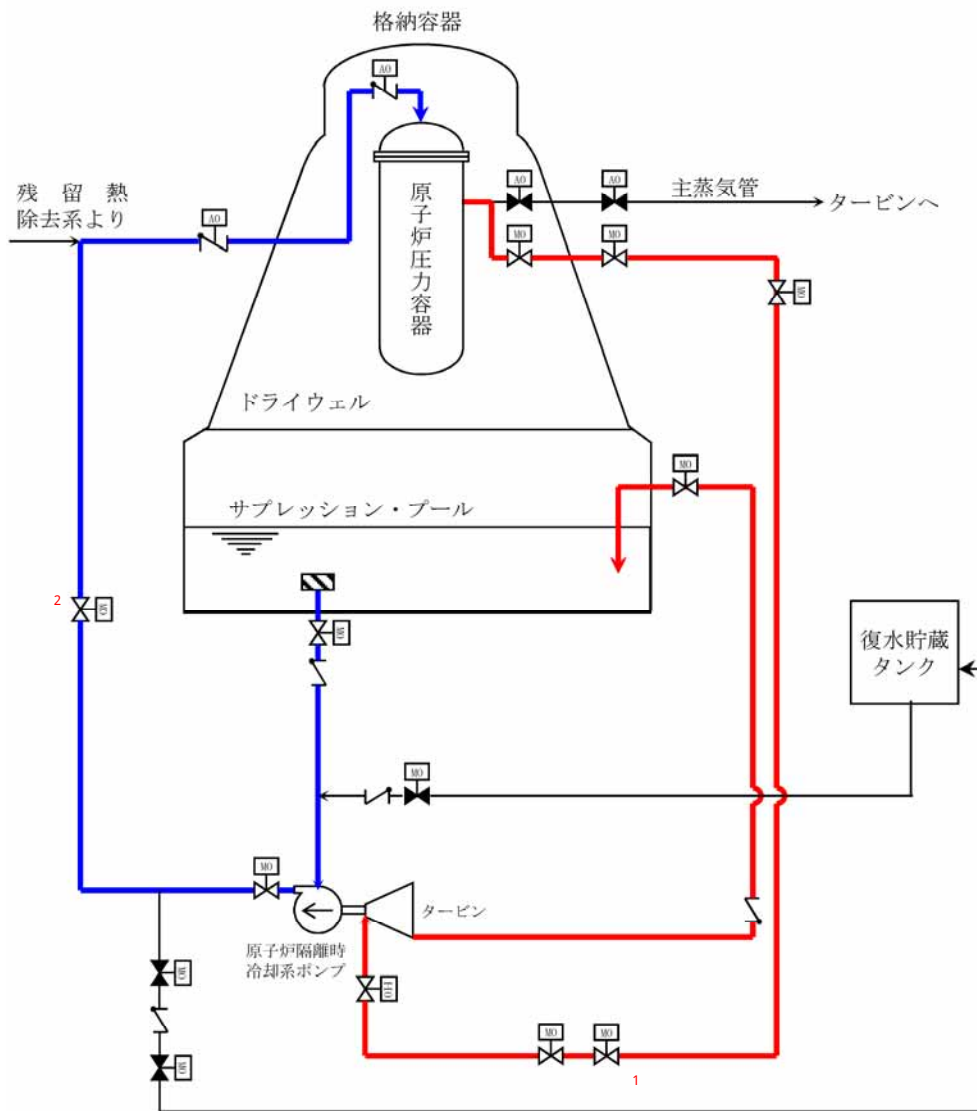


第 1.2 - 2 図 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 「水位確保」における対応フ

□ -



第1.2 - 3図 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 「水位回復」における対応フロー











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

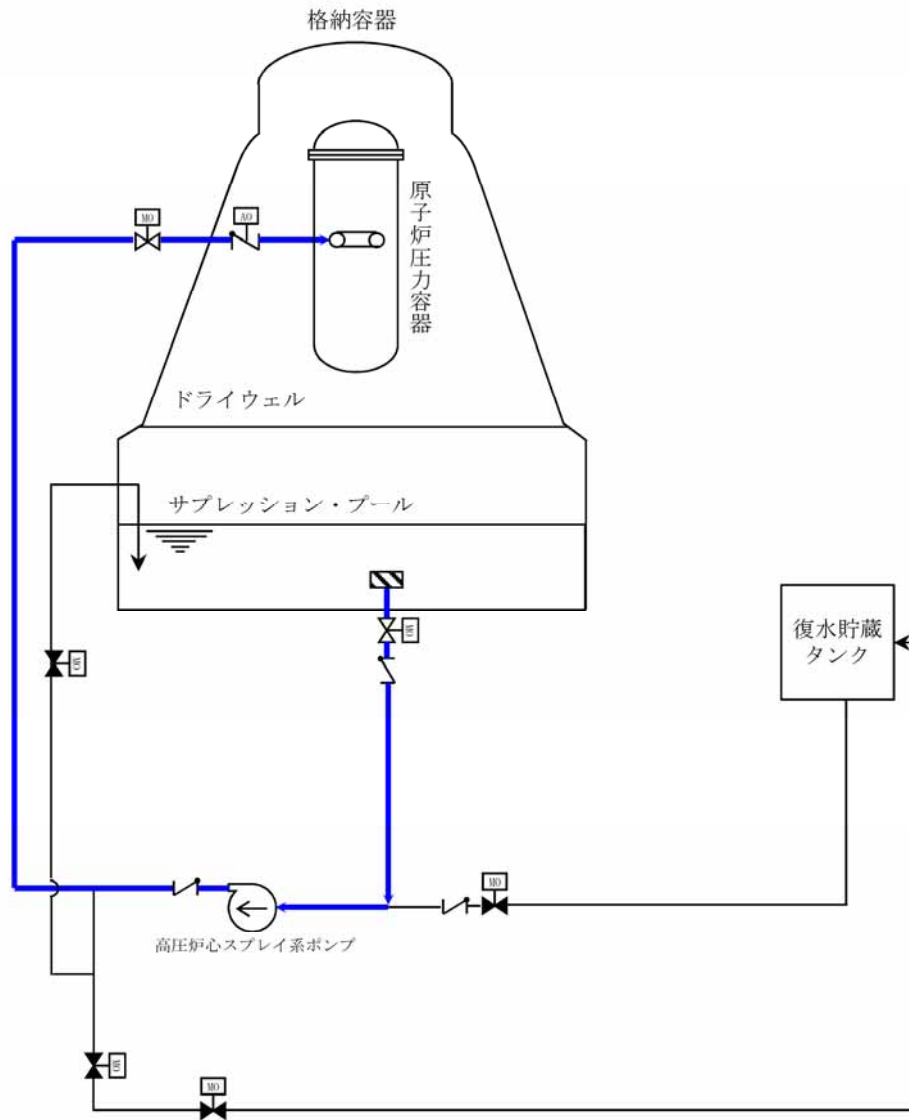
記載例 : 操作手順番号を示す。

1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。







(凡例)

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

第 1.2 - 4 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図



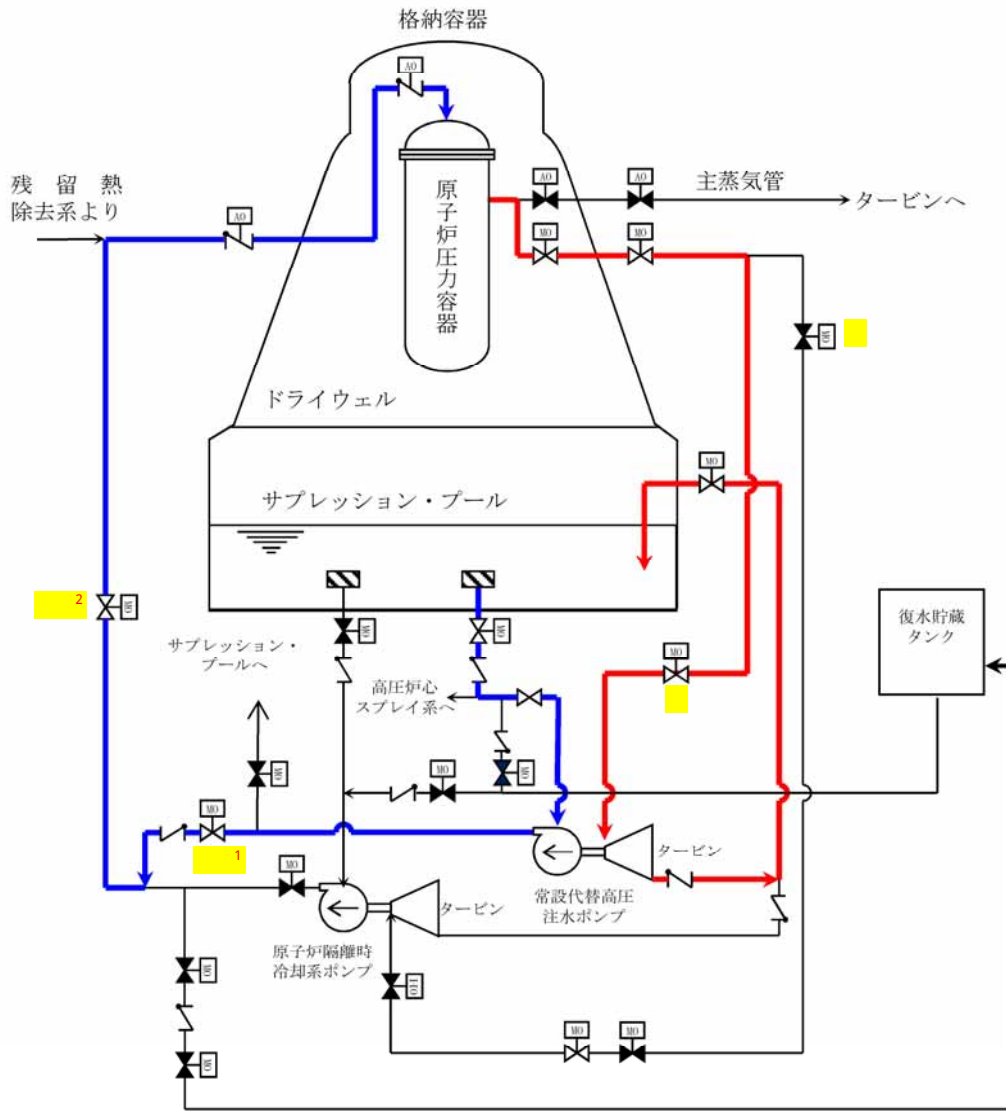
(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 注水ライン









操作手順	弁名称
	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁





記載例 : 操作手順番号を示す。

第 1.2 - 5 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図



(凡例)

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

操作手順	弁名称
	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁
	高圧代替注水系注入弁
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例 : 操作手順番号を示す。

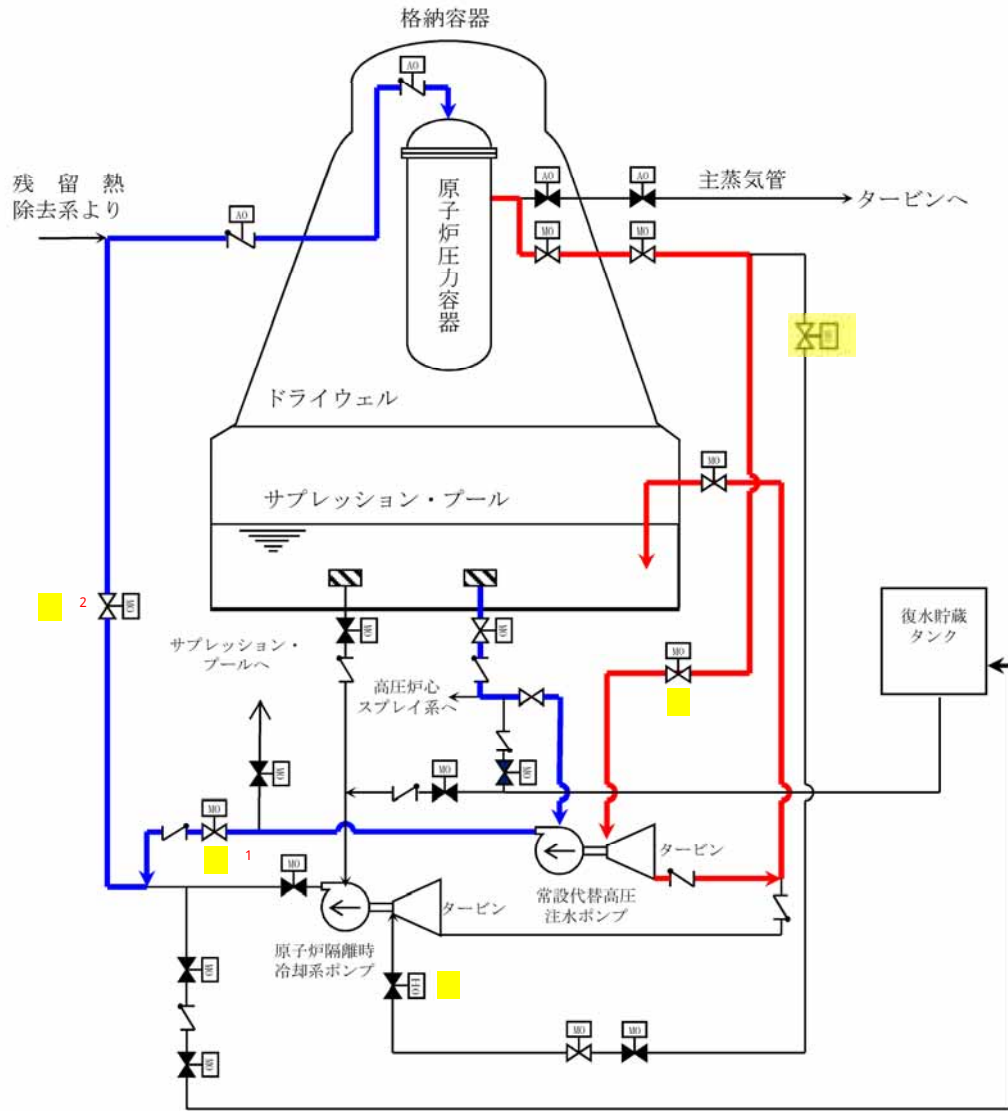
1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.2 - 6 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図



		経過時間 (分)										備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18			
手順の項目	実施箇所・必要員数	中央制御室からの高圧代替注水系起動 10分											
中央制御室からの高圧代替注水系起動	運転員等 (中央制御室)	2	必要な負荷の電源切替操作				系統構成、注水開始操作						

第 1.2 - 7 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート



(凡例)

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

操作手順	弁名称
	トリップ・スロットル弁
	高压代替注水系注入弁
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	高压代替注水系タービン止め弁

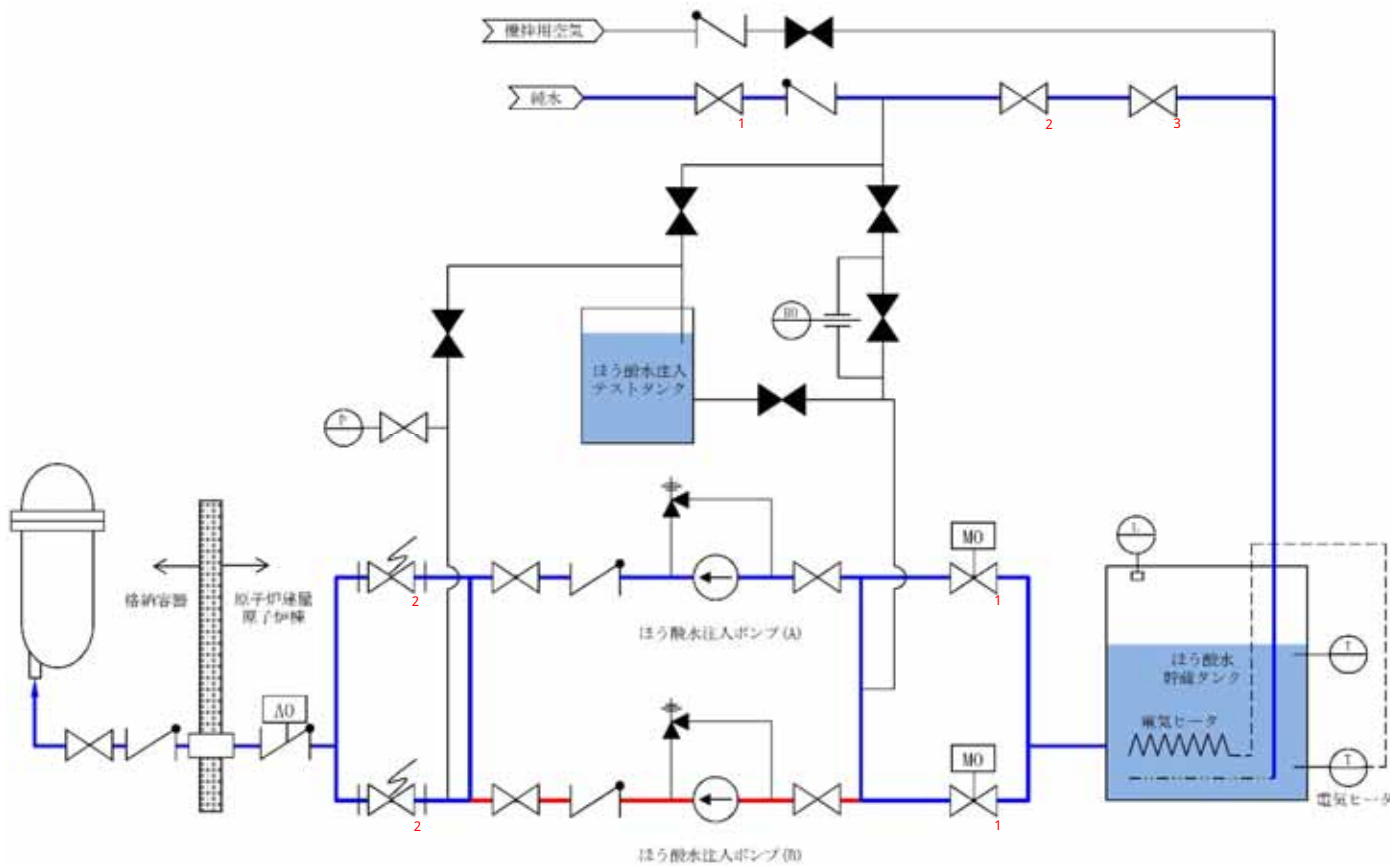
記載例 : 操作手順番号を示す。

1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.2 - 8 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)																	備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90									
			現場手動操作による高圧代替注水系起動 58分																	
現場手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (中央制御室)	1	可搬型計測器接続																	
			移動																	
	運転員等 (現場)	2	原子炉隔離時冷却系関連系統構成																	
			移動																	
	運転員等 (現場)	2	高圧代替注水系関連系統構成																	
			移動																	

第 1.2 - 9 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート



- (凡例)
- : ポンプ
  - : 空気作動弁
  - : 電動弁
  - : 逆止弁
  - : 爆破弁
  - : 手動弁
  - : ほう酸水注入ポンプ (A) 使用した場合
  - : ほう酸水注入ポンプ (B) 使用した場合

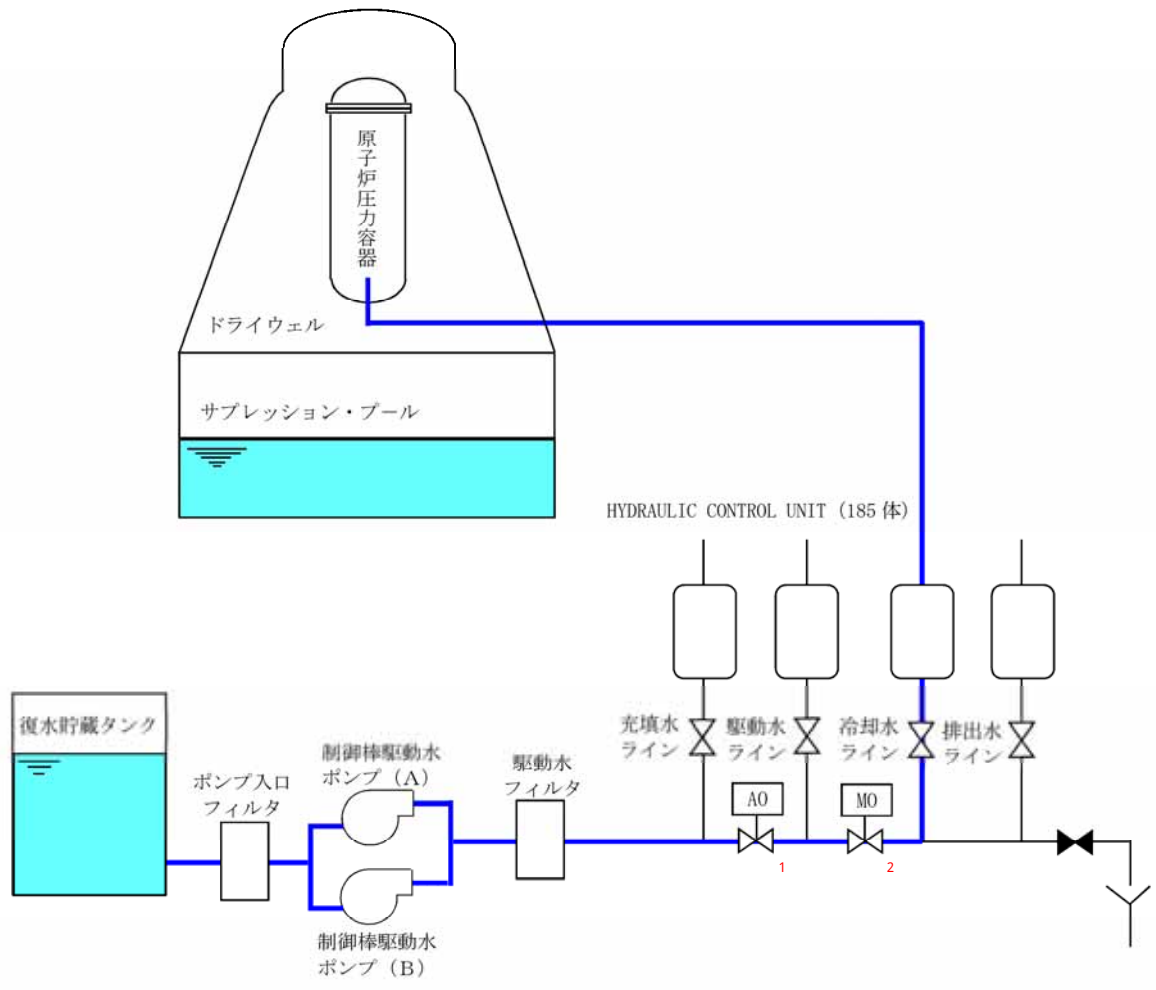
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁
2	ほう酸水注入系爆破弁	2, 3	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁

記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

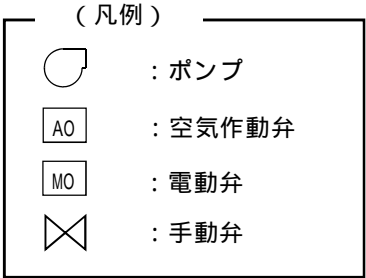
第 1.2 - 10 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)										備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90			
			ほう酸水注入系による原子炉注水											
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給											
ほう酸水注入系による原子炉注水	運転員等 (中央制御室)	1	注水開始操作											
	運転員等 (現場)	2	移動											
			系統構成											
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給開始操作											

第 1.2 - 11 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート



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



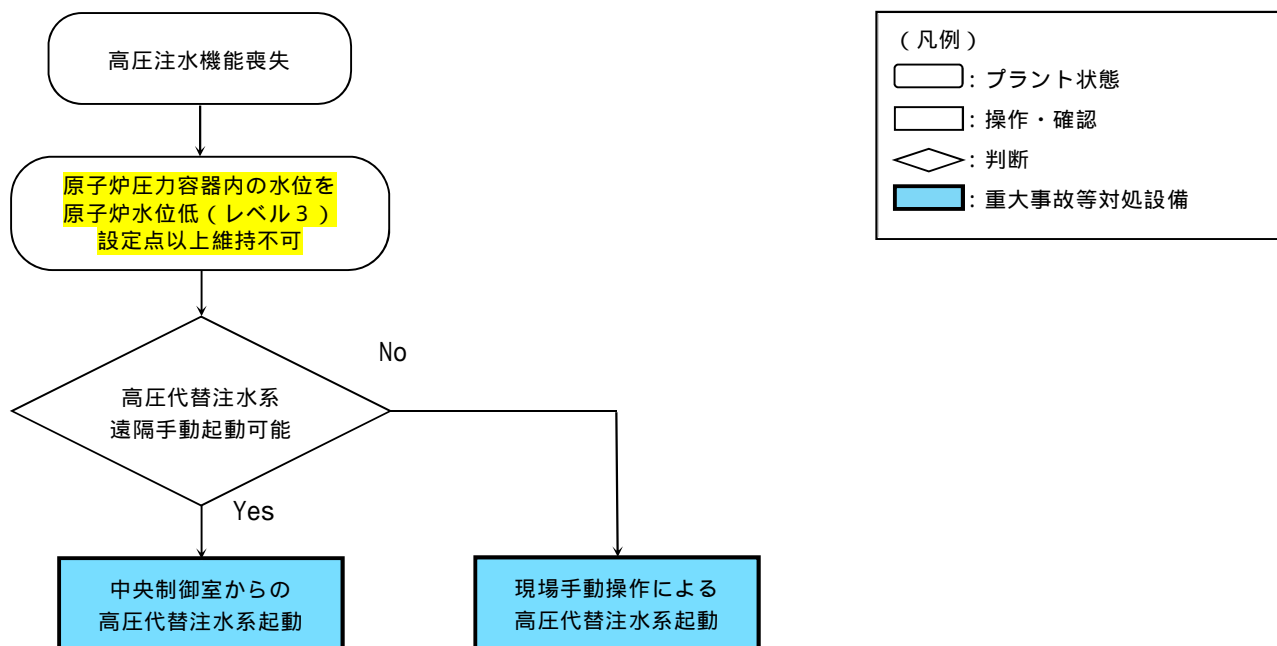
記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.2 - 12 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 概要図

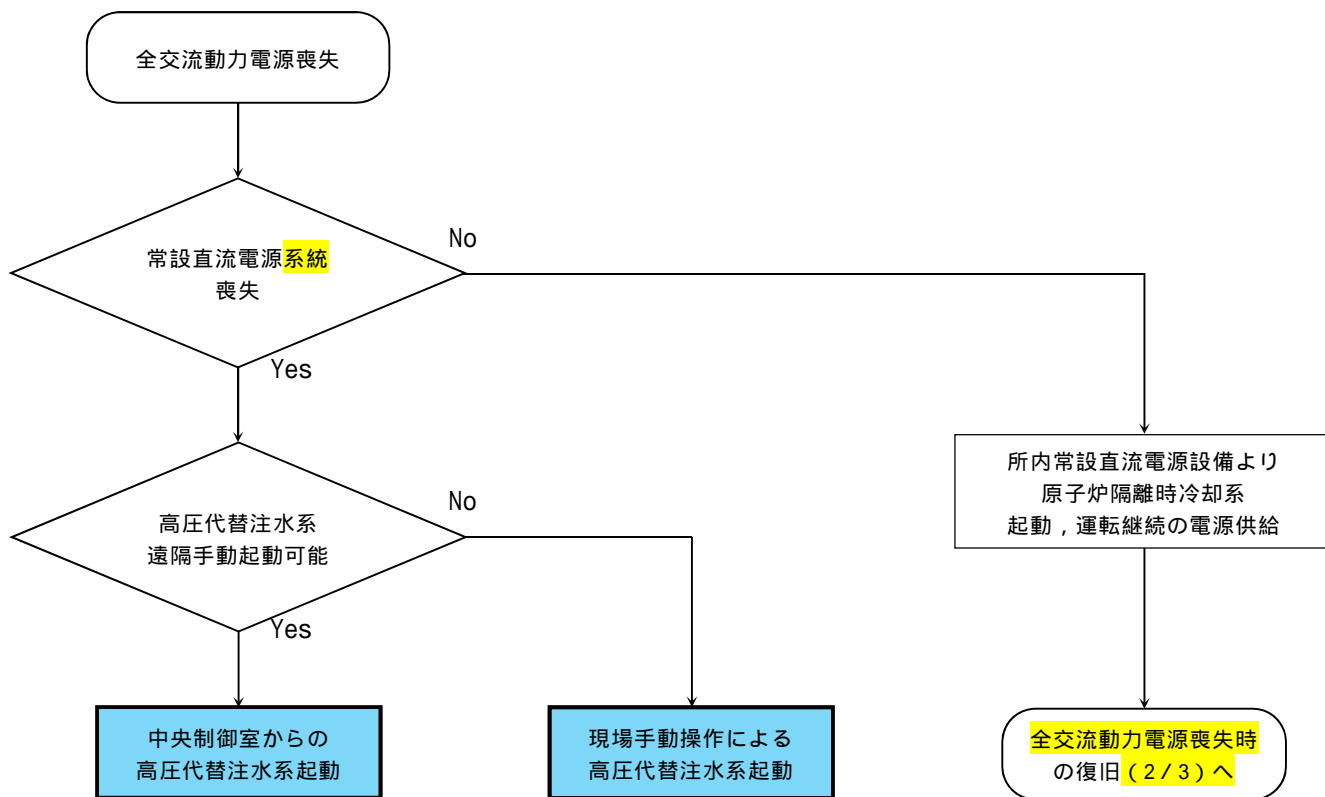
		経過時間 (分)										備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			
手順の項目	実施箇所・必要員数	制御棒駆動水圧系による原子炉注水 3分											
制御棒駆動水圧系による原子炉注水	運転員等 (中央制御室)	1	[Shaded Area]						系統構成、注水開始操作				

第 1.2 - 13 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 タイムチャート

### (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

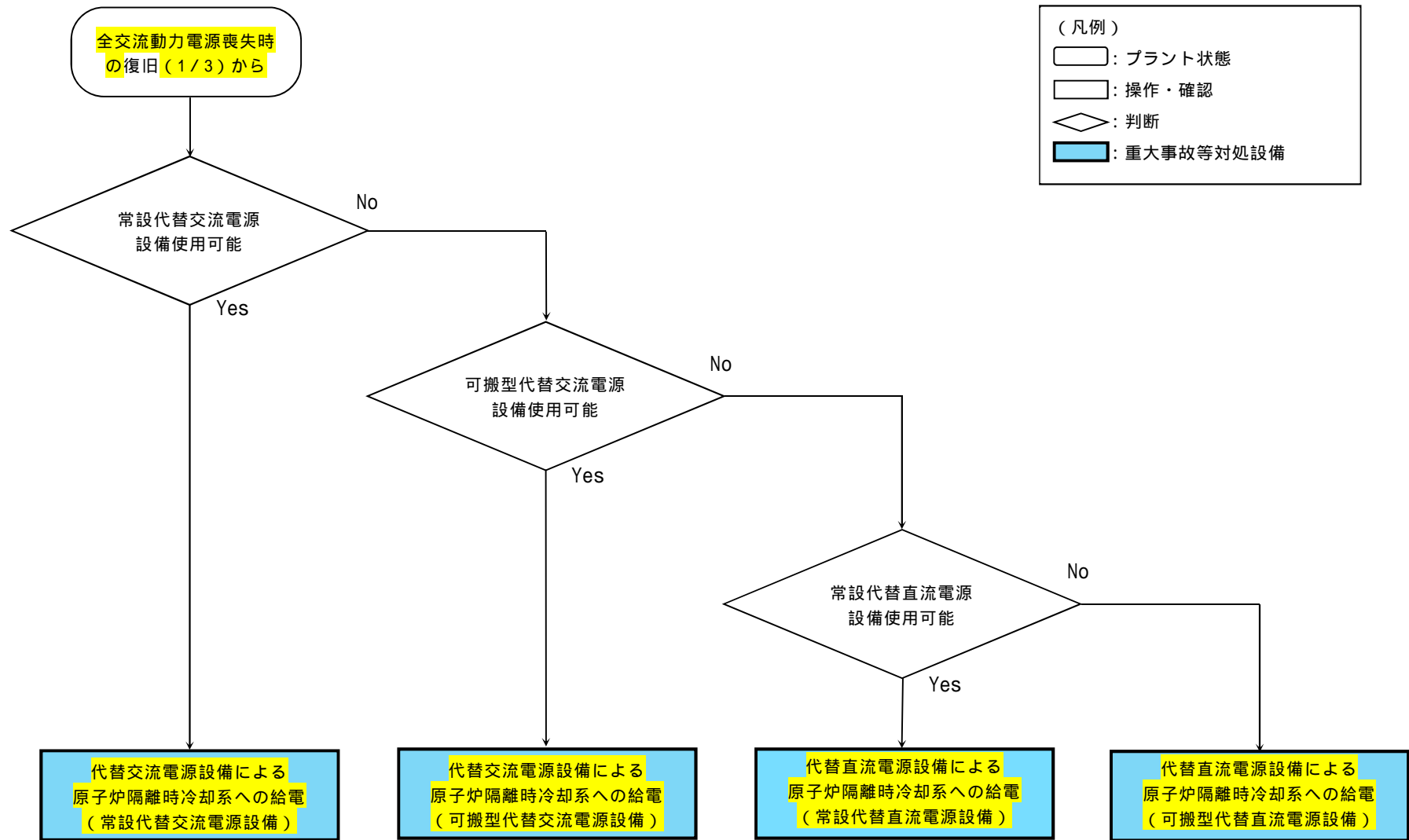


### (2) サポート系故障時の対応手段の選択



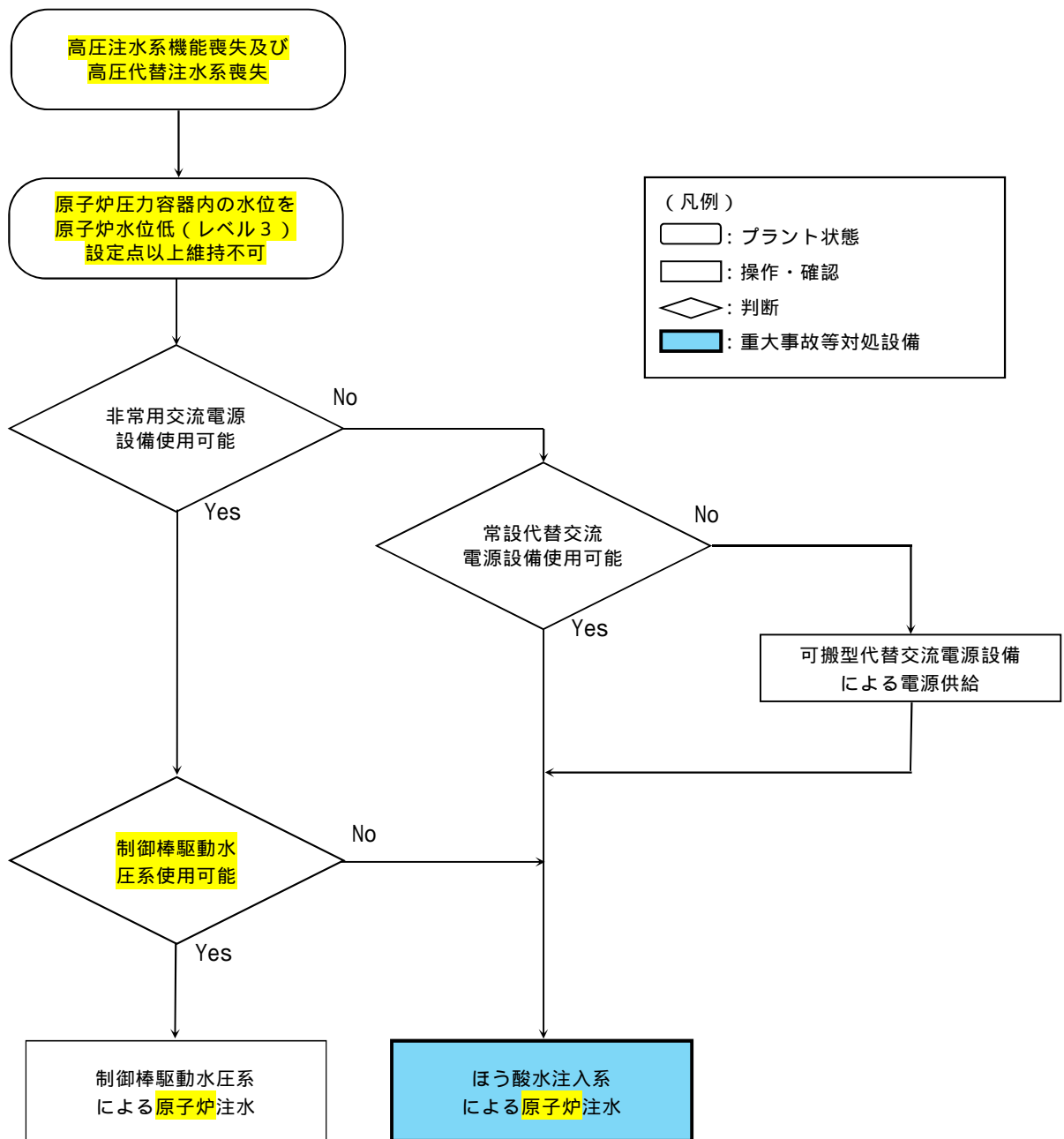
第 1.2 - 14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)





第 1.2 - 14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 3)

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



第 1.2 - 14 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 / 13)

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

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 13）

■ : 重大事故等対処設備
 ■ : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設		-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設直流電源設備	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	新設		-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーチャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設							
	燃料補給設備	既設							

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3 / 13)

   : 重事故等対処設備   
    : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水 (フロントライン系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設							
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4 / 13）

   : 重大事故等対処設備
    : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水 （フロントライン系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設							
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5 / 13）

   : 重大事故等対処設備
    : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水 （サポート系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設							
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6 / 13）

  : 重大事故等対処設備
   : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水 （サポート系故障時）	常設高圧代替注水系ポンプ	新設							
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							



## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7 / 13）

  : 重大事故等対処設備
   : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	16分以内	1名	自主対策 とする 由は本 文参照
	サプレッション・プール	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			主蒸気系配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			補給水系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉压力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	-	-	-		-	燃料補給設備			

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8 / 13）

 ：重大事故等対処設備
  ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設		代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	16分以内	1名	自主対策とする 由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			主蒸気系配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			補給水系配管・弁	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設			常設代替直流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替直流電源設備	可搬			
-	-	-	-		燃料補給設備	常設 可搬			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9 / 13)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系 (中央制御室起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域)	既設		高圧代替注水系 (中央制御室起動時) の監視計器	原子炉水位 (狭帯域)	常設	-	-	自主対策 とする 由は本 文参照
	原子炉水位 (燃料域)	既設			原子炉水位 (広帯域)	常設			
	原子炉水位 (S A 広帯域)	新設			原子炉水位 (燃料域)	常設			
	原子炉水位 (S A 燃料域)	新設			原子炉水位 (S A 広帯域)	常設			
	原子炉圧力	既設			原子炉水位 (S A 燃料域)	常設			
	原子炉圧力 (S A)	新設			原子炉圧力	常設			
	高圧代替注水系系統流量	新設			原子炉圧力 (S A)	常設			
	サブプレッション・プール水位	既設			高圧代替注水系系統流量	常設			
-	-	-	-		サブプレッション・プール水位	常設			
					復水貯蔵タンク水位	常設			
高圧代替注水系 (現場起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域)	既設		高圧代替注水系 (現場起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域)	常設	-	-	自主対策 とする 由は本 文参照
	原子炉水位 (燃料域)	既設			原子炉水位 (燃料域)	常設			
	原子炉水位 (S A 広帯域)	新設			原子炉水位 (S A 広帯域)	常設			
	原子炉水位 (S A 燃料域)	新設			原子炉水位 (S A 燃料域)	常設			
	可搬型計測器	新設			可搬型計測器	可搬			
-	-	-	-		高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設			
					高圧代替注水系ポンプ入口圧力	常設			
					高圧代替注水系タービン入口圧力	常設			
					高圧代替注水系タービン排気圧力	常設			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 ( 10 / 13 )

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 ( 設計基準拡張 )

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ	既設		ほう酸水注入系による進展抑制 (継続注水)	ほう酸水注入ポンプ	常設	60分以内	2名	自主対策 とする 由は本 文参照
	ほう酸水貯蔵タンク	既設			ほう酸水貯蔵タンク	常設			
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			ほう酸水注入系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			純水系	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
-	-	-	-	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ	常設	3分以内	1名	自主対策 とする 由は本 文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					制御棒駆動水圧系配管・弁	常設			
					補給水系配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					燃料補給設備	常設			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11 / 13）

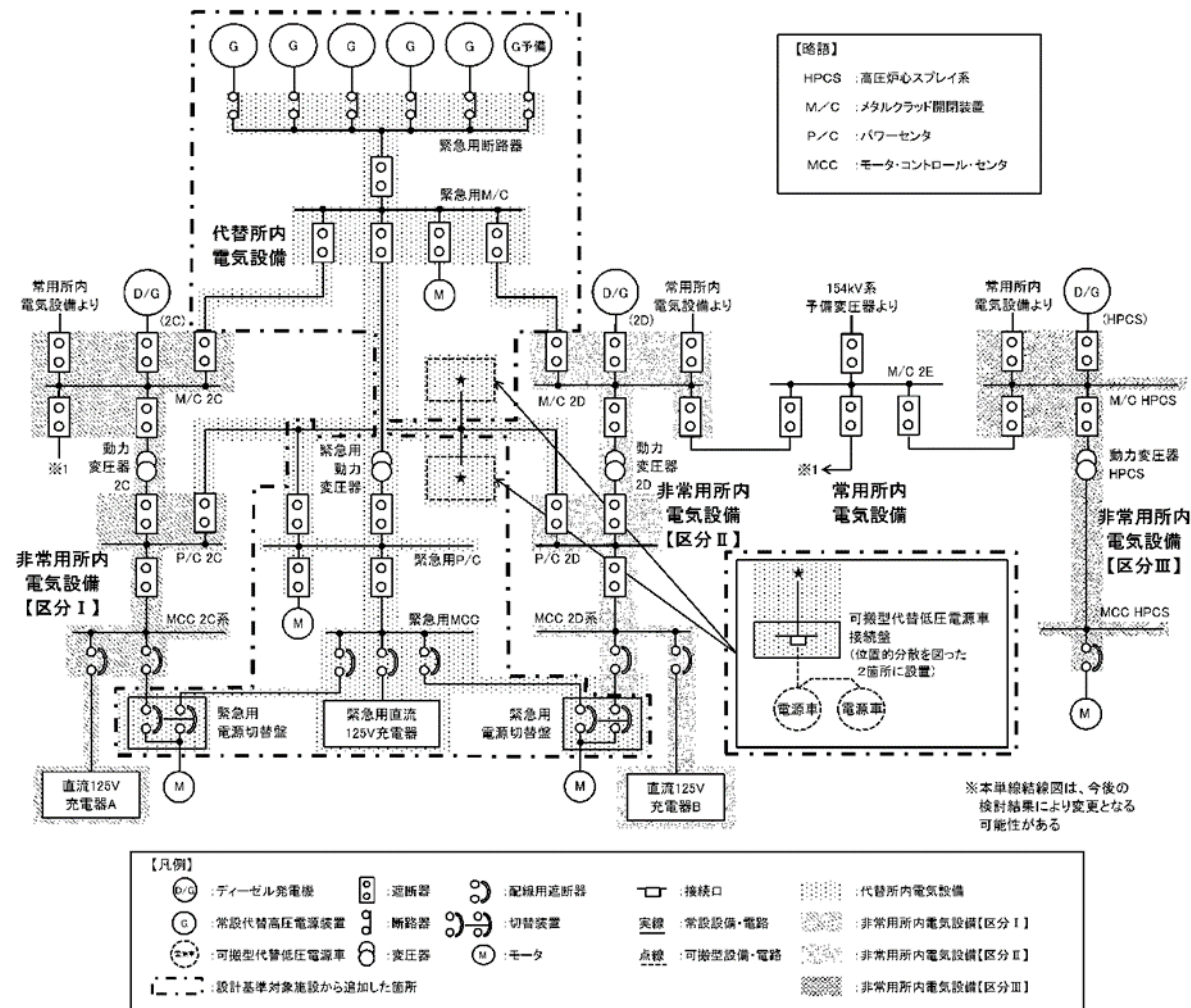
技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（12 / 13）

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

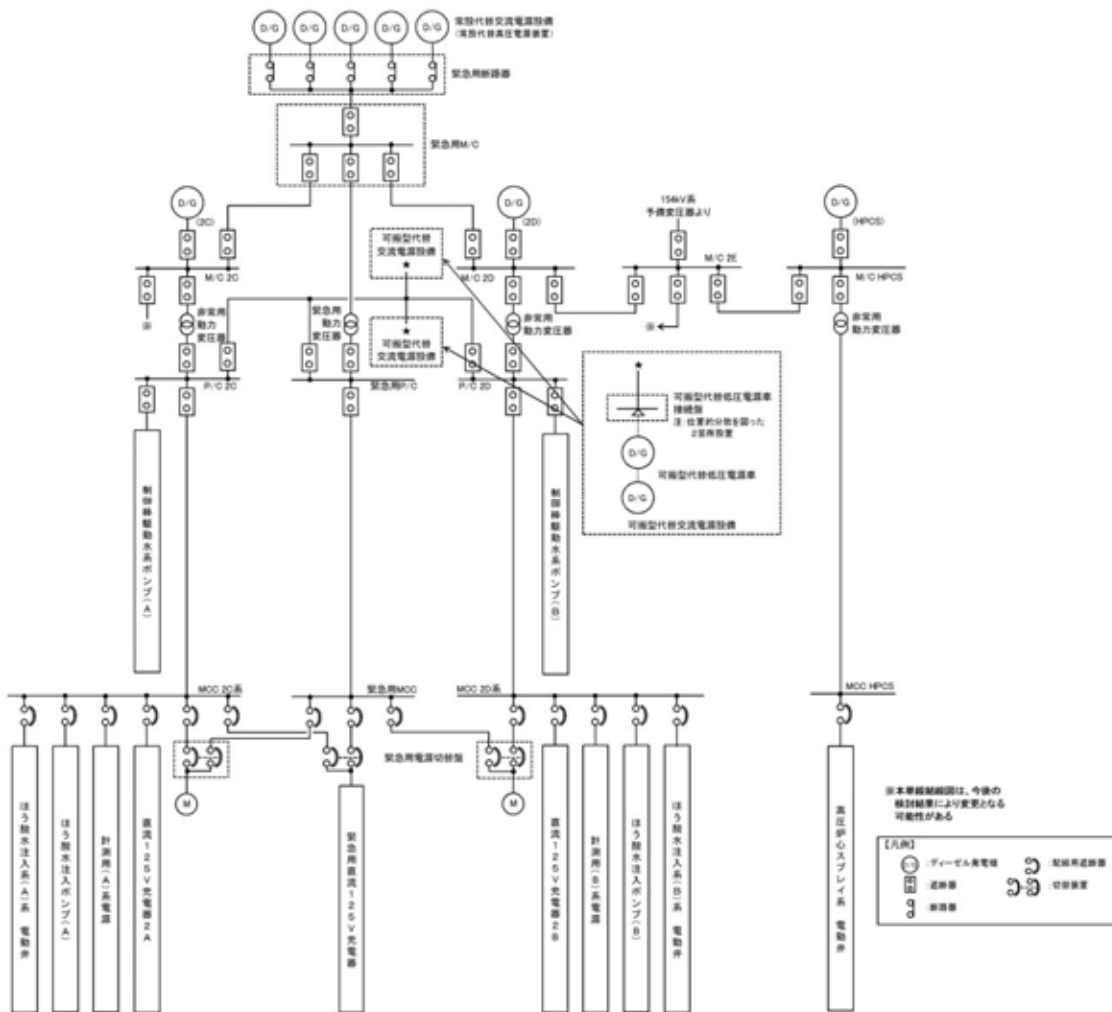
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（13 / 13）

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

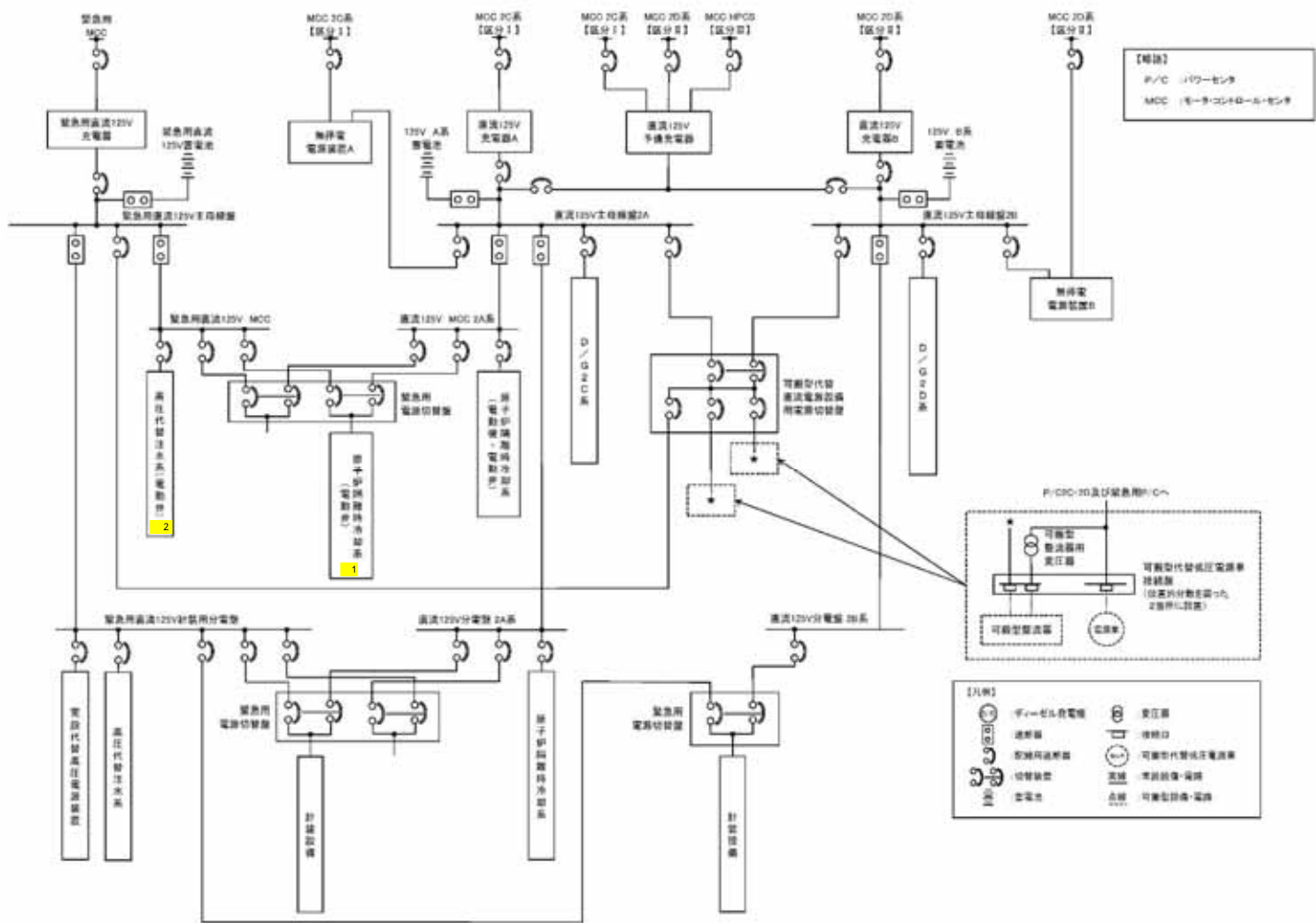


第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）





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）



- 1: 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
- 2: 高压代替注水系統注入弁, 原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁, 高压代替注水系統タービン止め弁

第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

## (1) 高圧代替注水系現場起動

## a. 操作概要

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

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

## b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上4階，地下1階，地下2階（管理区域）

## c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数：4名（運転員等4名）

所要時間目安：58分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

d . 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

## 2. ほう酸水注入系による原子炉注水

### (1) ほう酸水注入系による原子炉注水（現場操作）

#### a. 操作概要

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

#### b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

ほう酸水注入系による原子炉注水の現場で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　：2名(運転員等2名)

所要時間目安：60分以内

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話

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

## 解釈一覧

## 1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	-	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)設定点
	(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	-	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)設定点
1.2.2.2 フロントライン系故障時の 対応手順	(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却	a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)設定点
		b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)設定点
1.2.2.3 サポート系故障時の対応 手順	(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却	a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(広帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)設定点
		b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(広帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)設定点

## 1. 判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順	(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧	a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。
		b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備が使用可能な場合。
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル3）設定点
		b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル3）設定点



## 2. 操作手順の解釈一覧(1/2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	-	原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇	原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇
	(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	-	高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇	高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇
1.2.2.2 フロントライン系故障 時の対応手順	(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却	a. 中央制御室からの 高圧代替注水系起動	高圧代替注水系注入弁	-
			原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	-
			高圧代替注水系タービン止め弁	-
			高圧代替注水系系統流量の流量上昇	高圧代替注水系系統流量の流量上昇

## 2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却	b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が0.93MPa [gage] 以上	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が0.93MPa [gage] 以上
			高圧代替注水系注入弁	-
			原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	-
			高圧代替注水系タービン止め弁	-
			可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇	可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	-
			ほう酸水注入系爆破弁	-
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁	-
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁	-
		b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	制御棒駆動水圧系流量調整弁	-
			制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁	-
			制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇	制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇

## 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.3.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a . フロントライン系故障時の対応手段及び設備

###### (a) 代替減圧

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b . サポート系故障時の対応手段及び設備

###### (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

###### (b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

###### (c) 復旧

###### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### c . 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の防止

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### d . インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備

###### (a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### e . 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

###### (a) 逃がし安全弁の背圧対策

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### f . 手順等

### 1.3.2 重大事故等時の手順

#### 1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

##### (1) 代替減圧

a . 手動による原子炉減圧

b . 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

##### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

#### 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a . 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

b . 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

c . 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

##### (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a . 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

b . 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

##### (3) 復旧

a . 代替直流電源設備による復旧

b . 代替交流電源設備による復旧

##### (4) 重大事故等時の対応手段の選択

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

#### 1.3.2.4 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順

##### (1) 非常時運転手順書（徴候ベース）「二次格納施設制御」

#### 1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性

- 1．代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧
- 2．高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保
  - (1) 予備の高圧窒素ガスポンプへの交換
  - (2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素供給
- 3．インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止  
操作（残留熱除去系の場合）

添付資料1.3.4 インターフェイスシステム L O C A 時の概要図

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

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

添付資料1.3.7 解釈一覧

- 1．判断基準の解釈一覧
- 2．操作手順の解釈一覧

### 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

#### 【解釈】

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

#### (1) 可搬型重大事故防止設備

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

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

c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

#### (2) 復旧

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

( 3 ) 蒸気発生器伝熱管破損 ( SGTR )

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

( 4 ) インターフェイスシステムLOCA ( ISLOCA )

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

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

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器 ( 以下「格納容器」という。 ) の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備を整備**する**。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

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

### 1.3.1 対応手段と設備の選定

## (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

この設計基準対象施設及び設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設及び設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する。（第1.3 - 1図）

また、高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の防止、並びにインターフェイスシステム L O C A の対応手段及び重大事故等対応設備を選定する。

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

### 1 重大事故等対応設備（設計基準拡張）

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

### 2 自主対策設備

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



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

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

### a．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

#### (a) 代替減圧

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

#### ) 原子炉減圧の自動化

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

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）

) 手動による原子炉減圧

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

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

原子炉隔離時冷却系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ

・復水貯蔵タンク

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・タービン・バイパス弁

) 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

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

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査

基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.3.1)

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

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

- ・タービン・バイパス弁

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

- ・復水貯蔵タンク

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

- ・代替逃がし安全弁駆動装置

逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放まで時間を要するが，使用可能であれば，逃がし安全弁（逃がし弁機能）による代替減

圧手段として有効である。

b . サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

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

) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復さ

せ原子炉を減圧する。

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

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

) 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンベ

) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

予備の高圧窒素ガスポンベから供給されている期間中において，逃がし安全弁の作動に伴い逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に

必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置（小型）

(c) 復旧

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

) 代替直流電源設備による復旧

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

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

) 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により直流125V充電器を受電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

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



・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

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

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

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失、常設直流電源系統喪失又は逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失が発生した場合



合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・可搬型窒素供給装置（小型）

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

c．格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧する手段がある。

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するための原子炉減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合においても、原子炉を減圧すること

で、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止することができる。

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

(添付資料1.3.1)

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

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

d．インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

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

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
- ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 残留熱除去系 A 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 B 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 C 系注入弁

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応（原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧）」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

（添付資料1.3.1）

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

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

e．逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(a) 逃がし安全弁の背圧対策

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

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

- ・高圧窒素ガスポンペ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料1.3.1）

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

## f . 手順等

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

これらの手順は, 運転員等<sup>1</sup>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 ( 徴候ベース)」, 「非常時運転手順書 ( シビアアクシデント)」及び「重大事故等対策要領」に定める。( 第1.3 - 1表)

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

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

( 添付資料1.3.2)

### 1.3.2 重大事故等時の手順

#### 1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

##### (1) 代替減圧

###### a . 手動による原子炉減圧

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

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

(a) 手順着手の判断基準

逃がし安全弁による減圧

【急速減圧の場合】

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

【炉心損傷後の原子炉減圧の場合】

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

原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧

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

タービン・バイパス弁による減圧

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

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

2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，

消火系又は補給水系をいう。

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

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

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

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを第1.3 - 2図及び第1.3 - 3図に示す。

【逃がし安全弁による減圧】

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁を手動で開操作し，原子炉を減圧するよう指示する。

<sup>a</sup>急速減圧の場合

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）が開放できない場合は，自動減

圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて7個を開放し、発電長に報告する。

**b** 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能又は逃がし弁機能）2個を手動で開操作し、原子炉を減圧し、発電長に報告する。

**【原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧】**

発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンクの循環運転で起動し、原子炉を減圧するよう指示する。

運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系を**復水貯蔵タンク**循環で起動し、原子炉を減圧したことを、発電長に報告する。

**【タービン・バイパス弁による減圧】**

発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にタービン・バイパス弁を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

運転員等は中央制御室にて、原子炉を減圧するため、タービン・バイパス弁を開操作し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室**対応を**運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから手動による原子炉減圧開始までの所要時間は下記のとおり想定する。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。

- ・逃がし安全弁による減圧：1分以内
- ・原子炉隔離時冷却系による減圧：22分以内
- ・タービン・バイパス弁による減圧：3分以内



## b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

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

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

### (a) 手順着手の判断基準

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

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

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

### (b) 操作手順

代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3 - 2図に、概要図を第1.3 - 4図に、タイムチャートを第1.3 - 5図に示す。

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

運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値を確認する。

運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置窒素ボンベ圧力指示値が0.5MPa [ gage ] 以上であり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源が確保されていることを確認する。

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

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

発電長は、運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧を指示する。

運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を閉を確認する。

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

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

#### (c) 操作の成立性

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

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

（添付資料1.3.3）

#### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応

手段の選択フローチャートを第1.3 - 20図に示す。

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

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

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

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

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

#### 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

###### a . 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

###### (a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧がでない場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3 - 2図に，概要図を第1.3 - 6図に，タイムチャートを第1.3 - 7図に示す。

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

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

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

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

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

b．可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3 - 2図に，概要図を第1.3 - 8図に，タイムチャートを第1.3 - 9図に示す。

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代

替直流電源設備への切替準備を指示する。

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

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

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

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

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

(c) 操作の成立性

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

c . 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失し

た場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して、原子炉の減圧を実施する。

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを第1.3 - 2図に、概要図を第1.3 - 10図に、タイムチャートを第1.3 - 11図に示す。

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

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

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

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



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

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

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

(c) 操作の成立性

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

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

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

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

(a) 手順着手の判断基準

【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】



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

**【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベ切替】**

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

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3 - 12図に、タイムチャートを第1.3 - 13図に示す。

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

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

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

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

運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ガスポンベ

を運搬し、使用済みの高圧窒素ガスポンベと予備の高圧窒素ガスポンベの入れ替えを実施する。

運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ガスポンベを予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。

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

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

(c) 操作の成立性

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

【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

- ・中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、1分以内と想定する。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベ切替】

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

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

（添付資料1.3.3）

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃がし安

全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に，可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.3 - 14図に，タイムチャートを第1.3 - 15図に示す。

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

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

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

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

発電長は，運転員等に窒素供給用ホースの接続を指示する。

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

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

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附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

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

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

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

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

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

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

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

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

（添付資料1.3.3）

(3) 復旧

a . 代替直流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

b . 代替交流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3 - 21図に示す。

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

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

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合，常設代替交



流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動用窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガスポンペにより逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて原子炉を減圧する。

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

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

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

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

#### 1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

##### (1) 非常時運転手順書（徴候ベース）「二次格納施設制御」

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

漏えい箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧



することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。

a．手順着手の判断基準

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

b．操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3 - 16図、第1.3 - 17図及び第1.3 - 18図にタイムチャートを第1.3 - 19図に示す。

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

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

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

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

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

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

発電長は、運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であり原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系を1系統以上の起動後、原

原子炉減圧及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。

運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系を1系統以上の起動操作を実施する。

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

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

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

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

発電長は，運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。

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

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

運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系により，原子炉圧力

容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持し、発電長に報告する。

c．操作の成立性

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

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

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

(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

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

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により閉操作が困難となり系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には、同試験

を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステム L O C A が発生していると判断できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの隔離操作を速やかに行うことを可能とする。

(現場隔離操作の成立性)

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

(溢水の影響)

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

(インターフェイスシステム L O C A の検知について)

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

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

#### 1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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

可搬型窒素供給装置(小型)、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については、「1.14

電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.3 - 1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1 / 18）

（フロントライン系故障時）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

## 対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 18）

### （フロントライン系故障時）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3 / 18）

（フロントライン系故障時）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（4 / 18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	（原子炉隔離時冷却系による減圧） 手動による原子炉減圧	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	所内常設直流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				補給水系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5 / 18）

（フロントライン系故障時）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6 / 18）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロント系故障時	自動減圧系	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能） <sup>4</sup>	自主対策設備	非常時運転手順書（徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				代替逃がし安全弁駆動装置	自主対策設備	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統）	常設代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替直流電源設備 <sup>3</sup>	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 (常設直流電源系統)	可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」  重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 可搬型代替直流電源設備 3 燃料補給設備 3	重大事故等対処設備	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統）	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） <sup>5</sup>	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備
			関連設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障時		高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備
			関連設備	高圧窒素ガスポンペ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
サポート系故障時		高圧窒素ガス供給系（小型） による窒素確保	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（12 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源）  所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替直流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替直流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13 / 18）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源）  所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14 / 18）

（格納容器破損の防止）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15 / 18）

（格納容器破損の防止）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16 / 18）

（インターフェイスシステムLOCA発生）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17 / 18）

（インターフェイスシステムLOCA発生）

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

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18 / 18）

（逃がし安全弁が作動可能な条件）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
逃がし安全弁が作動可能な環境条件		逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	高圧窒素ガスポンペ	重大事故等対処設備	6
			関連設備	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

1：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

3：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。

4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.3 - 2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1 / 6)

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

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



監視計器一覧(2/6)

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

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

監視計器一覧 ( 3 / 6 )

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

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

2 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

## 監視計器一覧(4/6)

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

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5 / 6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順		
(1) 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 「二次格納施設制御」		原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup> ドライウエル雰囲気温度 <sup>1</sup> ドライウエル圧力 <sup>1</sup> 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <sup>1</sup> 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <sup>1</sup> 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <sup>1</sup> 主蒸気流量 給水流量
	判断基準	漏えい関連警報 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW F HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RCIC STEAM LINE BREAK P HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報 床漏えい警報 原子炉建屋サンブ液位警報 原子炉建屋サンブ温度警報 原子炉建屋内異常漏えい警報 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE P HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RHR INJECTION VALVE P LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE P LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す

監視計器一覧 ( 6 / 6 )

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

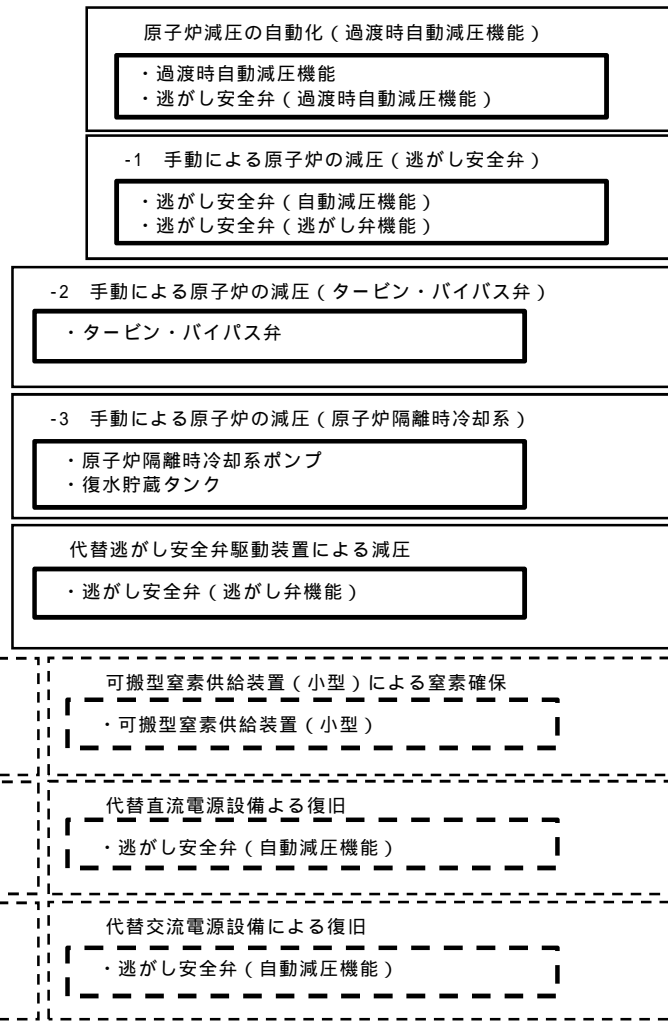
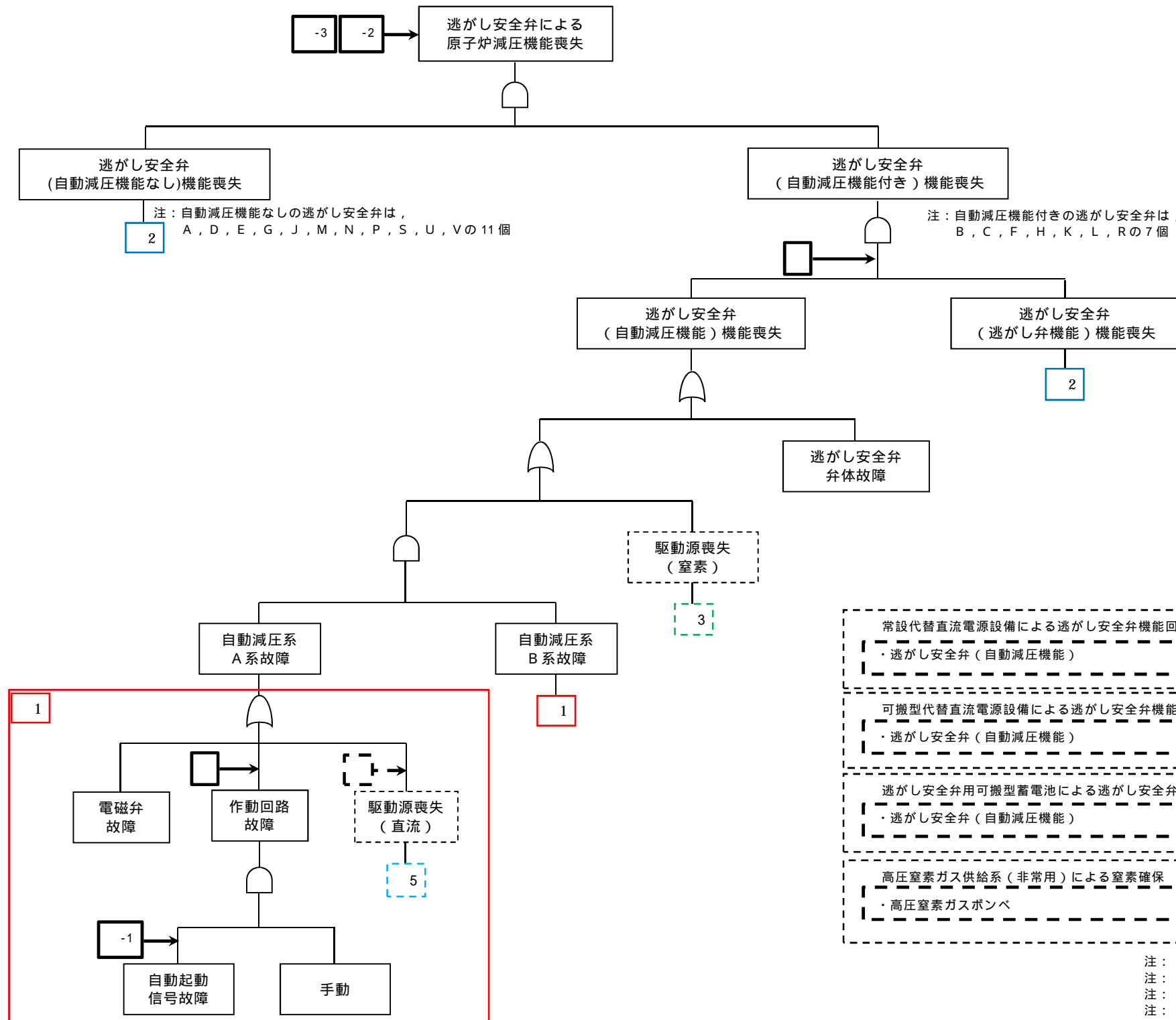
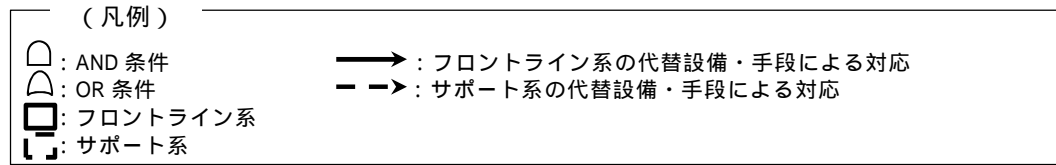
1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

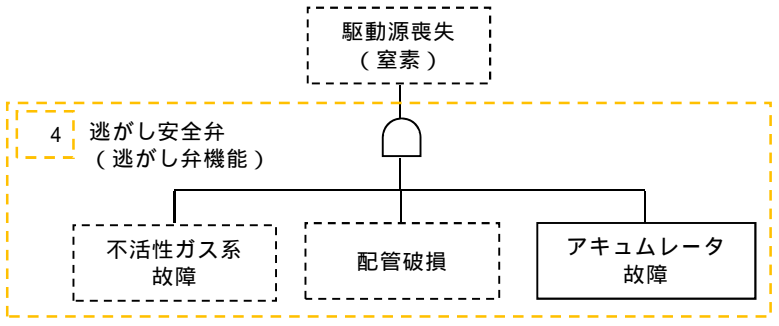
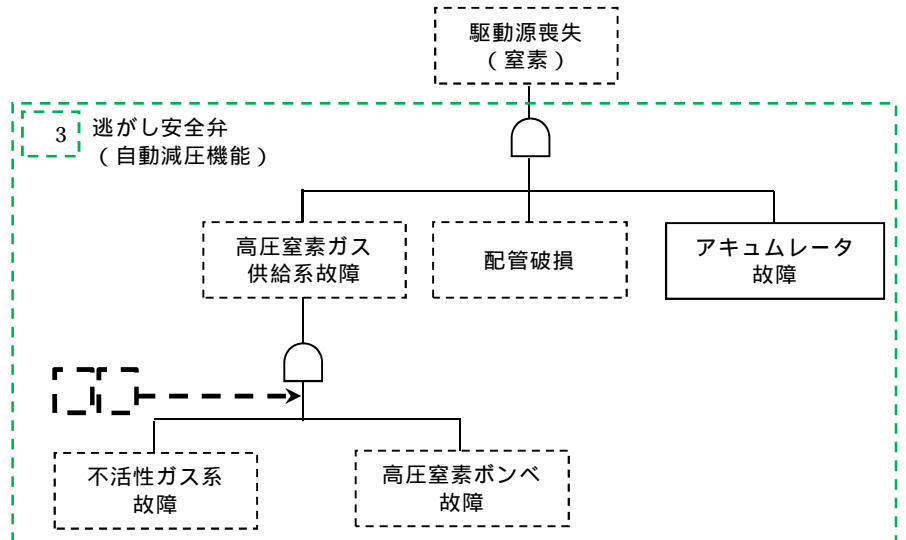
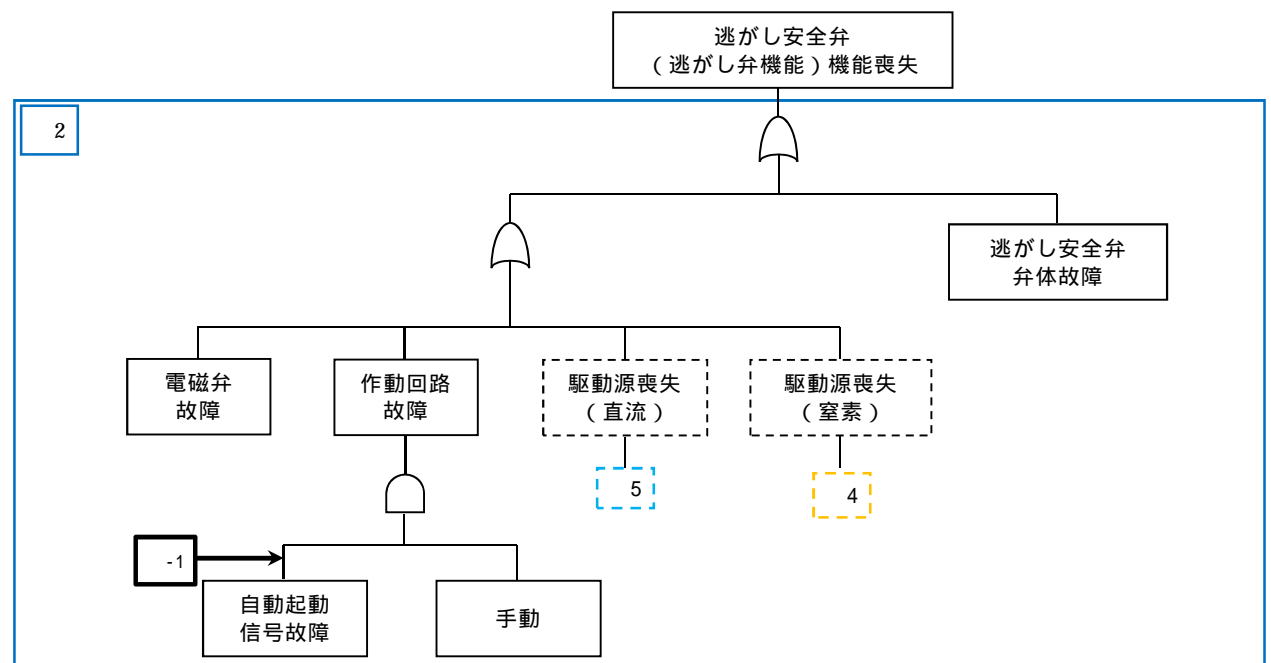
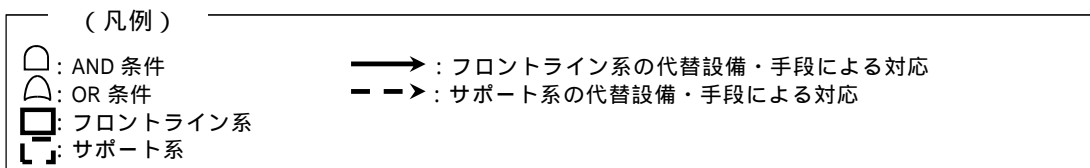
第1.3 - 3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池  直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備  直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤



注: の逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)は逃がし安全弁 (自動減圧機能) B及びCが対象  
 注: -2の対策は, 主蒸気隔離弁開時のみ有効  
 注: の対策は, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S及びVが対象  
 注: の対策は, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個のうち2個  
 注: の対策は, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A系のみ有効

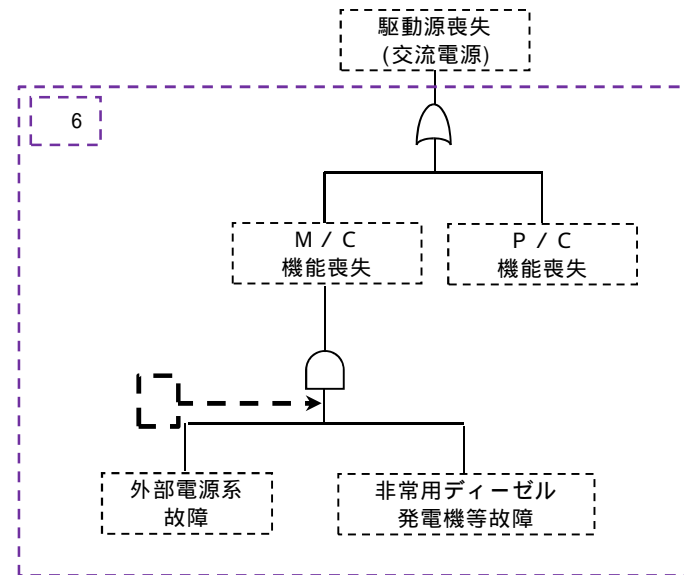
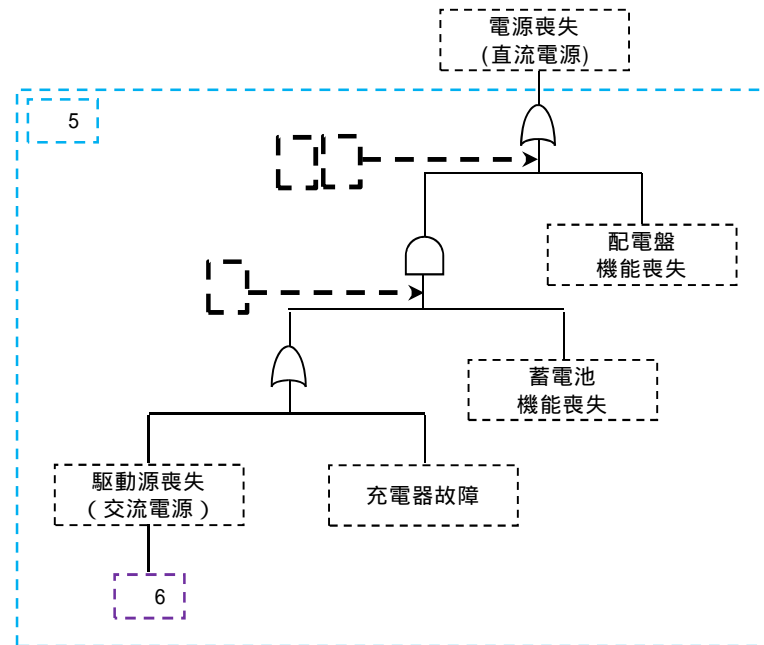
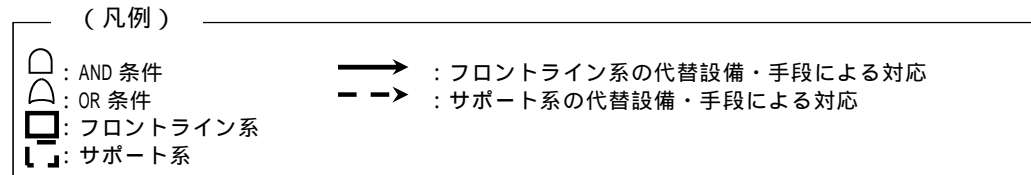
第1.3 - 1図 機能喪失原因対策分析 (1 / 3)



原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能) ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁) ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 逃がし安全弁 (逃がし安全弁)	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁) ・ タービン・バイパス弁	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系) ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 復水貯蔵タンク	高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 ・ 高圧窒素ガスポンプ
代替逃がし安全弁駆動装置による減圧 ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 ・ 可搬型窒素供給装置 (小型)
	代替直流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	代替交流電源設備による復旧 ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)

第1.3 - 1図 機能喪失原因対策分析 (2 / 3)



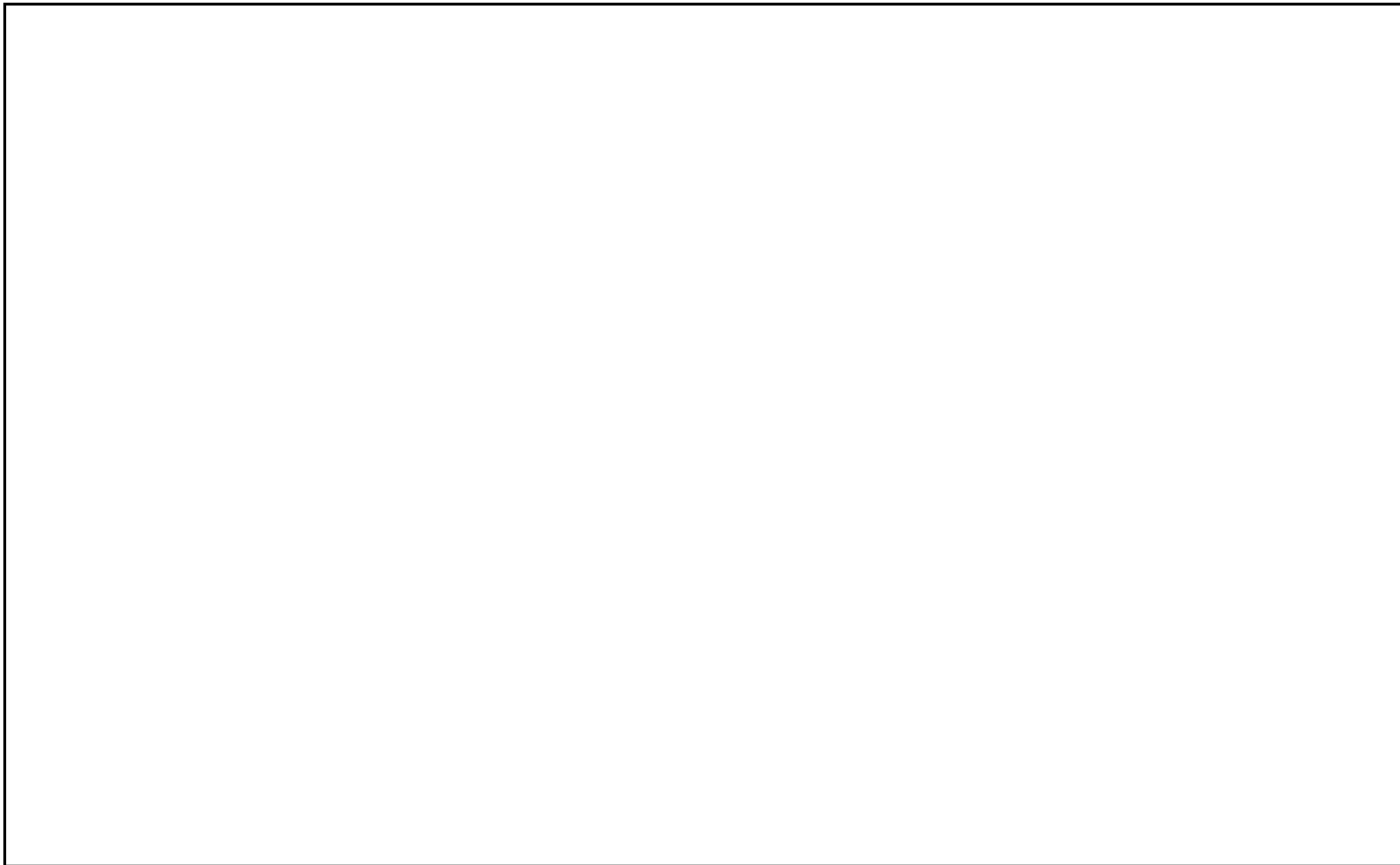


原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能)
・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
・ タービン・バイパス弁
-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 復水貯蔵タンク
代替逃がし安全弁駆動装置による減圧
・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

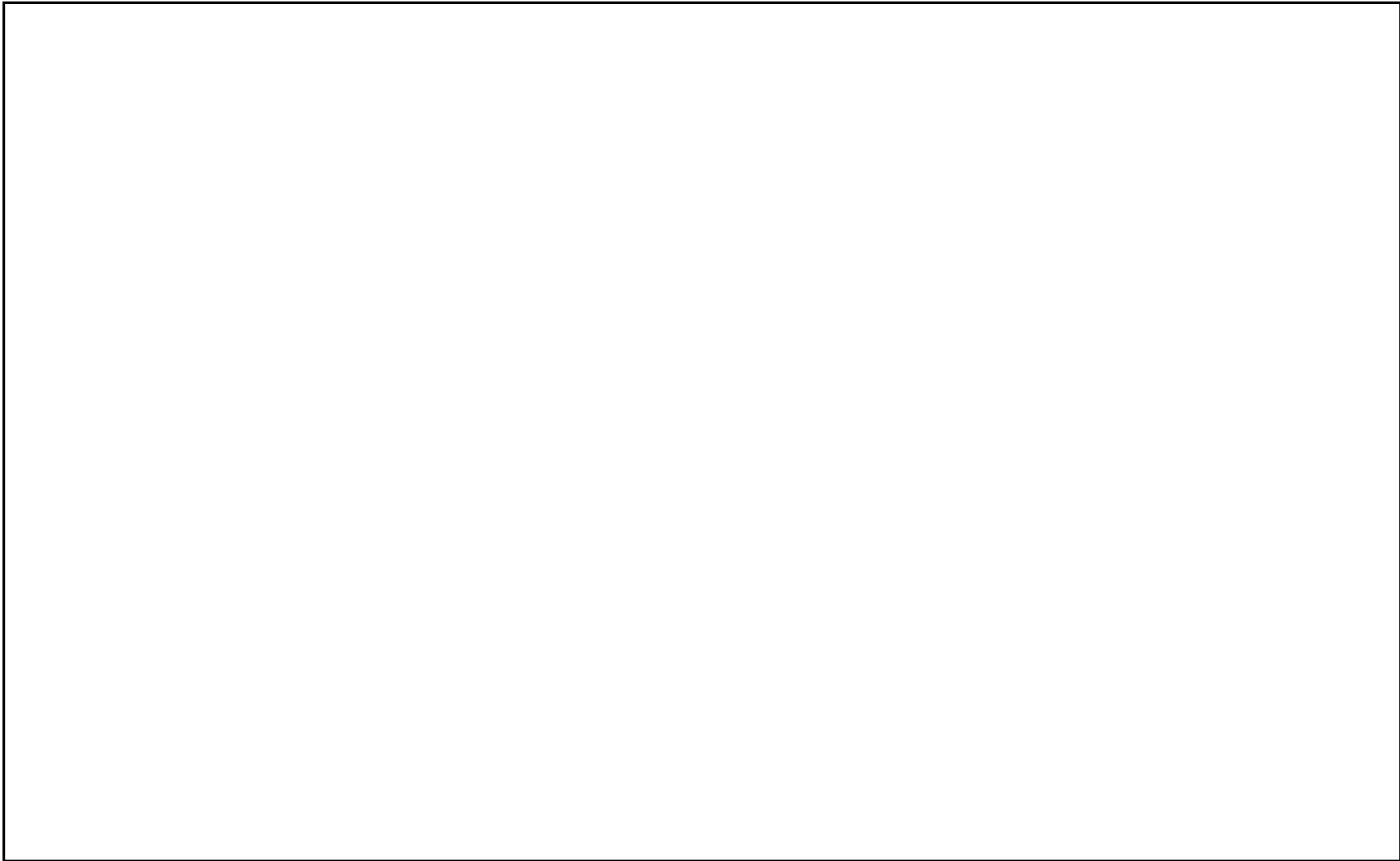
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保
・ 高圧窒素ガスポンプ
可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
・ 可搬型窒素供給装置 (小型)
代替直流電源設備による復旧
・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
可搬型代替交流電源設備による復旧
・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)

注： 及び の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系のみ有効

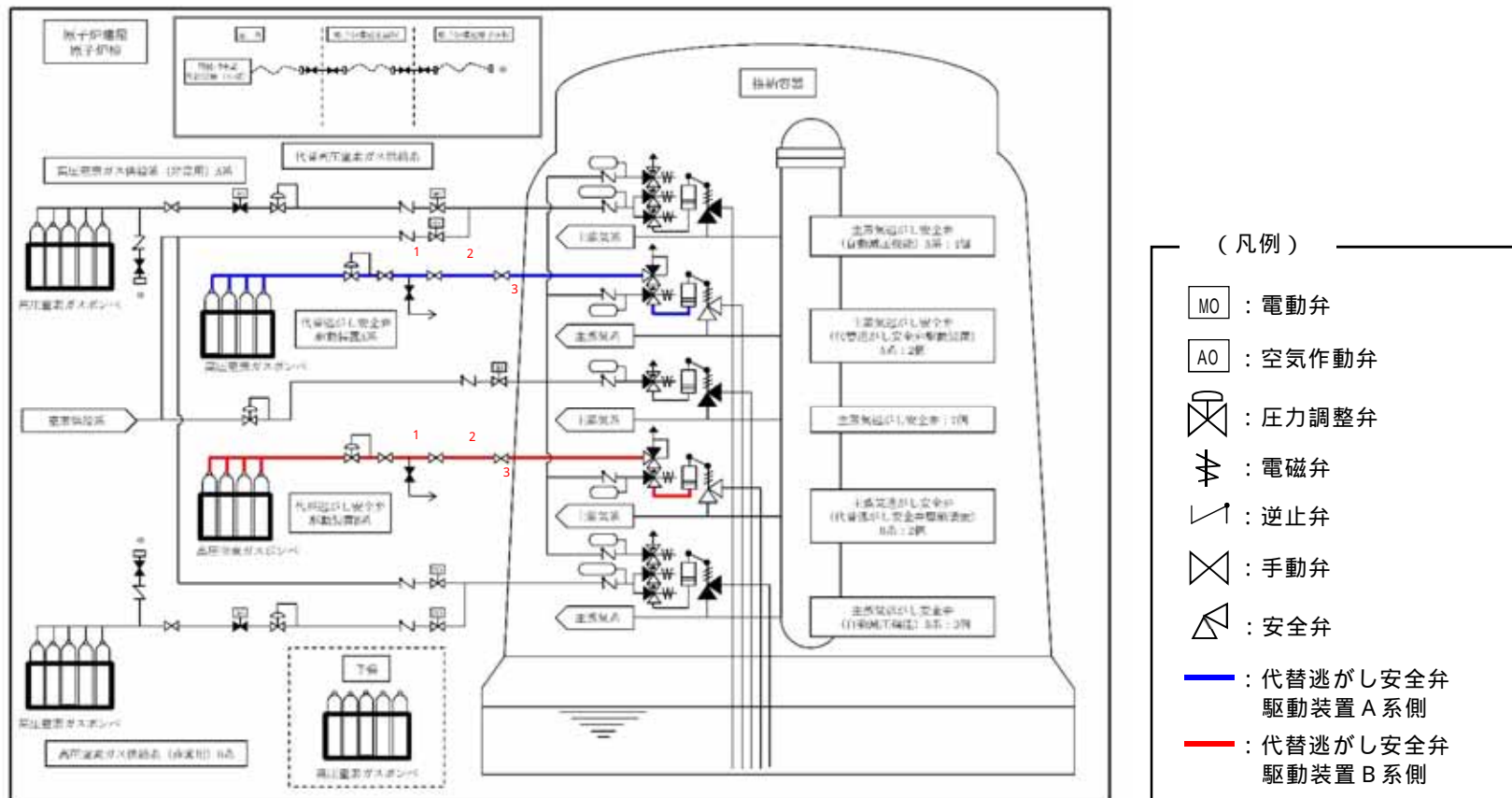
第1.3 - 1図 機能喪失原因対策分析 (3 / 3)



第1.3 - 2図 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 不測事態 「急速減圧」における対応フロー



第1.3 - 3図 非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 「注水-1」における対応フロー



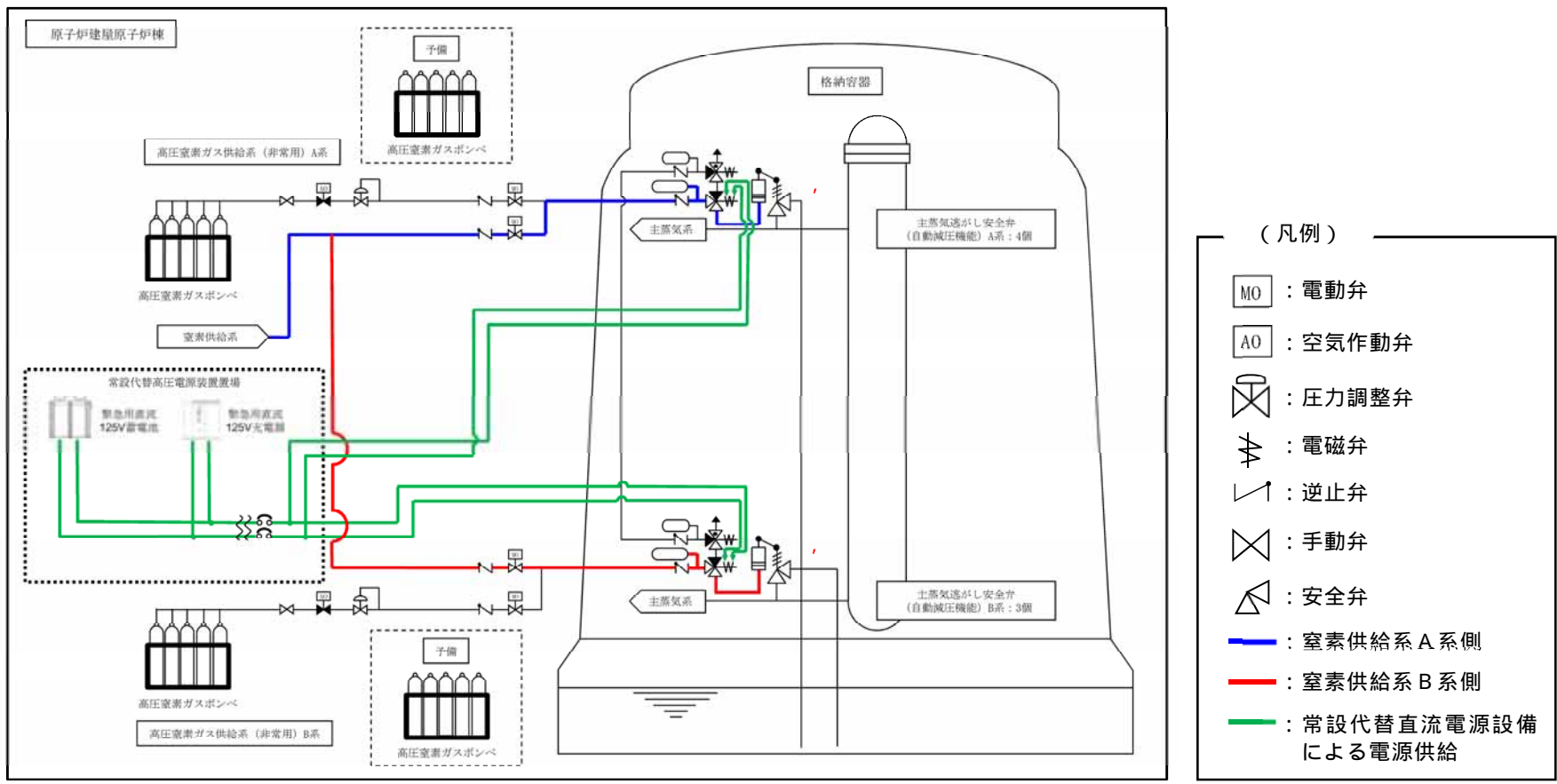
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
	代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁	1	代替逃がし安全弁駆動装置室素供給弁
	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	2, 3	格納容器隔離弁

記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.3-4図 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考					
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120			
			代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 101分															
代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	運転員等 (中央制御室)	1	可搬型計測器接続															
	運転員等 (現場)	2	移動															
			系統構成															

第 1.3 - 5 図 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 タイムチャート



操作手順	弁名称
,	逃がし安全弁 (自動減圧機能)

記載例 : 操作手順番号を示す。

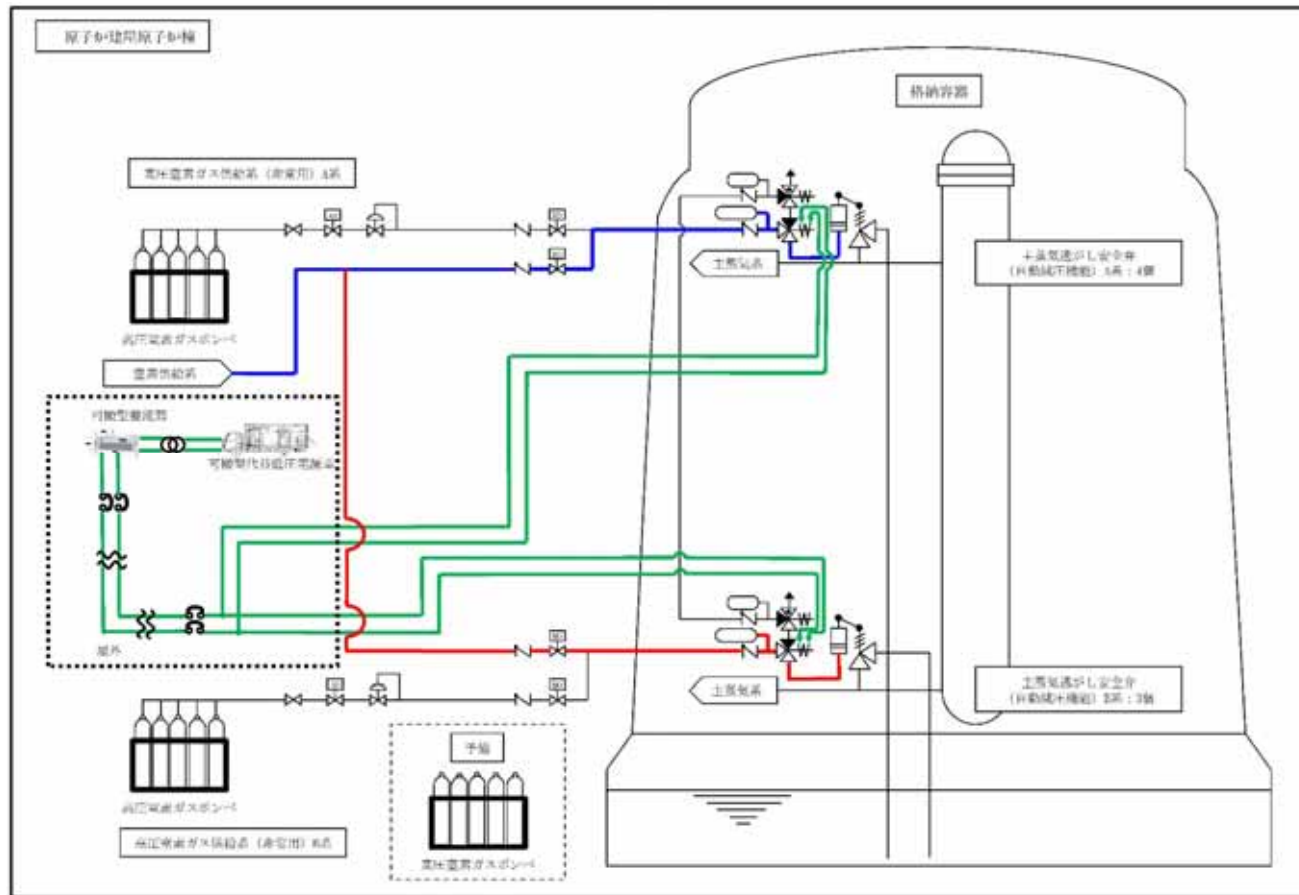
注：常設直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系への供給を示す。

第1.3 - 6 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)							備考	
			1	2	3	4	5	6	7		8
			常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分								
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作				
							減圧開始操作				

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

ート



操作手順	弁名称
,	逃がし安全弁（自動減圧機能）

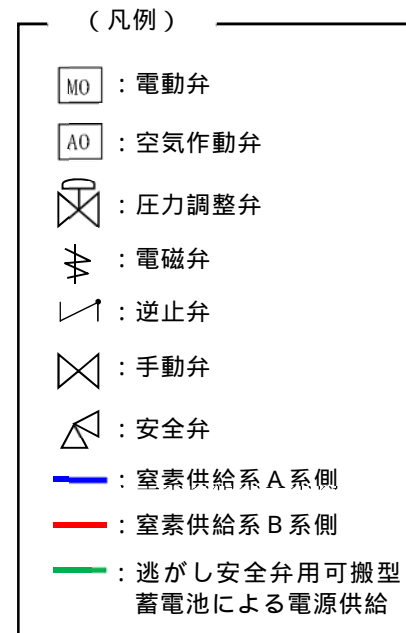
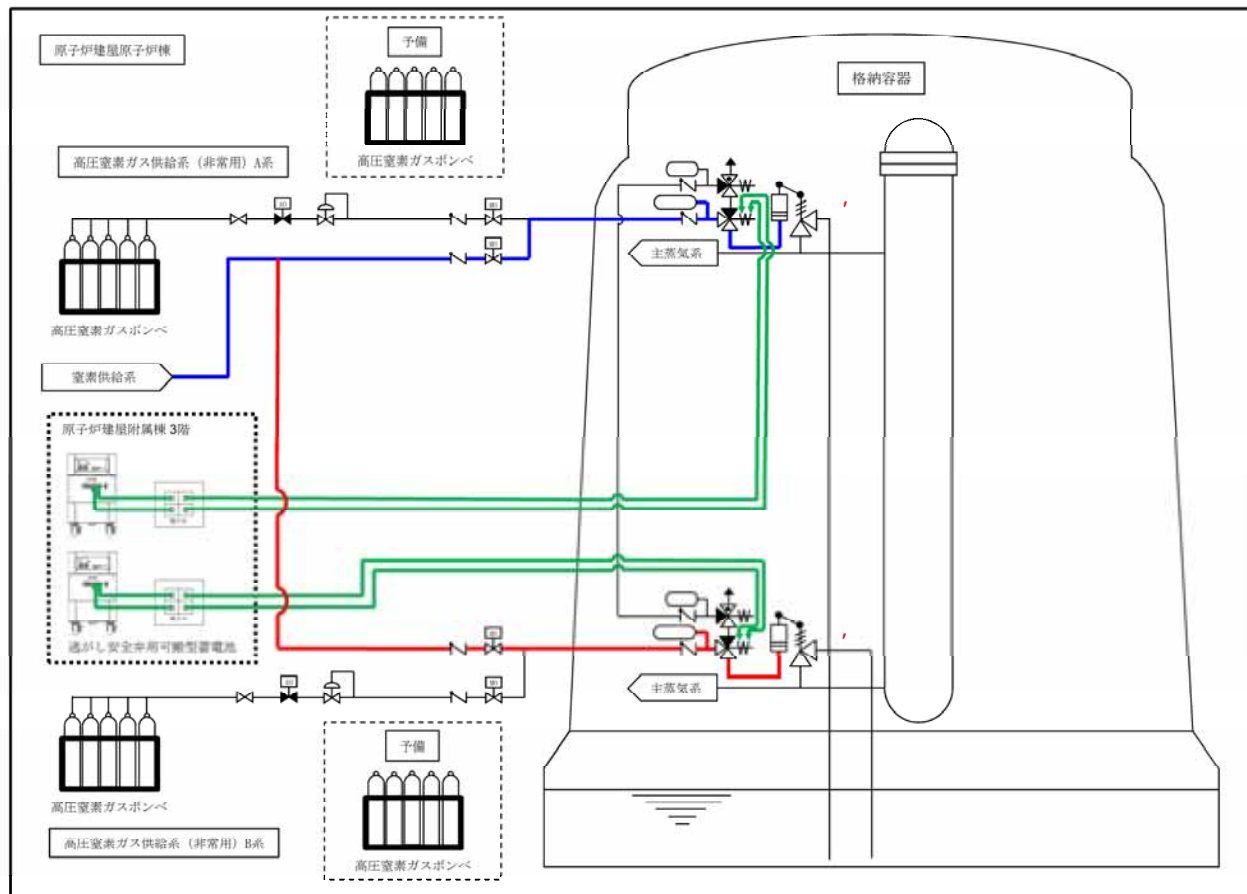
記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.3 - 8図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図



		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	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分										
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
							減圧開始操作					

第1.3 - 9図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート

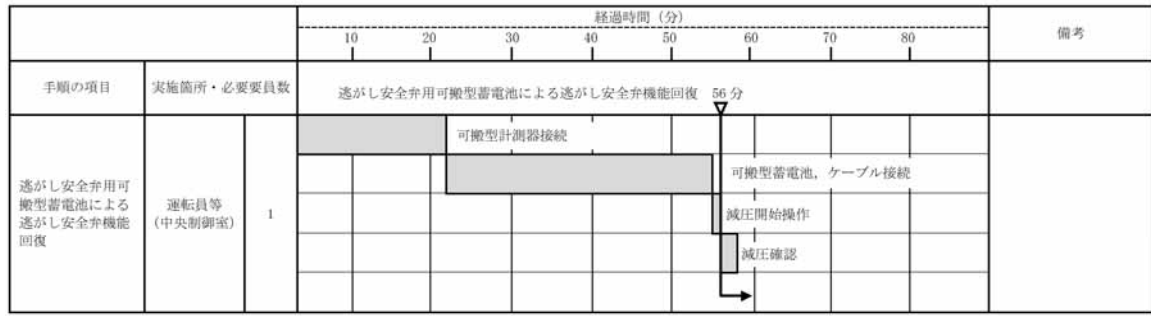


注：逃げし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給については、逃げし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁 A 系への供給を示す。

操作手順	弁名称
,	逃げし安全弁（自動減圧機能）

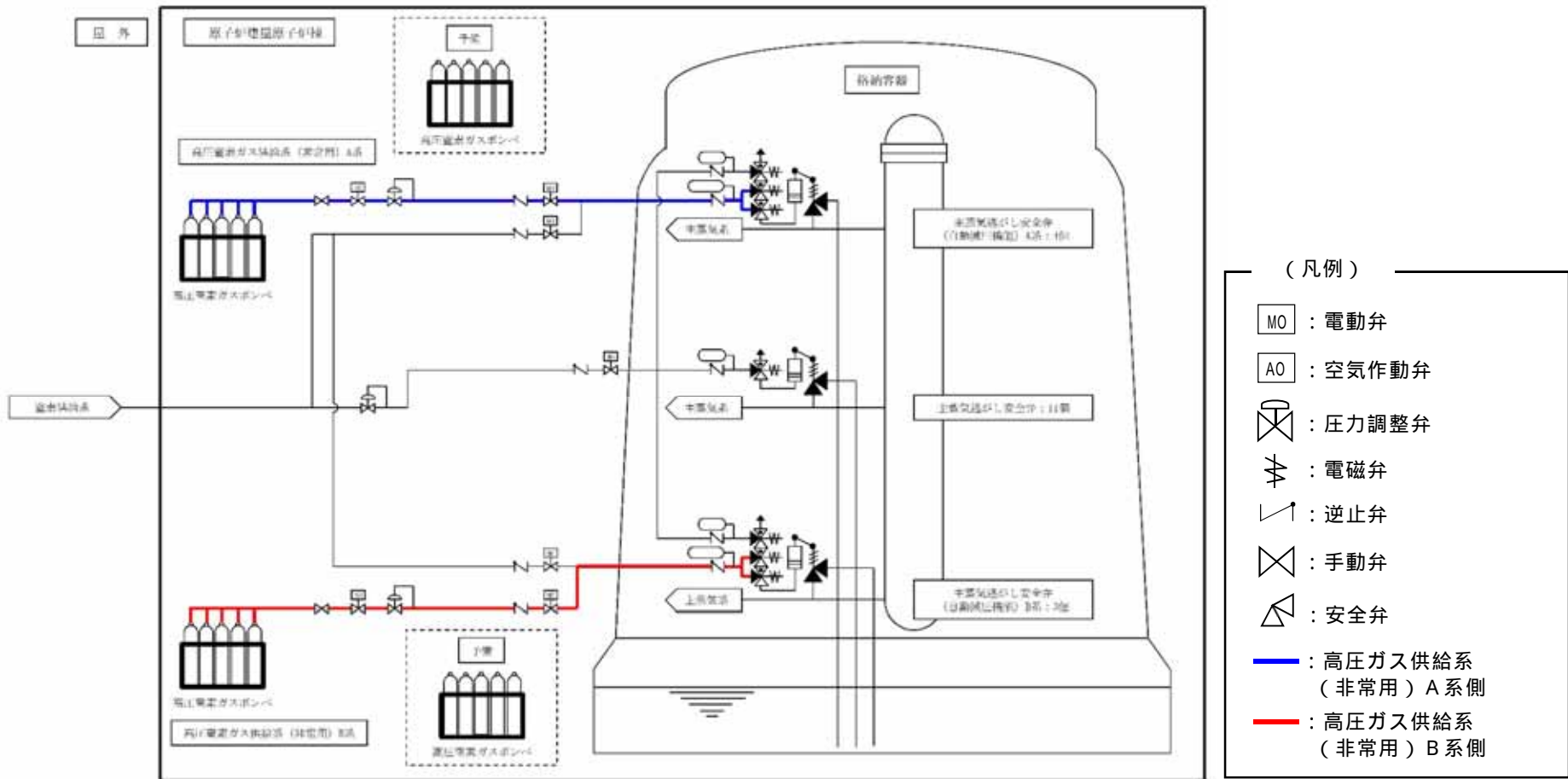
記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.3 - 10図 逃げし安全弁用可搬型蓄電池による逃げし安全弁機能回復 概要図



第1.3 - 11図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 タ

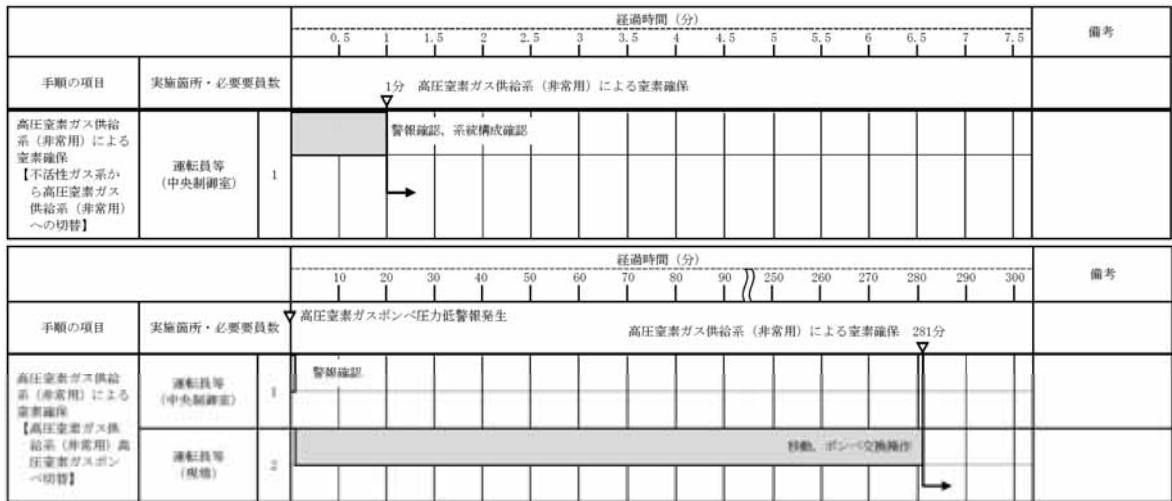
イムチャート



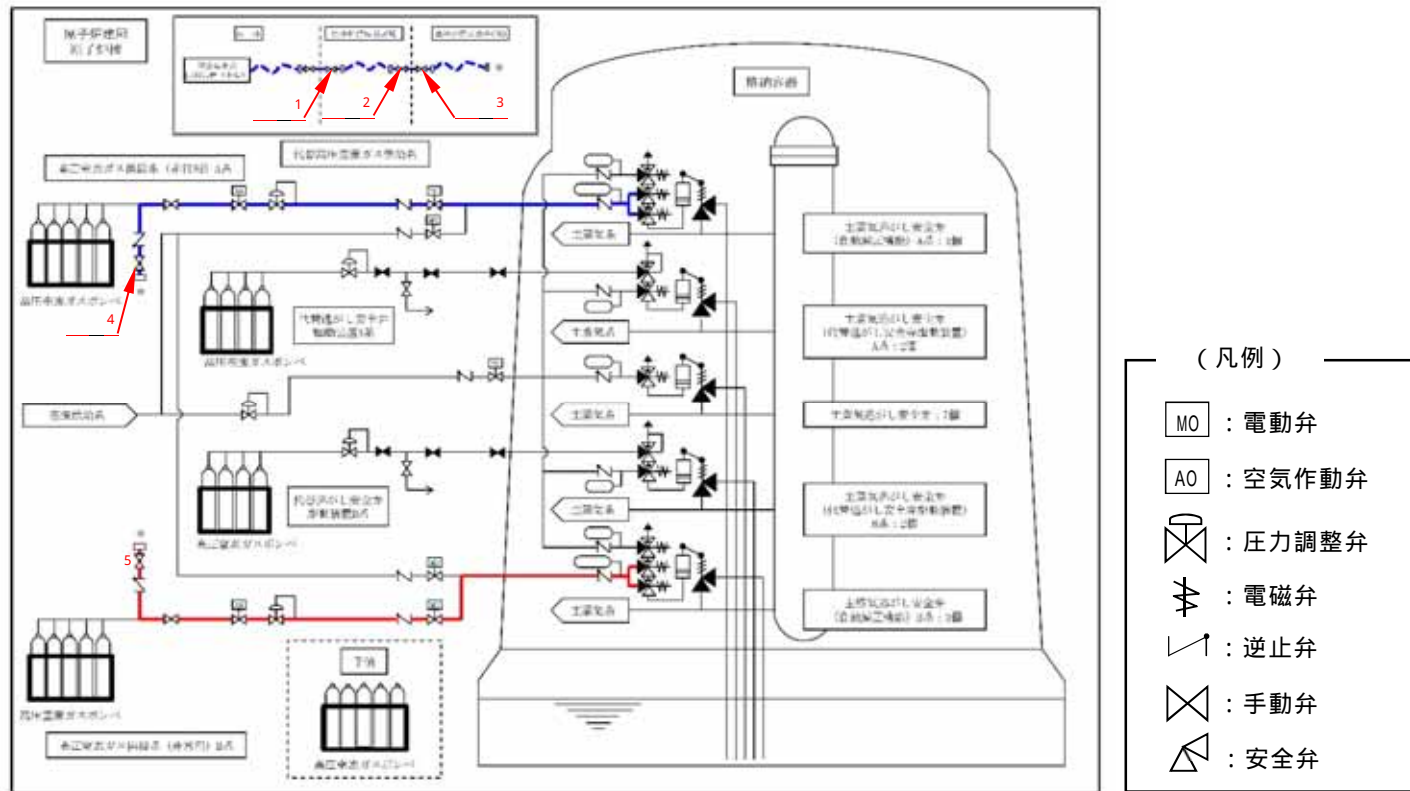
操作手順	弁名称
	高圧窒素ガスポンプ供給止め弁

記載例 : 操作手順番号を示す。

第 1.3 - 12 図 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 概要図



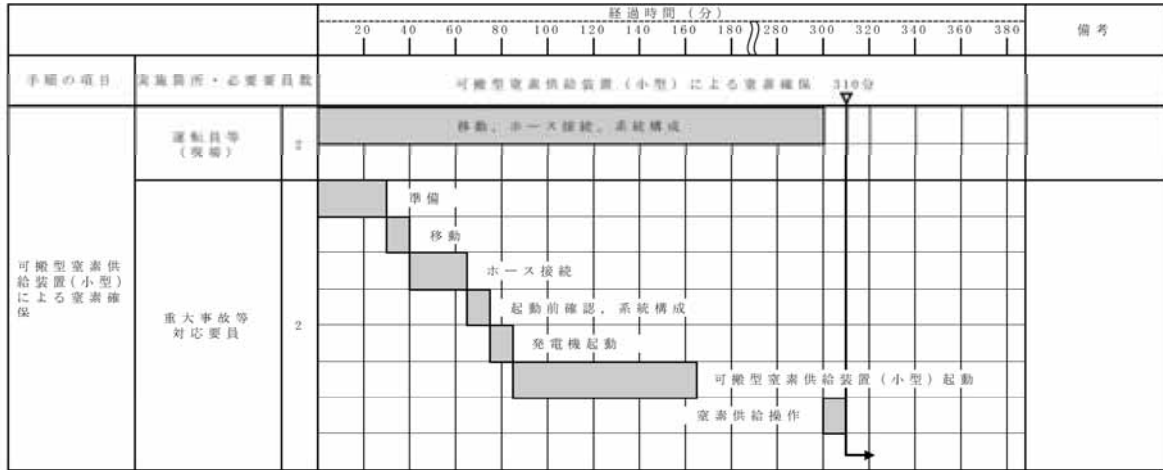
第 1.3 - 13 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 タイムチャート



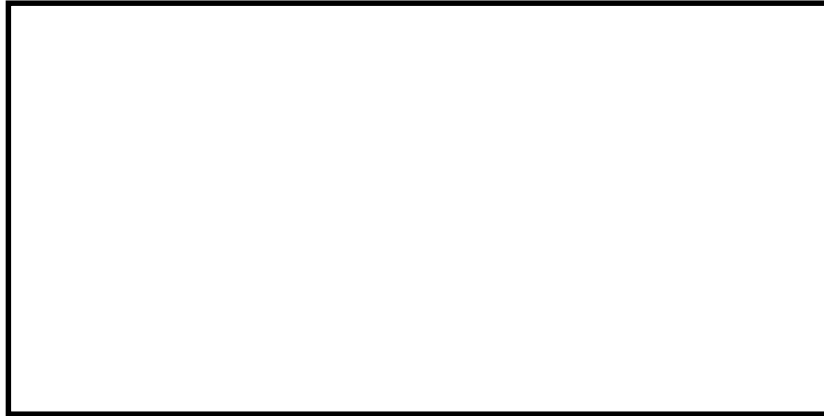
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
1	代替高压窒素ガス原子炉建屋内側隔離弁	4	代替高压窒素ガス供給弁 A
2	代替高压窒素ガス原子炉棟外側隔離弁	5	代替高压窒素ガス供給弁 B
3	代替高压窒素ガス原子炉棟内側隔離弁		代替高压窒素ガス原子炉建屋外側隔離弁

記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.3 - 14 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 概要図

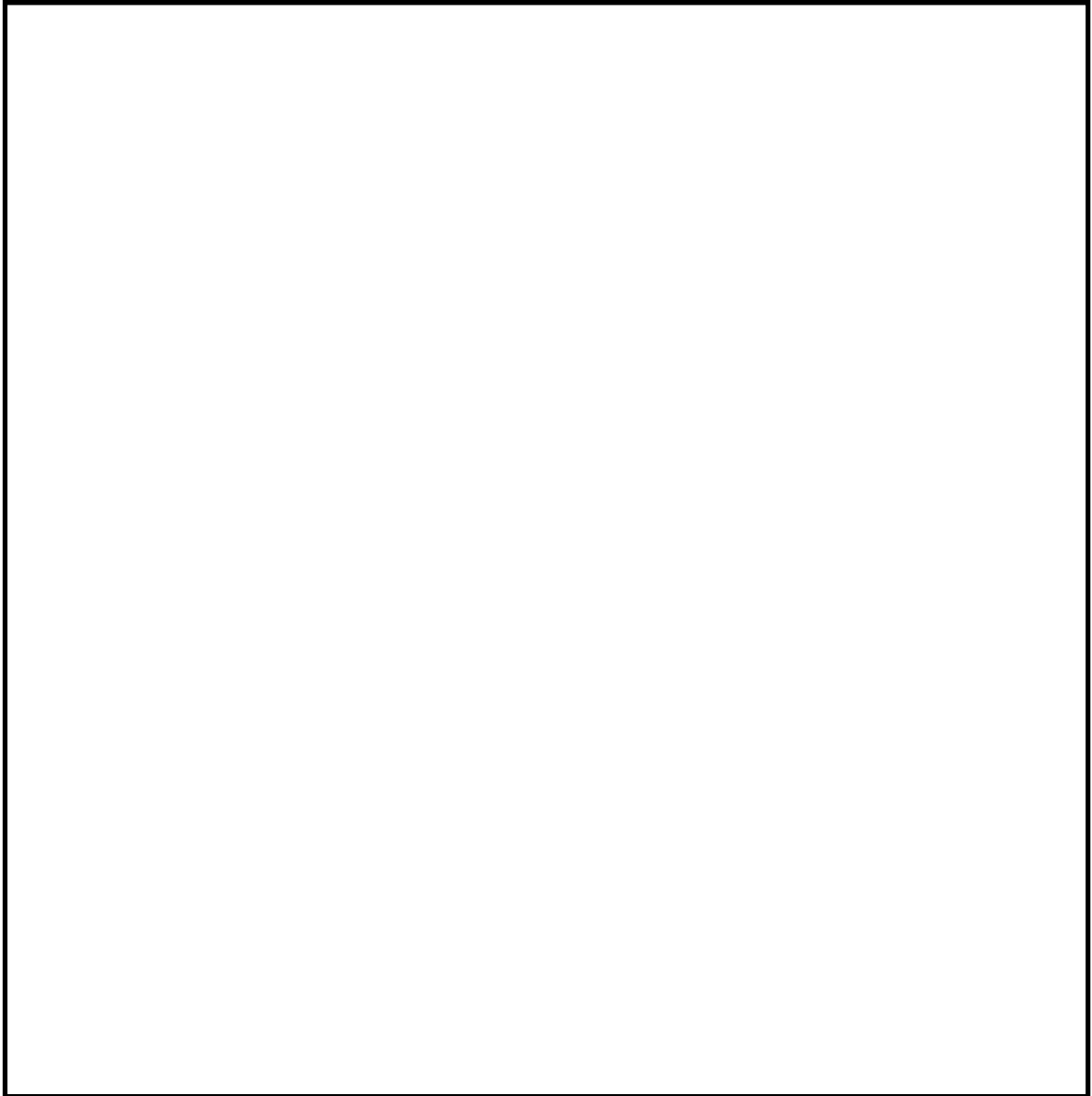


第 1.3 - 15 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 タイム  
チャート

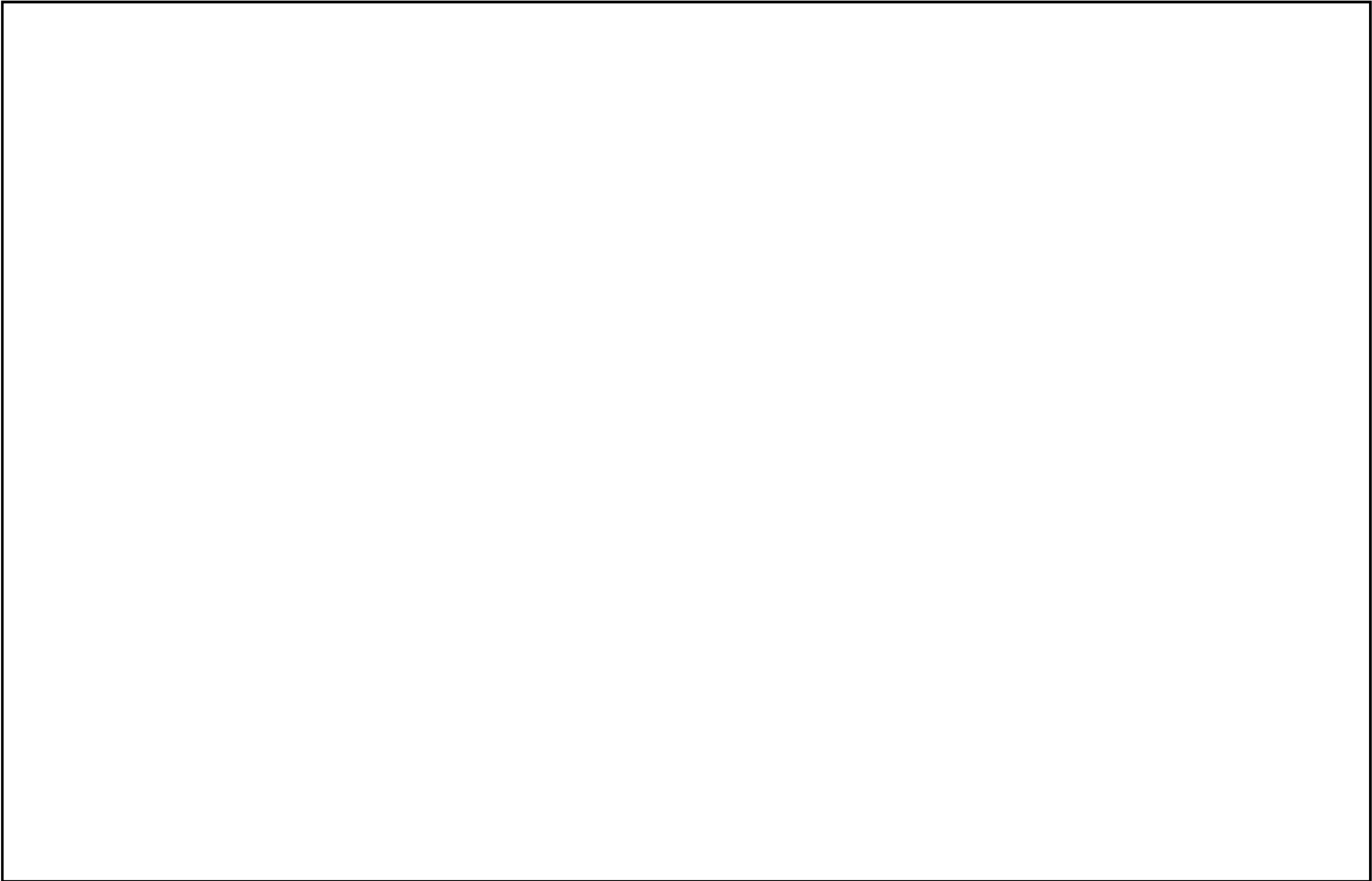


第 1.3 - 16 図 非常時運転手順書（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」  
における二次格納施設制御の対応フロー

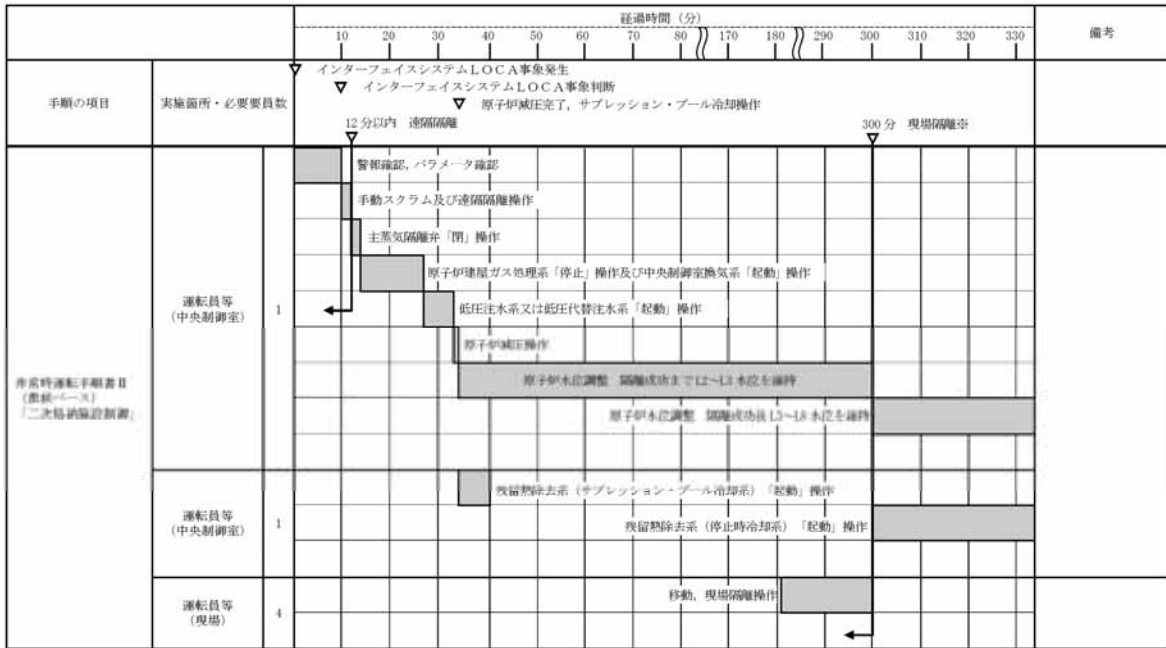




第 1.3 - 17 図 非常時運転手順書（徴候ベース） 「二次格納施設制御」に  
おける対応フロー



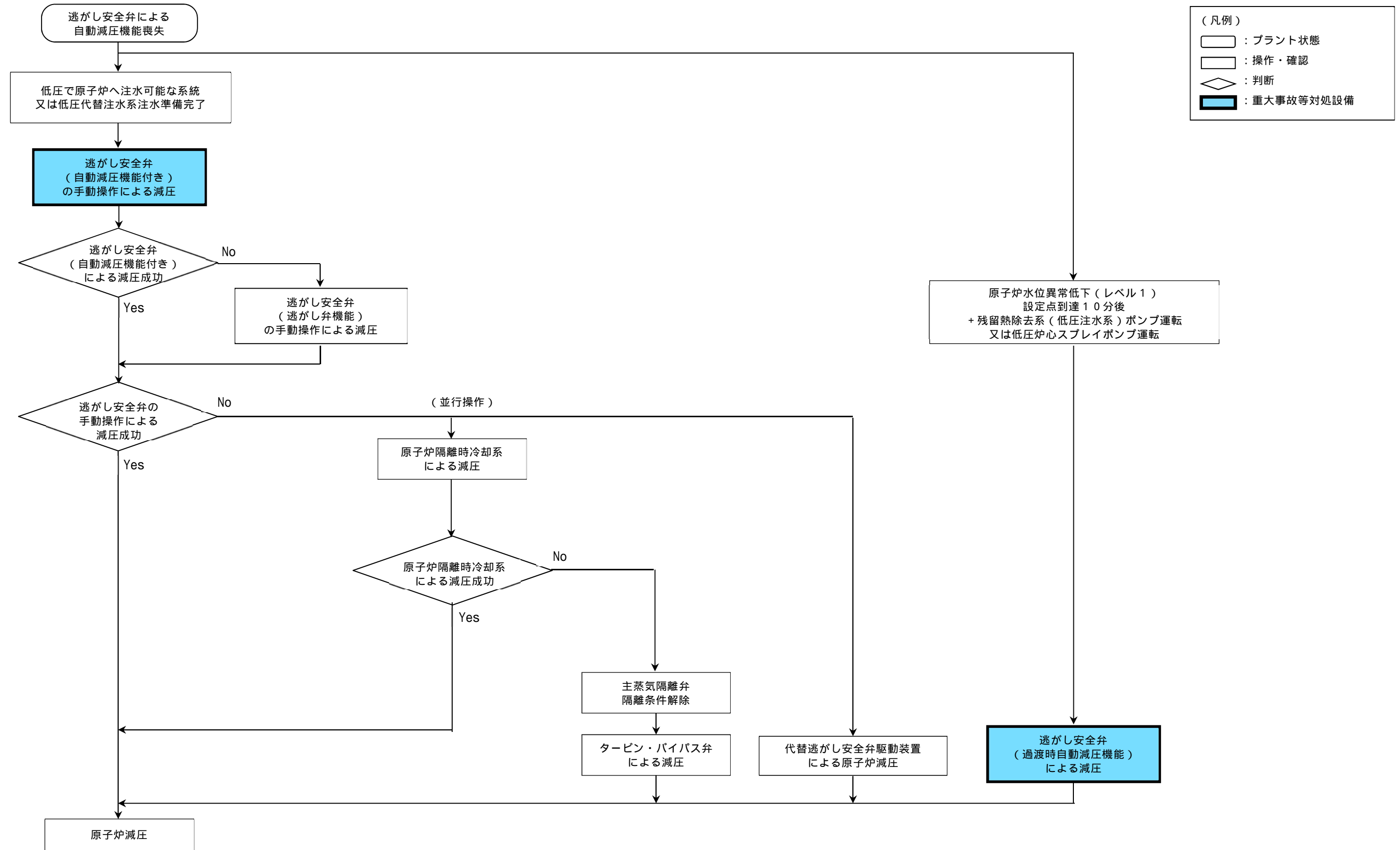
第 1.3 - 18 図 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 不測事態 「急速減圧」における対応フロー



：漏えい量によらず，現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

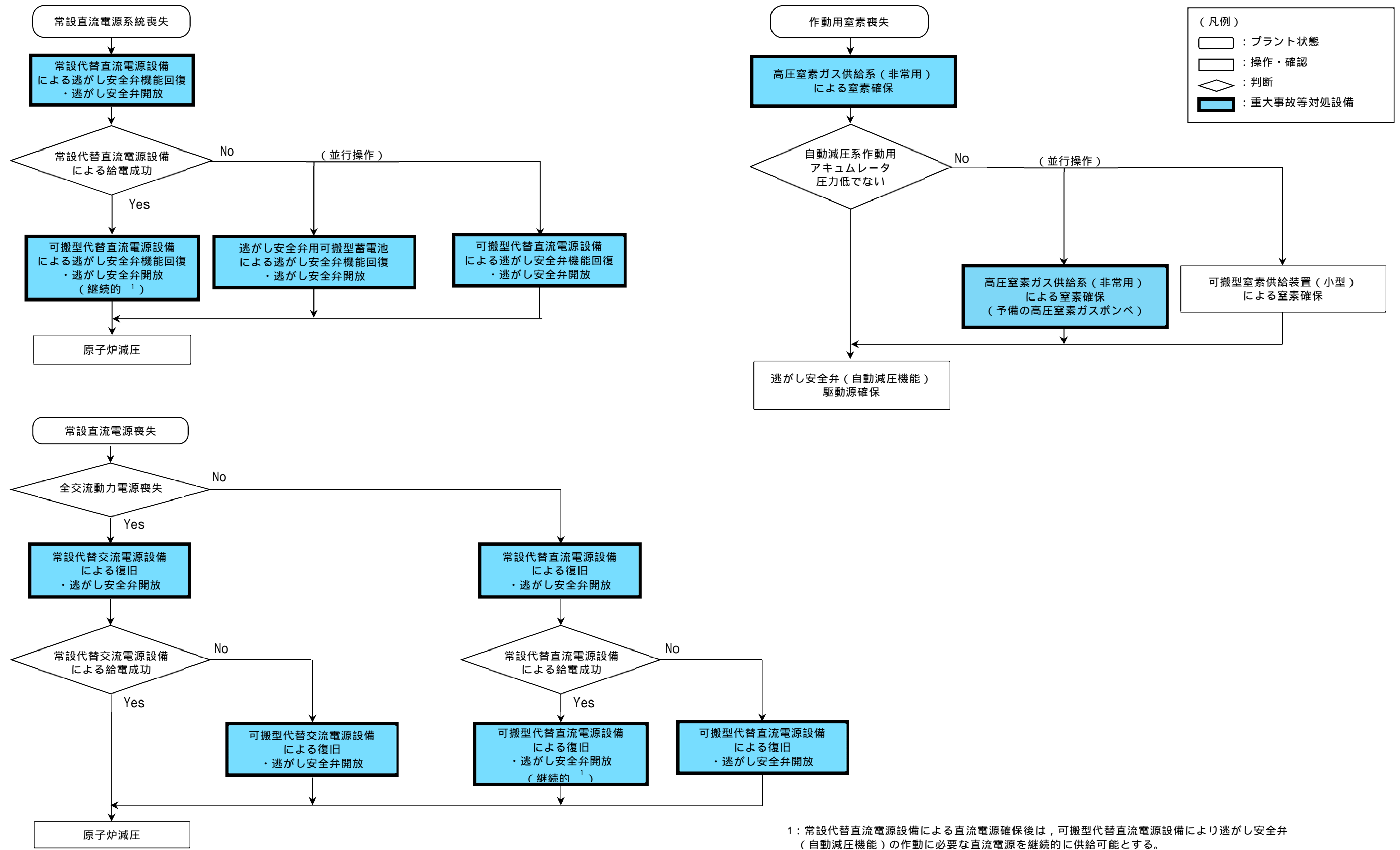
第 1.3 - 19 図 非常時運転手順書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」 タイムチャート (中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3 - 20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート ( 1 / 2 )

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/3)



第 1.3 - 21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1 / 9)

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

1: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

2: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

3: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち 2 個が対象である。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 9）

   : 重大事故等対処設備
    : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
（過渡時自動減圧機能による減圧） 原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧機能	既設							
	逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能） <sup>1</sup>	既設							
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
（逃がし安全弁による減圧） 手動による原子炉減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設		（逃がし安全弁による減圧） 手動による原子炉減圧	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	常設	1分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設	主蒸気系配管・クエンチャ		常設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設	逃がし安全弁用アキュムレータ		常設				
	所内常設直流電源設備	既設	所内常設直流電源設備		常設				
	常設代替交流電源設備	新設	常設代替交流電源設備		常設				
	可搬型代替交流電源設備	新設	可搬型代替交流電源設備		可搬				
	常設代替直流電源設備	新設	常設代替直流電源設備		常設				
	可搬型代替直流電源設備	新設	可搬型代替直流電源設備		可搬				
	燃料補給設備	新設	燃料補給設備		常設				
（原子炉隔離時冷却系による減圧） 手動による原子炉減圧				（原子炉隔離時冷却系による減圧） 手動による原子炉減圧	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	22分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
					主蒸気系配管・弁	常設			
					補給水系配管・弁	常設			
					所内常設直流電源設備	常設			

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3 / 9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
(逃がし安全弁による原子炉減圧)	-	-	-	(タービン・バイパス弁による原子炉減圧)	タービン・バイパス弁	常設	3分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
					タービン制御系	常設			
					-	-			
-	-	-	-	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	代替逃がし安全弁駆動装置	常設	101分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
-	-	-	-	逃がし安全弁（逃がし弁機能） <sup>2</sup>	常設				
-	-	-	-	主蒸気系配管・クエンチヤ	常設				
-	-	-	-	逃がし弁機能用アキュムレータ	常設				

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



## 審査基準，基準規則と対応設備との対応表（4 / 9）

   : 重大事故等対応設備   
    : 重大事故等対応設備（設計基準拡張）

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策																	
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考												
常設代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復	常設代替直流電源装置	新設		-	-	-	-	-	-												
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設																			
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設																			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設																			
可搬型代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	新設								-	-	-	-	-	-						
	燃料補給設備	新設																			
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設																			
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設																			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設																			
逃がし安全弁用可搬型蓄電池に よる逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設														-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁（自動減圧機能） <sup>1)</sup>	既設																			
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設																			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設																			
	-	-																			

1 : 逃がし安全弁（自動減圧機能）B 及び C が対象である。

2 : 逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S 及び V が対象である。

3 : 逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち 2 個が対象である。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5 / 9）

   : 重大事故等対処設備
    : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
高圧窒素ガス供給系（非常用） による窒素確保	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設		可搬型窒素供給装置（小型） による窒素確保	可搬型窒素供給装置（小型）	可搬	310分以内	4名	自主対策とする理由は 本文参照
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設			燃料補給設備	常設			
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設			自動減圧機能用アキュムレータ	常設			
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設			高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	常設			
	-	-			逃がし安全弁（自動減圧機能）	常設			
代替直流電源設備 による復旧	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設							
代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設							

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

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6 / 9)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
炉心損傷時における高圧冷却物放出ノ 格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	既設		炉心損傷時における高圧冷却物放出ノ 格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	常設	1分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			主蒸気系配管・クエンチャ	常設			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設			逃がし弁機能用アキュムレータ	常設			
	-	-			-	-			
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	既設		インターフェイスシステムLOCA発生時の対応	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	常設	3分以内	6名	自主対策とする理由は 本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			主蒸気系配管・クエンチャ	常設			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設			逃がし弁機能用アキュムレータ	常設			
	高圧炉心スプレイ系注入弁	既設			高圧炉心スプレイ系注入弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	既設			原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	常設			
	低圧炉心スプレイ系注入弁	既設			低圧炉心スプレイ系注入弁	常設			
	残留熱除去系A系注入弁	既設			残留熱除去系A系注入弁	常設			
	残留熱除去系B系注入弁	既設			残留熱除去系B系注入弁	常設			
	残留熱除去系C系注入弁	既設			残留熱除去系C系注入弁	常設			
	-	-			-	-			
逃がし安全弁の 背圧対策	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設			-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系 (非常用) 配管・弁	既設			-	-	-	-	
	-	-			-	-	-	-	

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

審査基準，基準規則と対応設備との対応表（7/9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対応設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対応設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p style="text-align: center;">-</p>
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備            a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>設計基準事故対応設備である自動減圧機能)が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p>
<p>1: 逃がし安全弁(自動減圧機能) B及びCが対象である。            2: 逃がし安全弁(逃がし弁機能) A, G, S及びVが対象である。            3: 逃がし安全弁(自動減圧機能)のうち2個が対象である。</p>	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8 / 9）

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

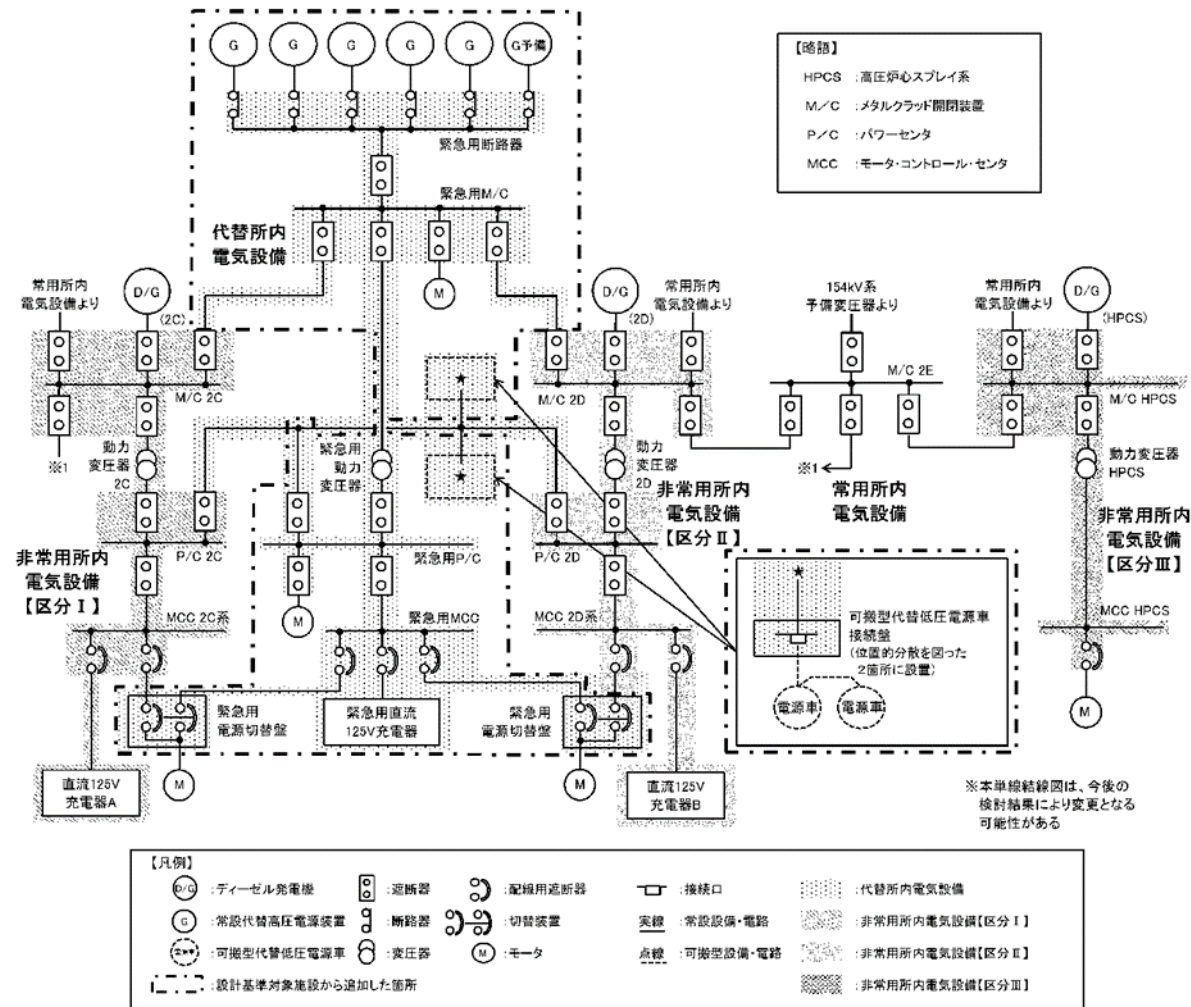
1: 逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

2: 逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

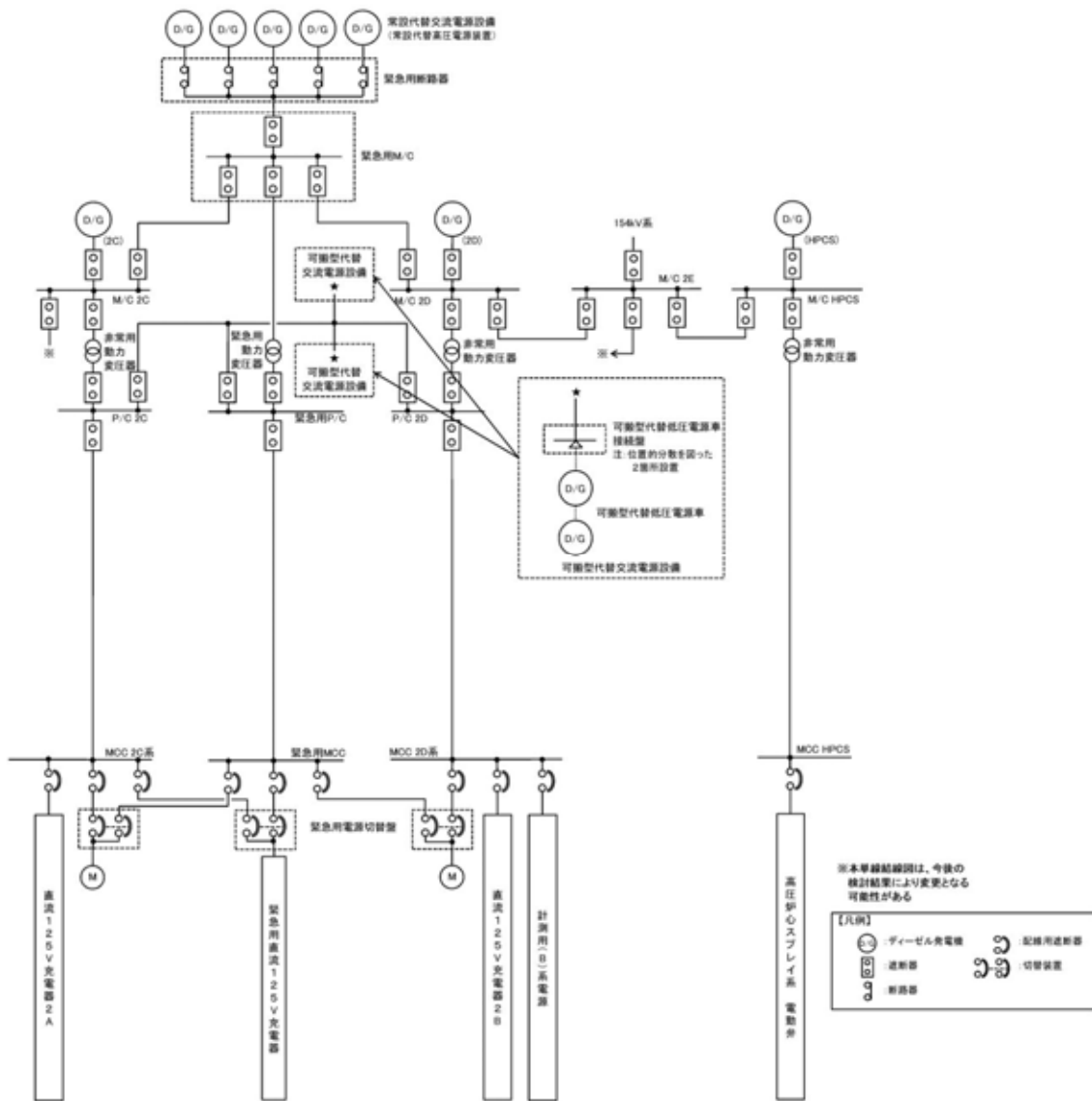
3: 逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9 / 9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>( 3 ) 蒸気発生器伝熱管破損 ( SGTR )</p> <p>a ) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。( PWR の場合 )</p>	<p>-</p>
<p>( 4 ) インターフェイスシステム L O C A ( I S L O C A )</p> <p>a ) I S L O C A 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 ( B W R の場合 ) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 ( P W R の場合 ) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>インターフェイスシステム L O C A 発生時には、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する。また、損傷箇所の隔離ができない場合、逃がし安全弁を作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する手順等を整備する。</p>
<p>1: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。                  2: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A , G , S 及び V が対象である。                  3: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち 2 個が対象である。</p>	

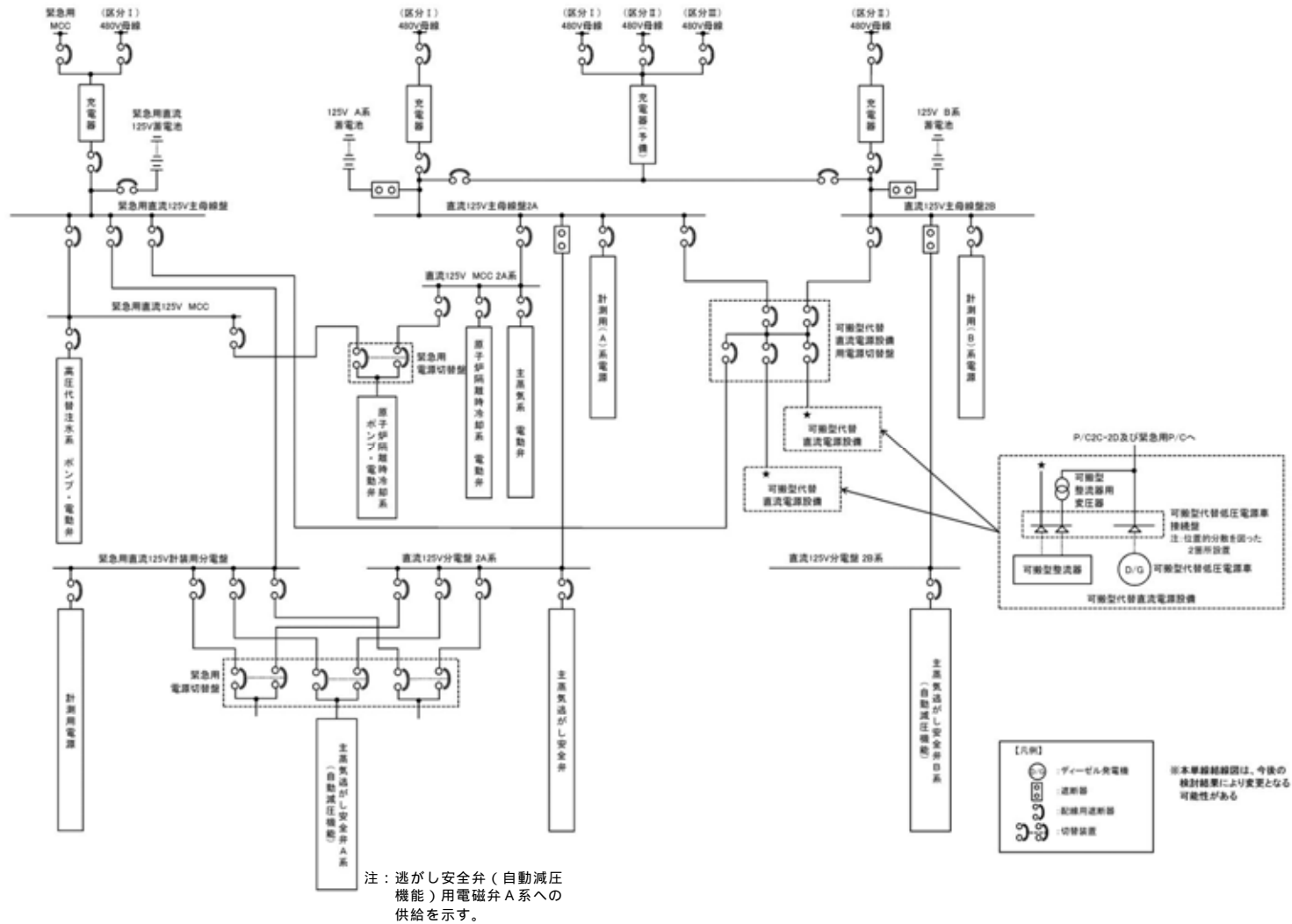


第 1 図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



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）





第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

## 重大事故対策の成立性

## 1. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

## (1) 操作概要

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

## (2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）

## (3) 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：100分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## (4) 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

## 2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

### (1) 予備の高圧窒素ガスポンベへの交換

#### a. 操作概要

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

#### b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：280分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

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

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素供給

a．操作概要

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

b．作業場所

屋外（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

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

必要要員数　：4名（運転員等2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：310分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

d．操作の成立性について

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

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

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

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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



可搬型窒素供給装置（小型）起動



可搬型窒素供給装置（小型）系統構成

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

#### (1) 操作概要

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

#### (2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

#### (3) 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数　：4名（運転員等4名）

所要時間目安：115分以内

#### (4) 操作の成立性について

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



移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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



現場手動隔離操作  
(放射線防護具装着)



自給式呼吸用保護具

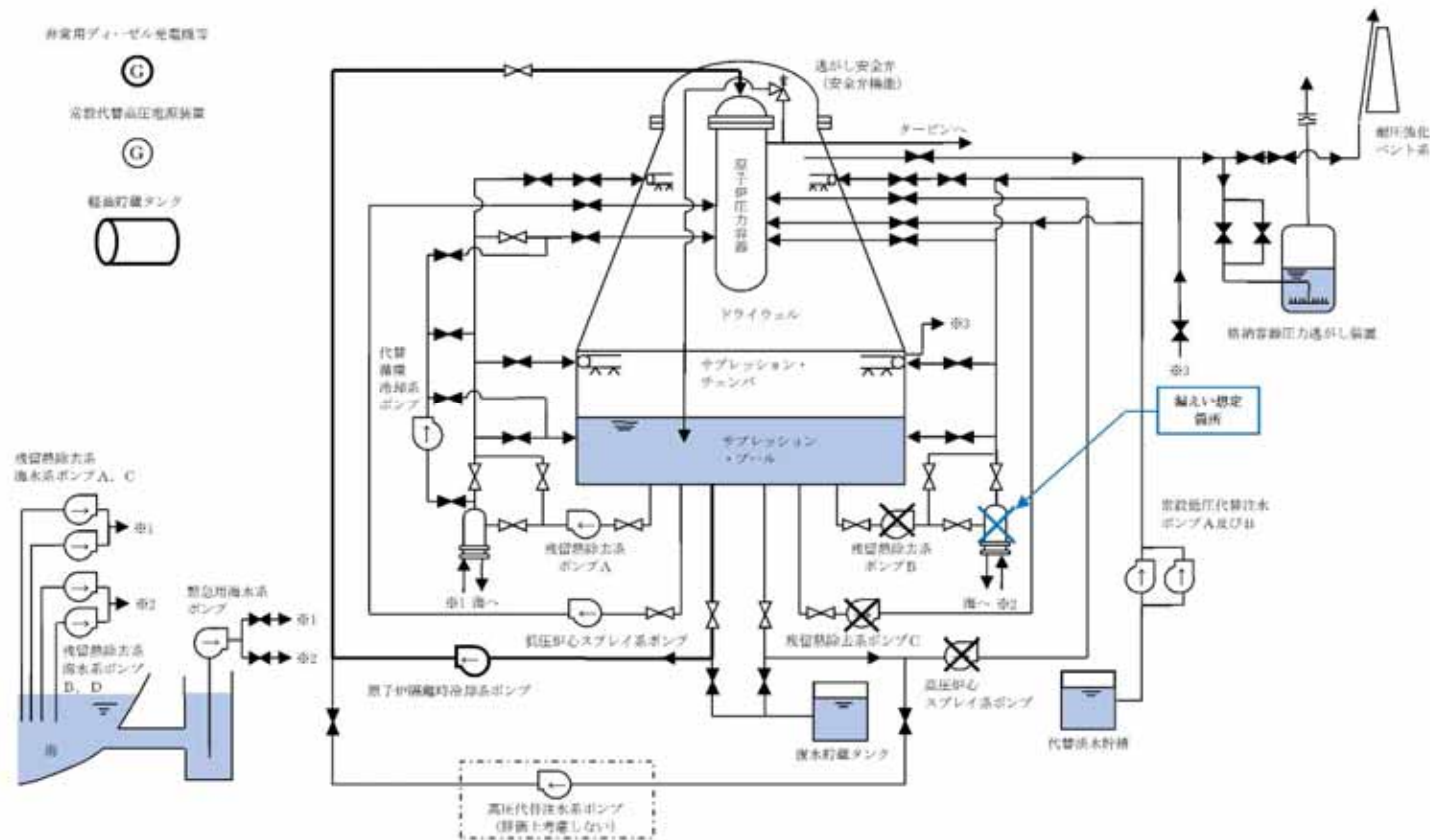


自給式呼吸用保護具装着状態  
(前面)



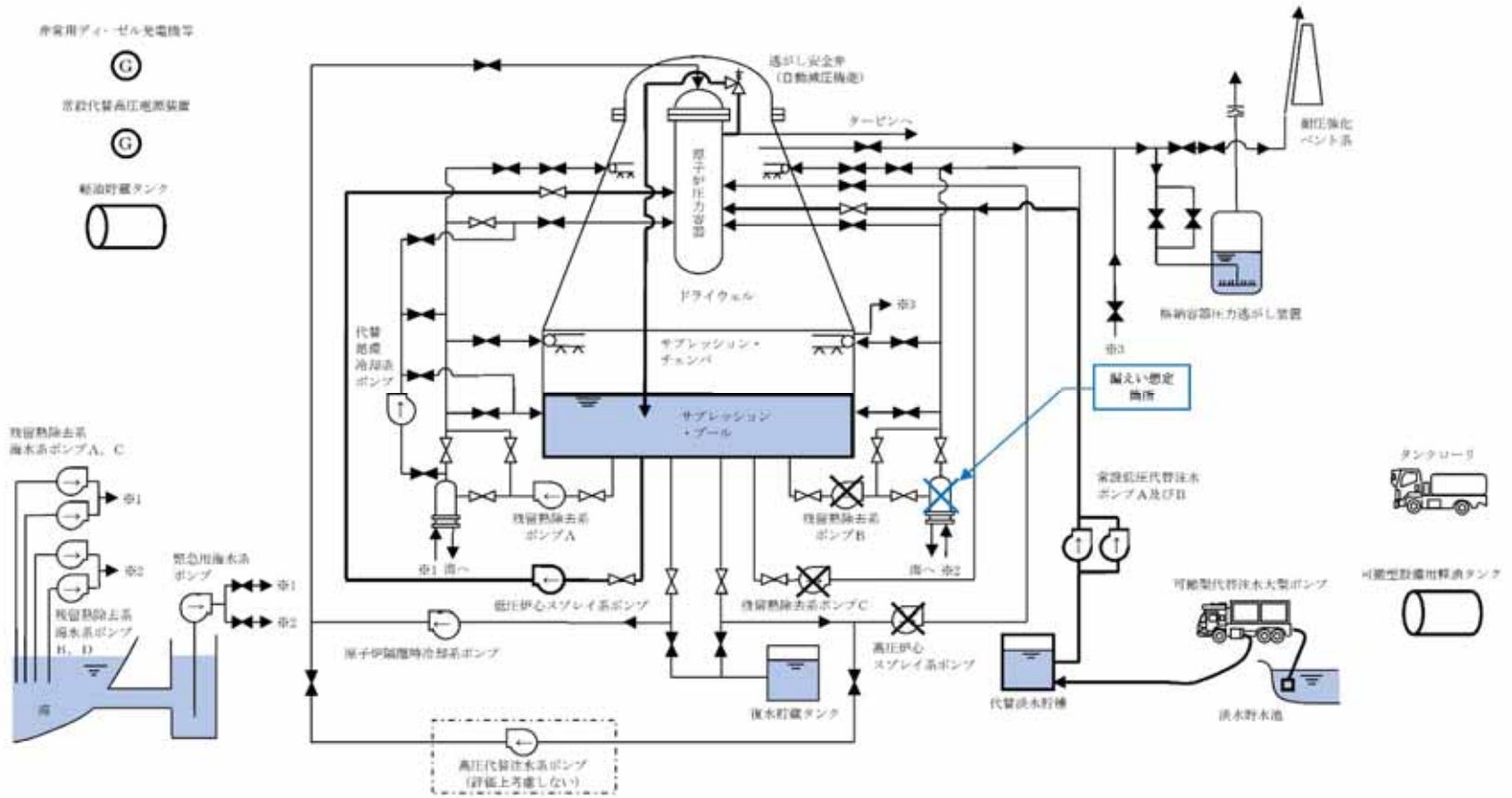
自給式呼吸用保護具装着状態  
(後面)

インターフェイスシステム L O C A 時の概要図

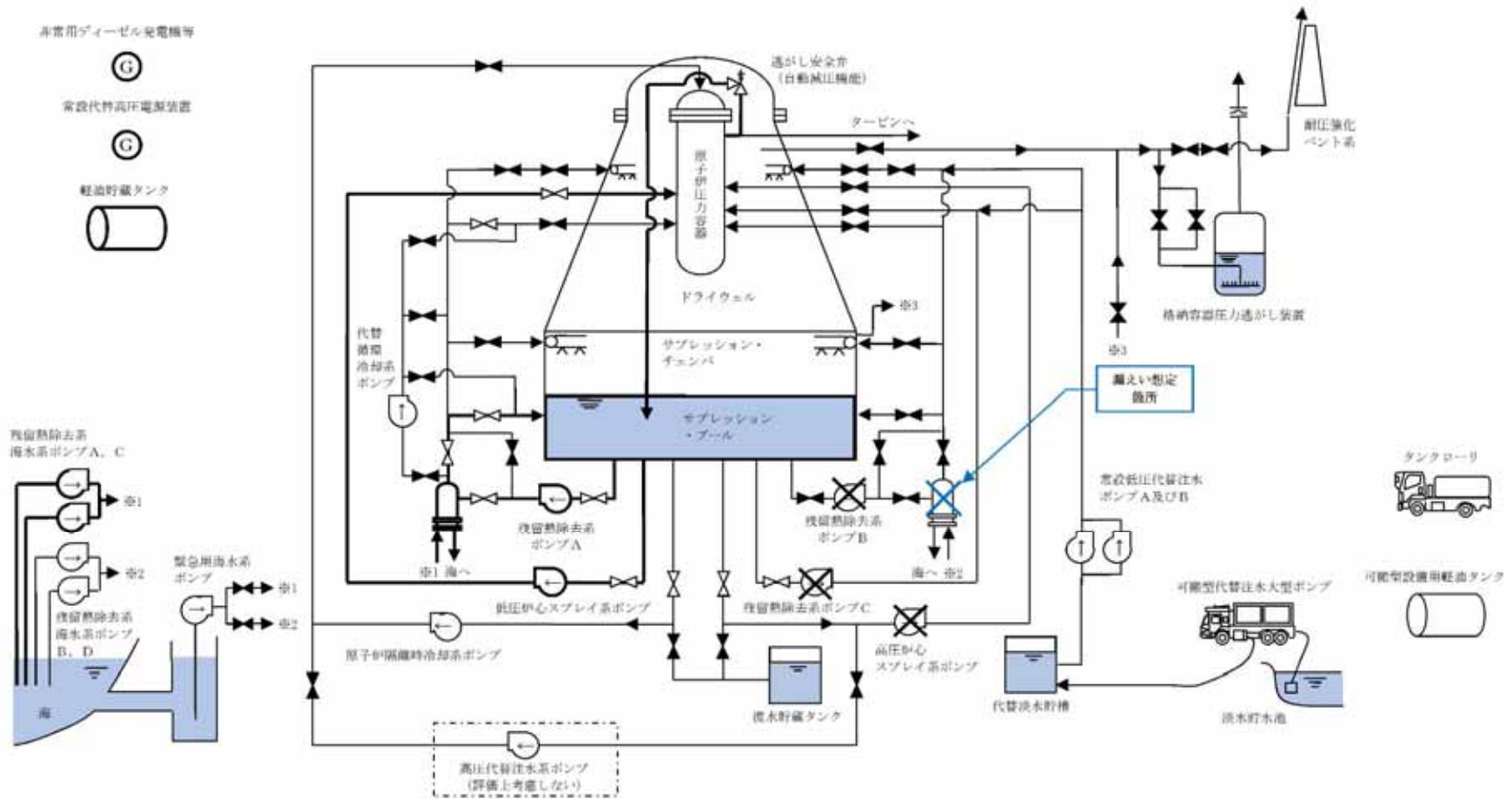


第1図 格納容器バイパス (I-SLOCA) 時の重大事故等対策の概要図  
 (原子炉隔離時冷却系による原子炉注水)

1.3 - 109



第2図 格納容器バイパス ( ISLOCA ) 時の重大事故等対策の概要図  
 ( 低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系 ( 常設 ) による原子炉注水段階 )



第3図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概要図  
 (残留熱除去系 B 系隔離後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水  
 及び残留熱除去系による格納容器除熱段階)

インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について

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

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

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

閉状態の弁が直列に 4 弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外

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

以上により，I S L O C A の評価対象としては，以下が選定された。

- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 残留熱除去系（A系，B系）
- ・ 残留熱除去系（C系）

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

#### (1) インターフェイスシステム L O C A における破断面積の設定

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

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

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

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

## (2) 現場の想定

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

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

### 溢水による影響

#### ・評価の結果

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

### 雰囲気温度・湿度による影響

#### ・評価の結果

主要なパラメータの時間変化は第 2-1 図から第 4-2 図に示す。

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

### 放射線による影響

#### ・評価の想定

原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると，原子炉冷却材が直接原子炉



建屋内に放出される。

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

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

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

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

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

#### ・評価の結果

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

### (3) まとめ

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



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

第 1 表 原子炉建屋内の環境評価条件

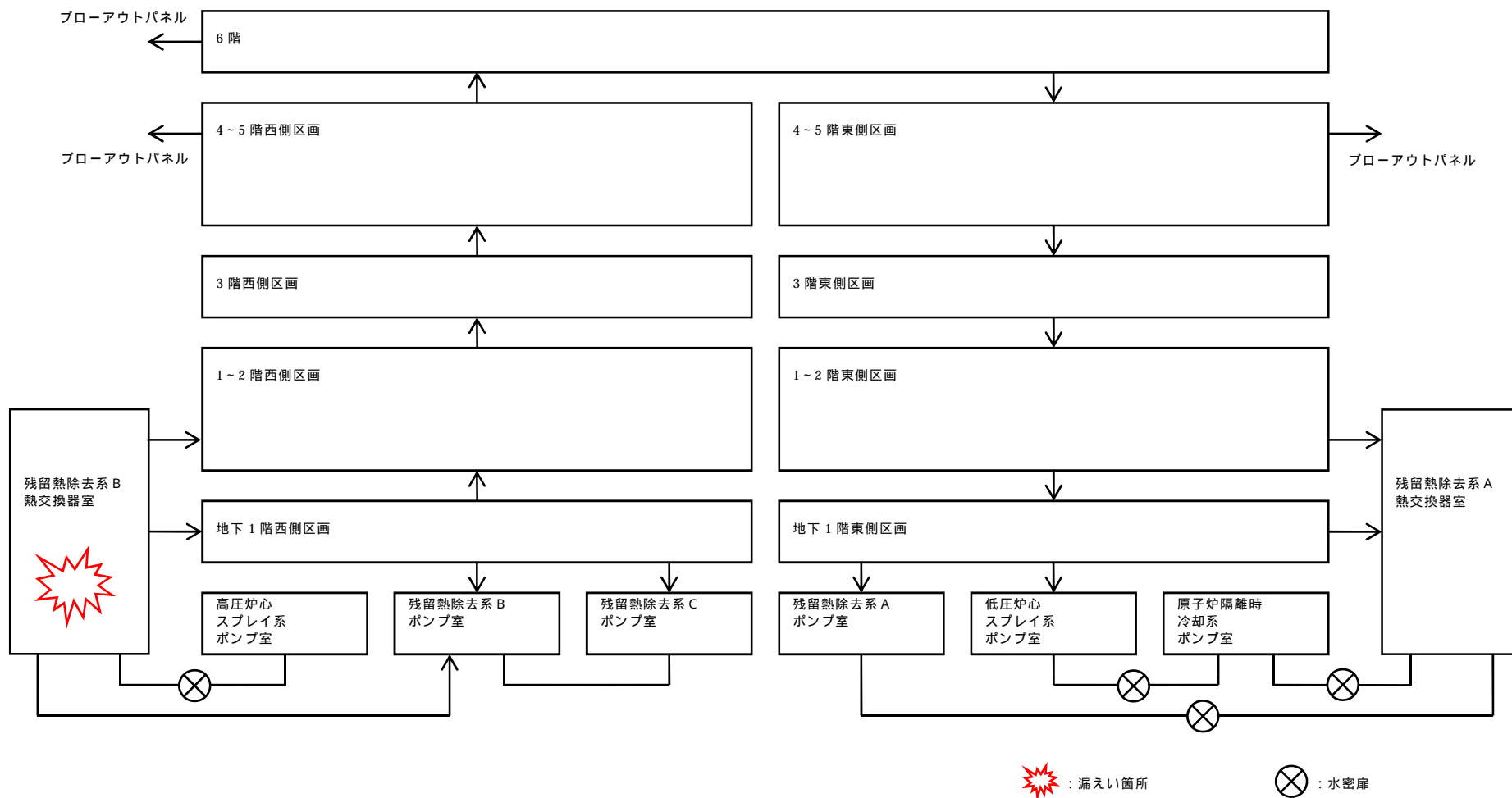
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M A A P 4	-
原子炉建屋モデル	分割モデル	原子炉建屋東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度，湿度，圧力及び放射線量の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	期待しない	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル開放圧力	6.9kPa [ gage ]	ブローアウトパネル設定値を設定
破損系統の隔離	事象発生から 5 時間	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定

第 2 表 評価条件（追加放出量）

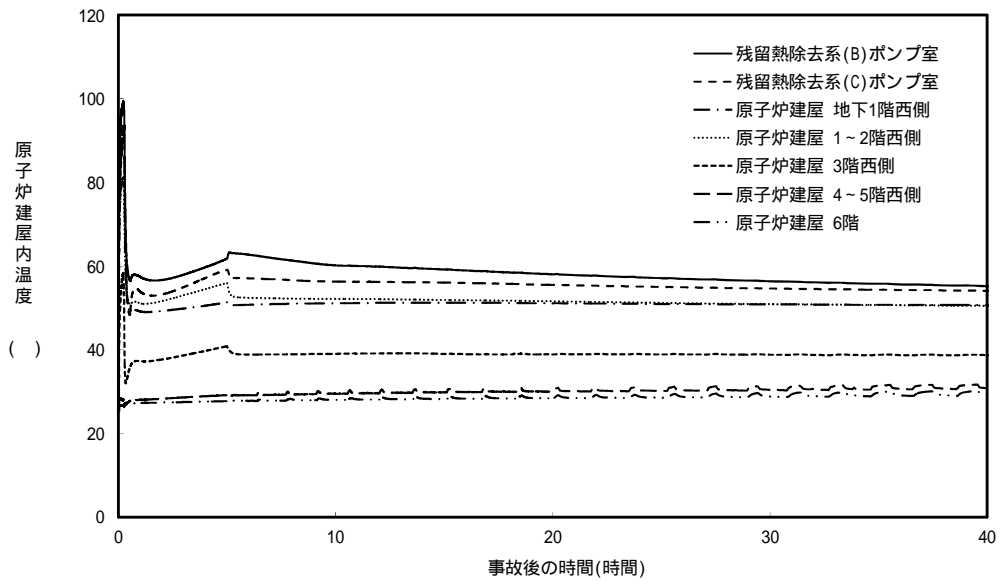
項 目	評価値	実績値 (最大)
I-131 追加放出量 ( Bq )	$3.7 \times 10^{12}$	$1.5 \times 10^{12}$
希ガス及びハロゲン等の追加放出量 ( 線 0.5MeV 換算値 )( Bq )	$2.3 \times 10^{14}$	

第3表 インターフェイスシステムLOCA時の追加放出量

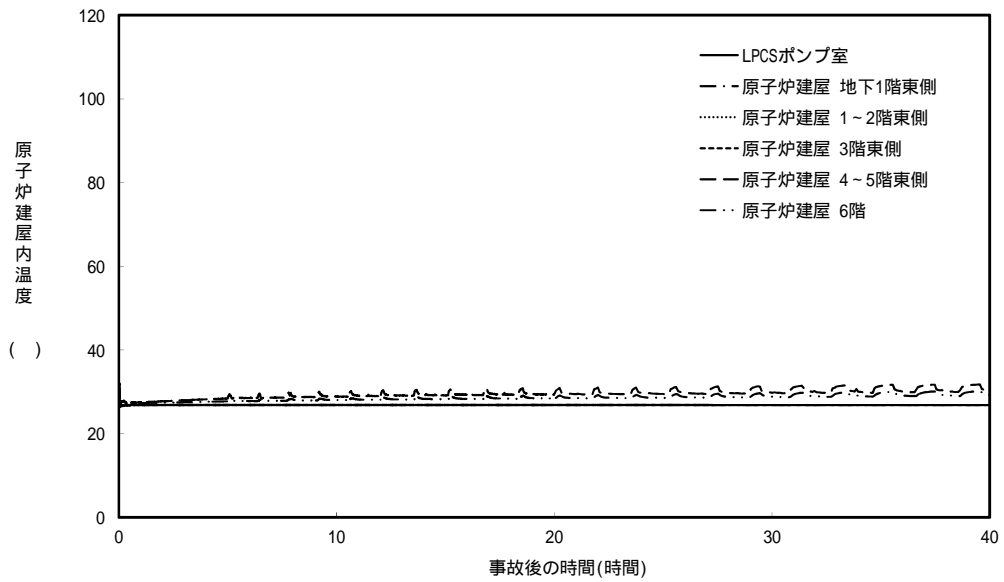
核種	収率 (%)	崩壊定数 (d <sup>-1</sup> )	線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I - 131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I - 132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I - 133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I - 134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I - 135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12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



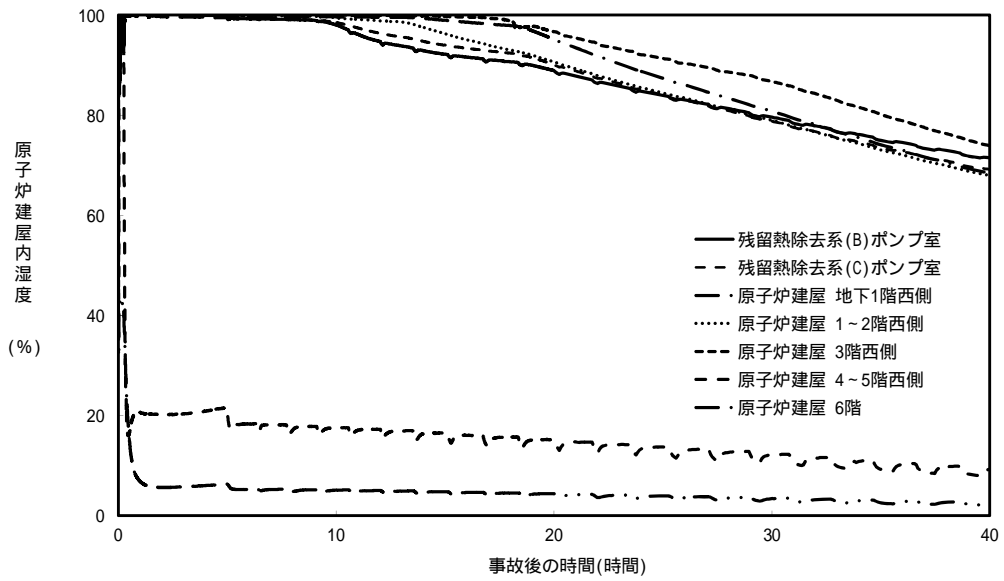
第 1 図 原子炉建屋内ノード分割モデル



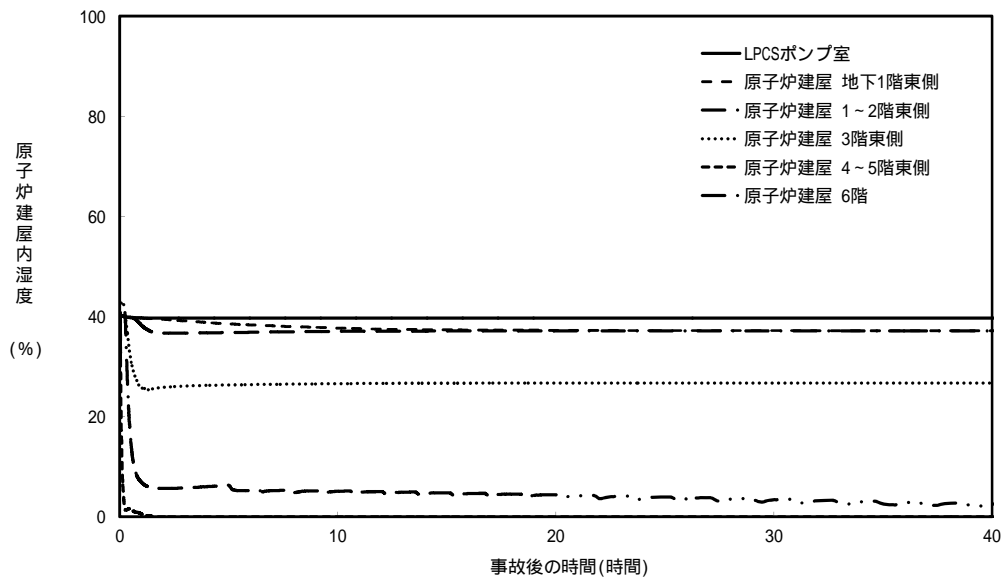
第 2 - 1 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



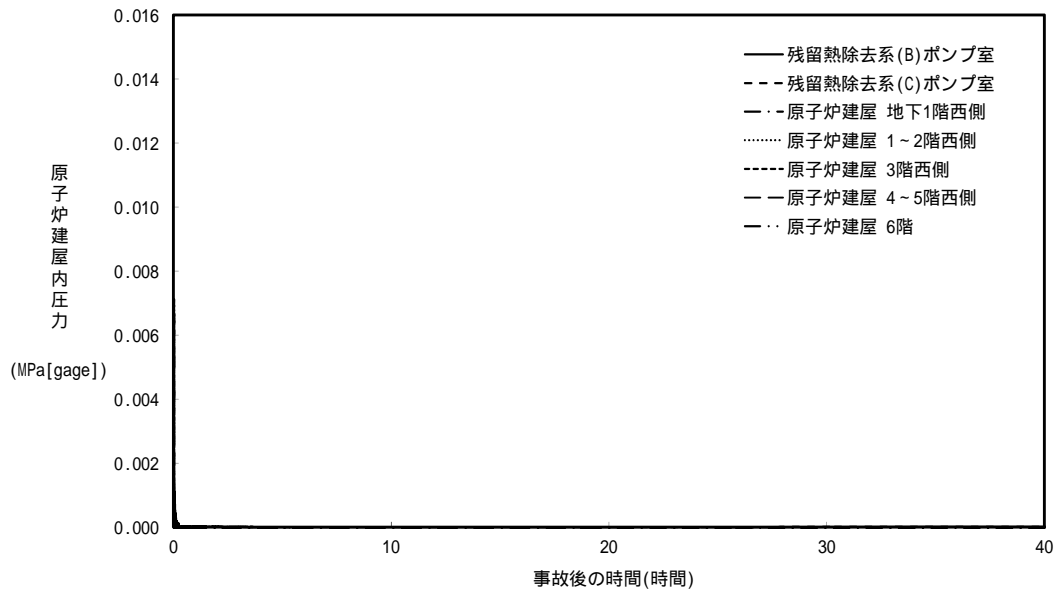
第 2 - 2 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



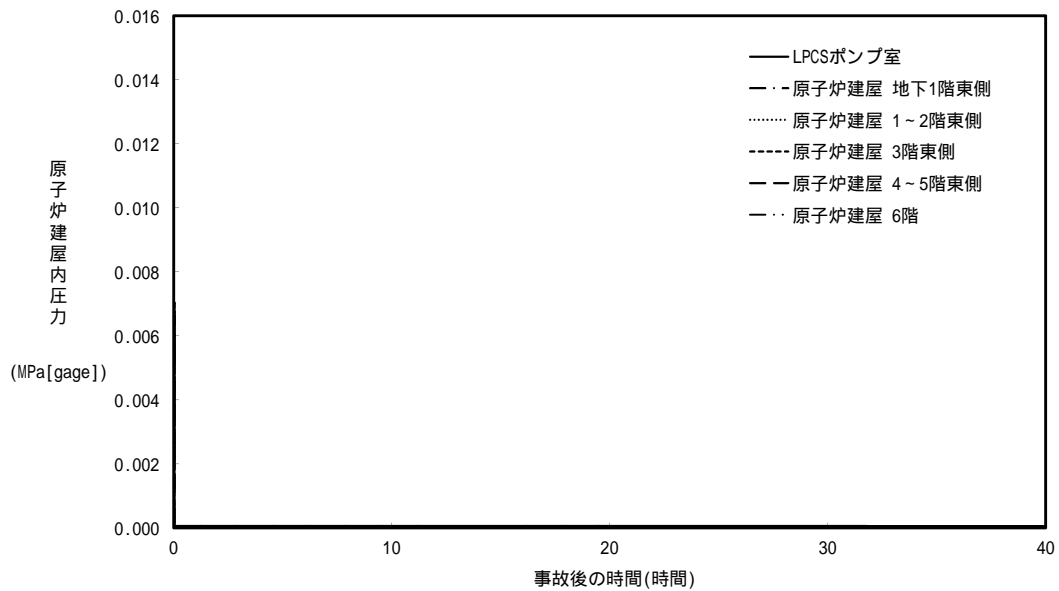
第 3 - 1 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



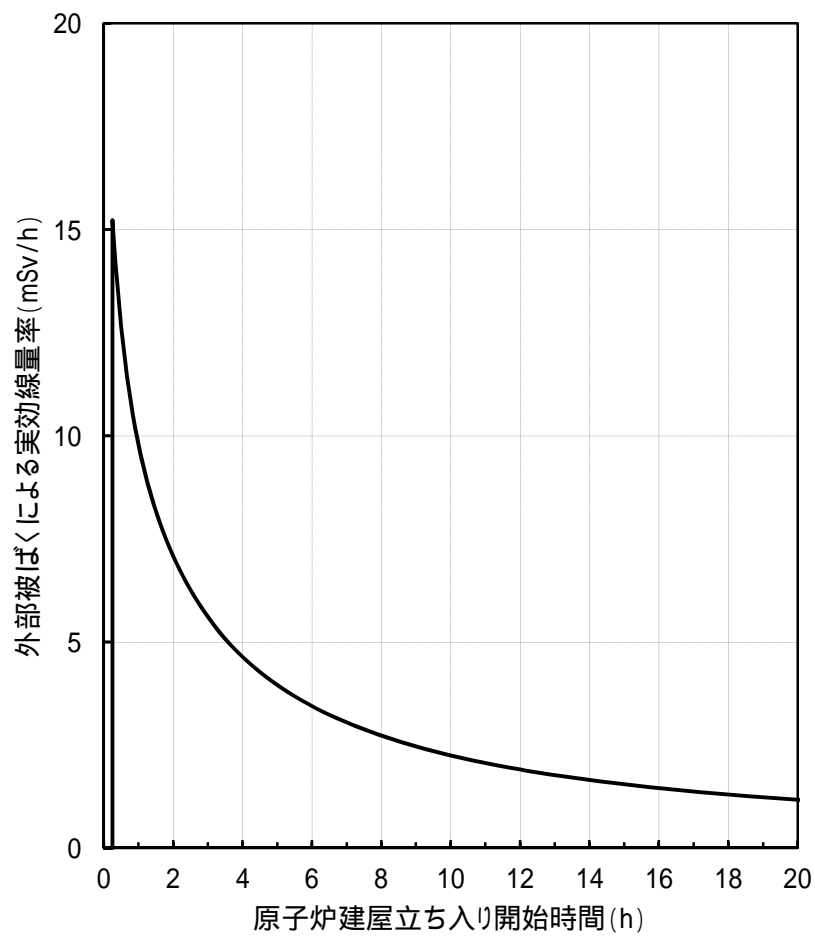
第 3 - 2 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



第 4 - 1 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



第 4 - 2 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）



第 5 図 原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係



## インターフェイスシステム L O C A 発生時の検知手段について

## (1) インターフェイスシステム L O C A 発生時の判断方法について

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

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

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

漏えい量により変動しない場合がある。

(2) インターフェイスシステム L O C A の認知について

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

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

第 2 表 インターフェイスシステム L O C A 発生を認知するパラメータ等

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

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈		
1.3.2.1 フロントライン系故障 時の対応手順	(1) 代替減圧	a . 手動による原子 炉減圧 逃がし安全弁によ る原子炉の減圧	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水 系 1 系統以上起動により原子炉注水手段が確保さ れた場合	-	
			原子炉圧力が 0.69MPa [ gage ] 以上	原子炉圧力計にて 0.69MPa [ gage ] 以上	
			高圧注水系が使用できず、低圧注水系 1 系統以上 起動できた場合	-	
			原子炉注水手段がなく、原子炉圧力容器内の水位 が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20%高い位置）に到達した場合	原子炉水位計（燃料域）燃料有効長底部から燃料 有効長の 20%高い位置	
		a . 手動による原子 炉減圧 原子炉隔離時冷却 系の復水貯蔵タン ク循環運転による 原子炉の減圧	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水 系 1 系統以上起動により原子炉注水手段が確保さ れ、逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない 場合。	-	
			a . 手動による原子 炉減圧 タービン・パイパ ス弁による原子炉 の減圧	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水 系 1 系統以上起動により原子炉注水手段が確保さ れ、逃がし安全弁による原子炉の減圧ができず、 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の復水貯 蔵タンク循環運転による原子炉の減圧ができない 場合。	-
				b . 代替逃がし安全 弁駆動装置によ る原子炉減圧	低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水 系 1 系統以上起動により原子炉注水手段が確保さ れ、逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない 場合。

1.3 - 127

1. 判断基準の解釈一覧 (2 / 2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧	a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合	-
		b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合 常設代替直流電源設備による緊急用 125V 主母線盤への給電ができない場合	-
		c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合	-
			常設代替直流電源設備による緊急用 125V 主母線盤への給電ができない場合	-
	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低下を確認した場合 高圧窒素ガスポンペ圧力低下を確認した場合	-
		b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	高圧窒素ガスポンペ圧力低下を確認した場合	-
	(3) 復旧	a. 代替直流電源設備による復旧	直流 125V 主母線盤 2 A 及び直流 125V 主母線盤 2 B の電圧喪失を確認した場合	-
		b. 代替交流電源設備による復旧	直流 125V 主母線盤 2 A 及び直流 125V 主母線盤 2 B の電圧喪失を確認した場合	-

2. 操作手順の解釈一覧 (1 / 2)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.3.2.1 フロントライン系 故障時の対応手順	(1) 代替減圧	b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	代替逃がし安全弁駆動装置室素ポンベ圧力指示値が0.5MPa [ gage ] 以上	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放必要圧力0.5MPa [ gage ] 以上
			代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁	-
			代替逃がし安全弁駆動装置室素供給弁	-
			格納容器隔離弁	-
			代替逃がし安全弁駆動装置室素ポンベ供給圧力指示値が 0.5MPa [ gage ] 以上	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放必要圧力0.5MPa [ gage ] 以上
1.3.2.2 サポート系故障時の 対応手順	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な室素喪失時の減圧	a. 高圧室素ガス供給系（非常用）による室素確保	高圧室素ガスポンベ供給止め弁	-
			自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が消灯	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [ gage ] 以下）警報設定点以上
			自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が 0.902MPa [ gage ] 以上	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [ gage ] 以下）警報設定点以上
			高圧室素ガスポンベ圧力低下を確認した場合	-

## 2. 操作手順の解釈一覧 (2 / 2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.3.2.2 サポート系故障時 の対応手順	(2) 逃がし安全弁 の作動に必要な 窒素喪失時の減圧	b. 可搬型窒素供給 装置(小型)による 窒素確保	可搬型窒素供給装置(小型)の暖気運転 は約1.5時間運転し停止
			自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧 力指示値が0.902MPa [ gage ] 以上
1.3.2.3 インターフェイス システムLOCA 発生時の対応手順	(1) 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 「二次格納施設制御」	逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行 い	暖気運転約1.5時間経過後に停止する。  自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低 (0.902MPa [ gage ] 以下) 警報設定点以 上  逃がし安全弁により原子炉の急速減圧 ( ~ 約 0MPa [ gage ] ) を行い





## 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.4.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a . 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

###### b . 原子炉運転中の対応手段及び設備

###### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

###### ) 低圧代替注水

###### ) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

###### ) 復旧

###### ) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### (c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

###### ) 低圧代替注水

###### ) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### c . 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

###### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

###### ) 低圧代替注水

###### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

###### ) 復旧

###### ) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### d . 手順等

#### 1.4.2 重大事故等時の手順

#### 1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

#### 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a．低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水）

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

(d) 消火系による原子炉注水

(e) 補給水系による原子炉注水

b．重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a．復旧

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

b．重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a．低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水 / 海水）

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

b . 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(2) サポート系故障時の対応手順

a . 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

b . 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.3 重大事故対策の成立性

1 . 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水 / 海水）

(2) 系統構成

2 . 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3 . 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

添付資料1.4.4 解釈一覧

1 . 判断基準の解釈一覧

2 . 操作手順の解釈一覧

#### 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

##### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

##### 【解釈】

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

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

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

(2) 復旧

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

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

原子炉運転停止中において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備

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

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため，原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

#### 1.4.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する。（第1.4 - 1図）

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

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

## 2 重大事故等対応設備（設計基準拡張）

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

## 3 自主対策設備

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

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

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除

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

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

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

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

a．重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

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

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

b . 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

) 低圧代替注水

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

( ) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

( ) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

( ) 代替循環冷却系による原子炉注水



代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

( ) 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

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

( ) 補給水系による原子炉注水

補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

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

（添付資料1.4.1）

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

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

- ・代替循環冷却系ポンプ

**格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱除去を目的とした設備であり、原子炉減圧及び低圧注水移行時に炉心損傷を防止するための十分な注水量が確保できない場合があるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が実施できない場合の代替手段として有効である。**

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷

却系が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

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

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

- ・ 復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

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

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

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

) 復旧

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

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

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給

し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

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

( ) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

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

) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

「1.4.1(2) b.(b) )( ) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後

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

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

（添付資料1.4.1）

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

) 低圧代替注水

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

( ) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

( ) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

( ) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

( ) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水貯蔵タンク

- ・多目的タンク

( ) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

これらの設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

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

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

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

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

c．原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

) 低圧代替注水

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



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

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

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

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

) 復旧

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

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

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

( ) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

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

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

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

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

#### ） 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

（添付資料1.4.1）

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

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

d．手順等

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

これらの手順は、運転員等<sup>1</sup>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（徴候ベース）」、「非常時運転手順書（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.4 - 1表）

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

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

（添付資料1.4.2）

#### 1.4.2 重大事故等時の手順

#### 1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

##### (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

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

##### a．手順着手の判断基準

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

##### b．操作手順

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

概要図を第1.4 - 5図に示す。

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

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

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

炉への注水の開始を指示する。

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

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

発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持<sup>1</sup>するよう指示する。

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

1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる

間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

#### c．操作の成立性

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

#### (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

a . 手順着手の判断基準

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

b . 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4 - 6図に示す。

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低圧炉心スプレイ系の起動を指示する。

運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系の手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [ gage ] 以上であることを確認し，発電長に報告する。

発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し，低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。

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

発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レ

ベル 3 ) 設定点以上から原子炉水位高 ( レベル 8 ) 設定点に維持するよう指示する。

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

c . 操作の成立性

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

(3) 残留熱除去系 ( 原子炉停止時冷却系 ) による原子炉除熱

残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系 ( 原子炉停止時冷却系 ) を起動し、原子炉の除熱を実施する。

a . 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低 ( レベル 3 ) 設定点から原子炉水位高 ( レベル 8 ) 設定点の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が 0.93MPa [ gage ] 以下の場合。

b . 操作手順

残留熱除去系 ( 原子炉停止時冷却系 ) ( A ) による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。( 残留熱除去系 ( 原子炉停止時冷却系 ) ( B ) による原子炉冷却手順も同様。 )

概要図を第 1.4 - 7 図に示す。

発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系 ( 原子炉停止時冷却系 ) ( A ) による原子炉除熱の準備を指示する。

運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電

源の復旧を実施する。

運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。

運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。

運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。

運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [ gage ] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。

運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）



による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

運転員等は中央制御室にて、崩壊熱の除去が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

#### c . 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名により操作を実施する。

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

### 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

#### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a . 低圧代替注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉注水を実施する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に、概要図を第1.4 - 8図に、タイムチャートを第1.4 - 9図に示す。

発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。

運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原

原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し，残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また，原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には，原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。

運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

運転員等は，発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。

発電長は，運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を指示する。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。

運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し，低圧代替注水系（常設）を起動した後，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [ gage ] 以上であることを確認する。

運転員等は中央制御室にて，原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。

運転員等は，発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し，低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（C）を開に

し、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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

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

) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）手順

の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に，概要図を第1.4 - 10図に，タイムチャートを第1.4 - 11図に示す。

( 残留熱除去系 ( C ) 配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は，手順 以外同様。 )

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系 ( 可搬型 ) の接続を依頼する。

災害対策本部長は，発電長に低圧代替注水系 ( 可搬型 ) で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

災害対策本部長は，重大事故等対応要員に低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による原子炉注水の準備を指示する。

発電長は，運転員等に残留熱除去系 ( C ) 配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による原子炉注水準備を指示する。

運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系 ( C ) ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。

運転員等は，発電長に低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による原子炉注水準備が完了したことを報告する。

発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し，低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による原子

炉注水の系統構成を指示する。

<sup>a</sup>残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

<sup>b</sup>低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報告する。

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。

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。

重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

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。

発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことの確認を指示する。

運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを連絡する。

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

⑳ 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下

のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

（添付資料1.4.3）



(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に、概要図を第1.4 - 12図に、タイムチャートを第1.4 - 13図に示す。

発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の準備を指示する。

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

発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁及び代替循

環冷却系テストライン弁を開にする。

運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [ gage ] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し、代替循環冷却系による原子炉への注水の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を開にする。

運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

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

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

) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開

始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内

(d) 消火系による原子炉注水

) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

) 操作手順

消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に、概要図を第1.4 - 14図に、タイムチャートを第1.4 - 15図に示す。

発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。

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

発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。

運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ<sup>1</sup>又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [ gage ] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にする。

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

発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持<sup>2</sup>するよう指示する。

運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持<sup>2</sup>し、発電長に報告する。

1：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

2：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

なお、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.3）

(e) 補給水系による原子炉注水

) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができ

ず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

) 操作手順

補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に，概要図を第1.4 - 16図に，タイムチャートを第1.4 - 17図に示す。

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。

運転員等は中央制御室にて，補給水系による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。

重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。

災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。

発電長は，運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。

運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系 - 消火系連

絡ライン止め弁を開にする。

運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。

運転員等は、発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水のため、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [ gage ] 以上であることを確認するよう指示する。

運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [ gage ] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持<sup>1</sup>するよう指示する。

運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持<sup>1</sup>し、発電長に報告する。

1：原子炉压力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし，格納容器スプレイを実施する。

） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

なお，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.3）

b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4 - 22図に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し，原子炉へ注水ができない場合は，低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は，代替循環冷却系により原子炉へ注水する。

代替循環冷却系が使用できない場合は，消火系，補給水系又は低圧代



替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

なお，消火系による原子炉への注水は，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

## (2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】

### a. 復旧

#### (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）による注水機能が喪失した場合，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 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（低圧注水系）（A）を優先して使用する。

#### ) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M / Cが受電され，緊急用M / CからM / C 2 C又はM / C 2 Dの受電が完了し，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

#### 【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

#### ) 操作手順

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

概要図を第1.4 - 18図に，タイムチャートを第1.4 - 19図に示す。

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水の準備を指示する。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（低圧注水系）

（A）による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

発電長は，運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動

し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開とし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持<sup>1</sup>するよう指示する。

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

<sup>1</sup>：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（A）又は（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

#### ） 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した<sup>1</sup>後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内

さらに，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。

また，原子炉運転停止中の当直要員の体制においては，中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。

#### b．重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4 - 22図に示す。

全交流動力電源が喪失し，常設代替交流電源設備により緊急用M / Cを受電した後，緊急用M / CからM / C 2 C又はM / C 2 Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。なお，常設代替交流電源設備によりM / C 2 C又はM / C 2 Dが受電できない場合は，「1.4.2.2(1) a．低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は，緊急用海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。

緊急用海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する

が、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、  
「1.4.2.2(1) a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の

操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉压力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4 - 4図に示す。また、概要図は第1.4 - 8図、タイムチャートは第1.4 - 9図と同様である。

) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）

) 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化<sup>1</sup>により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

1：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確

認する。

) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）については、「1.4.2.2(1) a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4 - 4図に示す。また、概要図は第1.4 - 10図、タイムチャートは第1.4 - 11図と同様である。

) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。



円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.4.3)

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

) 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2 (1) a.(c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容



器内へ崩壊熱相当量（ $14\text{m}^3/\text{h} \sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4 - 4図に示す。また、概要図は第1.4 - 12図、タイムチャートは第1.4 - 13図と同様である。

) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉压力容器内への注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内

(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

) 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化<sup>1</sup>により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

) 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1)

a.(d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4 - 4図に示す。また、概要図は第1.4 - 14図、タイムチャートは第1.4 - 15図と同様である。

) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.3)

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

#### ） 操作手順

補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1)

a.(e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。概要図は第1.4-16図、タイムチャートは第1.4-17図と同様である。

#### ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.3)

#### b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4 - 22図に示す。

原子炉圧力容器が破損し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心の冷却を実施する。

なお、消火系による残存溶融炉心の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

#### 1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.2(1) a . (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a . (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水）」、「1.4.2.2(1) a . (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a . (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1) a . (e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様であ

る。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 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）（A）を優先して使用する。

) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの

受電が完了し，原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下である場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され，原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下である場合。

) 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉冷却手順も同様）

概要図を第1.4 - 20図に，タイムチャートを第1.4 - 21図に示す。

発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。

運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて，原子炉保護系電源の復旧を実施する。

運転員等は中央制御室にて，格納容器隔離を復旧する。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉の除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。

運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。

運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。

運転員等は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [ gage ] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。

運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動



し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

#### ） 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内

#### b . 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4 - 22図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M / Cを受電した後、緊急用M / CからM / C 2 C又はM / C 2 Dを受電



し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

#### 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型

ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.4 - 1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1 / 25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）		残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 25）

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

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	-	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3 / 25）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	-	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書（徴候ベース） 「減圧冷却」  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	
			残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対応設備（設計基準拡張）		

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す

対応手段，対応設備，手順書一覧（4 / 25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系） <b>ポンプ</b> 低圧炉心スプレイ系 <b>ポンプ</b>	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5 / 25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系（低压注水系） <b>ポンプ</b> 低压炉心スプレイ系 <b>ポンプ</b>	低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低压代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低压炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6 / 25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）				
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（7 / 25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ <sup>1</sup>	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8 / 25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

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
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系ポンプ	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9 / 25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

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
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系ポンプ	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10 / 25）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11 / 25）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ <sup>1</sup>	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12 / 25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	-	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

1：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。

2：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。

3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13 / 25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14 / 25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（シビアアクシデント） 「注水 - 4」  重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ 原子炉压力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

1：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。

2：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。

3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（15 / 25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」  重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ <sup>1</sup>	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ 原子炉压力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16 / 25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合		消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」  重大事故等対策要領
				ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水貯蔵タンク			
			多目的タンク			
関連設備	原子炉压力容器	重大事故等対処設備				
	常設代替交流電源設備 <sup>3</sup>					
	可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup>					
関連設備	燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）				
	残留熱除去系（B）配管・弁					
非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	自主対策設備					
消火系配管・弁						

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17 / 25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合		補給水系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備		

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18 / 25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
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） <b>ポンプ</b>	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19 / 25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
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） <b>ポンプ</b>	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーヂャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20 / 25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
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） <b>ポンプ</b>	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21 / 25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
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） <b>ポンプ</b>	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ <sup>1</sup>	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（22 / 25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
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） <b>ポンプ</b>	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
			関連設備	残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	消火系配管・弁	自主対策設備
非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領					

- 1：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。
- 2：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。
- 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧（23 / 25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
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） <b>ポンプ</b>	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24 / 25）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱	主要設備	緊急用海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「減圧冷却」  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（25 / 25）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ <sup>1</sup>	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>3</sup> 燃料補給設備 <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書 （徴候ベース） 「減圧冷却」  重大事故等対策要領

- 1：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。  
 2：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。  
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.4 - 2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 ( 1 / 15 )

対应手順	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)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対应手順			
(1) 残留熱除去系 ( 低圧注水系 ) による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 <sup>1</sup> 高圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	サプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

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

監視計器一覧 ( 2 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 ( 設計基準拡張 ) による対応手順			
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 <sup>1</sup> 高圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 3 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (SA 広帯域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (SA 燃料域) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 (SA) <sup>1</sup>
	操作	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) <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (SA 広帯域) <sup>1</sup> 原子炉水位 (SA 燃料域) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 (SA) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>1</sup> 残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 4 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a . 低圧代替注水			
(a) 低圧代替注水系 ( 常設 ) による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 <sup>1</sup> サプレッション・チェンバ圧力 <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

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

監視計器一覧 ( 5 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a . 低圧代替注水		
(b) 低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による原子炉注水 ( 淡水 / 海水 )	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		水源の確保 代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>

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



監視計器一覧 ( 6 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a . 低圧代替注水		
	判断基準	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		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 <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>1</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

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

監視計器一覧 ( 7 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a . 低圧代替注水			
(d) 消火系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

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 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。  
 3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 8 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a . 低圧代替注水			
(e) 補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力

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 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。  
 3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 9 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a . 復旧		
(a) 残留熱除去系 ( 低圧注水系 ) 復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		電源 275kV東海原子力線 1 L , 2 L 電圧 154kV原子力線 1 号電圧 M / C 2 C 電圧 <sup>3</sup> P / C 2 C 電圧 <sup>3</sup> M / C 2 D 電圧 <sup>3</sup> P / C 2 D 電圧 <sup>3</sup> 緊急用 M / C 電圧 <sup>3</sup> 緊急用 P / C 電圧 <sup>3</sup>
		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 ) <sup>1</sup> 残留熱除去系海水系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

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

監視計器一覧 ( 10 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水			
(a) 低圧代替注水系 ( 常設 ) による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>1</sup> サプレッション・チェンバ圧力 <sup>1</sup>
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

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

監視計器一覧 ( 11 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水		
(b) 低圧代替注水系 ( 可搬型 ) による残存熔融炉心の冷却 ( 淡水 / 海水 )	判断基準	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 <sup>1</sup> サプレッション・チェンバ圧力 <sup>1</sup>
		格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保 代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>	
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		水源の確保 代替淡水貯槽水位 <sup>1</sup>

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

監視計器一覧 ( 12 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水			
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>1</sup> サブプレッション・チェンバ圧力 <sup>1</sup>
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 <sup>1</sup>
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

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

2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 ( 13 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水			
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>1</sup> サプレッション・チェンバ圧力 <sup>1</sup>
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力代替 循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

- 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 : 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
- 3 : 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。



監視計器一覧 ( 14 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水			
(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 ( 狭帯域 ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>1</sup> サブプレッション・チェンバ圧力 <sup>1</sup>
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力

- 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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
- 3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

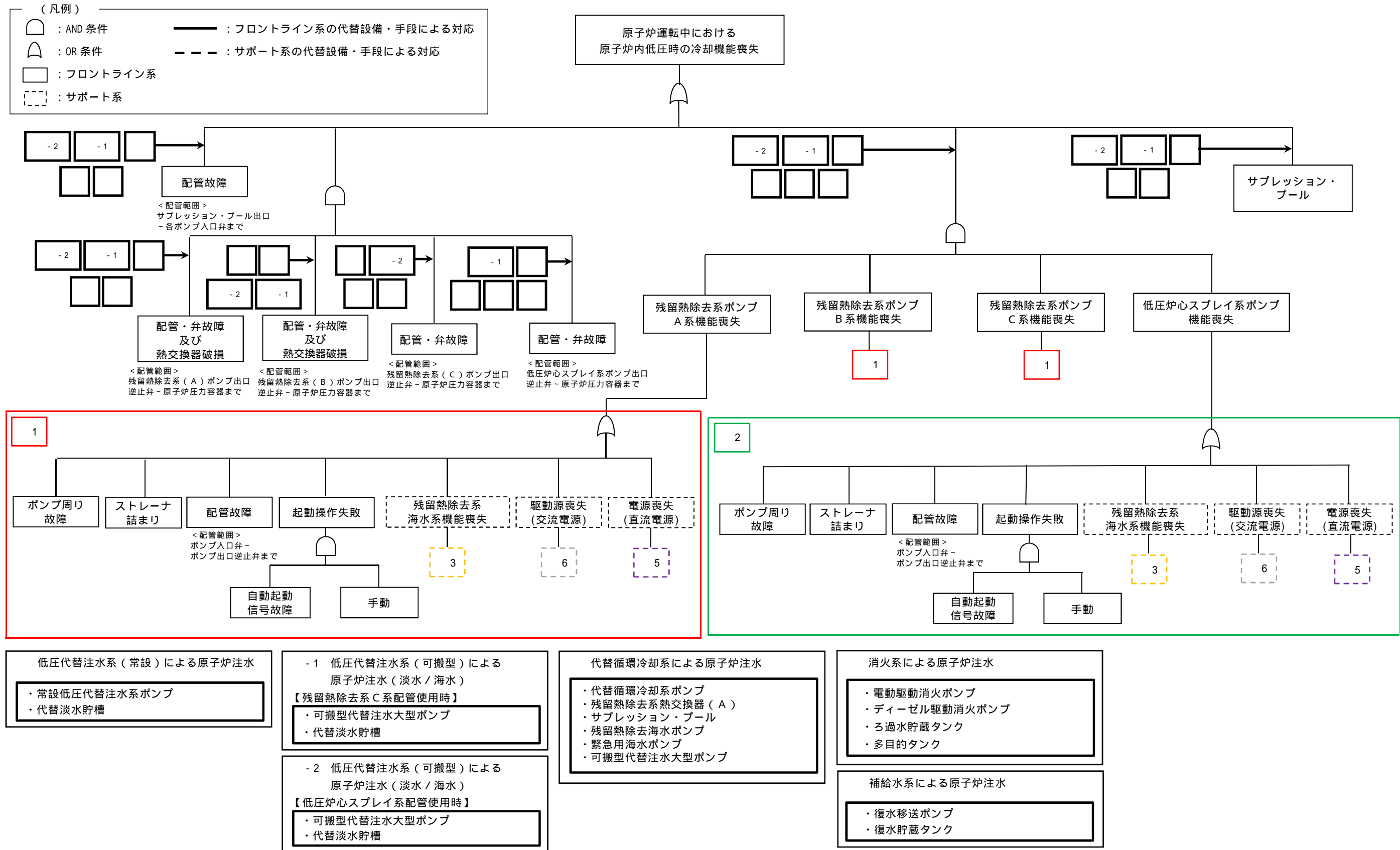
監視計器一覧 ( 15 / 15 )

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ ( 計器 )	
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a . 復旧			
(a) 残留熱除去系 ( 原子炉停止時冷却系 ) 復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		電源	275kV東海原子力線 1 L , 2 L 電圧 154kV原子力線 1 号電圧 M / C 2 C 電圧 <sup>3</sup> P / C 2 C 電圧 <sup>3</sup> M / C 2 D 電圧 <sup>3</sup> P / C 2 D 電圧 <sup>3</sup> 緊急用 M / C 電圧 <sup>3</sup> 緊急用 P / C 電圧 <sup>3</sup>
		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 ) <sup>1</sup> 残留熱除去系海水系系統流量 <sup>1</sup>
	操作	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 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( 燃料域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 広帯域 ) <sup>1</sup> 原子炉水位 ( S A 燃料域 ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>1</sup> 原子炉圧力 ( S A ) <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>1</sup> 残留熱除去系系統流量 <sup>1</sup>

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

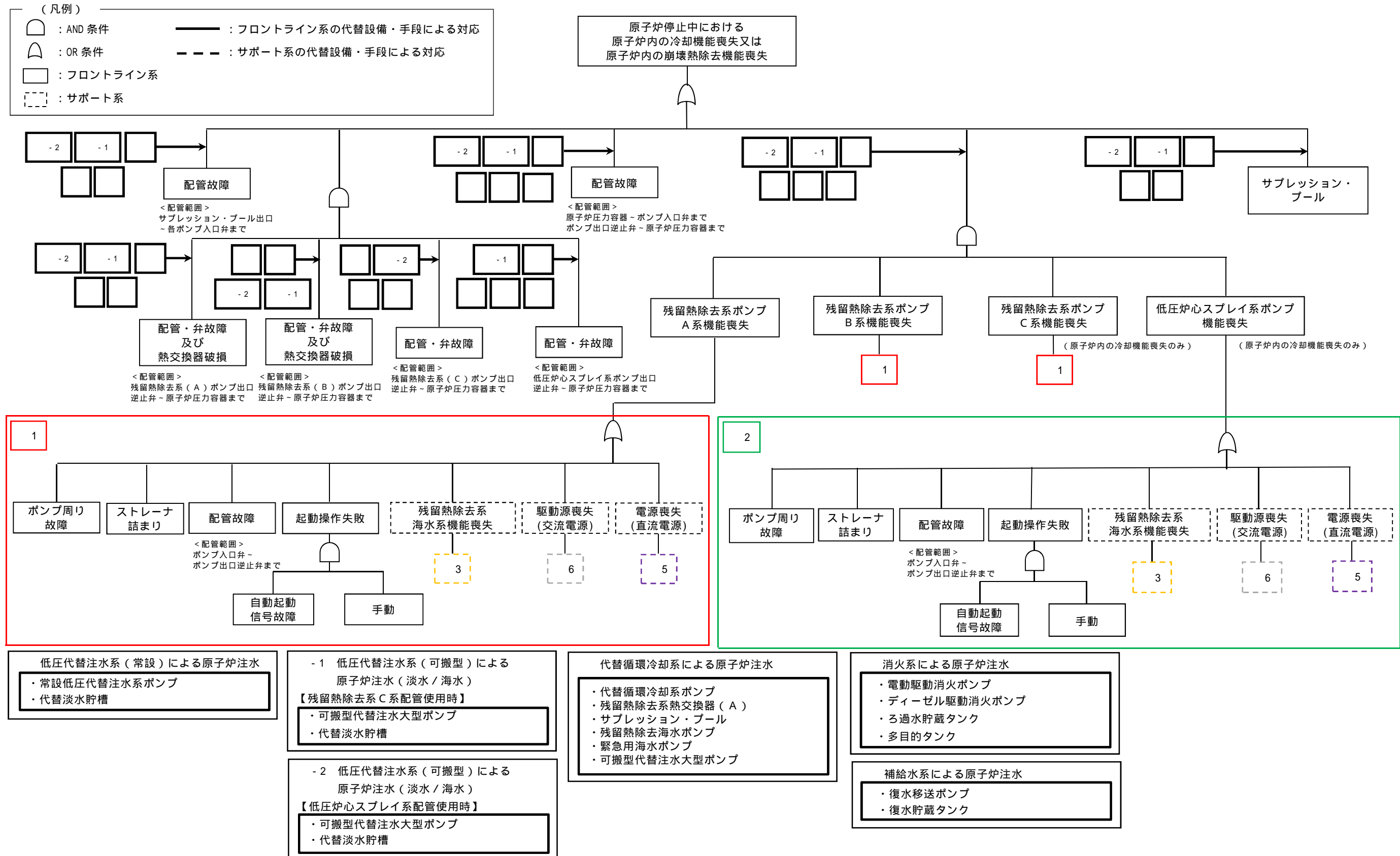
第1.4 - 3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用 P / C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M C C 2 C 系
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M / C 2 C M / C 2 D
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用 M C C M C C 2 C 系 M C C 2 D 系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用 P / C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用 M C C
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V / 240V計装用主母線盤 2 A 120V / 240V計装用主母線盤 2 B 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤



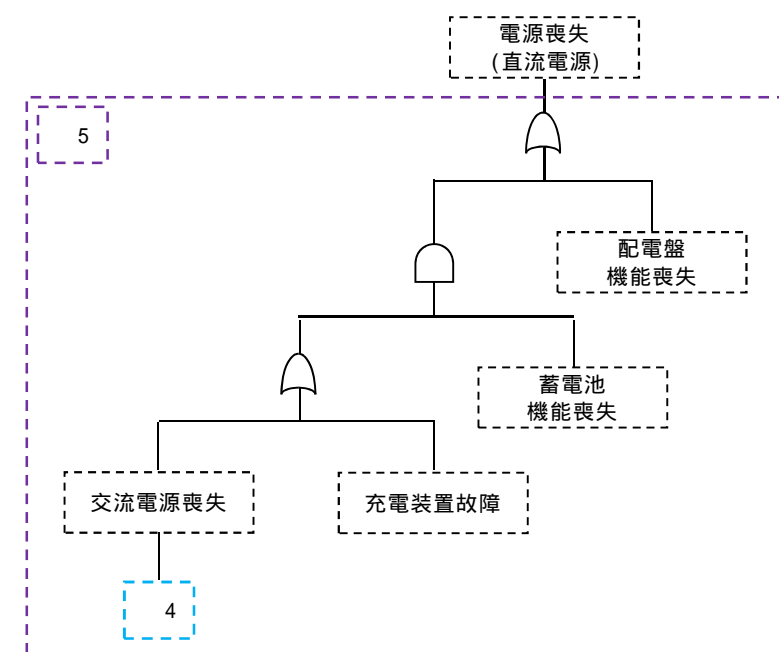
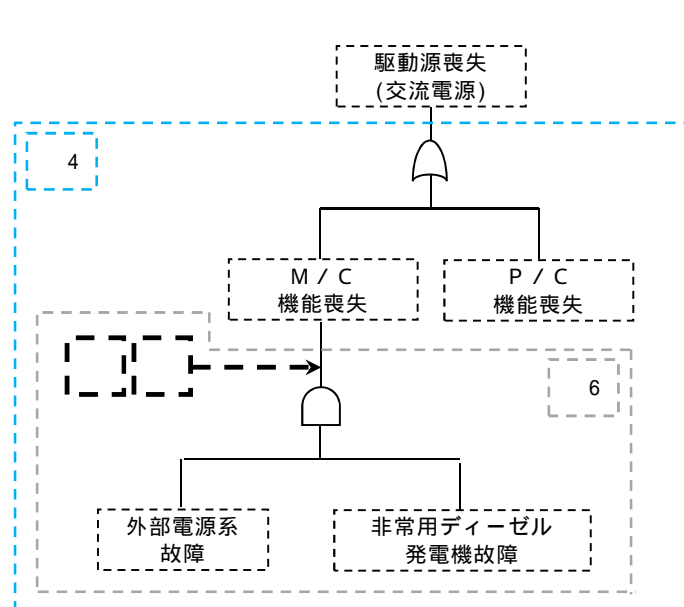
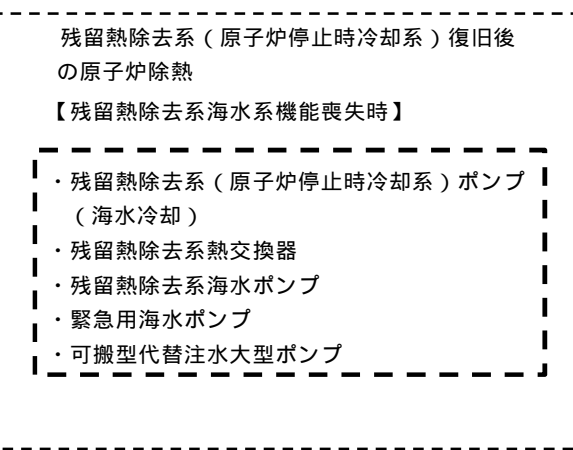
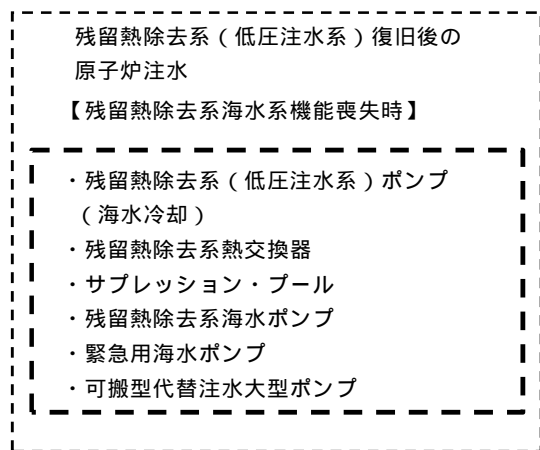
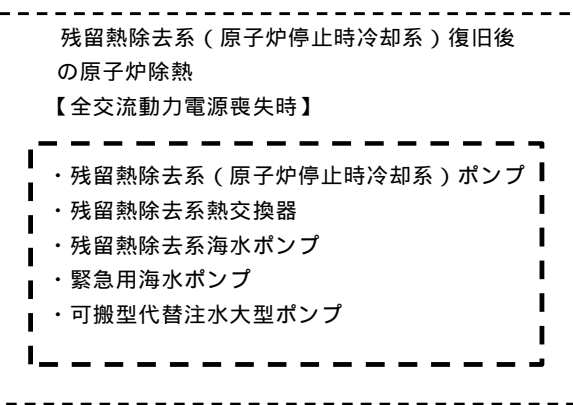
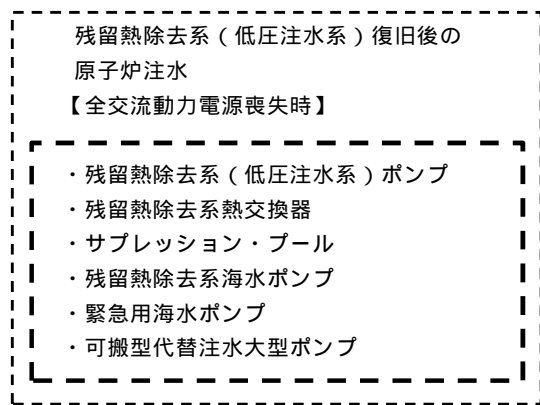
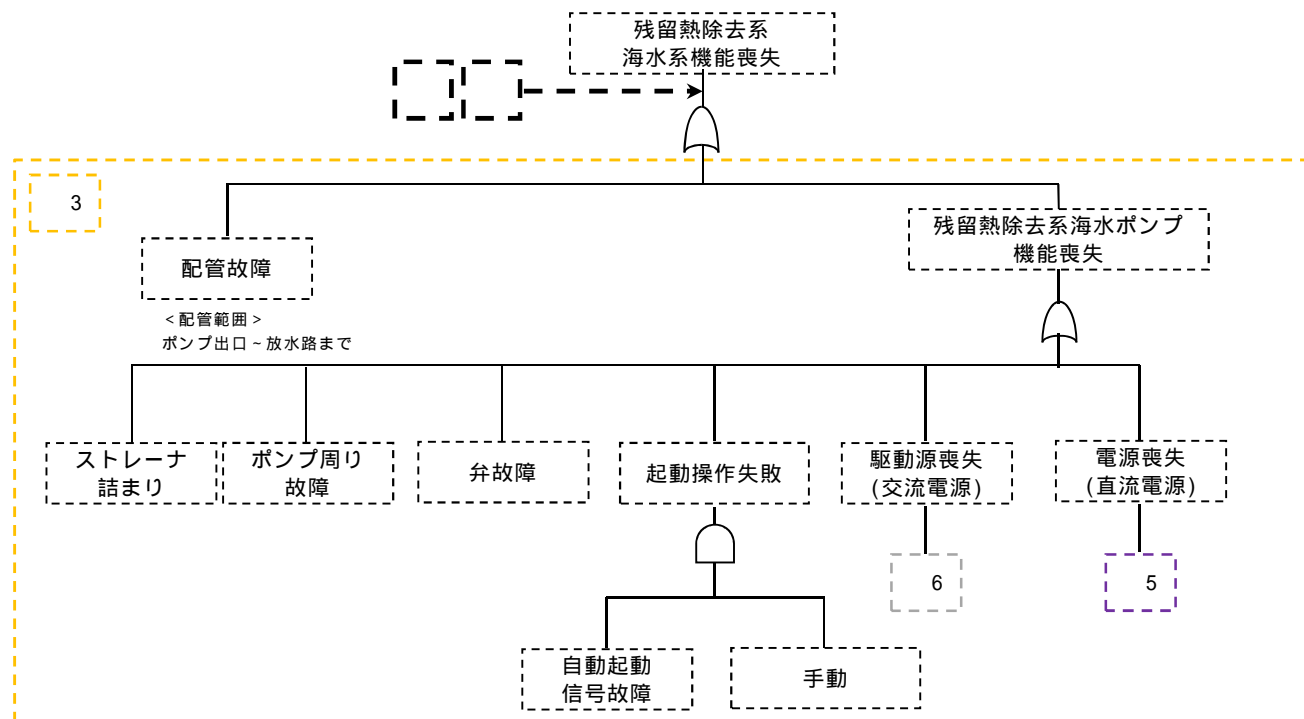
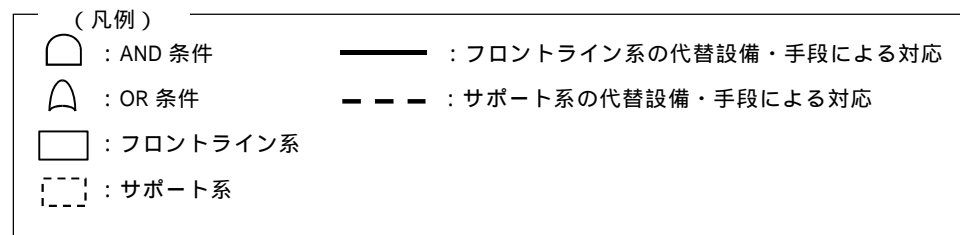
注1: 低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。  
 注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 3)



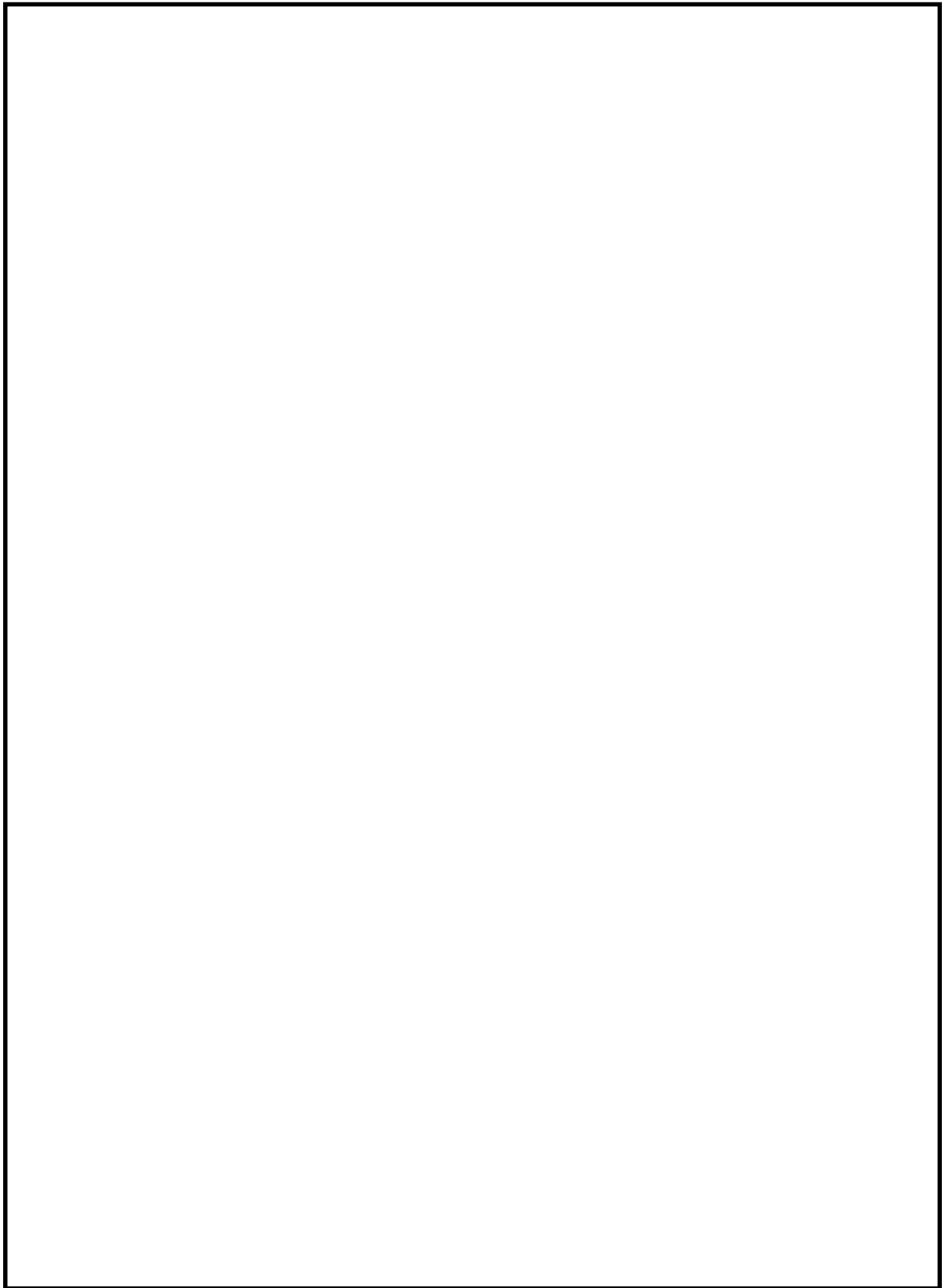
注1: 低圧炉心スプレィ系については, 常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため, 全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。  
注2: 残留熱除去系 (C) については, 熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため, 全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 3)

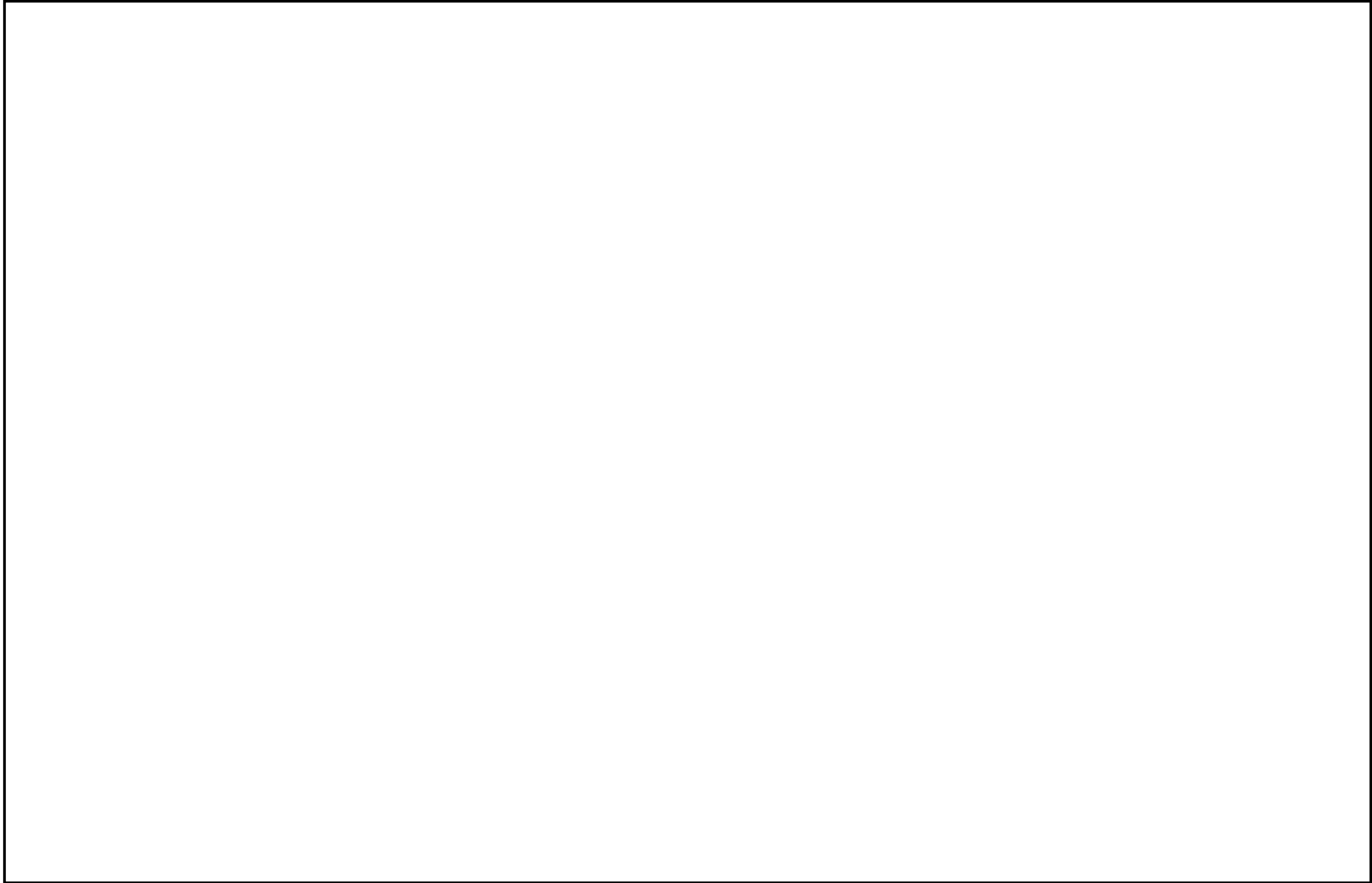


注1: 低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。  
 注2: 残留熱除去系 (C) については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。  
 注3: 残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

第 1.4 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (3 / 3)

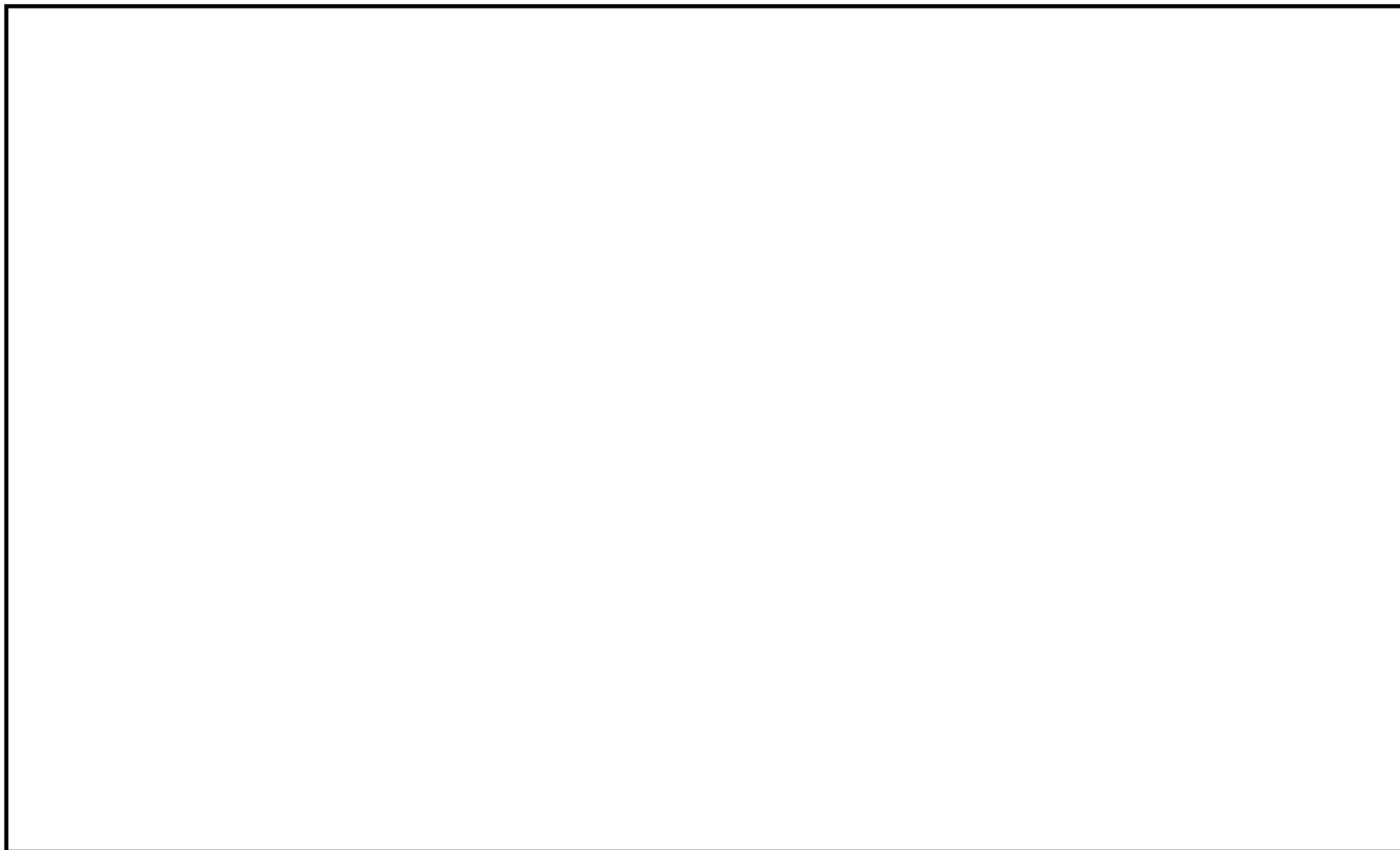


第1.4 - 2図 非常時運転手順書 ( 徴候ベース ) 原子炉制御 「水位確保」に  
おける対応フロー



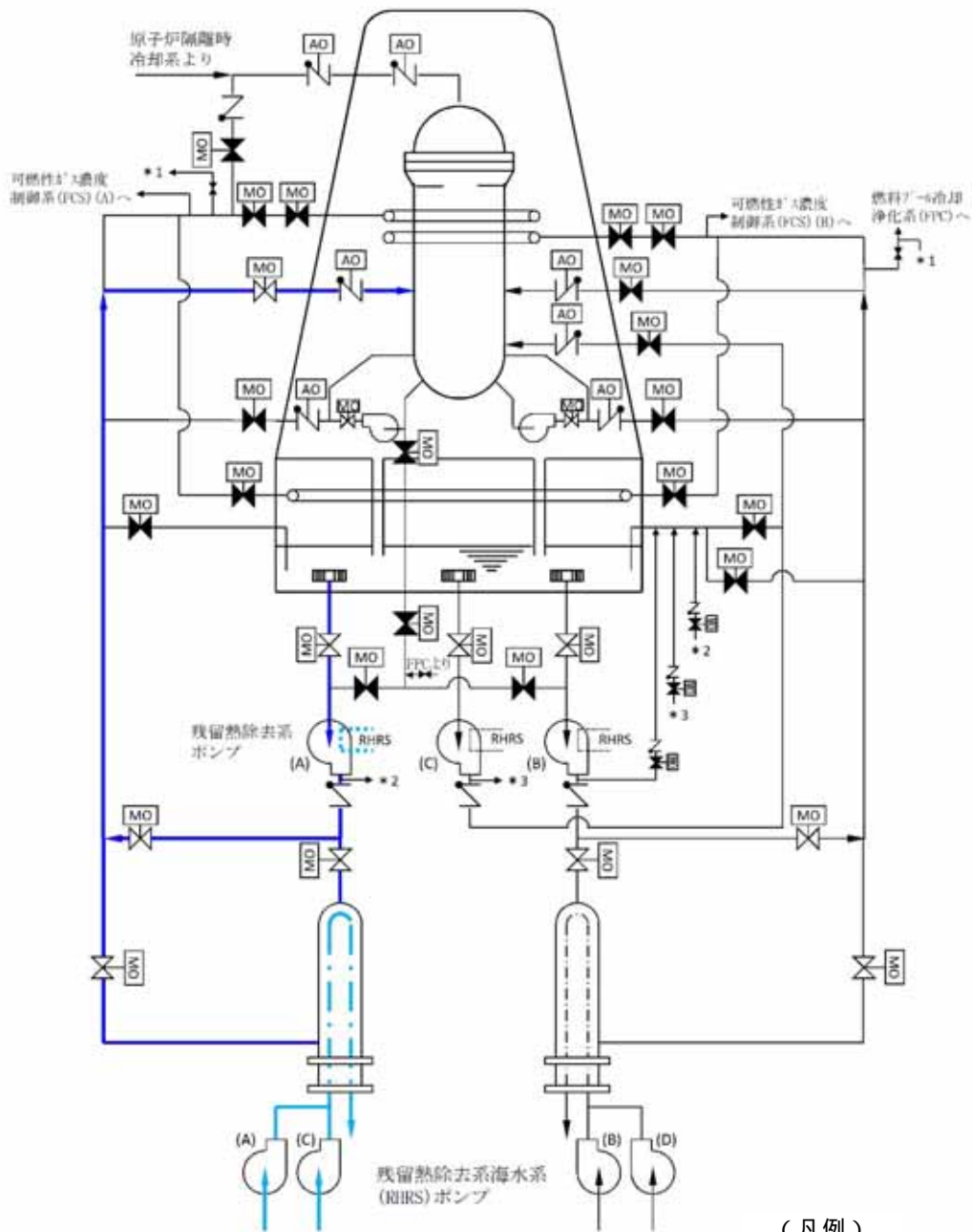
第1.4 - 3図 非常時運転手順書 (徴候ベース) 不測事態 「水位回復」における対応フロー










第1.4 - 4図 非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 「注水 - 4」における対応フロー

1.4 - 102



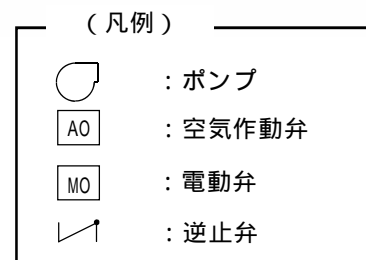
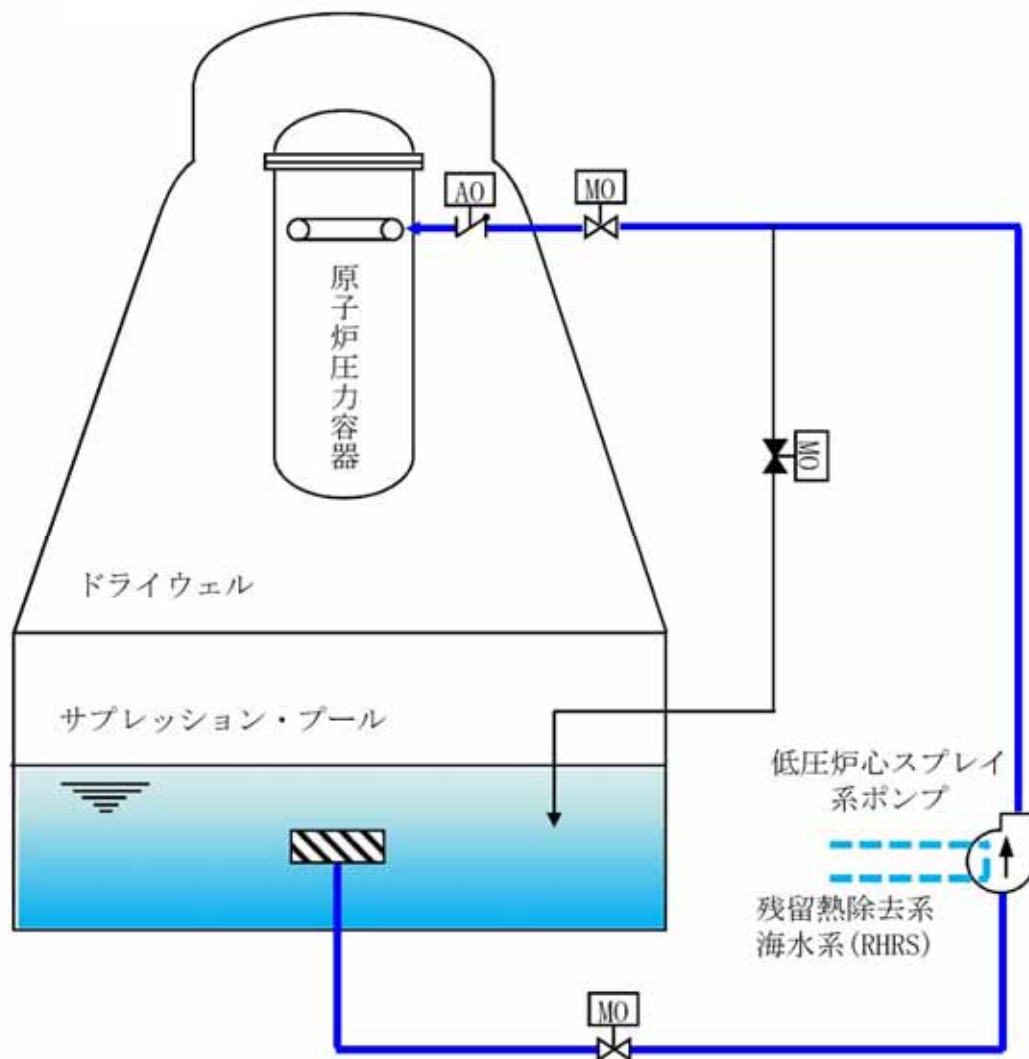
操作手順	弁名称
	残留熱除去系注入弁 ( A )

(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

記載例 : 操作手順番号を示す。

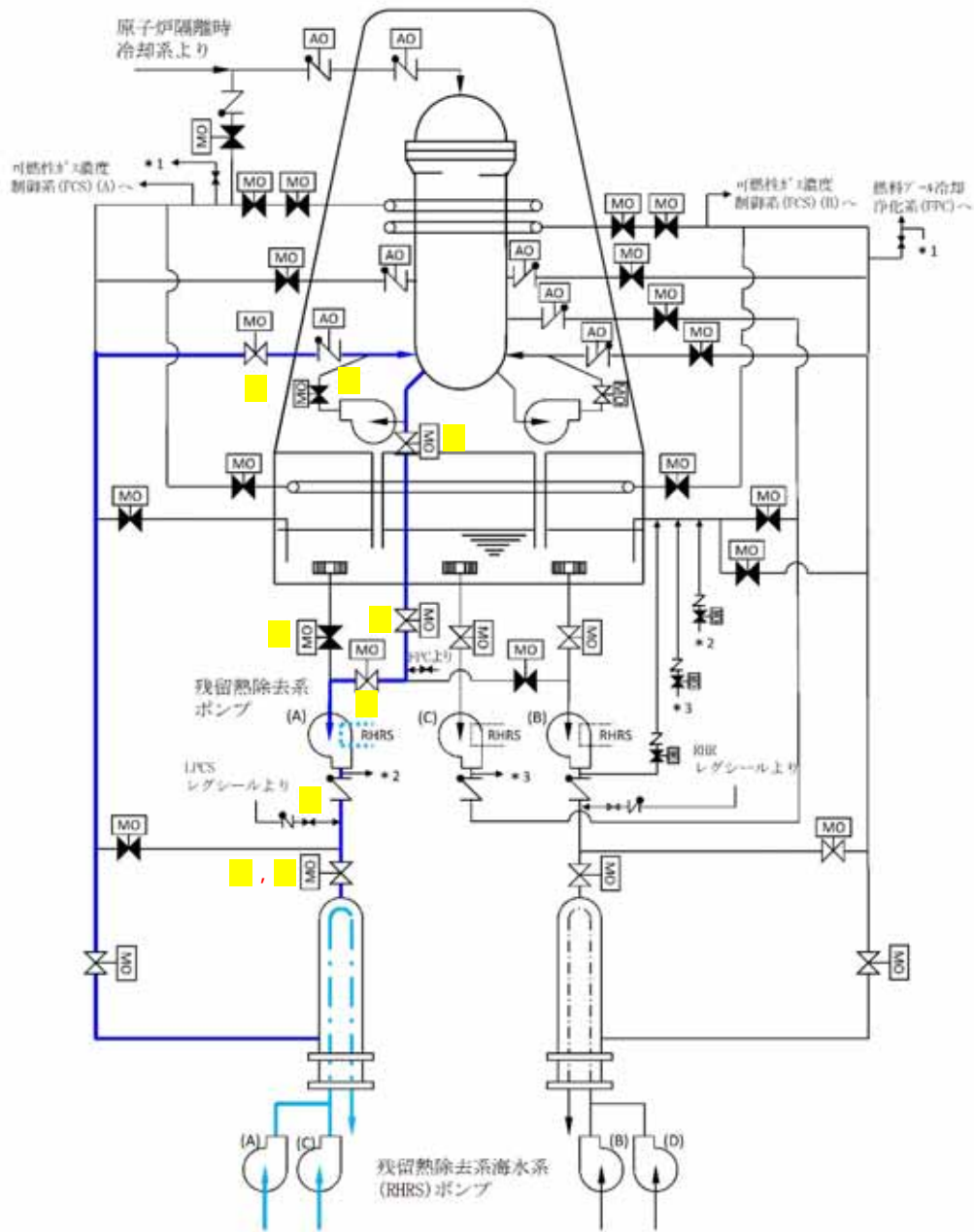
第1.4 - 5 図 残留熱除去系 ( 低圧注水系 ) による原子炉注水 概要図



操作手順	弁名称
	低圧炉心スプレイ系注入弁

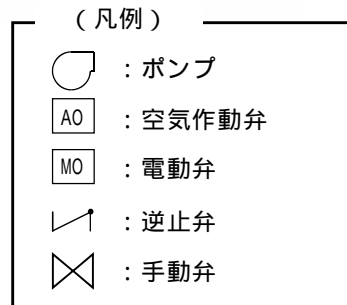
記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.4 - 6図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図

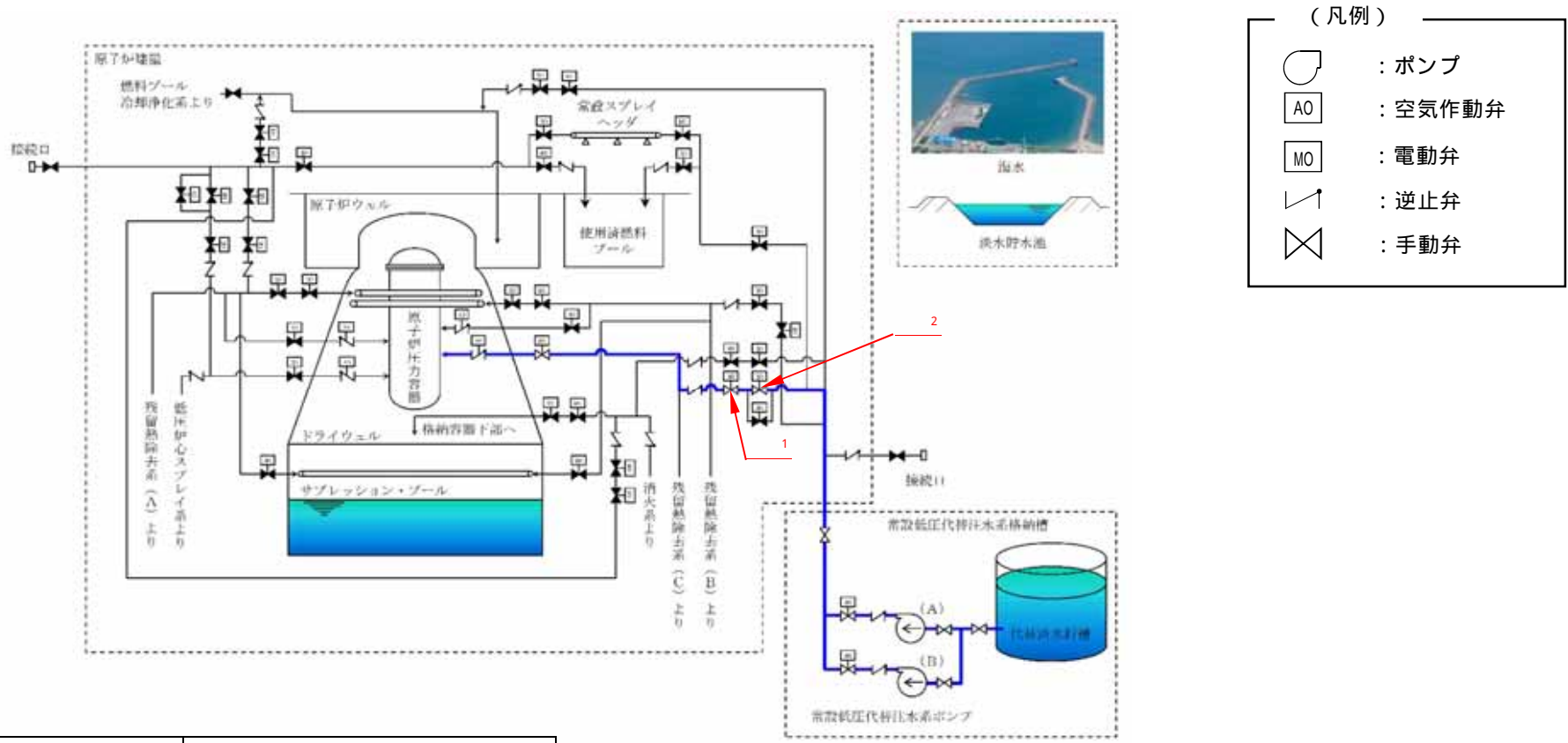


操作手順	弁名称
■	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
■	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
■	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
■	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
■	残留熱除去系外側隔離弁
■	残留熱除去系内側隔離弁
■	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
■	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 : 操作手順番号を示す。



第1.4 - 7図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱 概要図



操作手順	弁名称
1	原子炉注水弁
2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
	残留熱除去系注入弁 (C)

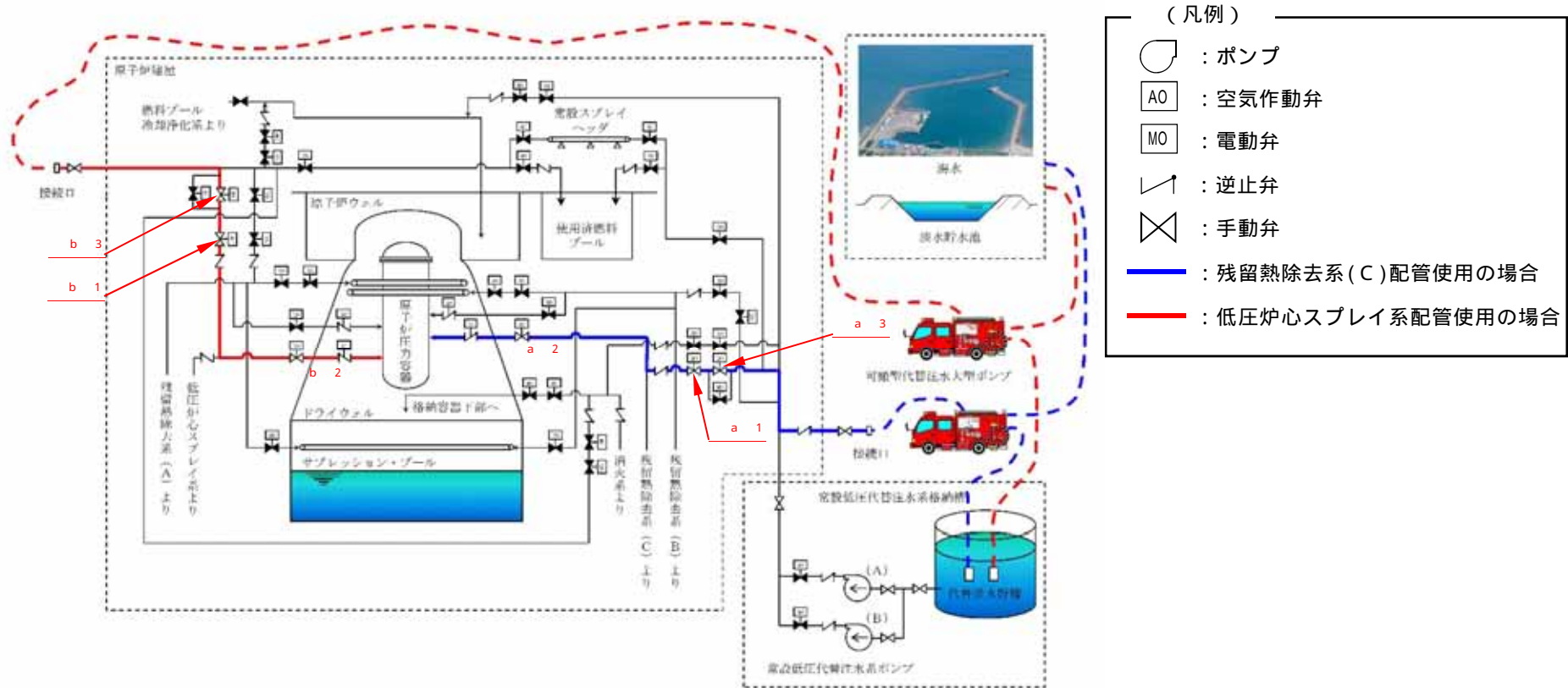
記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4 - 8図 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 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	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 9分										
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	運転員等 <sup>※1</sup> （中央制御室）	2	必要負荷の電源切替操作									
							原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作（※2）					
			系統構成、注水開始操作									
			→									

- 1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は9分以内と想定する。
- 2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

第1.4 - 9図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
a 1, b 1	原子炉注水弁	a 3, b 3	原子炉压力容器注水流量調整弁
a 2	残留熱除去系注入弁 (C)		西側接続口又は東側接続口の弁
b 2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

記載例 : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
 1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4 - 108図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） 概要図

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	<div style="text-align: right;">△</div> 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 170分																	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 <sup>1</sup> （中央制御室）	必要な負荷の電源切替操作 系統構成																	
	重大事故等 対応要員	準備 移動（南側保管場所～淡水貯水池） ポンプ設置 ホース敷設 西側接続口蓋開放 ホース接続 送水準備、注水開始操作（※2）																	淡水貯水池からの送水

- 1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は170分以内と想定する。
- 2：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。

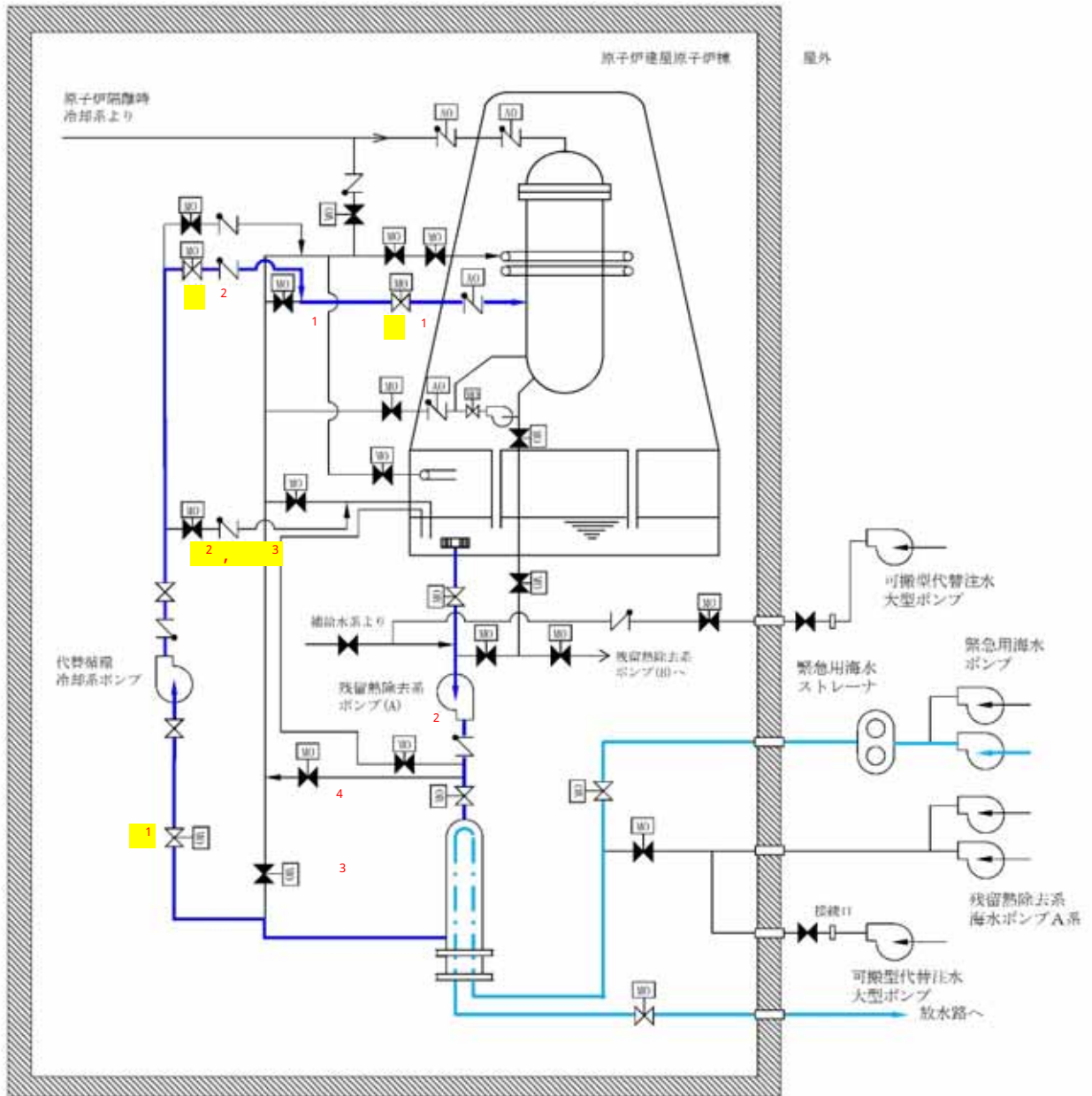
		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	<div style="text-align: right;">△</div> 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 170分																	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） （現場操作） （残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）	運転員等 <sup>2</sup> （現場）	移動、系統構成（※4）																	
	重大事故等 対応要員	準備 移動（南側保管場所～淡水貯水池） ポンプ設置 ホース敷設 西側接続口蓋開放 ホース接続 送水準備、注水開始操作（※5）																	淡水貯水池からの送水

- 3：当直運転員3名及び重大事故等対応要員（運転操作対応）3名にて実施する。
- 4：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、系統構成は70分以内と想定する。
- 5：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。

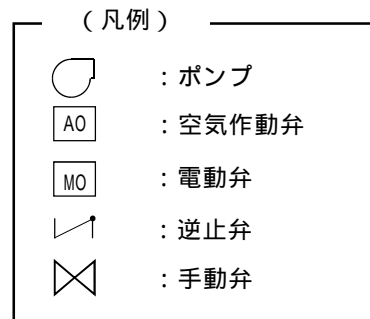
### 第1.4 - 11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）タ

#### イムチャート





操作手順	弁名称
1	残留熱除去系注水配管分離弁
2	残留熱除去系(A)ミニフロー弁
3	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁
4	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁
1	代替循環冷却系入口弁
2	代替循環冷却系テストライン弁
1	残留熱除去系注入弁(A)
2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁
3	代替循環冷却系テストライン弁



記載例 : 操作手順番号を示す。

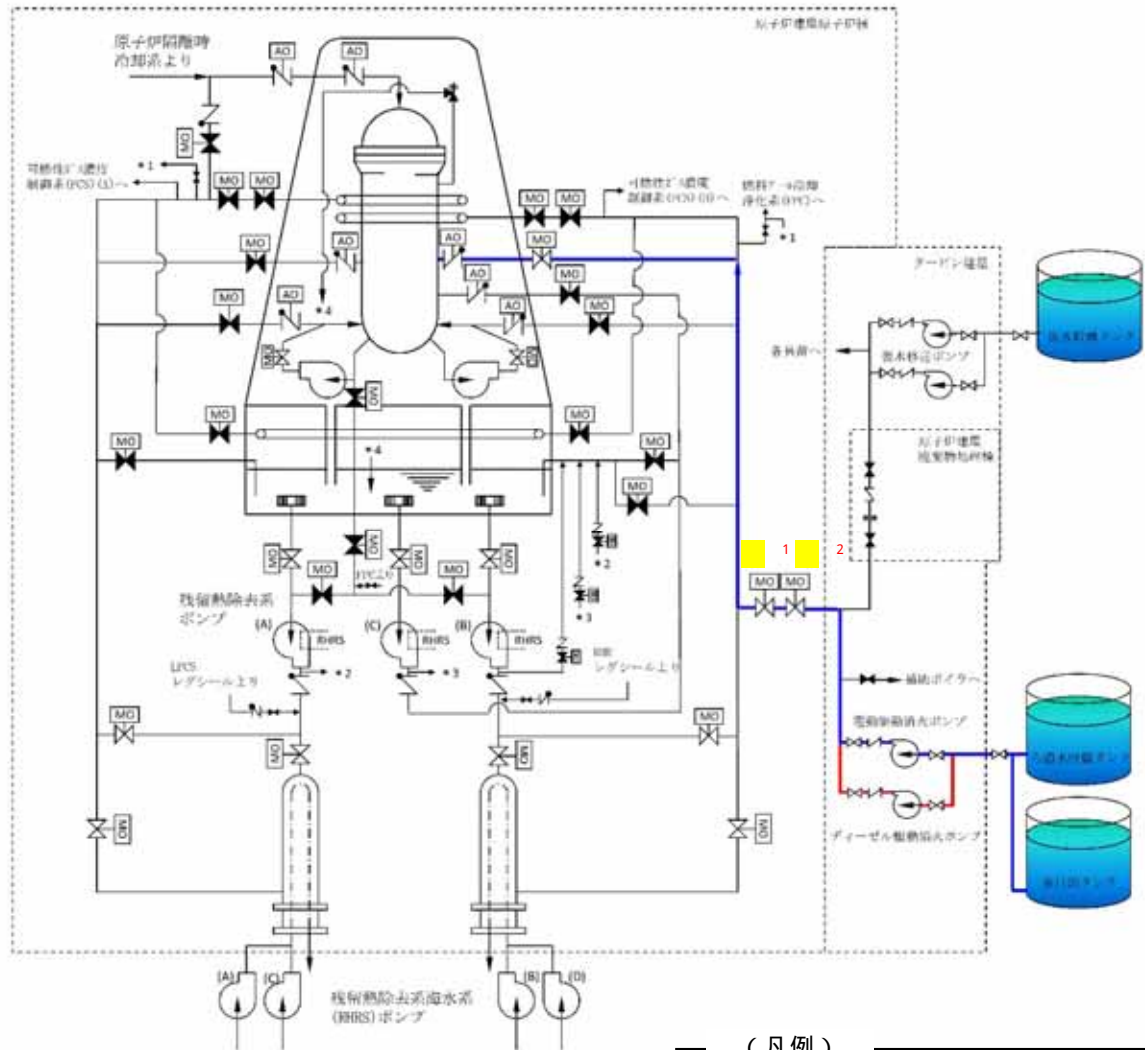
1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4 - 12図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45				
			代替循環冷却系による原子炉注水 35分												
代替循環冷却系による原子炉注水	運転員等 <sup>1</sup> (中央制御室)	1	代替循環冷却系による原子炉注水												
			系統構成												
			注水開始操作												

1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水は35分以内と想定する。

第1.4 - 13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
	補助ボイラ冷却水元弁
1, 2	残留熱除去系 ( B ) 消火系ライン弁
	残留熱除去系注入弁 ( B )

(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 電動駆動消火ポンプ使用の場合
- : ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合

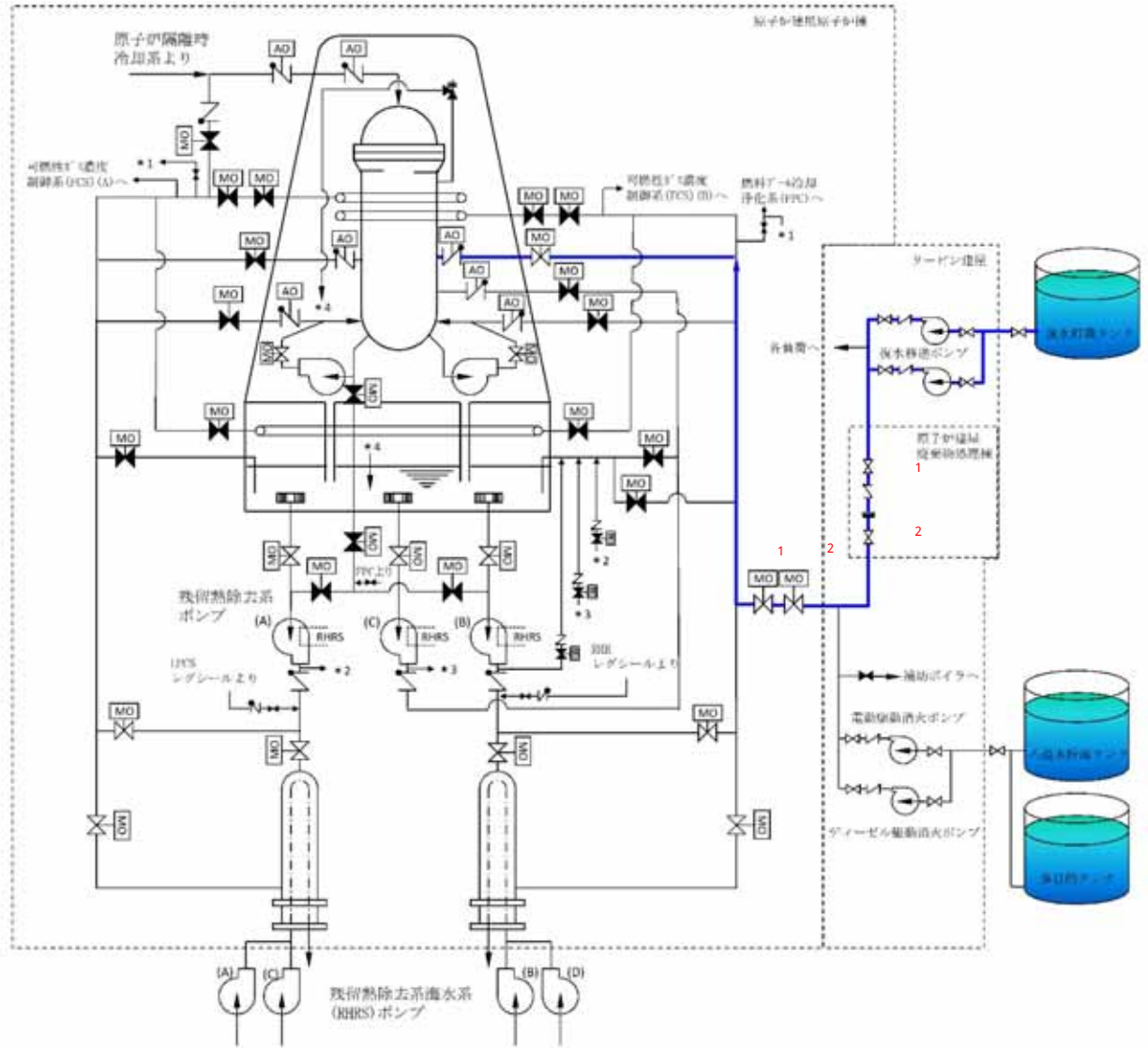
記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4 - 14図 消火系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)										備考
			0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	
消火系による原子炉注水		運転員等 <sup>1)</sup> (中央制御室)	消火系による原子炉注水 50分										
		1	必要な負荷の電源切替操作			系統構成、注水開始操作							
		2	移動、系統構成										






1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における消火系による原子炉注水は50分以内と想定する。

### 第1.4 - 15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート



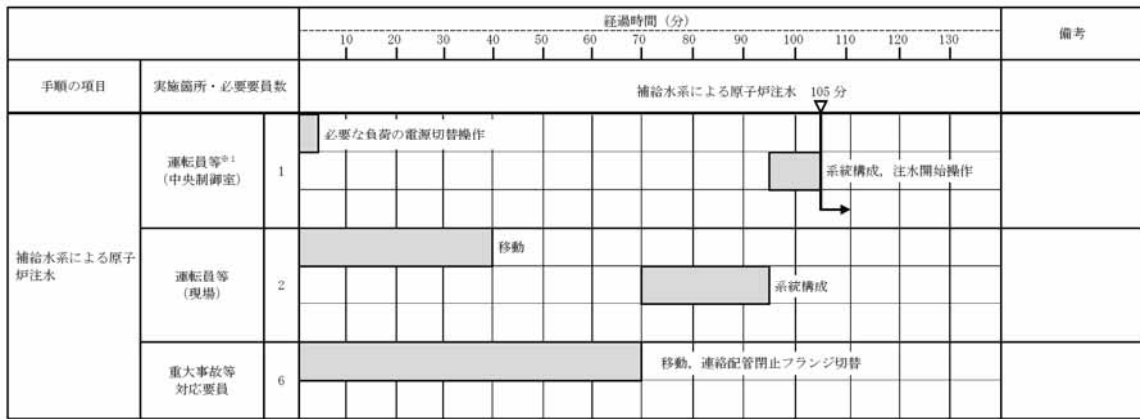
操作手順	弁名称
1, 2	補給水系 - 消火系連絡ライン止め弁
	補助ボイラ冷却水元弁
1, 2	残留熱除去系 ( B ) 消火系ライン弁
	残留熱除去系注入弁 ( B )

(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

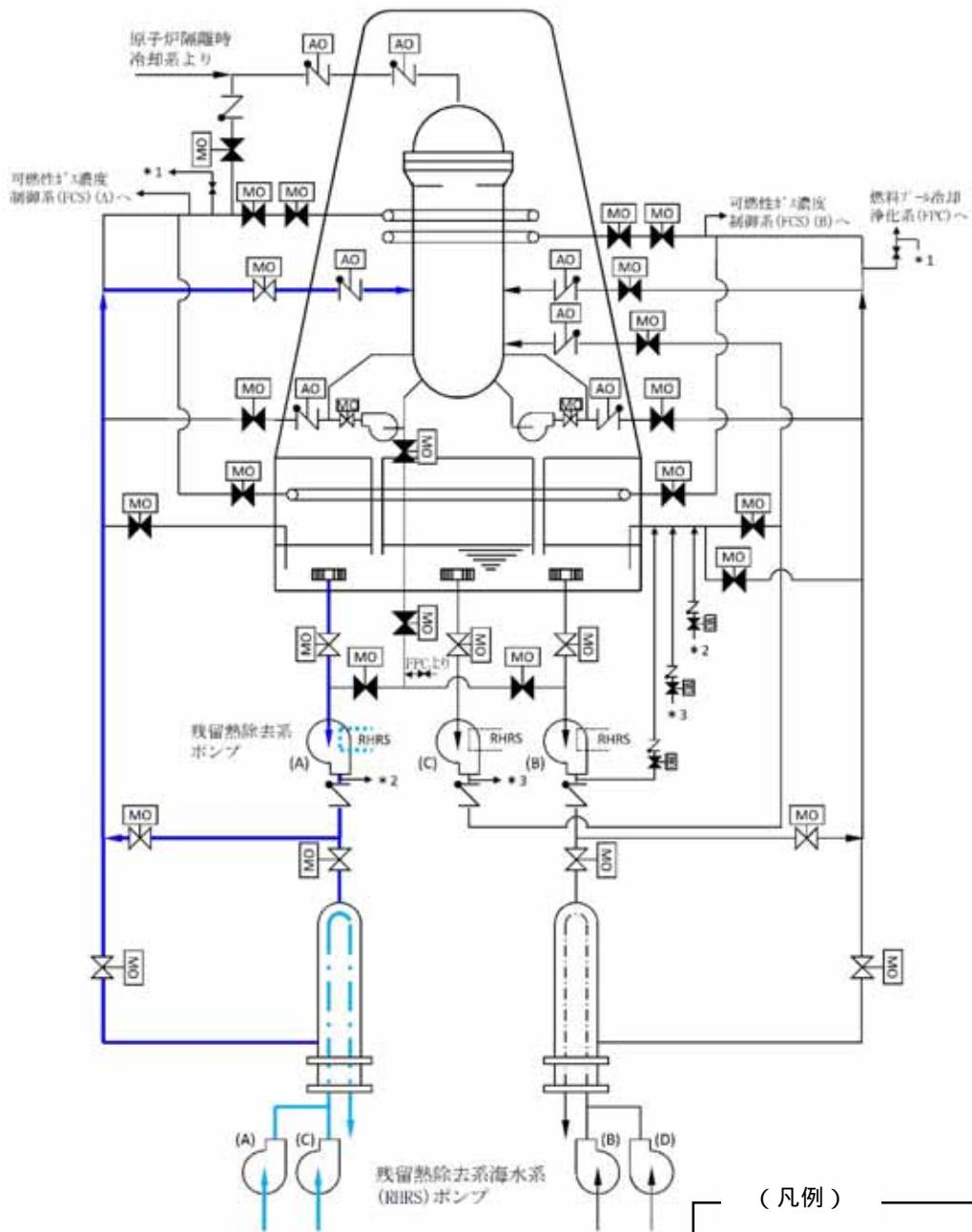
記載例 : 操作手順番号を示す。  
 1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。






第1.4 - 16図 補給水系による原子炉注水 概要図



1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は105分以内と想定する。

**第1.4 - 17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート**



- (凡例)
-  : ポンプ
  -  : 空気作動弁
  -  : 電動弁
  -  : 逆止弁
  -  : 手動弁

操作手順	弁名称
	残留熱除去系注入弁 (A)

記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.4 - 18図 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水 概要図

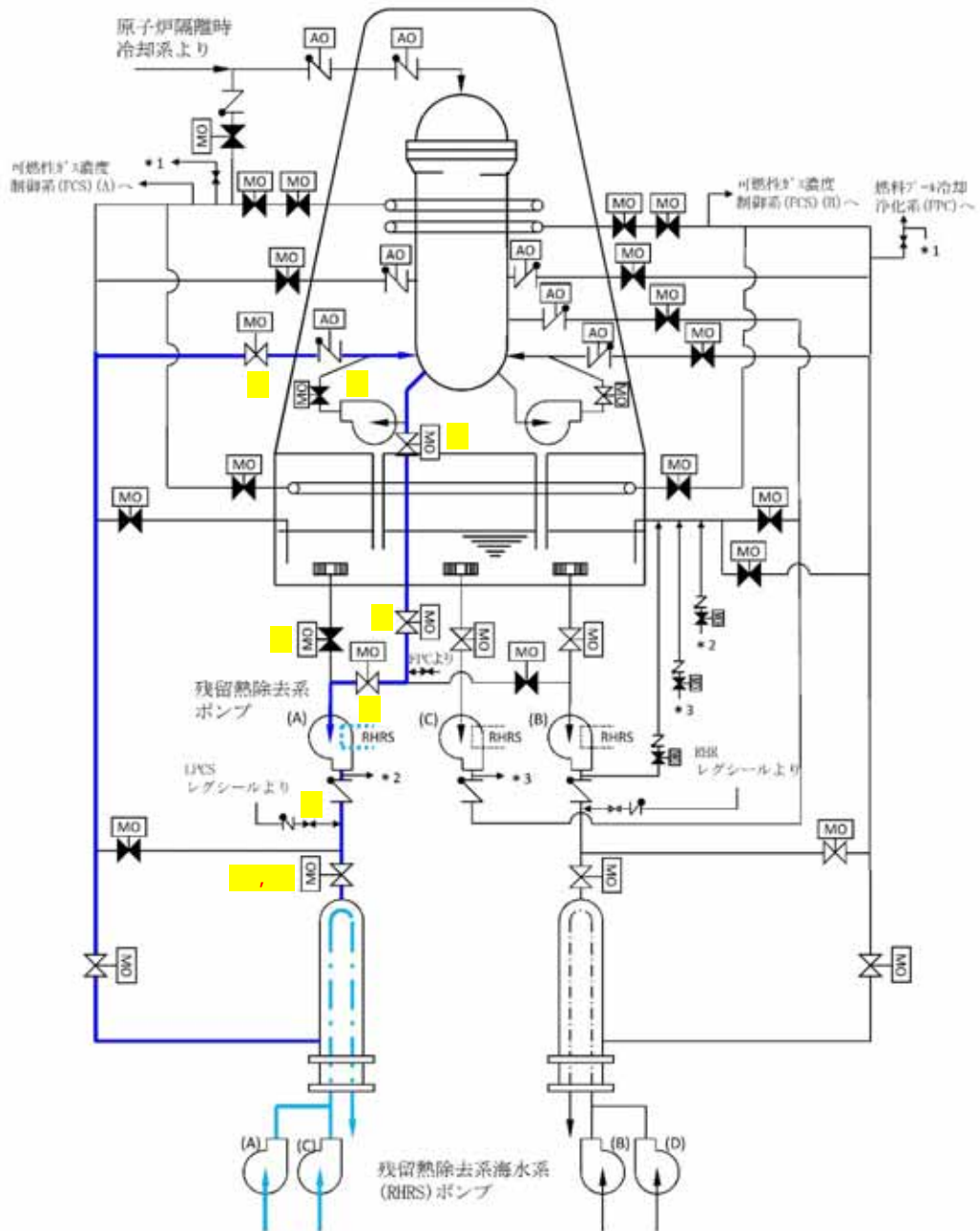
手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	8	9		
残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水		運転員等 <sup>①</sup> (中央制御室) 1	残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水 6分									残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉注水 <sup>②</sup>

- 1: 原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は6分以内と想定する。  
 2: 残留熱除去系ポンプ(B)又は残留熱除去系ポンプ(C)による電源復旧後の原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

第1.4 - 19図 残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水 タイムチャ

ート





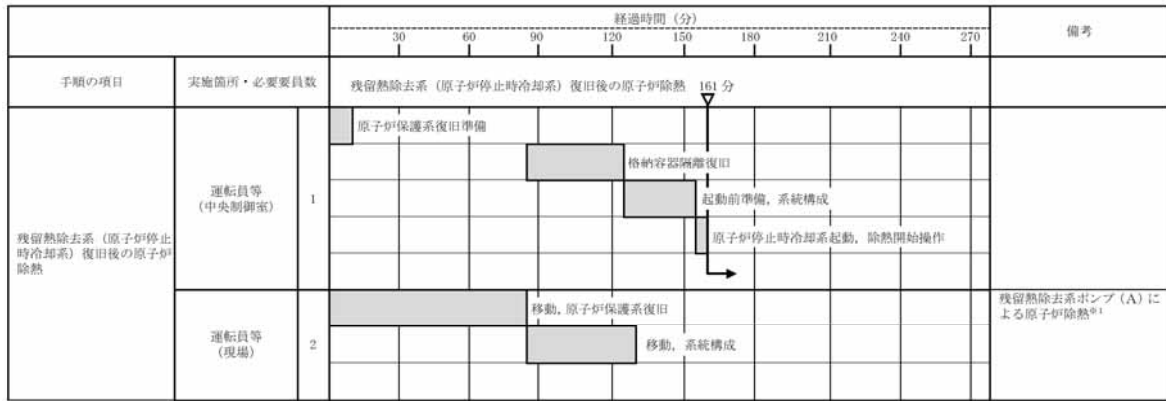
操作手順	弁名称
■	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
■	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
■	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
■	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
■	残留熱除去系外側隔離弁
■	残留熱除去系内側隔離弁
■	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
■	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁

記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.4 - 20図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱 概要図

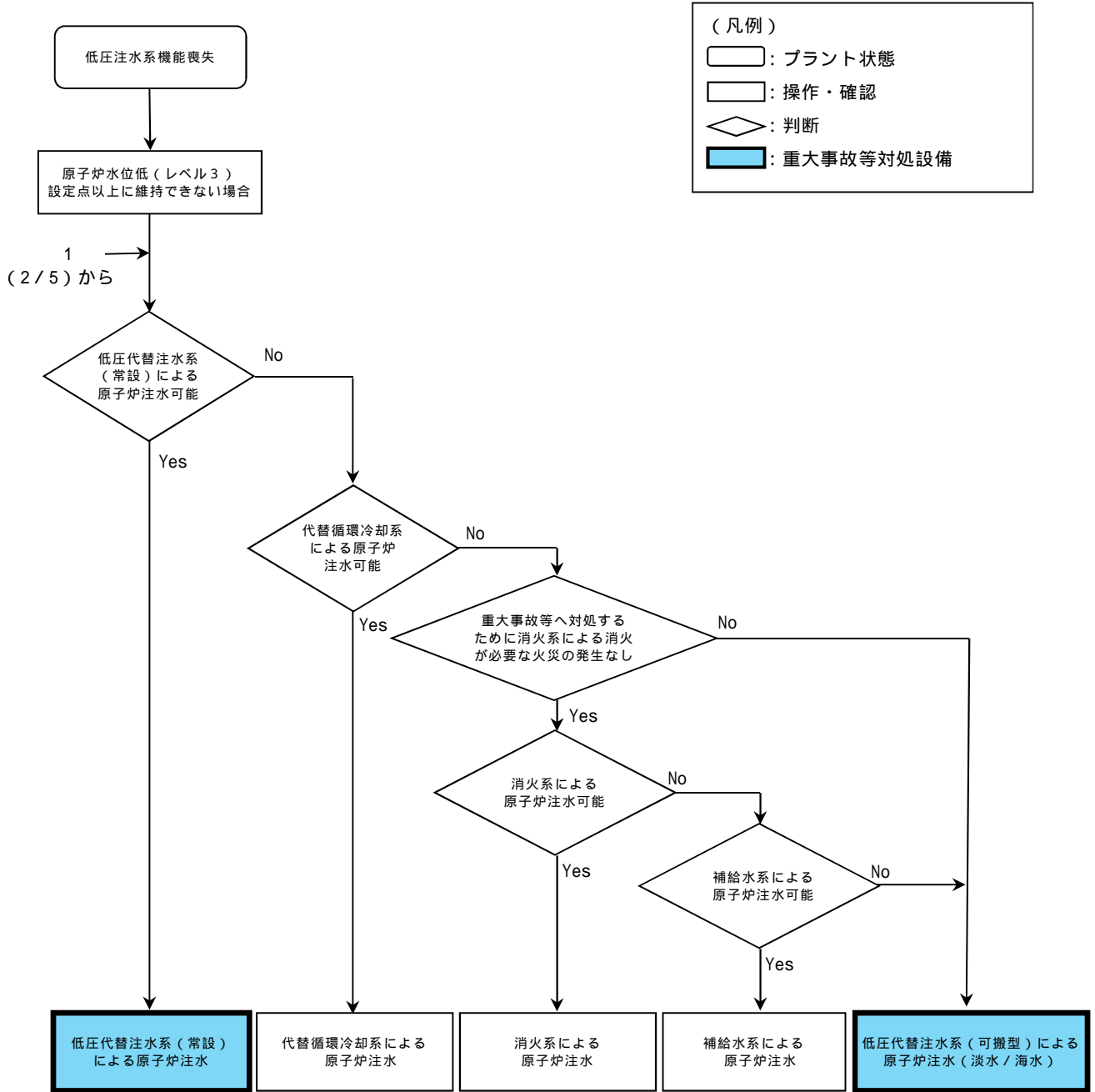


1：残留熱除去系ポンプ（B）による電源復旧後の原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

第1.4 - 21図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱タイムチャート

# 原子炉運転中における対応手順

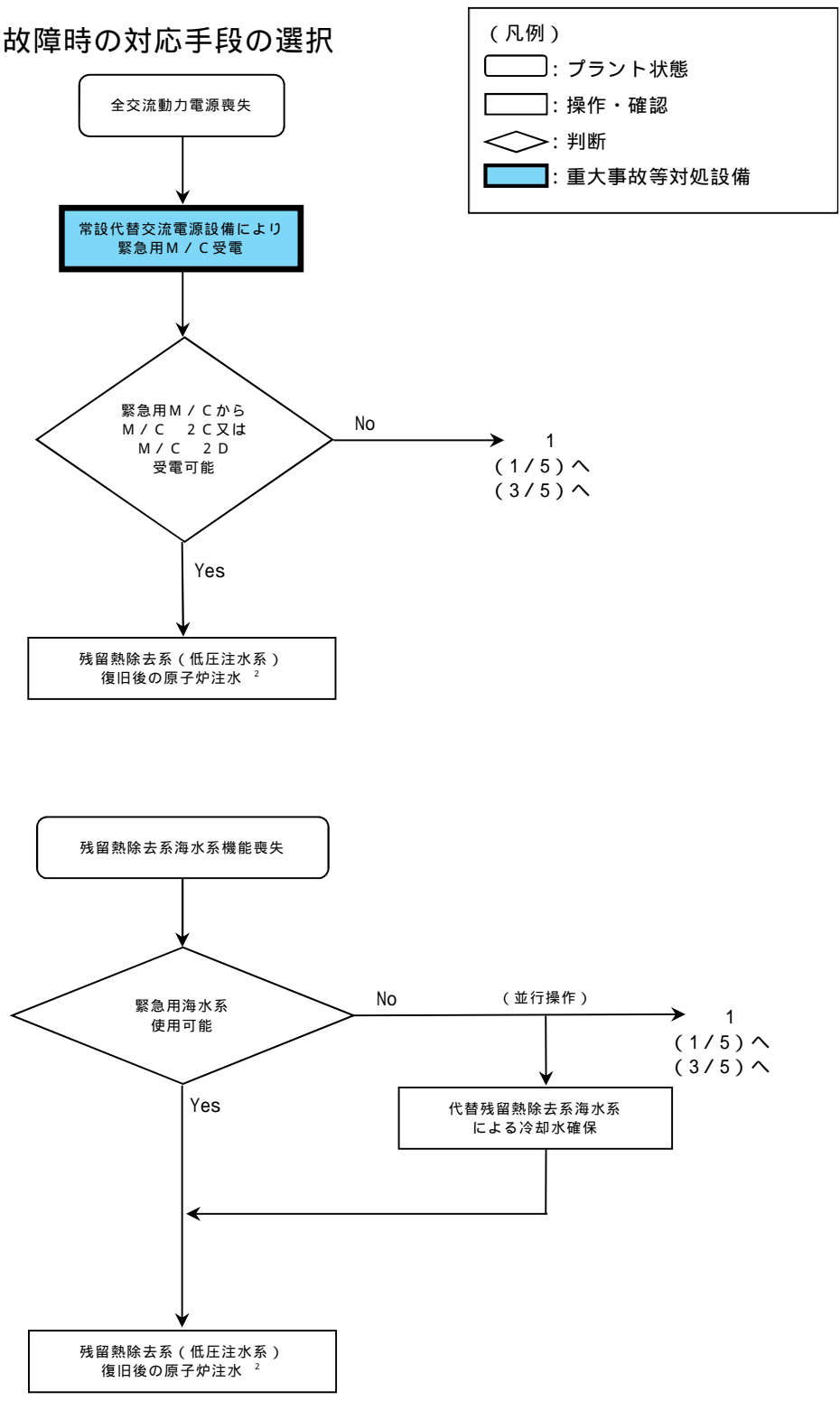
## (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4 - 22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/5）

# 原子炉運転中における対応手順

## (2) サポート系故障時の対応手段の選択

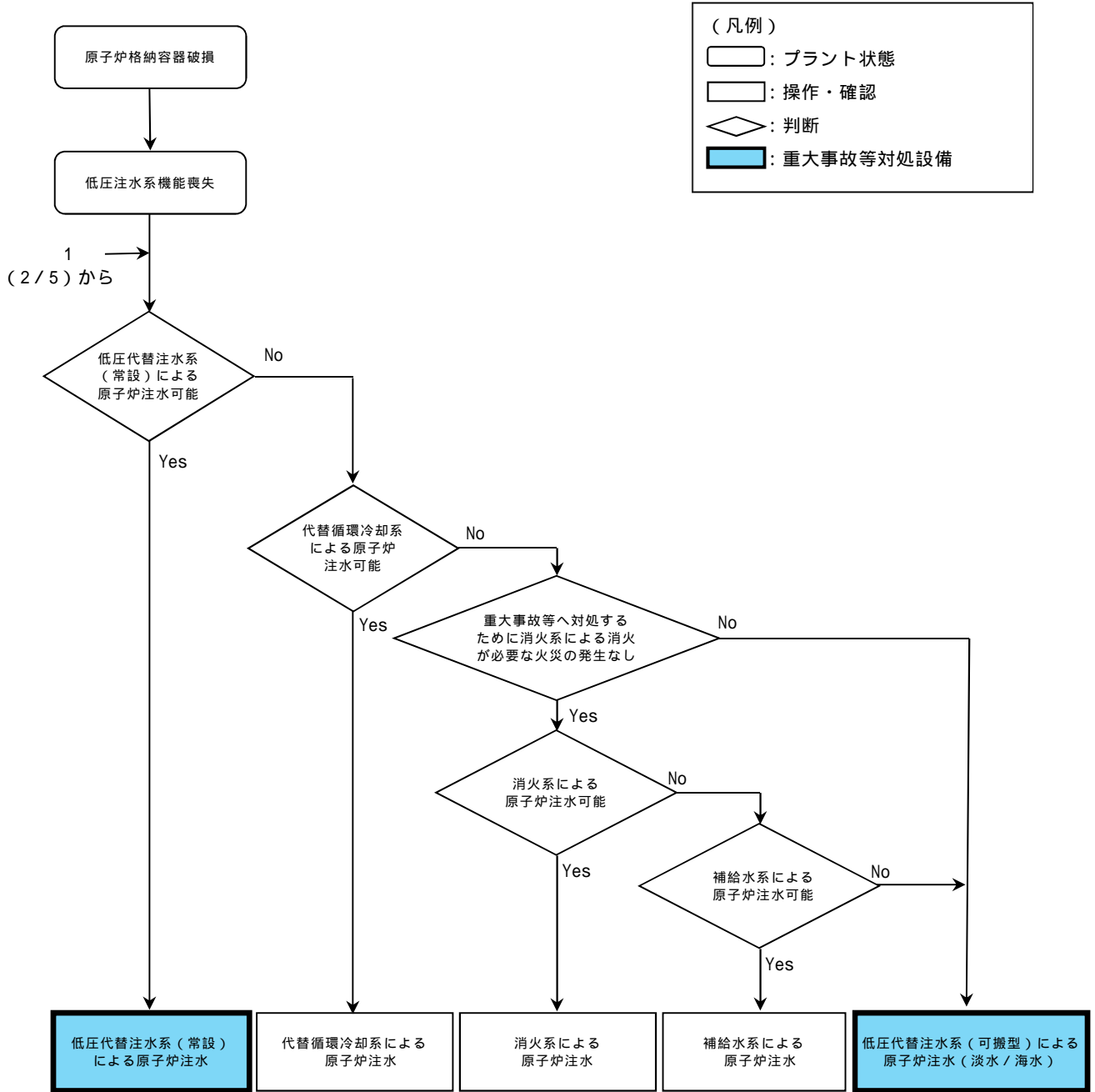


2: 残留熱除去系(低圧注水系)復旧が困難な場合には, 代替循環冷却系により原子炉に注水を実施する。

第1.4 - 22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/5)

# 原子炉運転中における対応手順

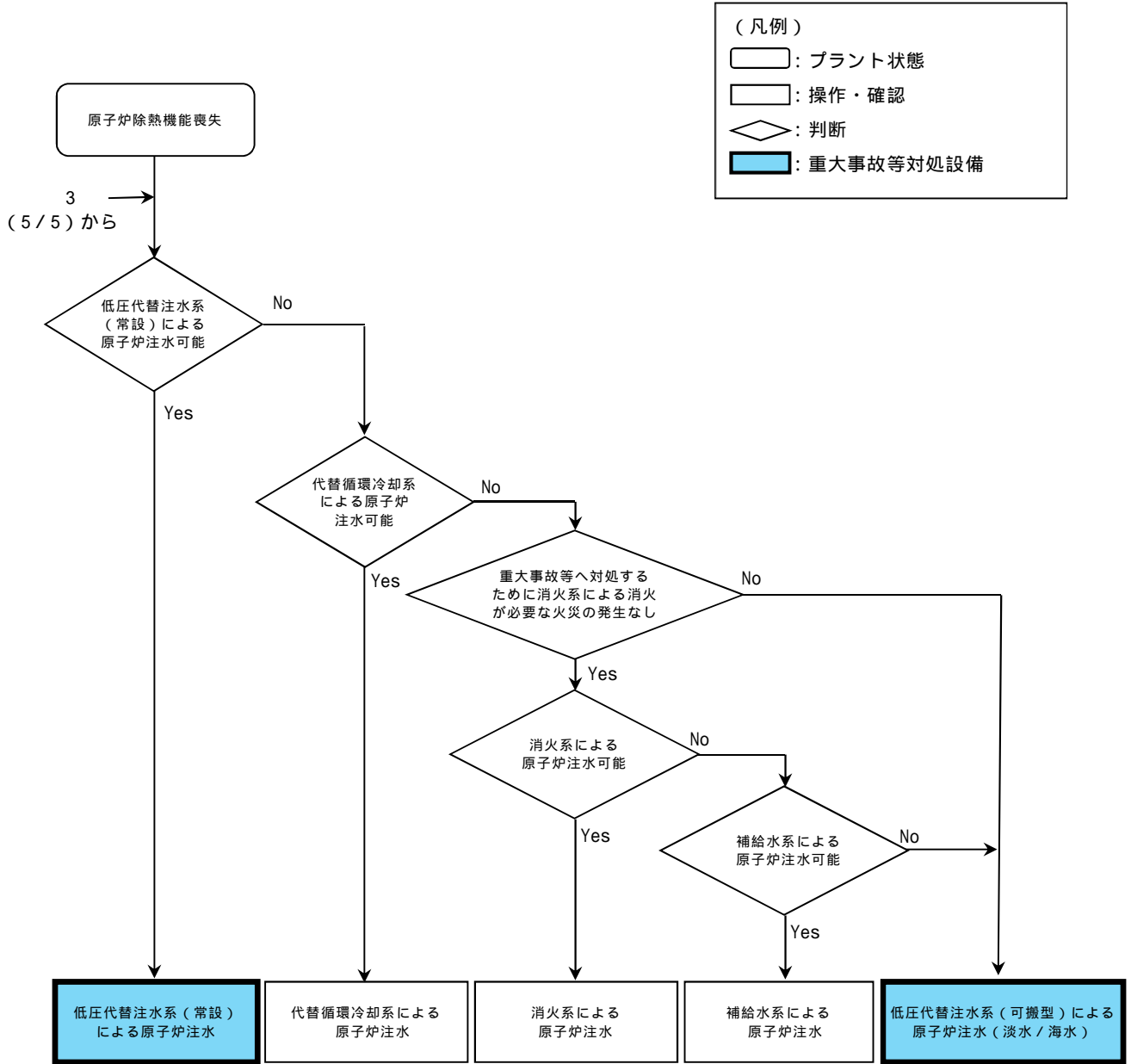
## (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4 - 22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3 / 5)

# 原子炉運転停止中における対応手順

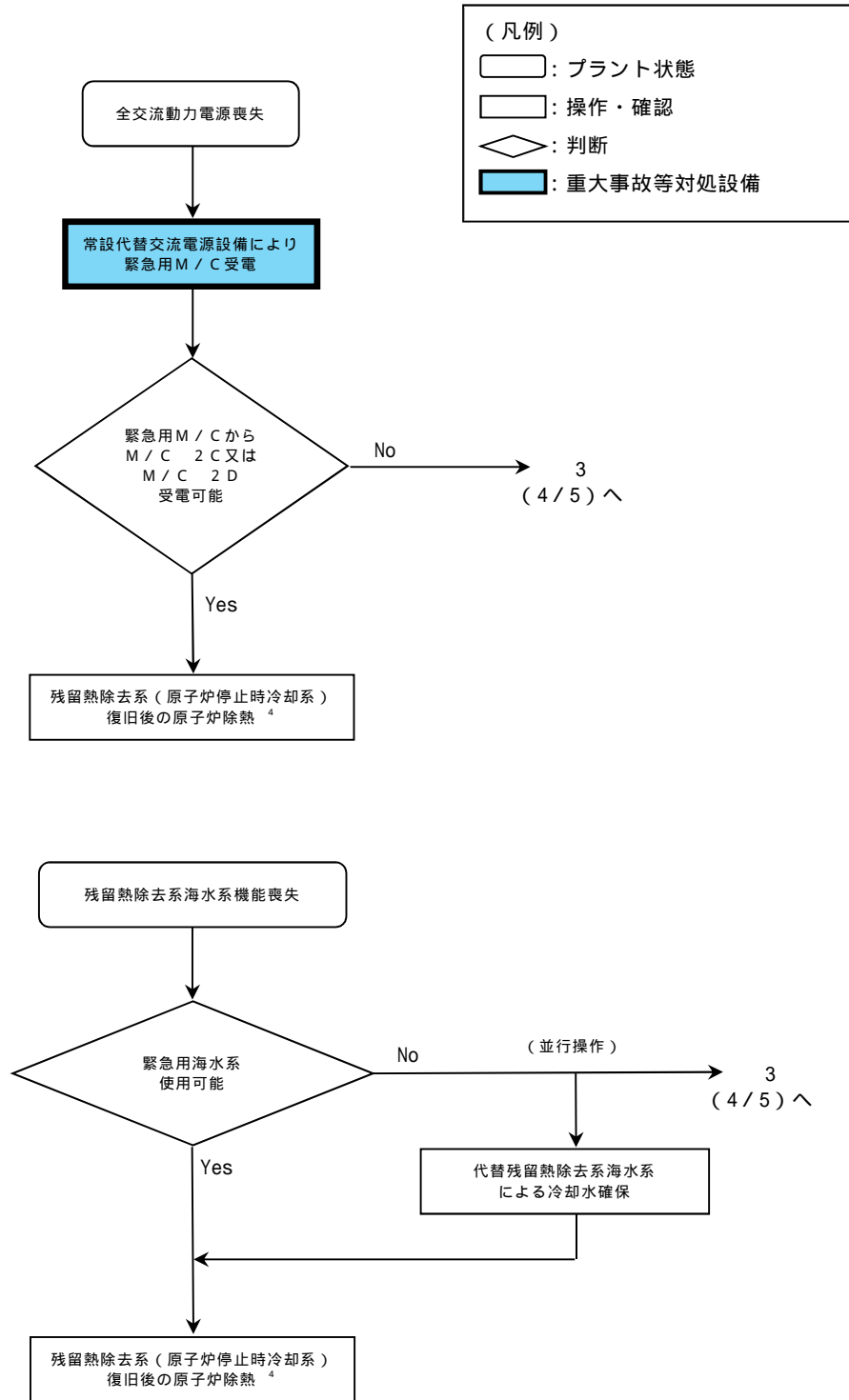
## (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4 - 22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(4/5)

# 原子炉運転停止中における対応手順

## (2) サポート系故障時の対応手段の選択



4: 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉の除熱を実施する。

第1.4 - 22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1 / 10）

技術的能力審査基準（1.4）	番号	設置許可基準規則（第47条）	技術基準規則（第62条）	番号
<p>【本文】                      発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>		<p>【本文】                      発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】                      発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	
<p>【解釈】                      1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>【解釈】                      1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】                      1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却                      a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>		<p>(1) 重大事故防止設備                      a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故防止設備                      a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	
<p>(2) 復旧                      a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>		<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	
		<p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	



審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 10）

■：重大事故等対処設備    ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	既設							
	サブプレッション・プール	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設							
	サブプレッション・プール	既設							
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3 / 10）

■：重大事故等対処設備    ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考	
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設		代替循環冷却系による原子炉注水	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照	
	代替淡水貯槽	新設			サブプレッション・プール	常設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設				
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設				
	原子炉圧力容器	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設				
	非常用交流電源設備	既設			原子炉圧力容器	常設				
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系海水ポンプ	常設				
	燃料補給設備	新設			緊急用海水ポンプ	常設				
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			非常用取水設備	常設	35分以内	1名		自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			非常用交流電源設備	常設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設			常設代替交流電源設備	常設				
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			燃料補給設備	常設				
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設			代替循環冷却系ポンプ	常設				
	原子炉圧力容器	既設			サブプレッション・プール	常設				
	非常用交流電源設備	既設			代替循環冷却系配管・弁	常設				
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設				
	可搬型代替交流電源設備	新設		残留熱除去系熱交換器（A）	常設					
	燃料補給設備	新設		原子炉圧力容器	常設					
	-	-		-	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬				
					非常用取水設備	常設				
			非常用交流電源設備	常設						
			常設代替交流電源設備	常設						
			燃料補給設備	常設可搬						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4 / 10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
-	-	-	-	消火系による原子炉注水	電動駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					多目的タンク	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			
				補給水系による原子炉注水	復水移送ポンプ	常設	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					補給水系配管・弁	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5 / 10）

■: 重大事故等対処設備    ■: 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	既設		残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	常設	6分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			-	-			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6 / 10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設		消火系による残存溶融炉心の冷却	電動駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			多目的タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	燃料補給設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
						常設代替交流電源設備			
低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設		補給水系による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替交流電源設備	可搬	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			復水移送ポンプ	常設			
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設		補給水系配管・弁	常設				
	原子炉圧力容器	既設		消火系配管・弁	常設				
	非常用交流電源設備	既設		残留熱除去系（B）配管・弁	常設				
	常設代替交流電源設備	新設		原子炉圧力容器	常設				
	可搬型代替交流電源設備	新設		非常用交流電源設備	常設				
	燃料補給設備	新設		常設代替交流電源設備	常設				
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7 / 10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考			
代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系ポンプ	新設		代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照			
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設						
	代替循環冷却系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設						
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設						
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設						
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設						
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬						
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設						
	非常用取水設備	既設 新設			非常用交流電源設備	常設						
	非常用交流電源設備	既設			常設代替交流電源設備	常設						
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬						
	燃料補給設備	新設			-	-				-	-	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8 / 10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	常設	161 分以内	3 名	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	再循環系配管・弁	既設			再循環系配管・弁	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			-	-			

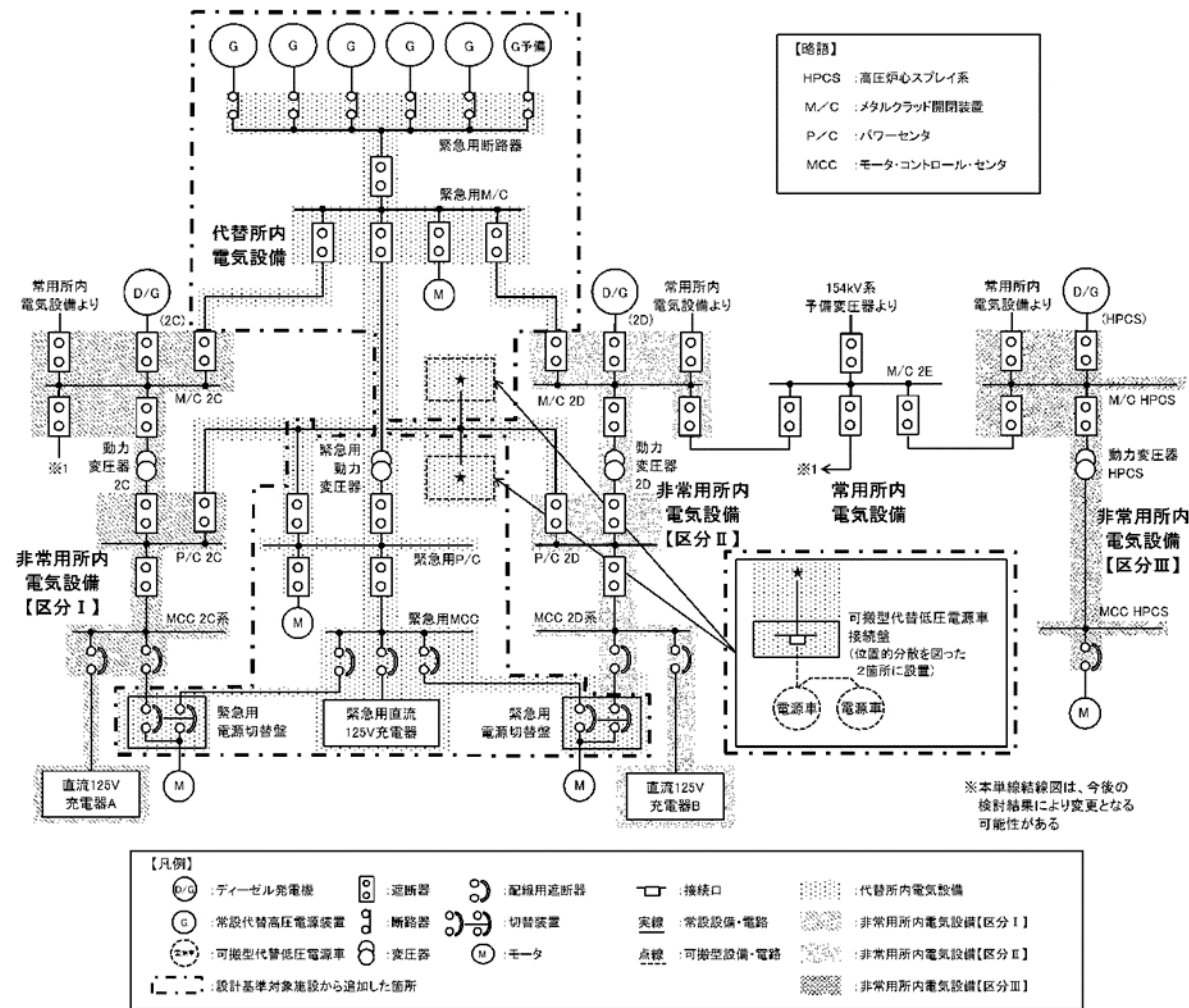
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9 / 10）

技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>-</p>
<p>(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却            a)可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。            なお、低圧代替注水系（可搬型）における可搬型代替注水大型ポンプの運搬及び接続に関する手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p>

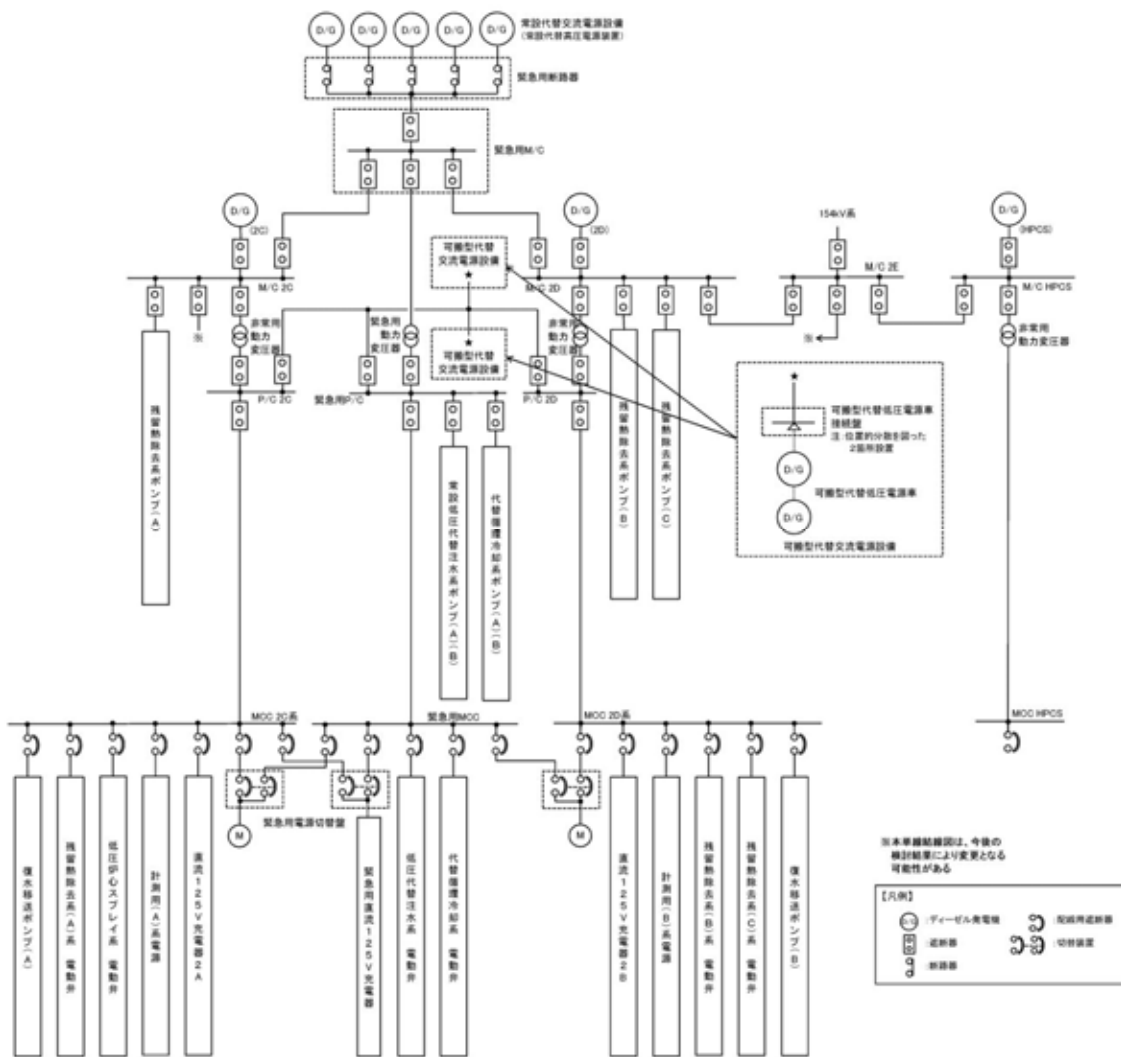


審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10 / 10）

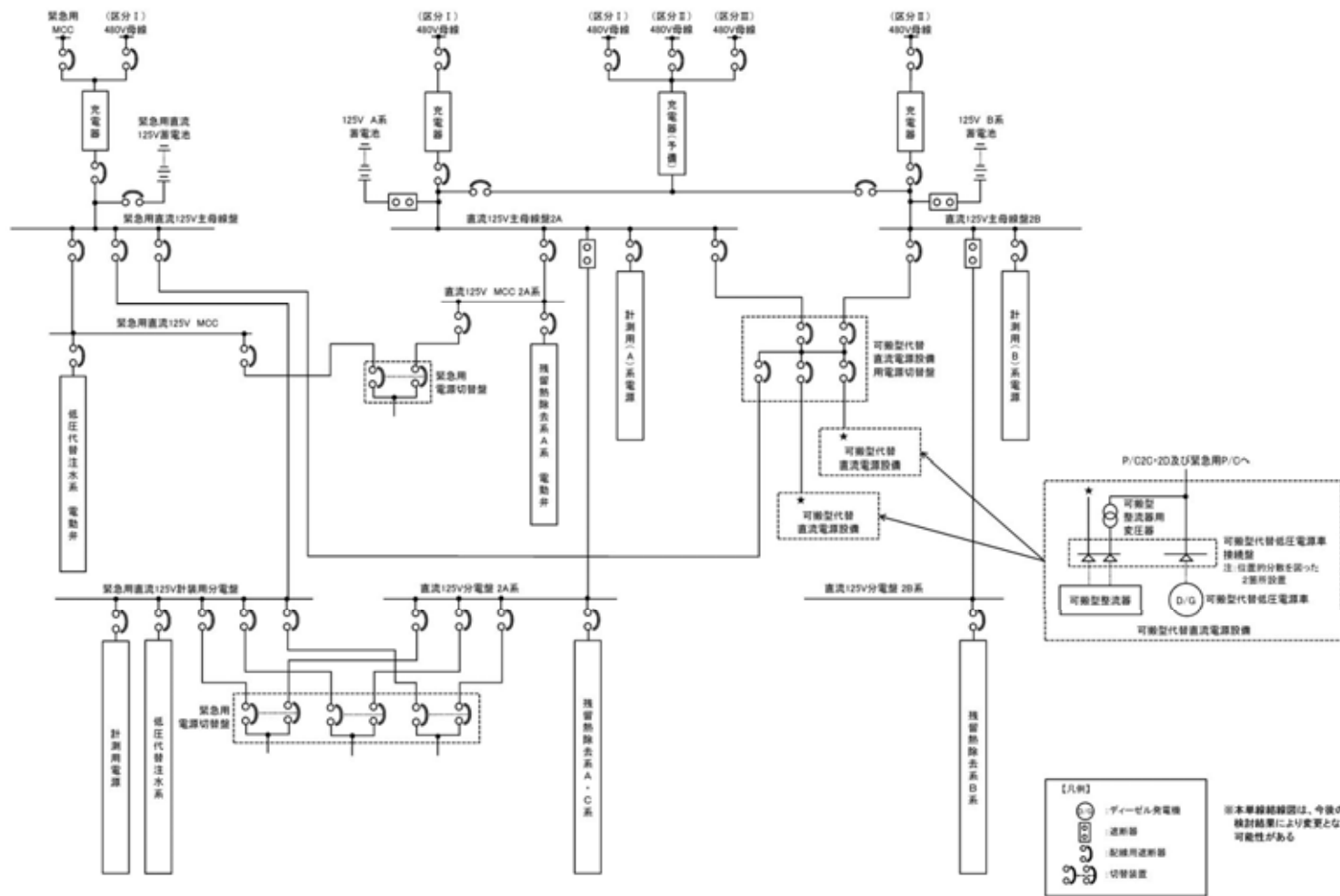
技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p>(2)復旧 a)設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて緊急用M / CからM / C 2 C又はM / C 2 Dへ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）を復旧する手順等を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



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）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

## 重大事故対策の成立性

## 1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

## (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

## a. 操作概要

災害対策本部長は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決

定する。

現場では、送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉へ注水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名），所要時間（170分以内）のうち，最長時間を要する取水箇所から残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ

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

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

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替大型注水ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

## (2) 系統構成

### a . 操作概要

中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において，現場での手動操作により低圧代替注水系（可搬型）の系統構成を実施する。

### b . 作業場所

原子炉建屋原子炉棟（管理区域）

### c . 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な要員数（14名），所要時間（170分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：6名（運転員等6名）

所要時間目安：125分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

### d . 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。



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

## 2. 消火系による原子炉注水

### (1) 系統構成

#### a. 操作概要

電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

#### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水に必要な要員数（3名）、所要時間（50分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：40分以内

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　　：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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



系統構成  
（ 補助ボイラ冷却水元弁 ）

### 3. 補給水系による原子炉注水

#### (1) 系統構成

##### a. 操作概要

復水移送ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

##### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）

##### c. 必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉注水に必要な要員数（9名），所要時間（105分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（運転員等2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

##### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成  
（ 補給水系 - 消火系連絡ライン止め弁 ）



系統構成  
（ 補助ボイラ冷却水元弁 ）

## 解釈一覧

## 1. 判断基準の解釈一覧 (1 / 4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.1 重大事故等 対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	-	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点	
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	-	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点	
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	-	原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点
			原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下

1. 判断基準の解釈一覧 (2 / 4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設)による 原子炉注水	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低 (レベル3)設定点
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)によ る原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低 (レベル3)設定点
		(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低 (レベル3)設定点
		(d) 消火系による原 子炉注水	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低 (レベル3)設定点
		(e) 補給水系による 原子炉注水	原子炉水位低(レベル3)設定点	原子炉水位計(狭帯域)等にて原子炉水位低 (レベル3)設定点
	(2) サポート系故障 時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【全交流動力電源喪失 時】	全交流動力電源喪失時, 常設代替交流電源設備によ り緊急用M/Cが受電され, 緊急用M/CからM/ C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し, サプレ ッション・プールの水位が確保されている場合。	-
		(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【残留熱除去系海水系 機能喪失時】	冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認



1. 判断基準の解釈一覧 (3 / 4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転中における 対応手順	(3) 溶融炉心が原子炉 压力容器内に残存 する場合の対応手 順 a . 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設)による残 存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。	-
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 残存溶融炉心の冷 却(淡水/海水)	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の水位が確保されている場合。	-
		(c) 代替循環冷却系に よる残存溶融炉心 の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。	-
		(d) 消火系による残存 溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、る過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。	-
		(e) 補給水系による残 存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。	-

## 1. 判断基準の解釈一覧 (4 / 4)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a 復旧	(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【全交流動力電源喪失時】	原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下
		(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	冷却水が確保
		(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下
			原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下
			残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
			原子炉圧力指示値が0.93MPa [ gage ] 以下

## 2. 操作手順の解釈一覧 (1/6)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下
		残留熱除去系注入弁 ( A )	-
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇
	(2) 低圧炉心スプレ イ系による原子 炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が 1.66MPa [ gage ] 以上	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が 1.66MPa [ gage ] 以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下
		低圧炉心スプレイ系注入弁	-
		低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇	低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (2 / 6)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却系)による 原子炉除熱	残留熱除去系(A) レグシールライン弁	-
		残留熱除去系(A) ポンプ入口弁	-
		原子炉再循環(A) ポンプ出口弁	-
		原子炉圧力指示値が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)使用開始圧力0.93MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)使用開始圧力0.93MPa [ gage ] 以下
		残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁	-
		残留熱除去系外側隔離弁	-
		残留熱除去系内側隔離弁	-
		残留熱除去系(A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁	-
		残留熱除去系(A) ポンプ停止時冷却注入弁	-
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上
残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇		

2. 操作手順の解釈一覧 (3 / 6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a . 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設)による 原子炉注水	原子炉冷却材浄化系吸込弁	-
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [ gage ] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [ gage ] 以上
			原子炉注水弁	-
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	-
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下
			残留熱除去系注入弁 ( C )	-
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉注水 (淡水 / 海水)	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下
			原子炉注水弁	-
			残留熱除去系注入弁 ( C )	-
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	-
			低圧炉心スプレイ系注入弁	-
			西側接続口又は東側接続口の弁	-
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (4 / 6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a . 低圧代替注水系	(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	残留熱除去系注水配管分離弁	-
		残留熱除去系 ( A ) ミニフロー弁	-	
		残留熱除去系熱交換器 ( A ) 出口弁	-	
		残留熱除去系熱交換器 ( A ) バイパス弁	-	
		代替循環冷却系入口弁	-	
		代替循環冷却系テストライン弁	-	
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [ gage ] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [ gage ] 以上	
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が 4.90MPa [ gage ] 以下	
		残留熱除去系注入弁 ( A )	-	
		代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	-	
		代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	
		(d) 消火系による原 子炉注水	補助ボイラ冷却水元弁	-
	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [ gage ] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [ gage ] 以上		
	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下		
	残留熱除去系 ( B ) 消火系ライン弁	-		
	残留熱除去系注入弁 ( B )	-		
	残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇		

2. 操作手順の解釈一覧 ( 5 / 6 )

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a . 低圧代替注水系	(e) 補給水系による 原子炉注水	補給水系 - 消火系連絡ライン止め弁	-
		補助ボイラ冷却水元弁	-	
		残留熱除去系 ( B ) 消火系ライン弁	-	
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [ gage ] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が 0.78MPa [ gage ] 以上	
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	
		残留熱除去系注入弁 ( B )	-	
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇	
	(2) サポート系故障 時の対応手順 a 復旧	(a) 残留熱除去系 ( 低圧注水系 ) 復旧後の原子炉 注水	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [ gage ] 以下
			残留熱除去系注入弁 ( A )	-
残留熱除去系系統流量の流量上昇			残留熱除去系系統流量の流量上昇	

2. 操作手順の解釈一覧 (6 / 6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a 復旧	(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	残留熱除去系（A）レグシールライン弁	-
			残留熱除去系（A）ポンプ入口弁	-
			原子炉再循環（A）ポンプ出口弁	-
			原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [ gage ] 以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [ gage ] 以下
			残留熱除去系熱交換器（A）入口弁	-
			残留熱除去系外側隔離弁	-
			残留熱除去系内側隔離弁	-
			残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁	-
			残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁	-
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [ gage ] 以上
残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇			