

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA技-C-1 改39
提出年月日	平成29年8月7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8月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.8.1 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. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備
 - (a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備
 - (a) 原子炉圧力容器への注水
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

- (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）
 - c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
- b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
- c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
- d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
- e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
- f. 消火系による原子炉圧力容器への注水
- g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水
- h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（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. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

- (1) 系統構成

3. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

- (1) 系統構成

4. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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）

5. 消火系による原子炉圧力容器への注水

- (1) 系統構成

6. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

- (1) 系統構成

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。

なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による原子炉格納容器（以下「格納容器」と

いう。)の破損を防止するため、溶融しペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心を冷却する必要がある。

また、溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

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

※2 自主対策設備

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

故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（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

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.8-1表に整理する。

a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

ペDESTAL（ドライウエル部）には、通常運転時から水を確保するとともに、炉心が損傷した場合に、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位が確実に確保されていることを確認するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下する熔融炉心を冷却し、MCC I の抑制を図る。

また、原子炉圧力容器破損後はペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCC I の抑制を図る。

さらに、原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した場合においても、コンクリート浸食影響及びペDESTAL（ドライウエル部）構造への熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の構造健全性を確保するペDESTAL（ドライウエル部）内の底面及び壁面にコリウムシールドを設置する。

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段がある。

i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

ii) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

iii) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・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

iv) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2) a. (a) i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」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。

「1.8.1(2) a. (a) ii) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」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。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔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。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク
耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段として有効である。

b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，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，補給水系及びほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水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

ii) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設高圧代替注水系ポンプ

- ・ サプレッション・プール

iii) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水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

iv) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水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

v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水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
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

vi) 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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

vii) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

補給水系による原子炉圧力容器への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

viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2) b. (a) i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) ii) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) iii) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) iv) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧

力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」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1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉圧力容器へ注水し、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効で

ある。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

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

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

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

c. 手順等

上記「a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等^{※1}及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.8-1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1.8-2表，第1.8-3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1.8.2）

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

- (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合^{*1}において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{*2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{*3}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故

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

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃到達により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

(b) 操作手順

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-1図に，タイムチャートを第1.8-2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するために必要なポンプ，

電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開にする。

⑧運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水の開始を指示する。

【ペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張り】

⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開にし、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水

系ペDESTAL注水流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位が 1m を超える水位を検出したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

⑪ 運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開にし、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑫ 発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

⑬^a 溶融炉心堆積高さ 0.2m 未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で 0.2m 未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 0.5m ～ 1.0m に維持し、発電長に報告する。

⑬^b 溶融炉心堆積高さ 0.2m 以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で 0.2m 以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実

施する。なお、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75m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を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始まで11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. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、格納容器の破損を防止するため、代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断^{※1}し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

【原子炉压力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉压力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉压力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）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：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉压力容器の破損の徴候」は，原子炉压力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉压力容器下鏡部温度指示値が300℃到達により確認する。

※3：「原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化」は，格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

(b) 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル

部) への注水 (淡水/海水) 手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-3図に、タイムチャートを第1.8-4図に示す。(西側接続口によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水及び東側接続口によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水手順は同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器下部注水系 (可搬型) の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に格納容器下部注水系 (可搬型) で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) へ注水するための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) へ注水するための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) へ注水するため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。

- ⑦運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開にする。
- ⑩運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑪発電長は、災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大

型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑩ 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。

⑪ 発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことの確認を指示する。

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張り】

⑫ 運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位が 1m を超える水位を検出したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

⑬ 運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

⑭ 発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心

堆積高さに応じたペデスタル（ドライウエル部）への注水を指示する。

②^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁によりペデスタル（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

②^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、ペデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。なお、ペデスタル（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）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。

【西側接続口を使用したペデスタル（ドライウエル部）への注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【東側接続口を使用したペデスタル（ドライウエル部）への注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大

事故等対応要員8名にて実施した場合、135分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、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1.8.3)

c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、格納容器の破損を防止するため、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断^{※1}し，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

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

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃到達により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

(b) 操作手順

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-5図に、タイムチャートを第1.8-6図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

④運転員等は、発電長に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑥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。

⑦運転員等は、発電長に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示す

る。

⑨運転員等は中央制御室にて、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。

⑩発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開にする。

【ペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張り】

⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開にし、消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位が1mを超える水位を検出したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水】

⑬運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開にし、消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑭発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

⑮^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

⑮^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。なお、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75m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を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始まで47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1.8.3)

d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

サブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{*1}し、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{*2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{*3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）及び消火

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

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃到達により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

(b) 操作手順

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-7図に、タイムチャートを第1.8-8図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の受電操作を実施し、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量

調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

④運転員等は、発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑤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。

⑥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。

⑦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。

⑧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。

⑨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。

⑩発電長は、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑪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。

⑫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。

⑬運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開にする。

⑭運転員等は、発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル

部)へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑮発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑯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。

⑰発電長は、運転員等に補給水系よるペDESTAL (ドライウエル部)への注水の開始を指示する。

【ペDESTAL (ドライウエル部)への初期水張り】

⑱運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注ライン流量調整弁を開にし、補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部)への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位が1mを超える水位を検出したことを確認した後、ペDESTAL (ドライウエル部)への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部)への注水】

⑲運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注ライン流量調整弁を開にし、補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部)への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑳発電長は、運転員等にペDESTAL (ドライウエル部)の溶融炉心

堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

②^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

②^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水位で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。なお、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75m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を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名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ペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始まで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1.8.3）

(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1.8-25図に示す。

全交流動力電源が喪失し、炉心損傷又は原子炉圧力容器の破損が発生した場合において、常設代替交流電源設備により交流動力電源を確保し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。

格納容器下部注水系（常設）が使用できない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流動力電源を確保し、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。

なお、格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段は、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段と同時並行で準備を開始する。

また、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。

また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

なお、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圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

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の場合において、原子炉圧力容器への注水ができない場合は、原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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であり、原子炉圧力容器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。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-9図に、タイムチャートを第1.8-10図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器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。
- ③運転員等は、発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系タービンがトリップしている場合は、リセット操作を実施するように指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系タービンがトリップしている場合は、原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁を閉にした後に開とし、原子炉隔離時冷却系タービンをリセットした後、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を開にし、原子炉隔離時冷却系ポンプを起動させ、原子炉圧力容器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た後、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位をジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上に維持するように指示する。
- ⑨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L0以上に維持し、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を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

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の場合において、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(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であり、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器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。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-11図に、タイムチャートを第1.8-12図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系による原子炉圧力容

器への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注入弁の受電操作を実施し、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系による原子炉压力容器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。

④運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉にする。

⑦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注入弁を開にする。

⑧運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の開始を指示する。

⑩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とし、常設高圧代替注水系ポンプを起動させ、原子炉压力容器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た後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位 L 0 以上に維持するように指示する。

⑫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 **L0** 以上に維持し、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を運転員等 (当直運転員) 1名にて実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで **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。

c. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系 (常設) **により**原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合**において**、**原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系**による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系**により**原子炉圧力容器へのほう酸水注入を**同時並行**で実施する。

(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低圧**状態であり**、原子炉圧力容器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。

(b) 操作手順

低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-13図に、タイムチャートを第1.8-14図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注

- 水系（常設）による原子炉压力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器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。
- ③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器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。
- ④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。
- ⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（C）を開にし、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位LO以上に維持するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位LO以上に維持し、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を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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る原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系

（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(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低圧状態で

あり，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る原子炉圧力容器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。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-15図に，タイムチャートを第1.8-16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圧力容器への注水及び低圧炉心スプレー系配管を使用する東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は，手順⑩以外同様。）

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は，重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に残留熱除去系（C）配管又は低圧炉心スプレー系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）又は低圧炉心スプレー系注入弁の受電操作を実施し，残留熱除去系注入弁（C）又は低圧炉心スプレー系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。
- ⑦ 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。
- ⑧ 運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑩^a 残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。
- ⑩^b 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への注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。
- ⑪ 運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑫ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。
- ⑬ 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）による原子炉圧力容器へ注水するための準備が完了したこと

を報告する。

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

⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、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。

⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことの確認を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器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。

⑳発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水が開始されたことを連絡する。

㉑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LO以上に維持するように指示する。

㉒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LO以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬

型) による原子炉圧力容器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。

【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への注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名, 現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合, 170分以内と想定する。

【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への注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名, 現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合, 135分以内と想定する。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 放射線防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。また, ホース等の接続は速やかに作業ができるように, 可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明, ヘッドライト及びLEDライトを用いることで, 暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.8.3)

e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水ができない場合は, 代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また, 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において, 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができ

ない場合は、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(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低圧状態であり、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器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。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-17図に、タイムチャートを第1.8-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系（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）バイパス弁及び残留熱除去系注入弁（A）の受電操作を実施し、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）バイパス弁及び残留熱除去系注入弁（A）の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉圧力容器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する。

- ④運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、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。
- ⑧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。
- ⑨運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。
- ⑪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。
- ⑫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圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器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。

⑮ 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位 L0 以上に維持するように指示する。

⑯ 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 L0 以上に維持し、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を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(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低圧状態であり，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器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，重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-19図に，タイムチャートを第1.8-20図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，消火系による原子炉圧力容器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。

③運転員等は，発電長に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

④発電長は，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑤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。

⑥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。

⑦発電長は，運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑨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圧力容器への注水の開始を指示する。

⑩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。

⑪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。

⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器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。

⑬発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位LO以上に維持するように指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位LO以上に維持し、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を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで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。

g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，補給水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(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低圧状態であり，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器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。

(b) 操作手順

補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-21図に，タイムチャートを第1.8-22図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，補給水系による原子炉圧力容器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。

③運転員等は，発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

- ④ 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。
- ⑤ 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。
- ⑥ 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。
- ⑦ 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。
- ⑧ 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。
- ⑨ 発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑩ 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。
- ⑪ 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。
- ⑫ 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。
- ⑬ 運転員等は、発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑭ 発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。
- ⑮ 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。
- ⑯ 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圧力容器への注水の開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉圧力容器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。

⑱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L0以上に維持するように指示する。

⑲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L0以上に維持し、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を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名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。

h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

全交流動力電源喪失時、損傷炉心への注水を行う場合、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合^{※1}において、損傷炉心に注水を実施する場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10

倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-23図に，タイムチャートを第1.8-24図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器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する。

③運転員等は，発電長にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備が完了したことを報告する。

④発電長は，運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の開始を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入ポンプA（B）の起動操作（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。）を実施し，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器へのほう酸水注入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。

⑦発電長は、運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し、ほう酸水が全量注入されたことを確認した後、ほう酸水注入ポンプA（B）の停止を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へほう酸水の全量注入完了を確認した後、ほう酸水注入ポンプA（B）を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで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。

(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1.8-25図に示す。

全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の場合は、所内常設直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉隔離時冷却系が使用できない場合は、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直流電源を確保し、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、逃がし安全弁により減圧し、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

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る原子炉圧力容器への注水を実施する。

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）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

注水を行う際は、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ほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

なお、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圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

また、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁による減圧手順については、「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」にて整備する。

残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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。

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となる水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，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，可搬型代替直流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.8-1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 (1/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却	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)	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※3}	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対処設備

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 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。

※5: 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（2/13）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
ベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	格納容器下部注水系（可搬型）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備
		によるベDESTAL（ドライウエル部）への注水	関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：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。

※5：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（3/13）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	主要設備	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－3 a」， 「注水－3 b」 重大事故等対策要領
			関連設備	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：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。

※5：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 (4/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	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)	補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※5} 可搬型代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対処設備
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 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。

※5: 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 (5/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	サプレッション・プール ^{※4}	重大事故等対処設備
				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)
			関連設備	原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 ^{※5} 常設代替交流電源設備 ^{※5} 可搬型代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。					
※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。					
※3: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。					
※4: 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。					
※5: 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。					
<input type="checkbox"/> : 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 (6/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
熔融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	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Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」， 「注水-2」 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ^{※5} 可搬型代替直流電源設備 ^{※5} 常設代替交流電源設備 ^{※5} 可搬型代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：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。

※5：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 (7/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
熔融炉心のベドスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：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。

※5：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 (8/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
熔融炉心のベドスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	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)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			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・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 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。

※5: 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 (9/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
溶融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	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)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器(A) サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ^{※2}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ ^{※2}	重大事故等対処設備(設計基準拡張)
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対処設備
					非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 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。

※5: 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（10/13）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ^②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2}	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対処設備	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：サブプレッション・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。

※5：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 (11/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
熔融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止	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)	消火系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	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 ^{※5} 可搬型代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対応設備
			関連設備	残留熱除去系 (B) 配管・弁	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
			関連設備	消火系配管・弁	自主対策設備
※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要 について」にて整理する。					
※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。					
※3: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。					
※4: 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。					
※5: 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 (12/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
熔融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止	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)	補給水系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※5} 可搬型代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等対処設備
			関連設備	残留熱除去系 (B) 配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
関連設備	補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備			

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 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。

※5: 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 (13/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
熔融炉心のベドスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	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Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」, 「注水-2」 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※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対応設備	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：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。

※5：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1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

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)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
a. 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サブプレッション・プール水温度※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/12)

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)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サプレッション・プール水温度※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/12)

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)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
c. 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※1
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サプレッション・プール水温度※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/12)

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)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
d. 補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※1
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		格納容器内の温度	格納容器下部水温※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サプレッション・プール水温度※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のベDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度※ ¹
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 給水流量
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³
		補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位※ ¹ 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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/12)

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)
1.8.2.2 熔融炉心のベDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
b. 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度※1
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量 高压炉心スプレイ系系統流量※1 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
		補機監視機能 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量 高压代替注水系系統流量※1
		補機監視機能 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 サプレッション・プール水位※1

※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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/12)

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)	
1.8.2.2 熔融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
c. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ ¹
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のペダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
d. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度※ ¹
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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※ ¹
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※ ¹

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/12)

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)	
1.8.2.2 熔融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
e. 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ ¹
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確認	サプレッション・プール水位※ ¹

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
f. 消火系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度※ ¹
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 給水流量 高圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※ ¹
		補機監視機能 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
g. 補給水系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内放射線量率 格納容器内放射線量率 (D/W) ※ ¹ 格納容器内放射線量率 (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ※ ¹
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 ※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※ ¹ 残留熱除去系系統流量 ※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※ ¹
		電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※ ³ P/C 2 C 電圧 ※ ³ M/C 2 D 電圧 ※ ³ P/C 2 D 電圧 ※ ³
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 ※ ¹
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位

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

※²: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※³: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (12/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
h. ほう酸注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度※1
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器への注水量 ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力※3

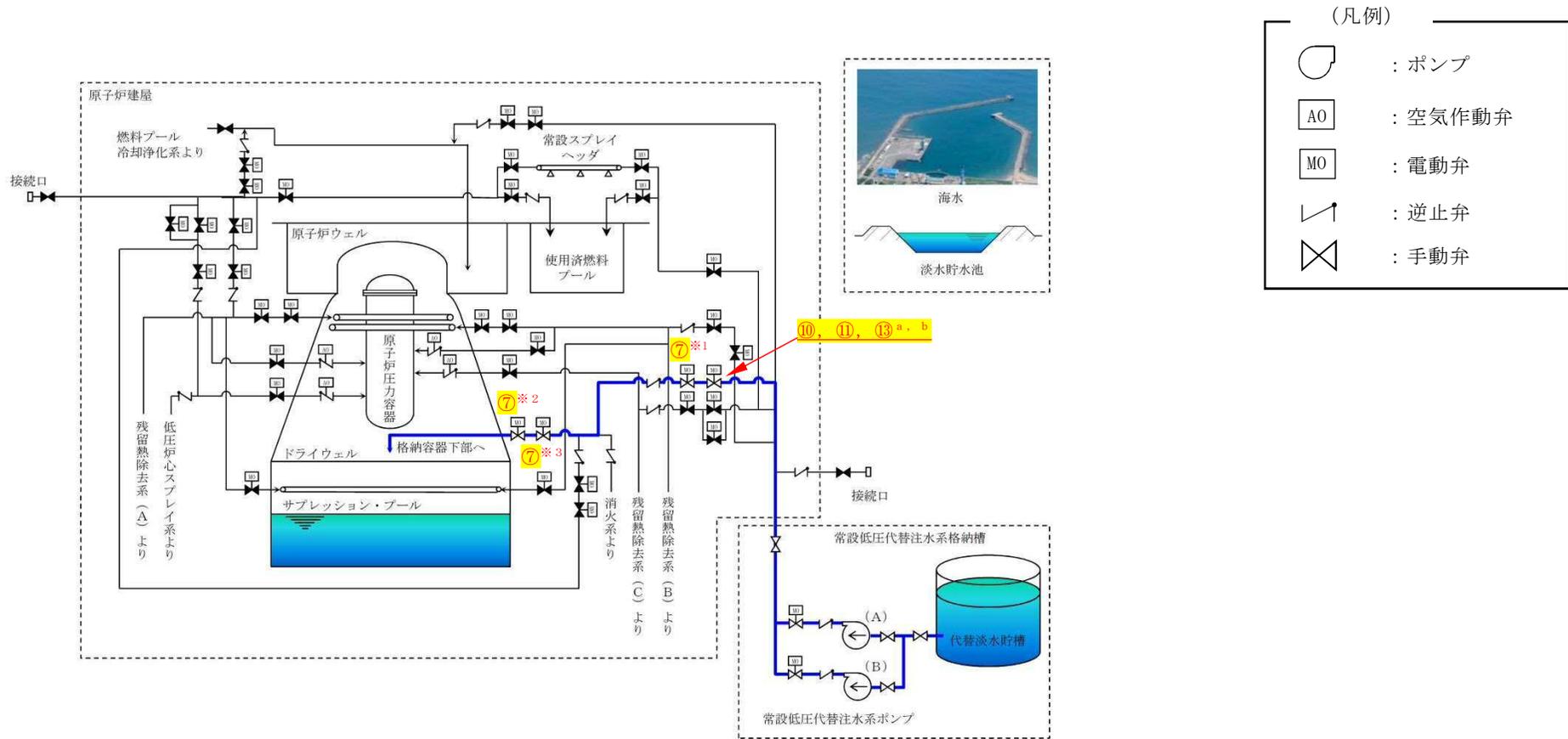
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.8-3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>【1.8】 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</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MCC
	格納容器下部注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	原子炉隔離時冷却系(注水系) 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	高圧代替注水系(蒸気系) 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	高圧代替注水系(注水系) 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	ほう酸水注入ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	ほう酸水注入系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系



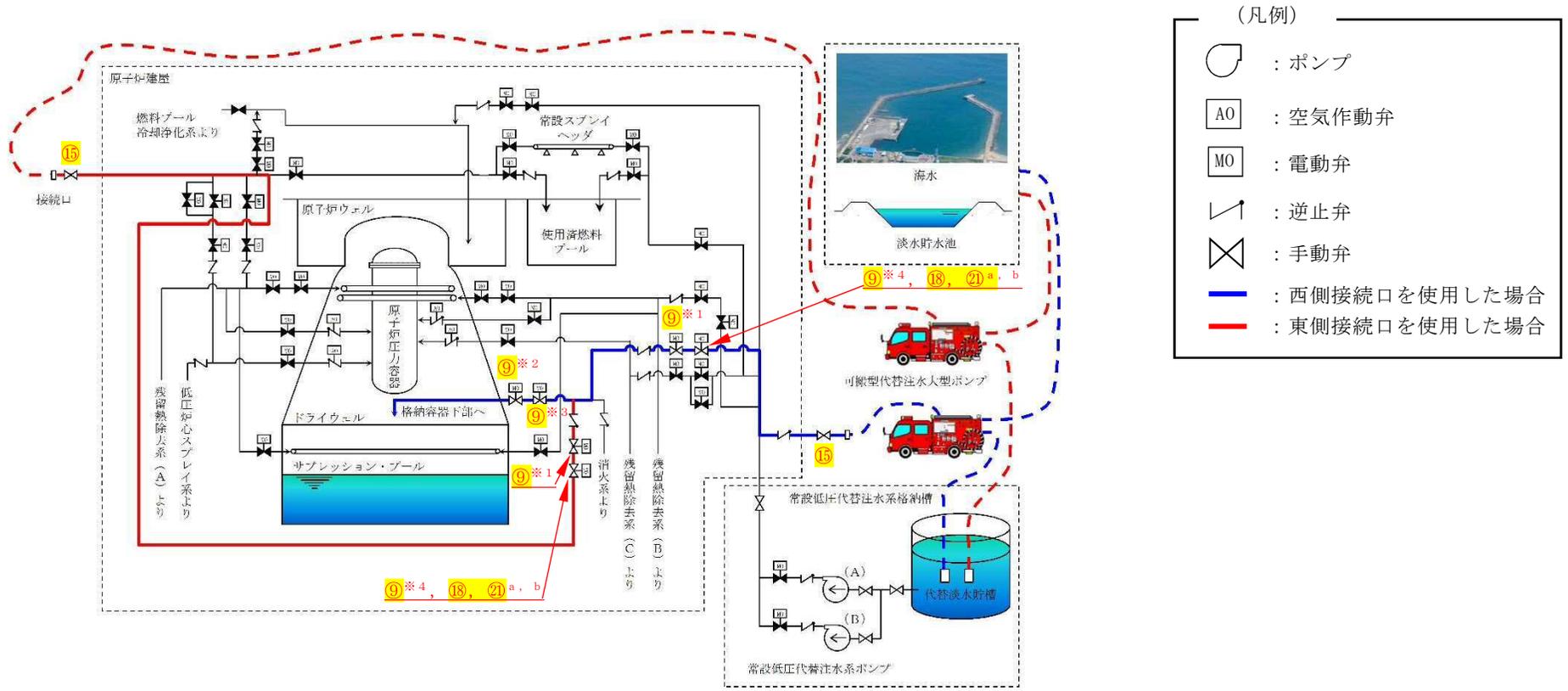
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑦※1	格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	⑦※3	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁
⑦※2	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑩, ⑪, ⑬ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{a~} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-1図 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
			格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水 11分												
格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水	運転員等 (当直運転員) (中火制御室)	2	格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水												
			系統構成、注水開始操作			必要な負荷の電源切替操作									

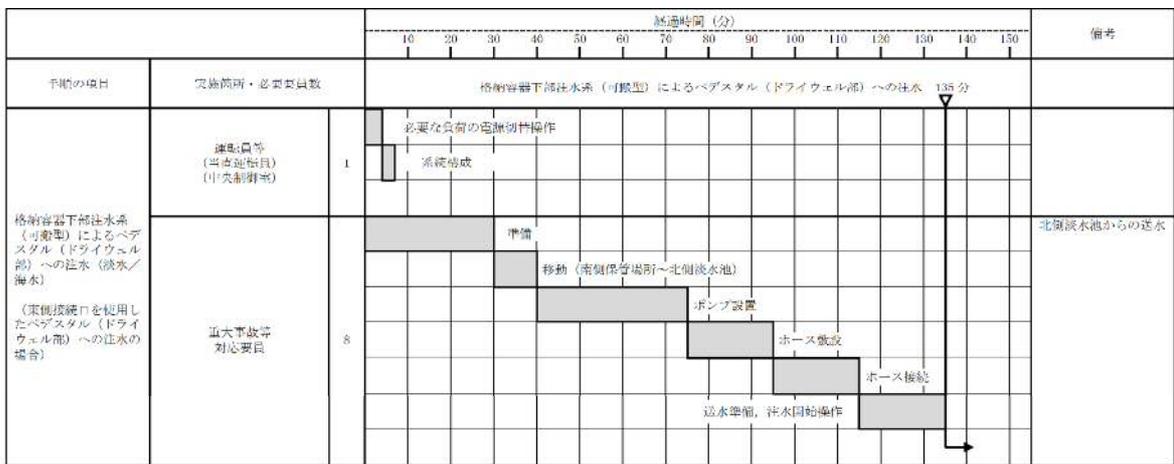
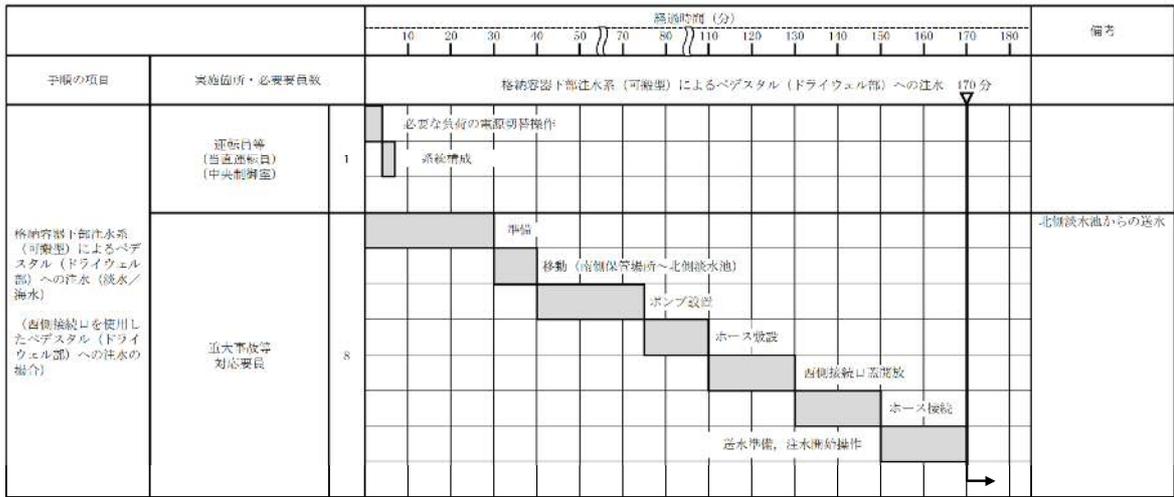
第1.8-2図 格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水 タイムチャート



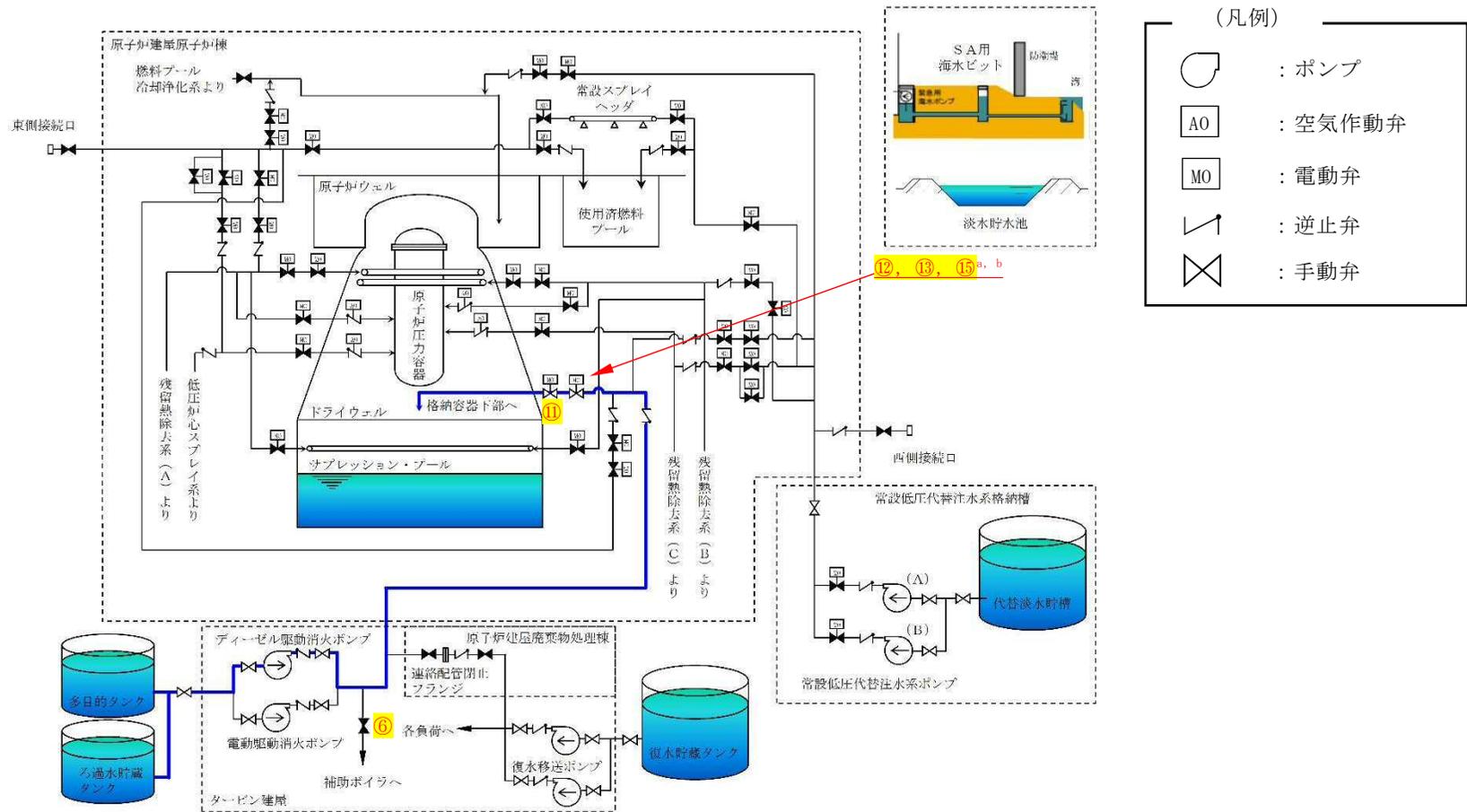
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑨※1	格納容器下部注水系ペダスタル注水弁	⑨※4, ⑬, ⑳ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペダスタル注水流量調整弁
⑨※2	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨※3	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁		

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{a~} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-3 図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペダスタル（ドライウェル部）への注水（淡水／海水） 概要図



第1.8-4図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペダスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） タイムチャート



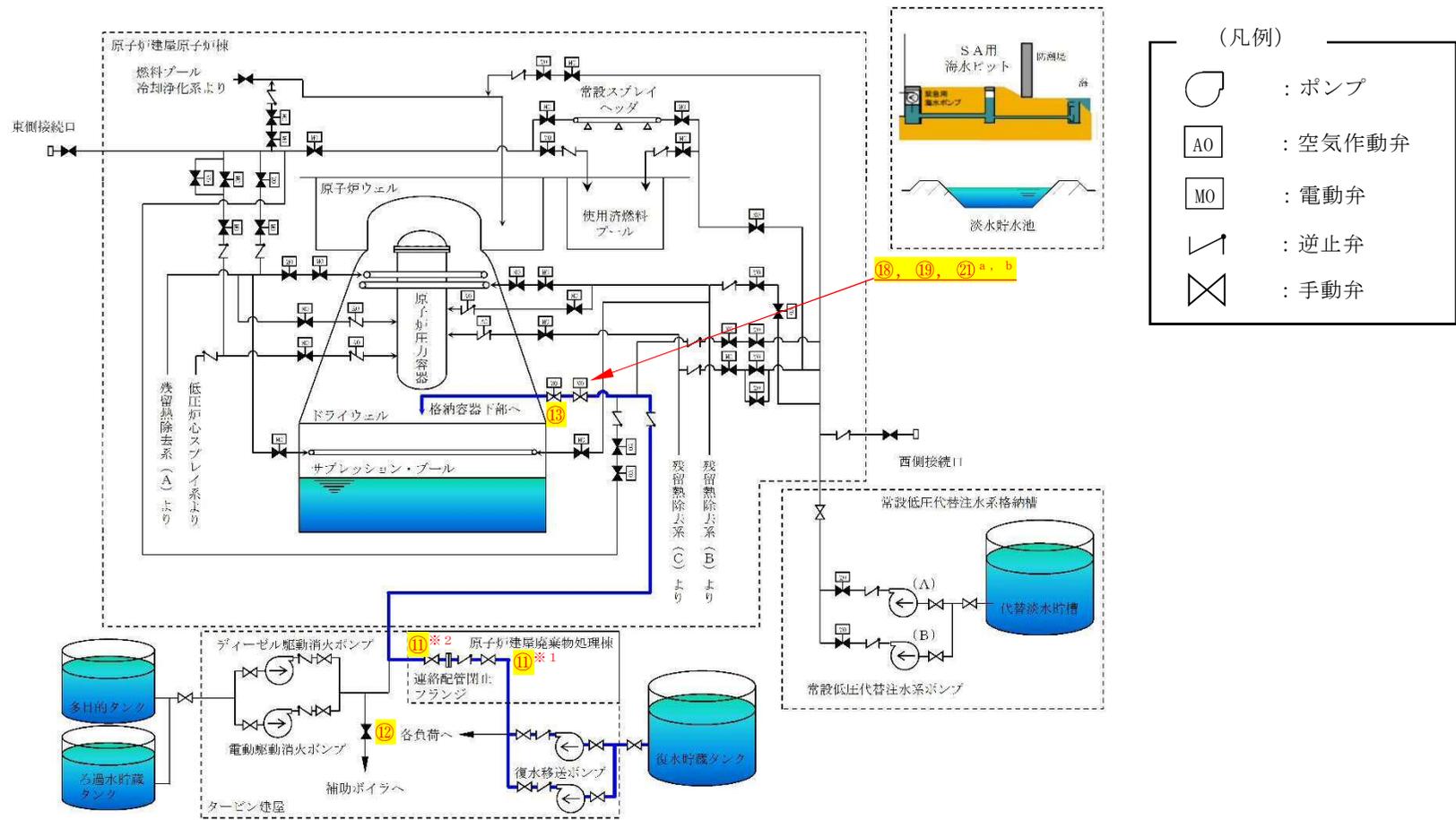
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑥	補助ボイラ冷却水元弁	⑫, ⑬, ⑮ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁
⑪	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁		

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{a~} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第1.8-5図 消火系によるペダスタル（ドライウエル部）への注水 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		
消火系によるペデスタル(ドライウェル部)への注水			47分										
消火系によるペデスタル(ドライウェル部)への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作			系統構成, 注水開始操作							
	運転員等 (当直運転員) (東局)	2				移動, 系統構成							

第1.8-6図 消火系によるペデスタル(ドライウェル部)への注水 タイムチャート



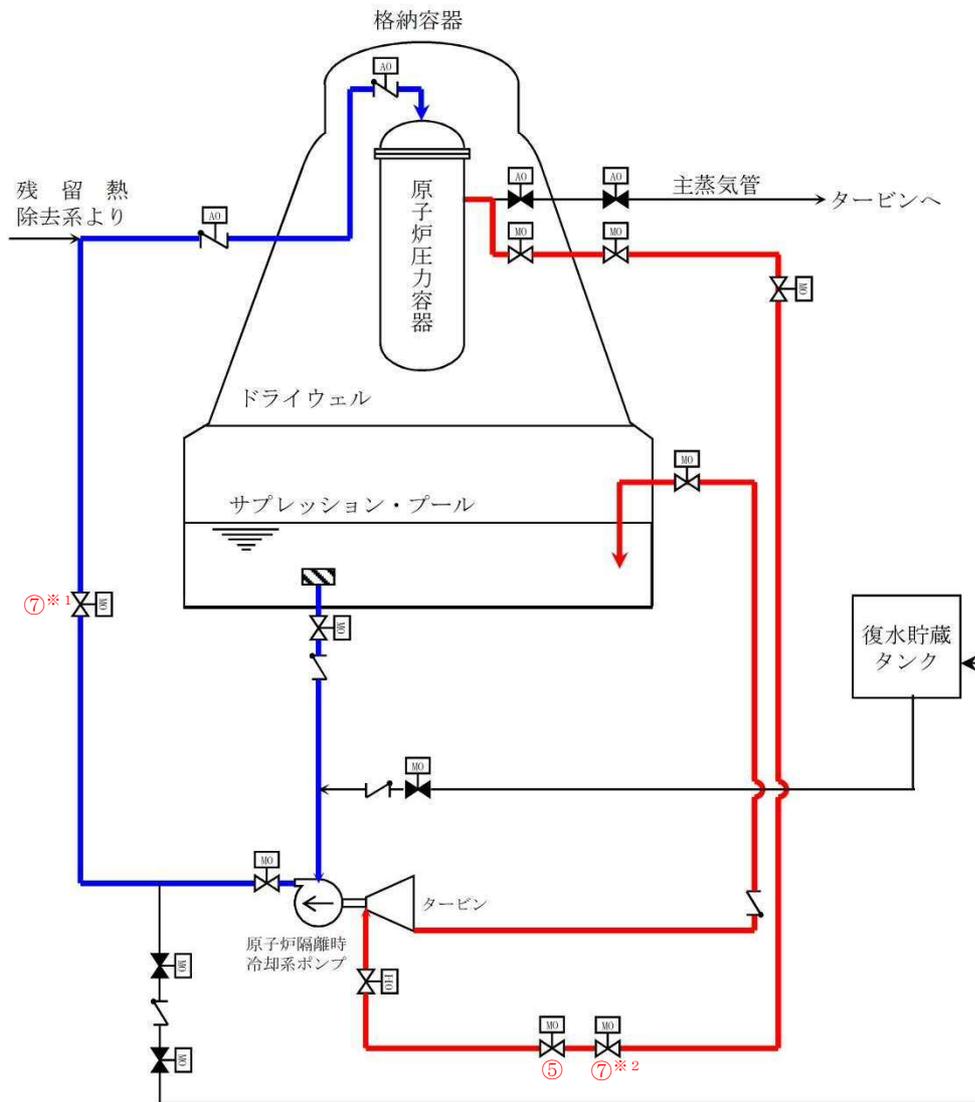
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑪※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑬	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁
⑫	補助ボイラ冷却水元弁	⑱, ⑲, ⑳ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-7図 補給水系によるペダスタル（ドライウェル部）への注水 概要図

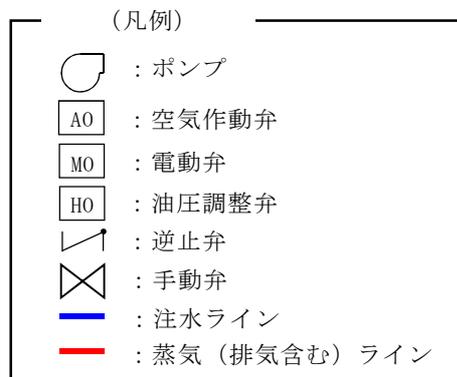
		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	補給水系によるペデスタル(ドライウェル部)への注水 101分													
補給水系によるペデスタル (ドライウェル部)への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	必要な負荷の電線切替操作				系統構成,注水開始操作								
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	移動				系統構成								
	重事故等 対応要員	6	移動, 連絡配管閉止フランジ切替												

第1.8-8図 補給水系によるペデスタル(ドライウェル部)への注水 タイム
チャート



操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁
⑦ ^{*1}	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑦ ^{*2}	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁

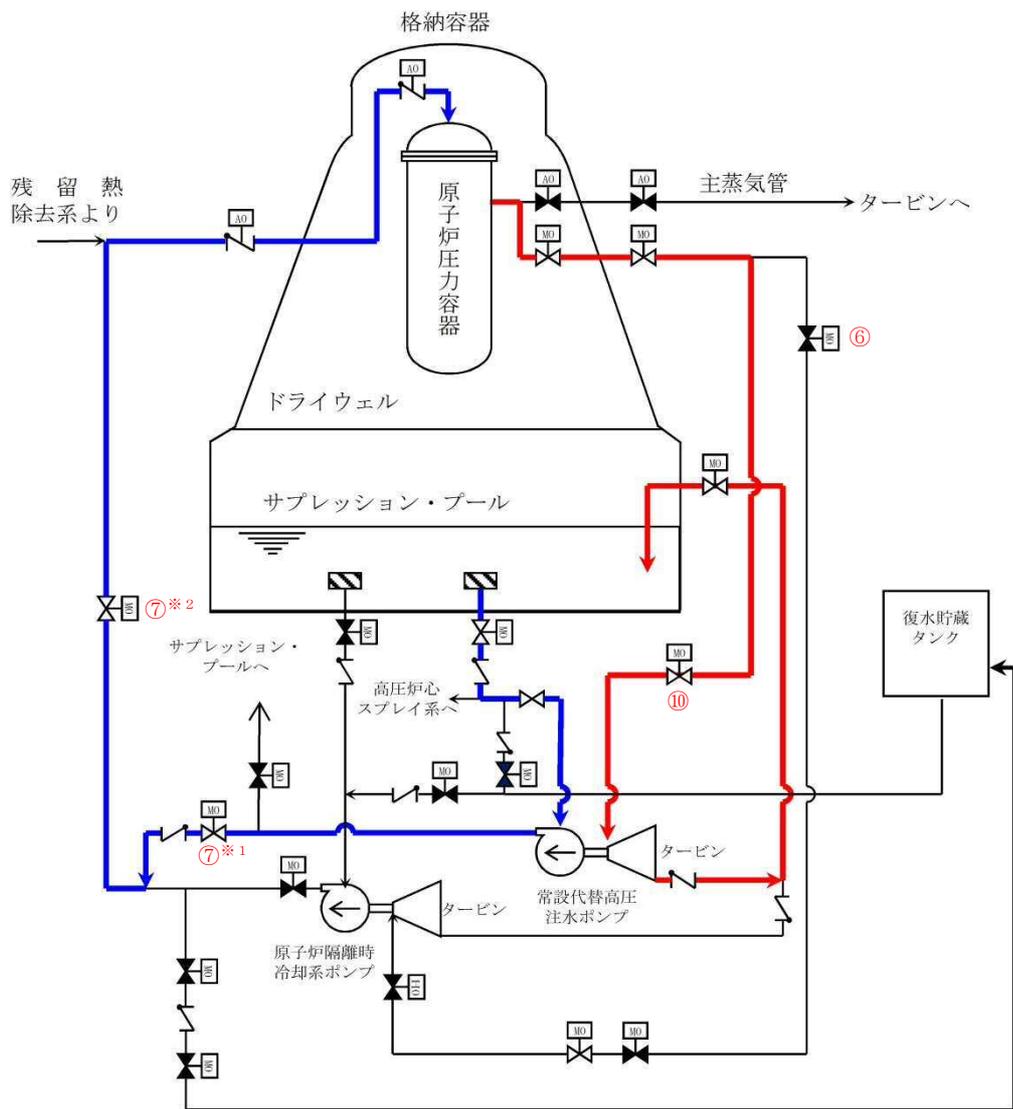
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。



第 1.8-9 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 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	原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 5分										
原子炉隔離時冷却系による 原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					↓	系統構成、注水開始操作				
						→						

第 1.8-10 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁
⑦*1	高压代替注水系注入弁
⑦*2	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑩	高压代替注水系タービン止め弁

(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

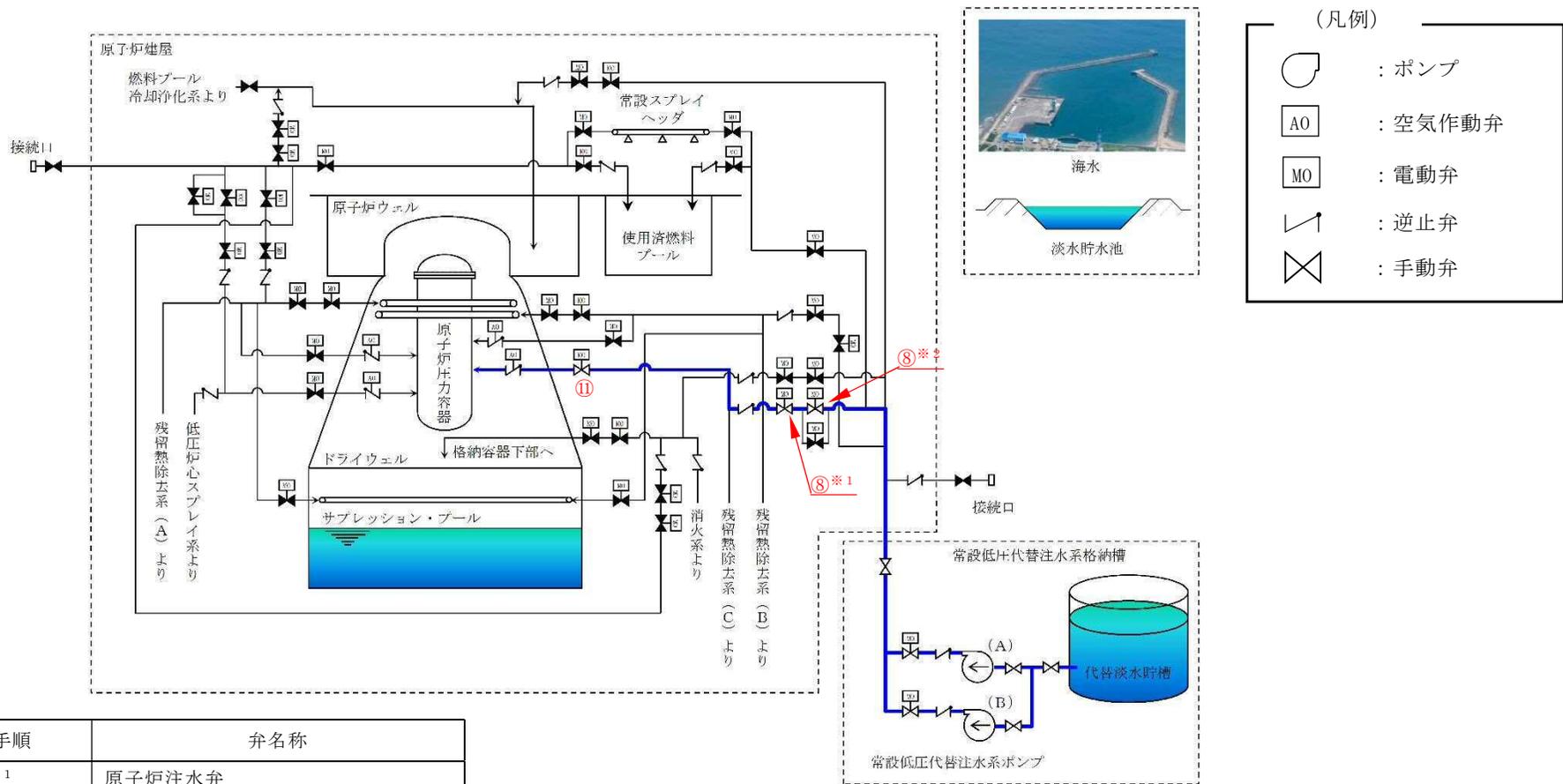
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-11 図 高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)											備考		
			2	4	6	8	10	12	14	16	18					
			高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 10分													
高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作													
			系統構成、注水開始操作													

第 1.8-12 図 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャー

ト



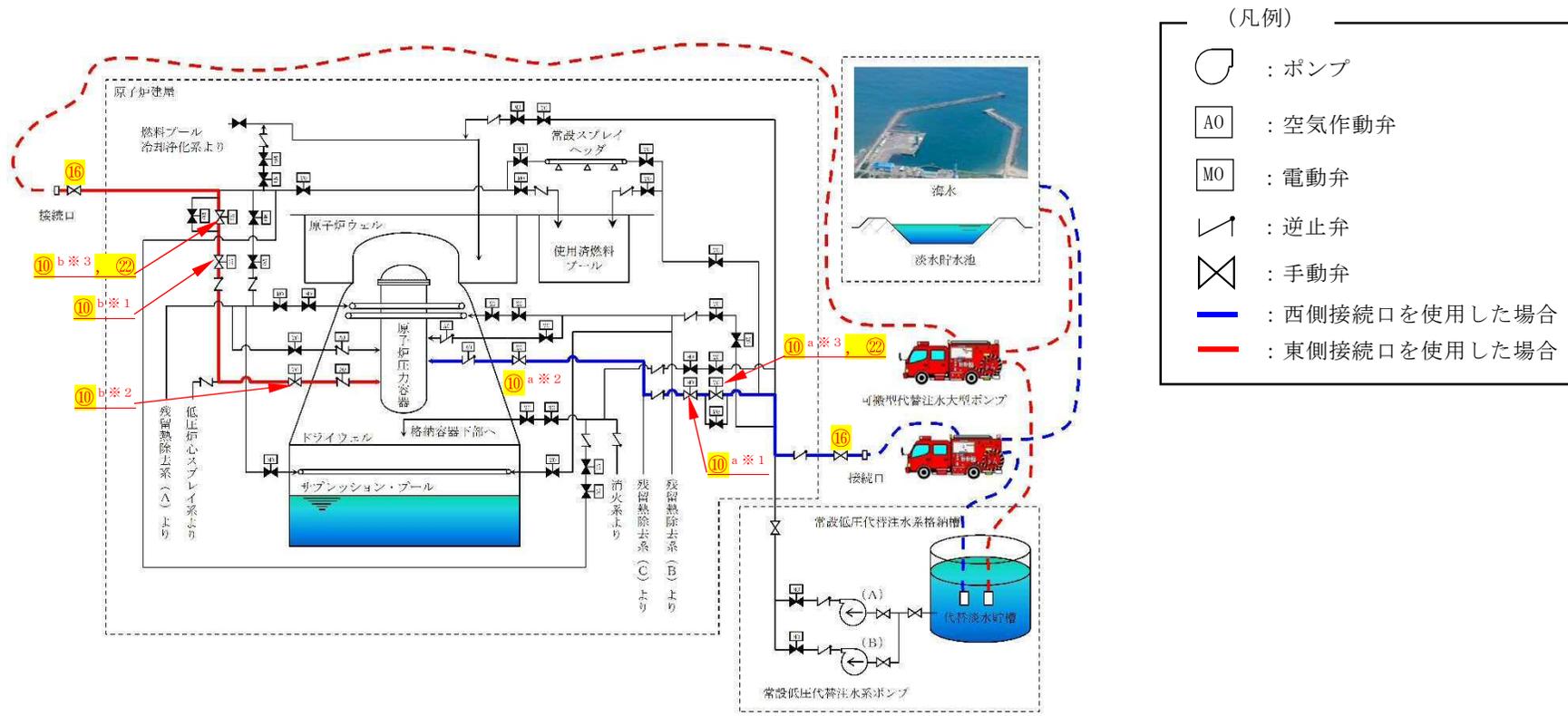
操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (C)

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

第1.8-13図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 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	7	8	9		
			低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 7分										
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2	系統構成, 注水開始操作				必要な負荷の電源切替操作					

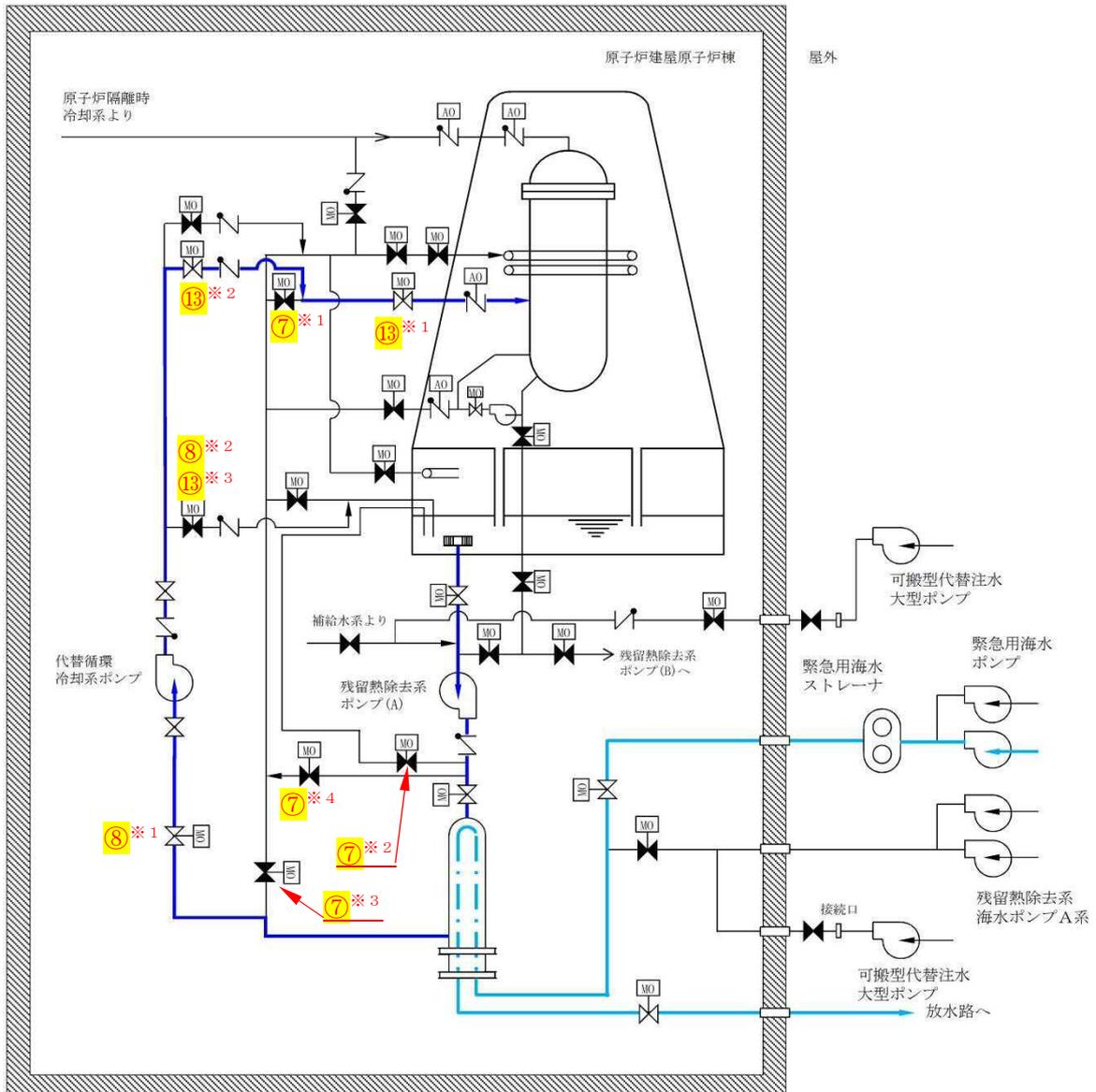
第1.8-14図 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



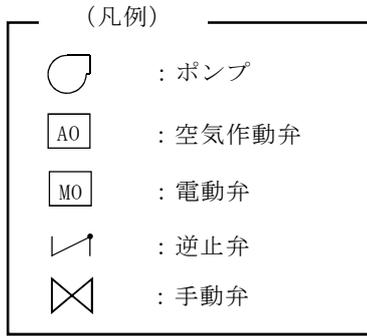
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
10 a*1, b*1	原子炉注水弁	10 a*3, b*3, 22	原子炉圧力容器注水流量調整弁
10 a*2	残留熱除去系注入弁 (C)	16	西側接続口又は東側接続口の弁
10 b*2	低圧炉心スプレー系注入弁		

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○ *1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-15図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図



操作手順	弁名称
⑦※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑦※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑦※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑦※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑧※1	代替循環冷却系入口弁
⑧※2, ⑬※3	代替循環冷却系テストライン弁
⑬※1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑬※2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁



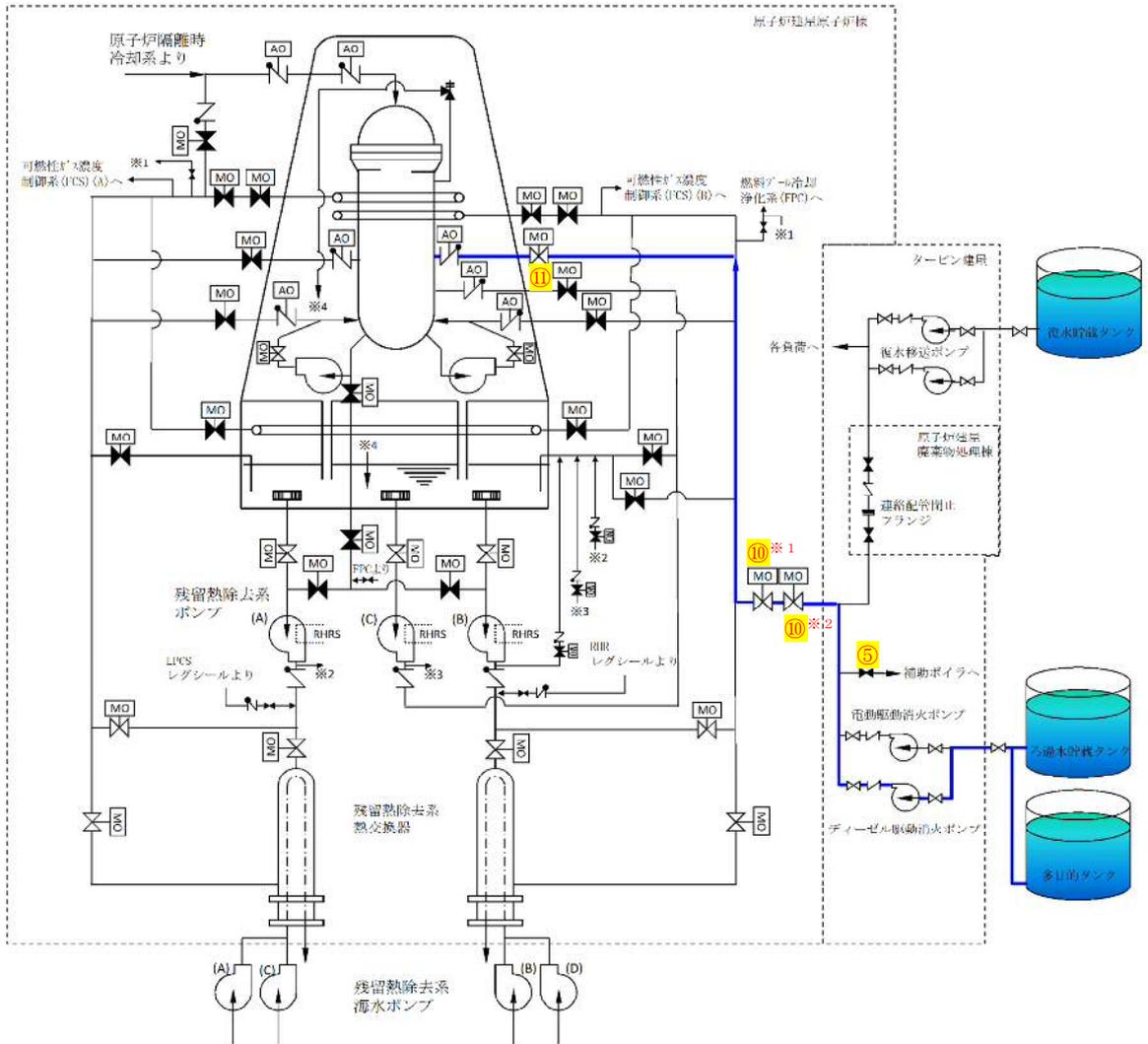
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-17図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図

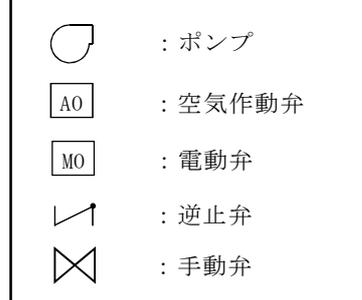
手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)													備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45					
			代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 41分													
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2	必要負荷の電源切替操作													
			系統確認													
			注水開始操作													

第1.8-18図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

ト



(凡例)



操作手順	弁名称
⑤	補助ボイラ冷却水元弁
⑩※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑪	残留熱除去系注入弁 (B)

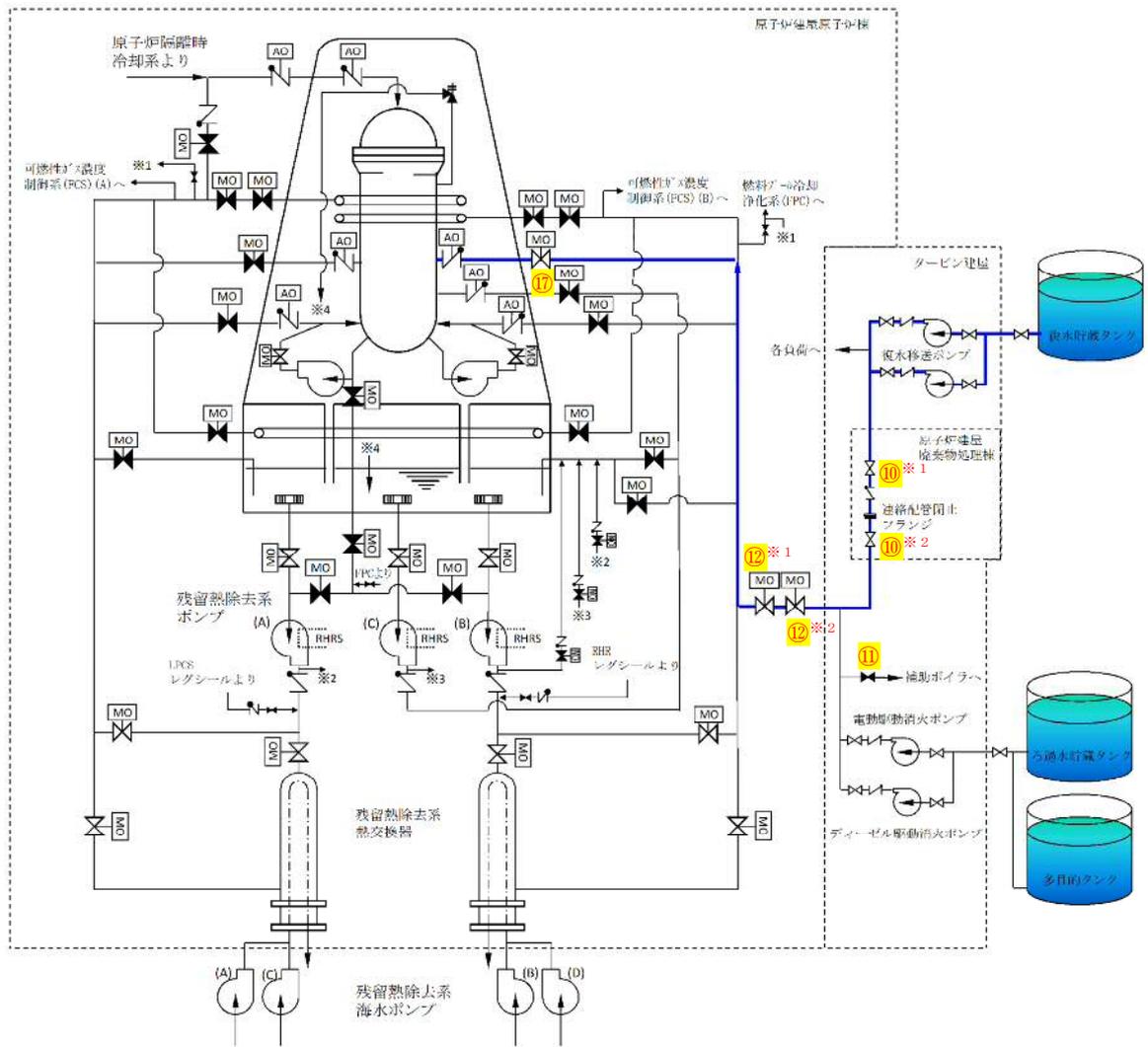
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

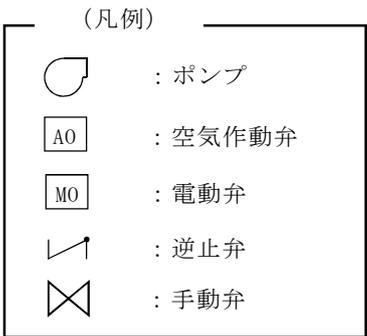
第1.8-19図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図

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							
		消火系による原子炉压力容器への注水 50分																
消火系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																

第1.8-20図 消火系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑩※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑪	補助ボイラ冷却水元弁
⑫※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系注入弁 (B)

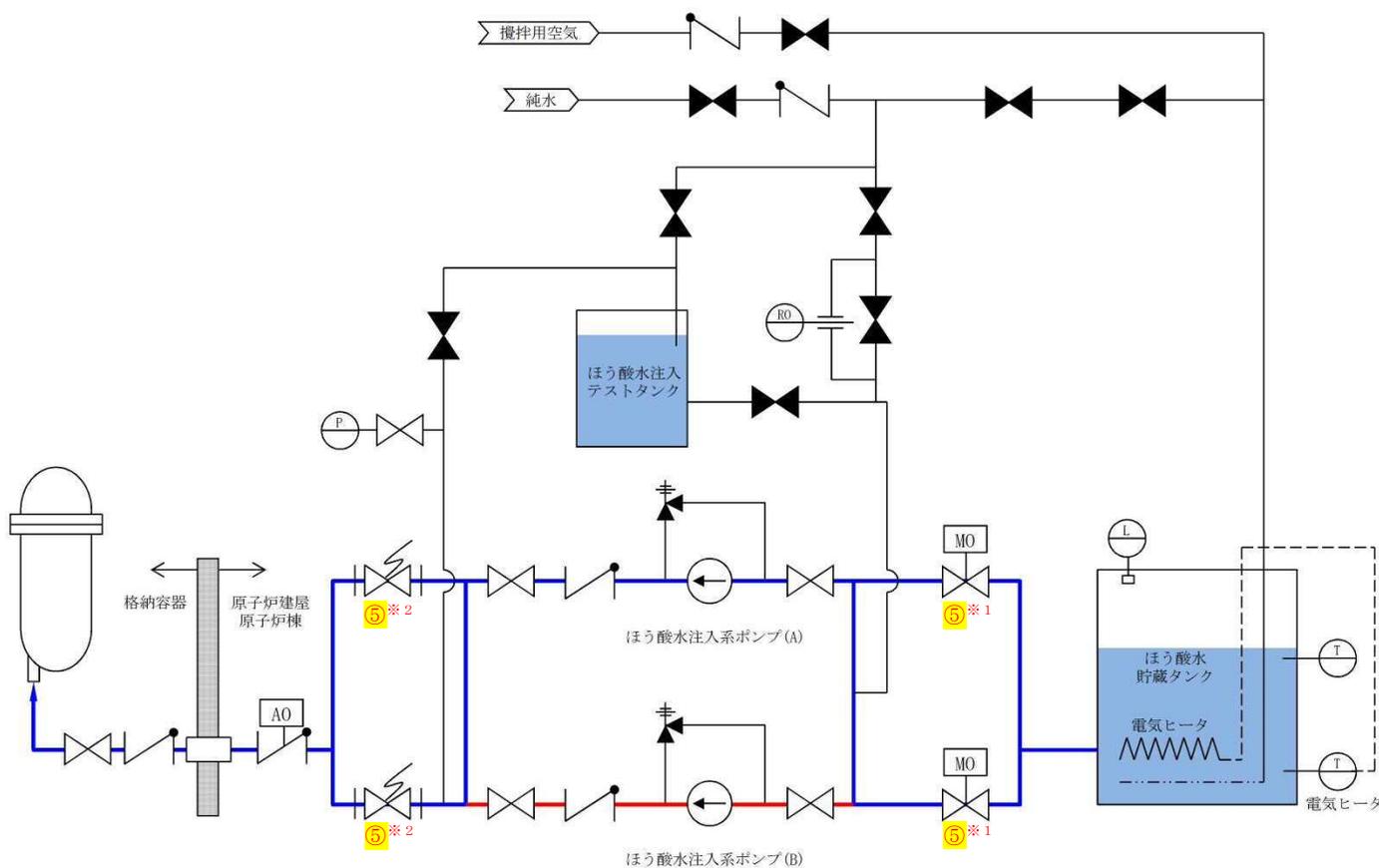


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-21図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 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	100	110	120										
			補給水系による原子炉压力容器への注水 105分																					
補給水系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																						
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																						
	重大事故等 対応要員	6																						

第1.8-22図 補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 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
⑤※1	ほう酸水貯蔵タンク 出口弁
⑤※2	ほう酸水注入系 爆破弁

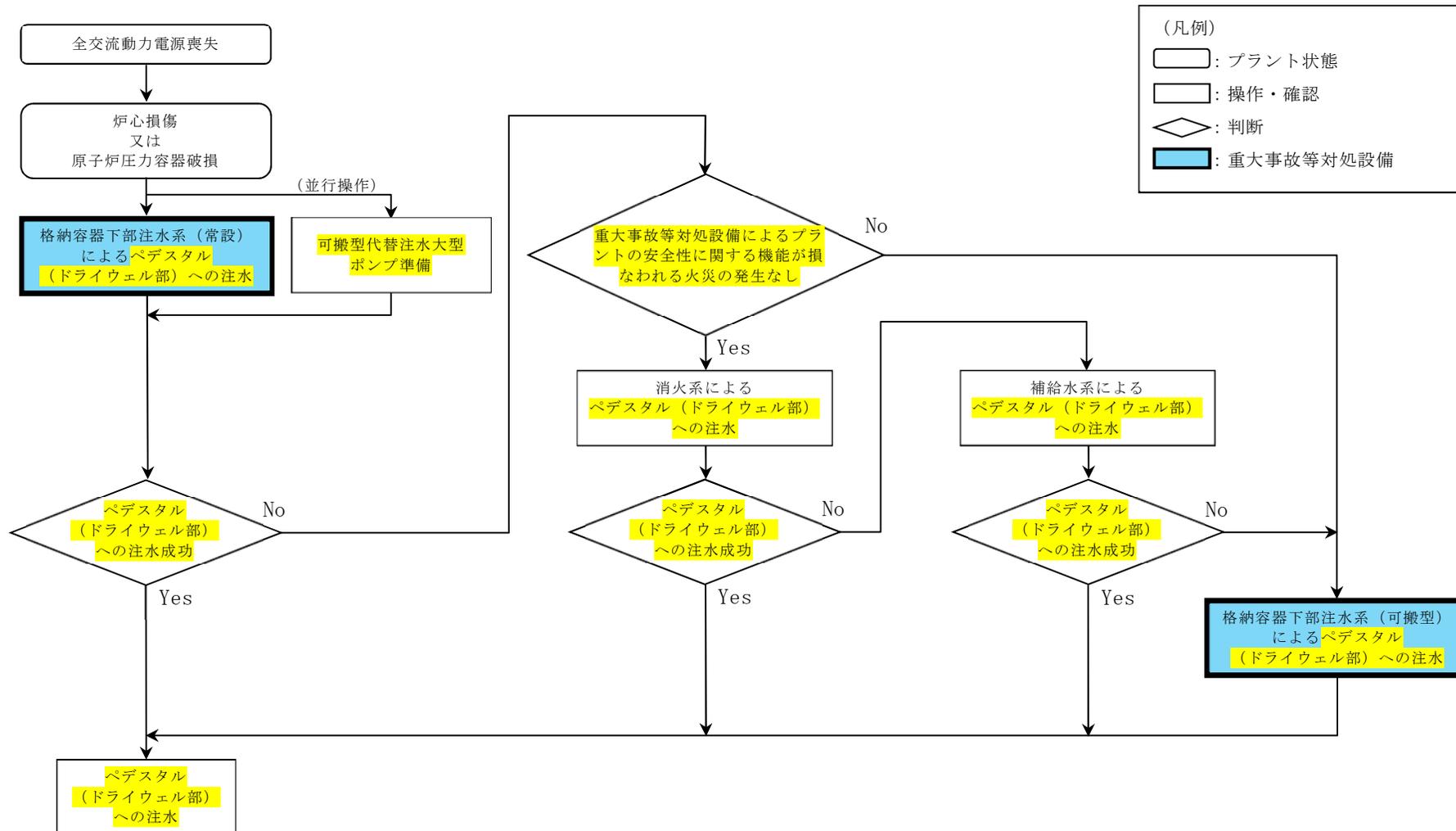
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-23 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 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	2分 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入									
ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1									

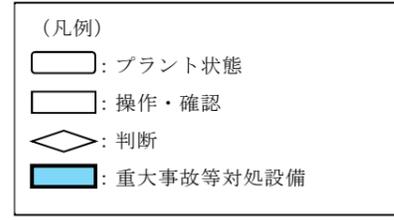
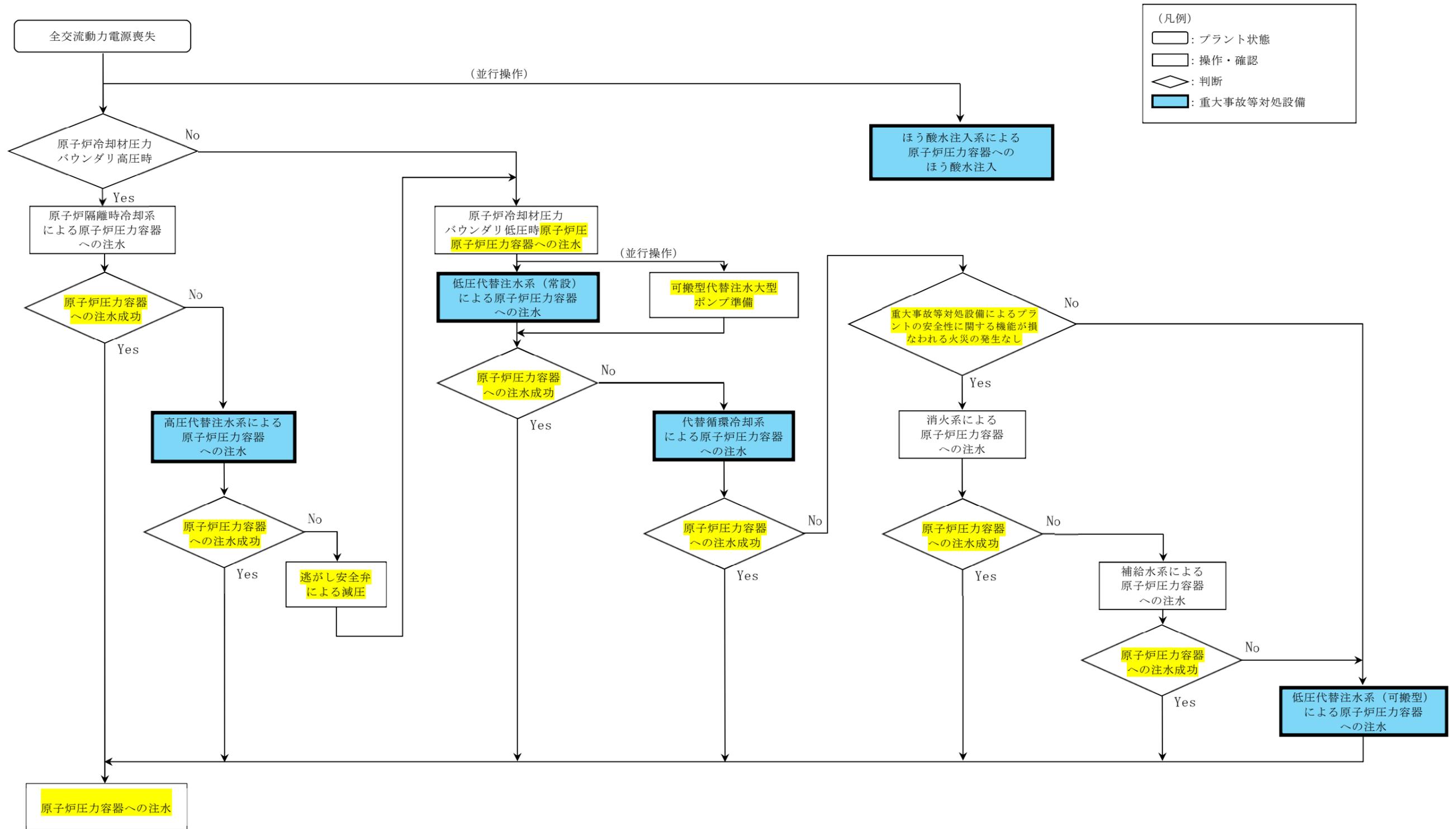
第 1.8-24 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

(1) ペDESTAL (ドライウェル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却



第1.8-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止



第1.8-25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（1/8）

技術的能力審査基準（1.8）	番号	設置許可基準規則（第51条）	技術基準規則（第66条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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>	④
<p>【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が揺がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—	<p>【解釈】 1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が揺がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>【解釈】 1 第66条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が揺がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—
<p>(1)原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a)炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。 i)原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	<p>a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。 i)原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	⑤
<p>(2)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。） b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>ii)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。） b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥
				⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/8)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

■ 重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
■ 格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	常設 低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	■ 消火系によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	格納容器下部注水系配管・弁	新設				消火系配管・弁
	格納容器	既設				格納容器下部注水系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				格納容器
	燃料補給設備	新設				常設代替交流電源設備
■ 格納容器下部注水系(可搬型)によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	■ 補給水系によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	可搬型代替交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				燃料補給設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設			■ 復水移送ポンプ	
	格納容器下部注水系配管・弁	新設			■ 補給水系配管・弁	
	格納容器	既設			■ 消火系配管・弁	
	常設代替交流電源設備	新設			■ 復水貯蔵タンク	
	可搬型代替交流電源設備	新設			■ 格納容器下部注水系配管・弁	
-	-	-	-	-	■ 補給水系によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	格納容器
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/8）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-
	サプレッション・プール	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	所内常設直流電源設備	既設				
	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				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/8）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	-	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	サプレッション・プール	既設				ろ過水貯蔵タンク
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				多目的タンク
	主蒸気系配管・弁	既設				消火系配管・弁
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				残留熱除去系（B）配管・弁
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				原子炉圧力容器
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ	既設				常設代替交流電源設備
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				可搬型代替交流電源設備
	原子炉圧力容器	既設				燃料補給設備
	常設代替直流電源設備	新設				補給水系による原子炉圧力容器への注水
	常設代替交流電源設備	新設			復水貯蔵タンク	
	可搬型代替交流電源設備	新設			補給水系配管・弁	
	可搬型代替直流電源設備	新設			消火系配管・弁	
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系（B）配管・弁
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	-	補給水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器
	代替淡水貯槽	新設				常設代替交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				可搬型代替交流電源設備
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				燃料補給設備
	原子炉圧力容器	既設			-	-
	常設代替交流電源設備	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（5/8）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（可搬型） による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	-
	代替淡水貯槽	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	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				
	燃料補給設備	新設				
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	-	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水②	代替循環冷却系ポンプ
	サブプレッション・プール	既設				サブプレッション・プール
	代替循環冷却系配管・弁	新設				代替循環冷却系配管・弁
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレータ	既設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレータ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	新設 既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/8）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

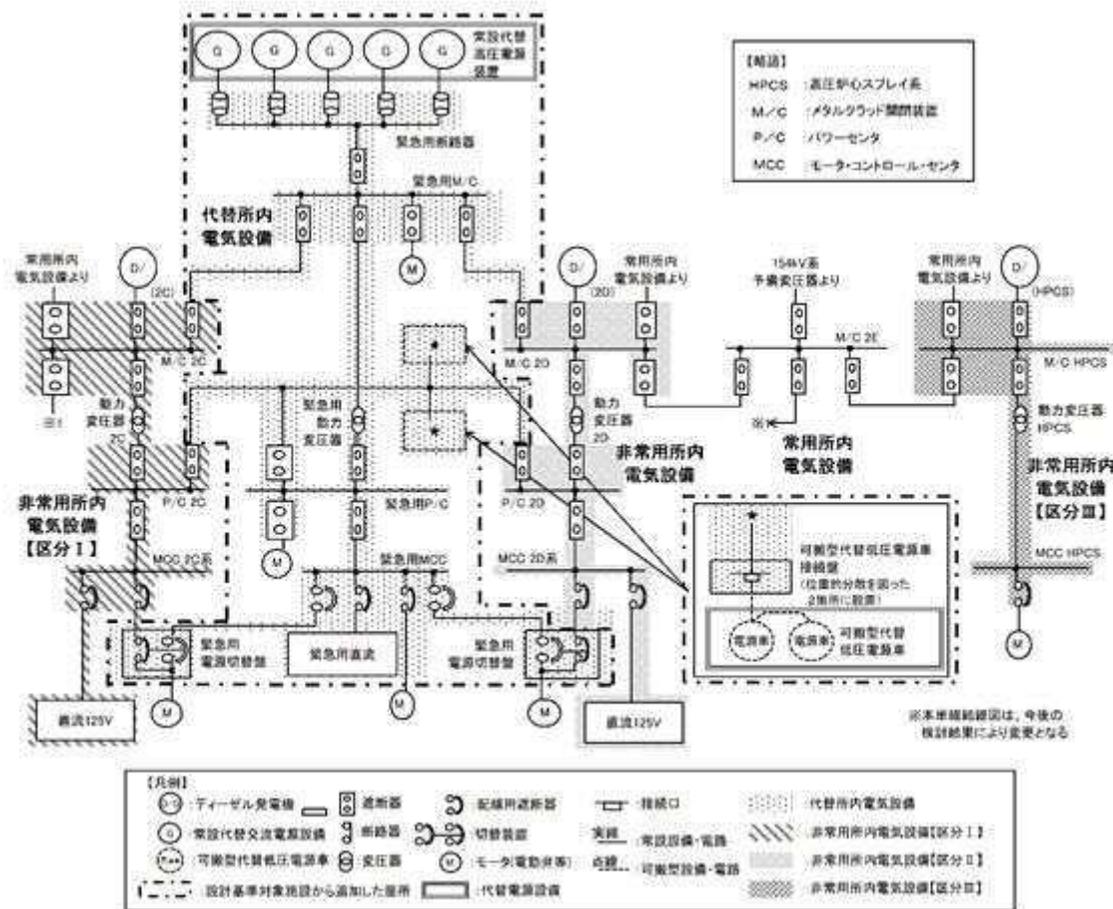
■ 重大事故等対処設備				自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉 ほう酸水注入系による ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/8）

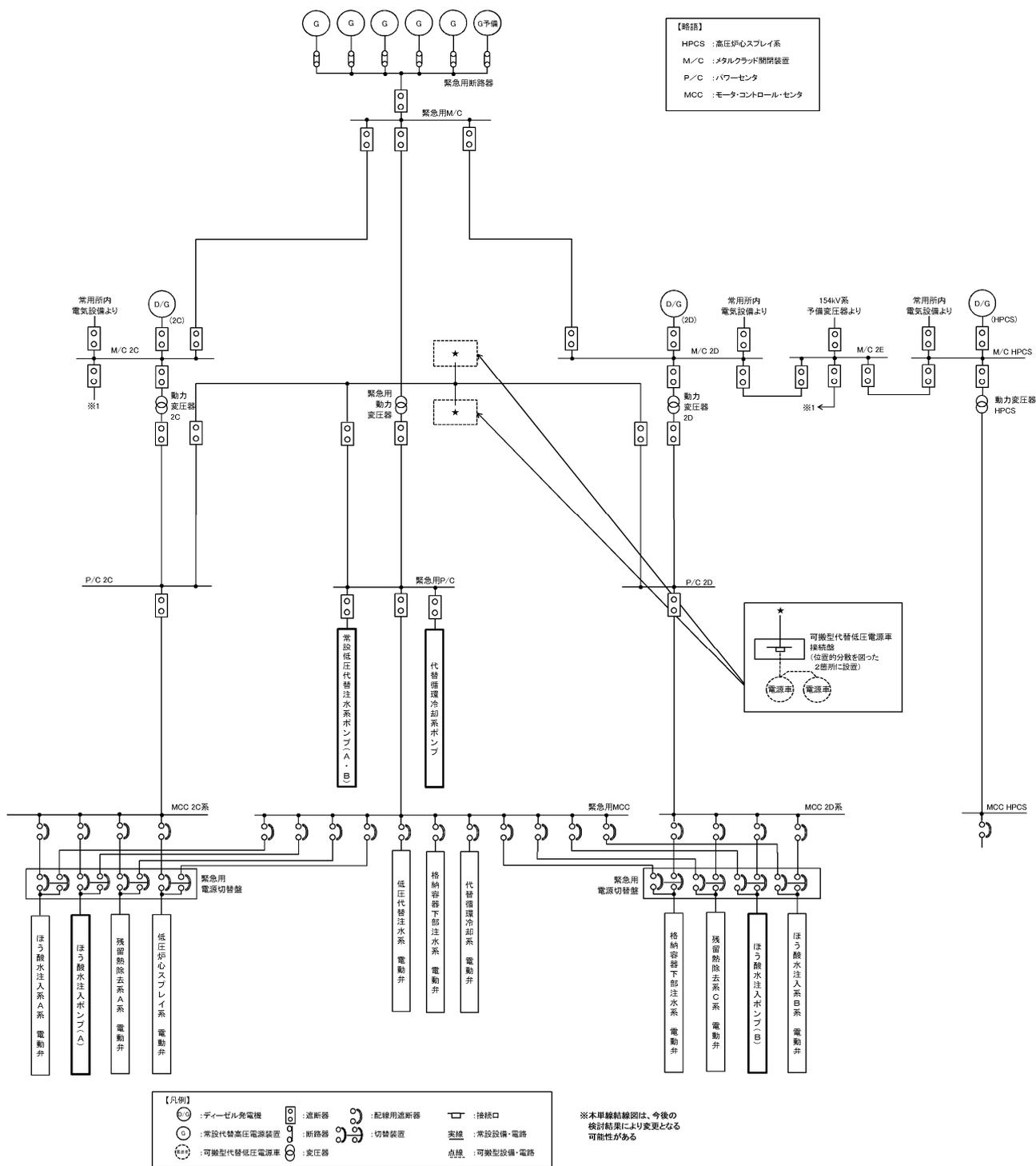
技術的能力審査基準（1.8）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、熔融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止する手段として、格納容器下部注水設備である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ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却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（8/8）

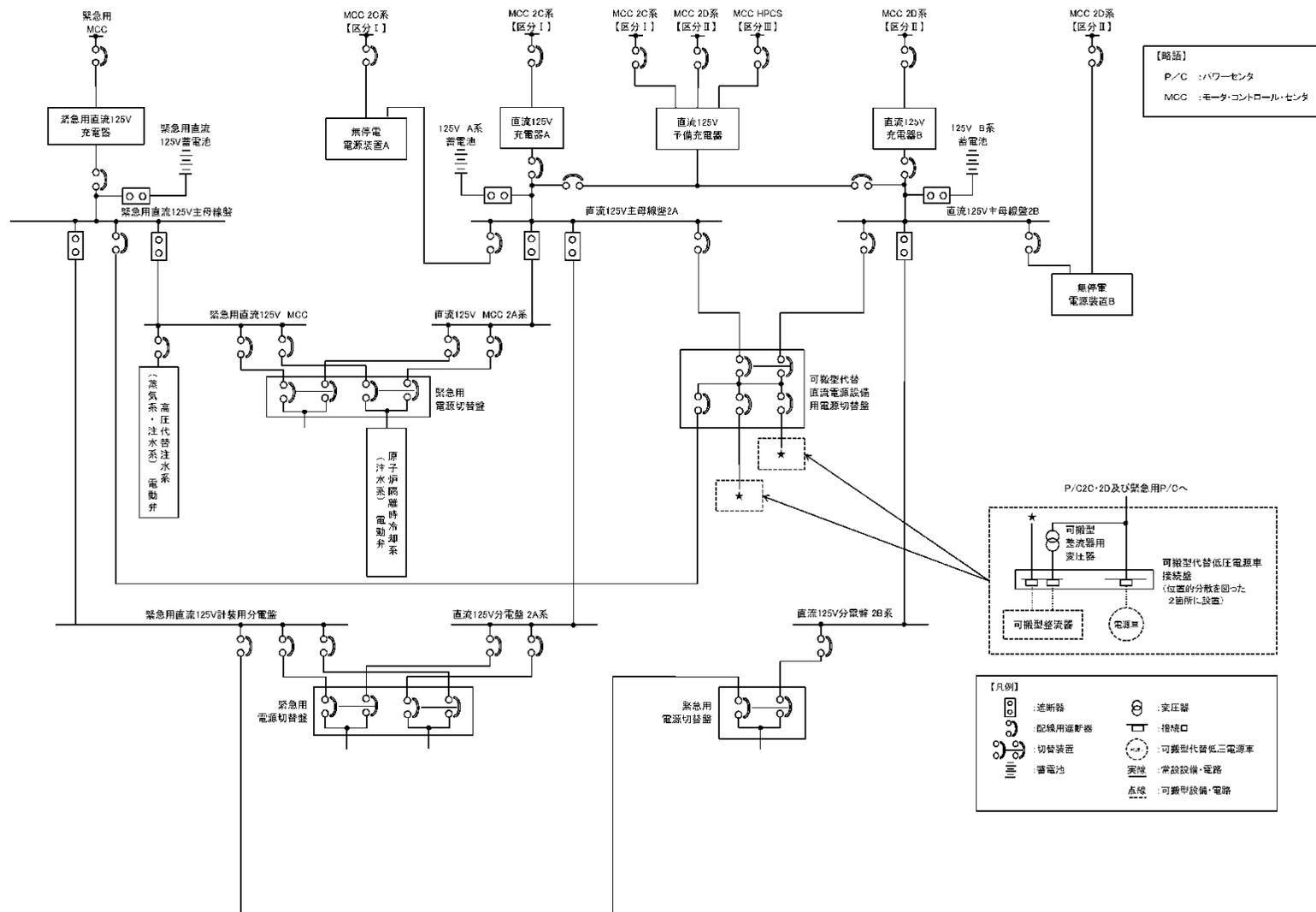
技術的能力審査基準（1.8）	適合方針
<p>（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設高圧代替注水系ポンプ、常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及びほう酸水注入ポンプによる原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



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. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（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

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）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、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）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

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する淡水貯水池から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（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：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。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、ディーゼル駆動消火ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水おける、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

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

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
(⑥補助ボイラ冷却水元弁)

3. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（運転員等（当直運転員）2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安 : 95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階 : 16分以内（操作対象 : 2弁）

タービン建屋地上1階 : 4分以内（操作対象 : 1弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成

(⑪補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成

(⑫補助ボイラ冷却水元弁)

4. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

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

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する淡水貯水池から残留熱除去系（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（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：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。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

5. 消火系による原子炉圧力容器への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系による圧力容器への注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、ディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉圧力容器への注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

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

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

(⑤補助ボイラ冷却水元弁)

6. 補給水系による原子炉压力容器への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

補給水系による原子炉压力容器への注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプにより原子炉压力容器へ注水する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉压力容器への注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（運転員等（当直運転員）2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安 : 95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階 : 16分以内（操作対象 : 2弁）

タービン建屋地上1階 : 4分以内（操作対象 : 1弁）

d. 操作の成立性について

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

用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携帯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

(⑩補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成

(⑪補助ボイラ冷却水元弁)

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

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

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) 格納容器内の不活性化による水素爆発防止
 - a. 不活性ガス系による格納容器内の不活性化
 - b. 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出
 - b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御
- (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（1）BWR

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

（2）PWRのうち必要な原子炉

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

（3）BWR及びPWR共通

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

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出された場合においても、水素爆発による格納容器の破損を防止する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素の反応による水素爆発により格納容器が破損することを防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、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

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9-1表に整理する。

a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 格納容器内の不活性化による水素爆発防止

i) 不活性ガス系による格納容器内の不活性化

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

不活性ガス系による格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・不活性ガス系

ii) 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化

残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱時に於いて、格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、格納容器内を不活性化する手段がある。

可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

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

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

ii) 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御

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

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

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

(c) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素が変動する可能性のある範囲にわたって水素濃度及び酸素濃度監視設備にて測定し、監視する手段がある。

i) 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)

による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

- ・格納容器内水素濃度 (S A)
- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

- ・格納容器雰囲気モニタ
- ・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

(d) 代替電源設備による給電

上記「1.9.1(2) a. (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止」及び「1.9.1(2) a. (c) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

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

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

「1.9.1(2) a. (b) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、フィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は重大事故等対処設備として位置づける。

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

「1.9.1(2) a. (c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a. (c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.9.1）

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による格納容器の破損を防止することができる。

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

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

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

- ・格納容器雰囲気モニタ

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

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、格納容器雰囲気モニタが使用可能であれば、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

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

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

この手順は、運転員等^{※1}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.9-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.9-2表、第1.9-3表）

※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1.9.2）

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 格納容器内の不活性化による水素爆発防止

a. 不活性ガス系による格納容器内の不活性化

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

b. 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱時に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、格納容器内の酸素濃度が4.0%に到達した場合。

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

合。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.9-1 図に、タイムチャートを第 1.9-2 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を依頼する。

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

③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋付属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを報告する。

⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）注入開始を連絡する。

⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋付属棟東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を開とし、格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。なお、格納容器酸素濃度を低下させることを目的として、水

の放射線分解によって発生する酸素量の多い格納容器（S／C）側から窒素を注入する。

⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器（S／C側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

⑨発電長は、運転員等に格納容器内の酸素濃度及び格納容器内の圧力の確認を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器内の酸素濃度上昇が抑制され格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%未満であること、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達したことを確認し、発電長に報告する。なお、格納容器内の酸素濃度が4.3%に到達した場合は、⑧から実施する。

⑪発電長は、災害対策本部長に格納容器内圧力が310kPa [gage] に到達したことを連絡する。

⑫災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入停止を指示する。

⑬重大事故等対応要員は原子炉建屋付属棟東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側）を閉とし、格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入を停止する。

⑭重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入を停止したことを報告する。

⑮災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器（S／C側）内の不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑯発電長は、運転員等に格納容器内酸素濃度の確認を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑱発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

⑲運転員等は、サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満であることを確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満であることを確認し、災害対策本部長に格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、サプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合は、運転員等にサプレッション・プール以外を水源とした常設低圧代替注水ポンプ等の起動及び残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長に格納容器（D/W側）内の不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

㉑災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による格納容器（D/W側）内の不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。

㉒重大事故等対応要員は原子炉建屋付属棟東側屋外にて、窒素ガス補給弁（D/W側）を開とし、格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長に報告する。

㉓災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器（D/W側）内の不活性ガス（窒素）注入を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業

開始を判断してから格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）供給開始まで115分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料1.9.3）

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内酸素濃度が4.3%に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の水素及び酸素を排出し、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

また、第二弁及び第二弁バイパス弁の中央制御室からの遠隔操作ができない場合に備え、重大事故等対応要員を第二弁操作室に派遣し、待機させる。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、格納容器内へ不活性ガス（窒素）が供給された場合において、格納容器内の酸素濃度が4.3%に到達した場合。

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

(b) 操作手順

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

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

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及

び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

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

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

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

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

⑫^a S/C側ベントの場合

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

⑫^b D/W側ベントの場合

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

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

⑭発電長は、格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器雰囲気モニタ指示値にて4.3%に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

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

⑯ 運転員等は中央制御室にて、第二弁を開とする。第二弁が開できない場合には第二弁バイパス弁を開とする。格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）及び格納容器雰囲気モニタ指示値の低下、並びにフィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑰ 発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を連絡する。

⑱ 発電長は、運転員等に格納容器内の水素濃度が格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器雰囲気モニタ指示値にて可燃限界未満となったことを確認し、運転員等に第一弁（S / C側又はD / W側）の閉を指示する。

⑲ 運転員等は、第一弁（S / C側又はD / W側）を閉にし、発電長に報告する。

⑳ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止^{※2}したことを災害対策本部長に連絡する。

㉑ 運転員等は、第一弁（S / C側又はD / W側）を閉にし、発電長に報告する。

※2：可搬型窒素供給装置により格納容器（S / C側）内へ不活性ガス（窒素）を注入し、格納容器内の除熱を残留熱除去系又は代替循環冷却系にて、格納容器内の圧力が245kPa [gage]又は格納容器内の温度が150℃到達で格納容器スプレイを実施

する。また、格納容器内圧力指示が310kPa [gage] に到達したことにより、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する。

(c) 操作の成立性

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

格納容器ベント開始については、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御

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

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ① 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱時に、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合。
- ② 可搬型窒素供給装置により格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給

を実施しており、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を実施した場合。

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-5図に、タイムチャートを第1.9-6図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、加熱器、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）のウォームアップ運転を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量、可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロ

ワ吸込ガス圧力の上昇を確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度、可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度、可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度、可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度の上昇により確認し、ウォームアップ運転が開始したことを確認する。

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

⑦運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）起動後約3時間で可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃に温度制御されることを確認し、可燃性ガス濃度制御系（A）のウォームアップ運転が完了したことを確認する。

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

⑨発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度指示により可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量を調整する。

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

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

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、可燃性ガス濃度制御系起動から約3時間でウォームアップが完了し、再結合運転が可能である。

(3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

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

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.9-7図に、タイムチャートを第1.9-8図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器内

水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な圧縮機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の暖気が完了していることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動操作を実施後，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による測定開始まで33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. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム-水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器雰囲気モニタにより監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-9図に，タイムチャートを第1.9-10図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて，格納容器雰囲気モニタ（A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後，格納容器雰囲気モニタ（A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し，発電長

に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから格納容器雰囲気モニタの起動まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、格納容器雰囲気モニタの起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-11図に示す。

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

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

残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱時において、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合に、可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御を実施する。また、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合で、格納容器内酸素濃度（S A）及び格納容器

雰囲気モニタにて、格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器雰囲気モニタ指示にて4.0%に到達した場合は、格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を供給する。

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

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

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

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合に、水素爆発による格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷

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

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

格納容器圧力逃がし装置補機類の手順，可搬型窒素供給装置により格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手順，及び第二弁操作室の正圧化手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
水素爆発による格納容器の破損防止	—	不活性ガス系による格納容器内の不活性化	主要設備	不活性ガス系 ^{※2}	— ^{※3}	— ^{※2}
		可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化	主要設備	可搬型窒素供給装置 ^{※6, ※7}	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 重大事故等対策要領
		格納容器内の水素及び酸素の排出	主要設備	格納容器圧力逃がし装置 ^{※6} フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」
			関連設備	常設代替交流電源設備 ^{※7} 可搬型代替交流電源設備 ^{※7} 常設代替直流電源設備 ^{※7} 可搬型代替直流電源設備 ^{※7} 燃料補給設備 ^{※7}	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領

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

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

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

※4: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※6: 手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7: 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（2／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	主要設備	可燃性ガス濃度制御系プロフ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器	自主対策設備
			関連設備	可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備

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

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

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

※4：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：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（3／5）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	主要設備	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）	重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」

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

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

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

※4：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：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（4/5）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書※1	
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内 の 水素濃度及び 酸素濃度監視	主要設備	緊急用海水ポンプ※4	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」
				残留熱除去系海水ポンプ※4	重大事故等 対応設備 (設計基準 拡張)	
				格納容器雰囲気モニタ 可搬型代替注水大型ポンプ※4	自主対策 設備	
			関連設備	非常用取水設備※4 燃料補給設備※7	重大事故等 対応設備	

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

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

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

※4：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：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（5／5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による格納容器の破損防止	—	代替電源設備による給電	主要設備	格納容器圧力逃がし装置 格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）	重大事故等対応設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 燃料補給設備※7	重大事故等対応設備

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

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

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

※4：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 格納容器内の不活性化による水素爆発防止			
b. 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力	
	操作	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ ¹
水源の確保		代替淡水貯槽水位※ ¹	
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		

※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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/5)

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

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

※2: 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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止			
b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度

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

※2: 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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹

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

※2: 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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ ¹
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度	格納容器雰囲気モニタ
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

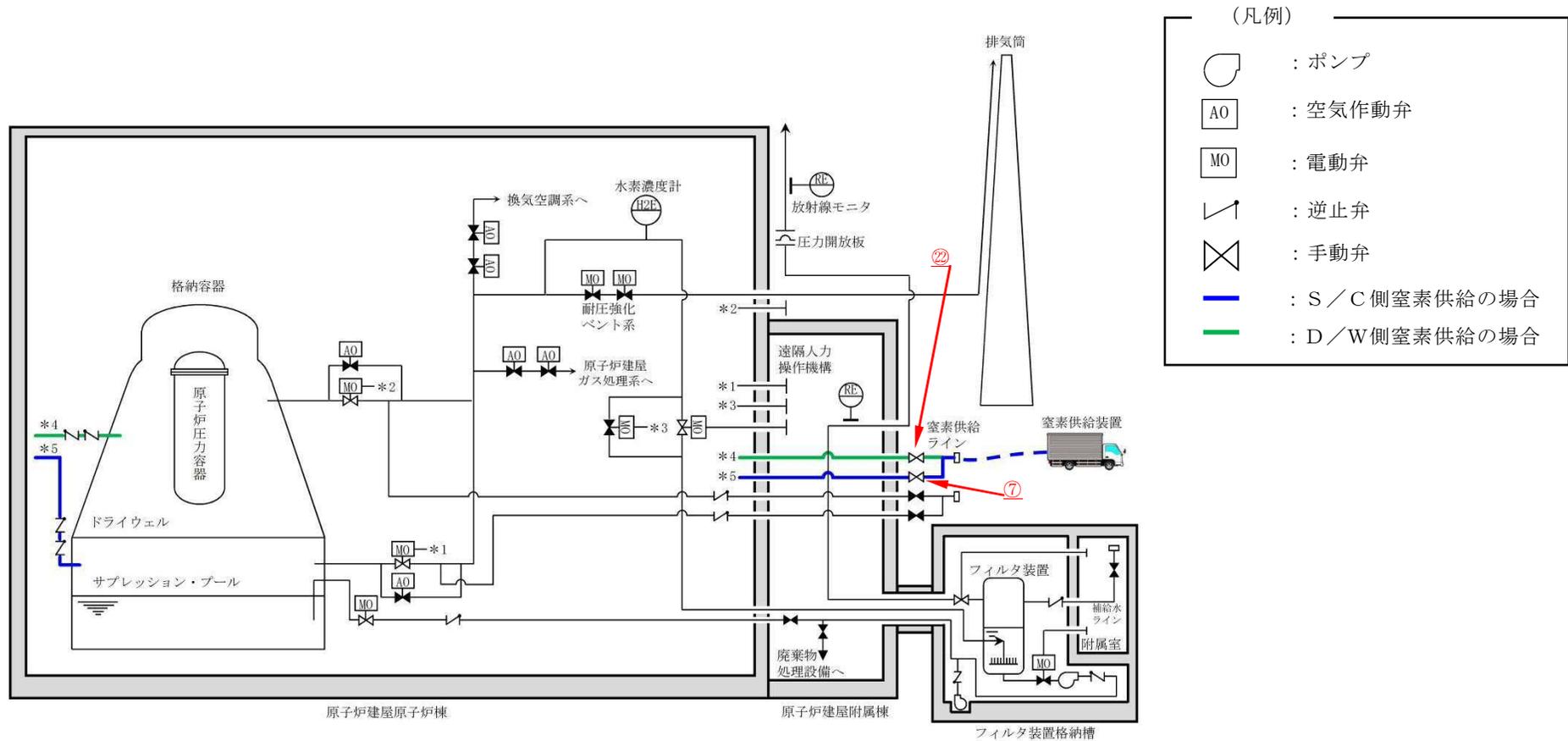
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

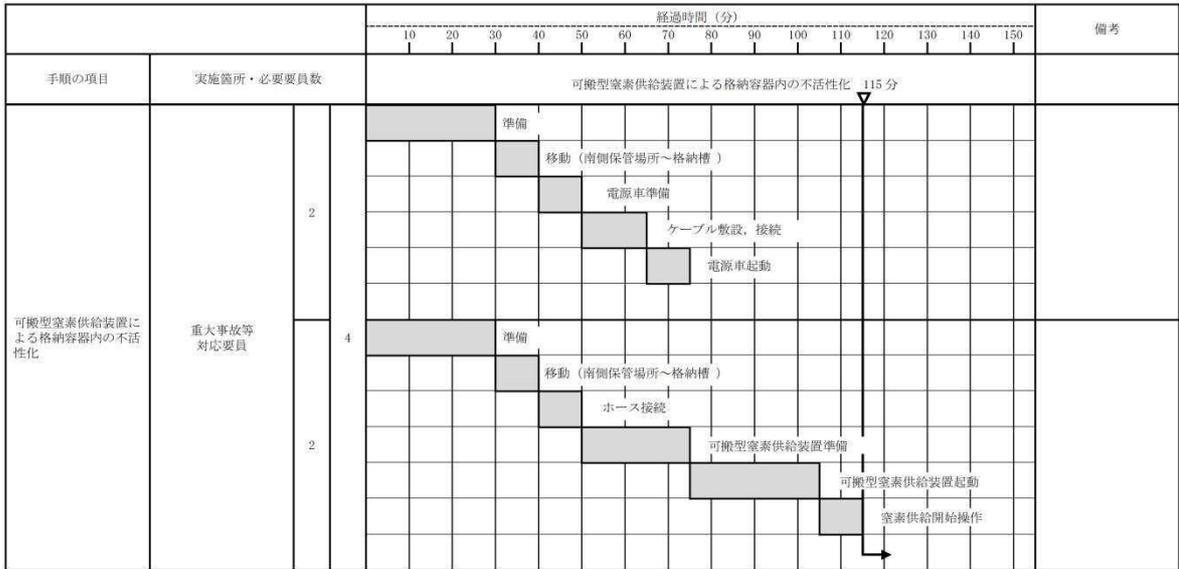
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	<p>フィルタ装置入口水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</p>
	<p>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</p>
	<p>格納容器圧力逃がし装置 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</p>
	<p>不活性ガス系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</p>
	<p>格納容器内水素濃度(SA)</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</p>
	<p>格納容器内酸素濃度(SA)</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</p>



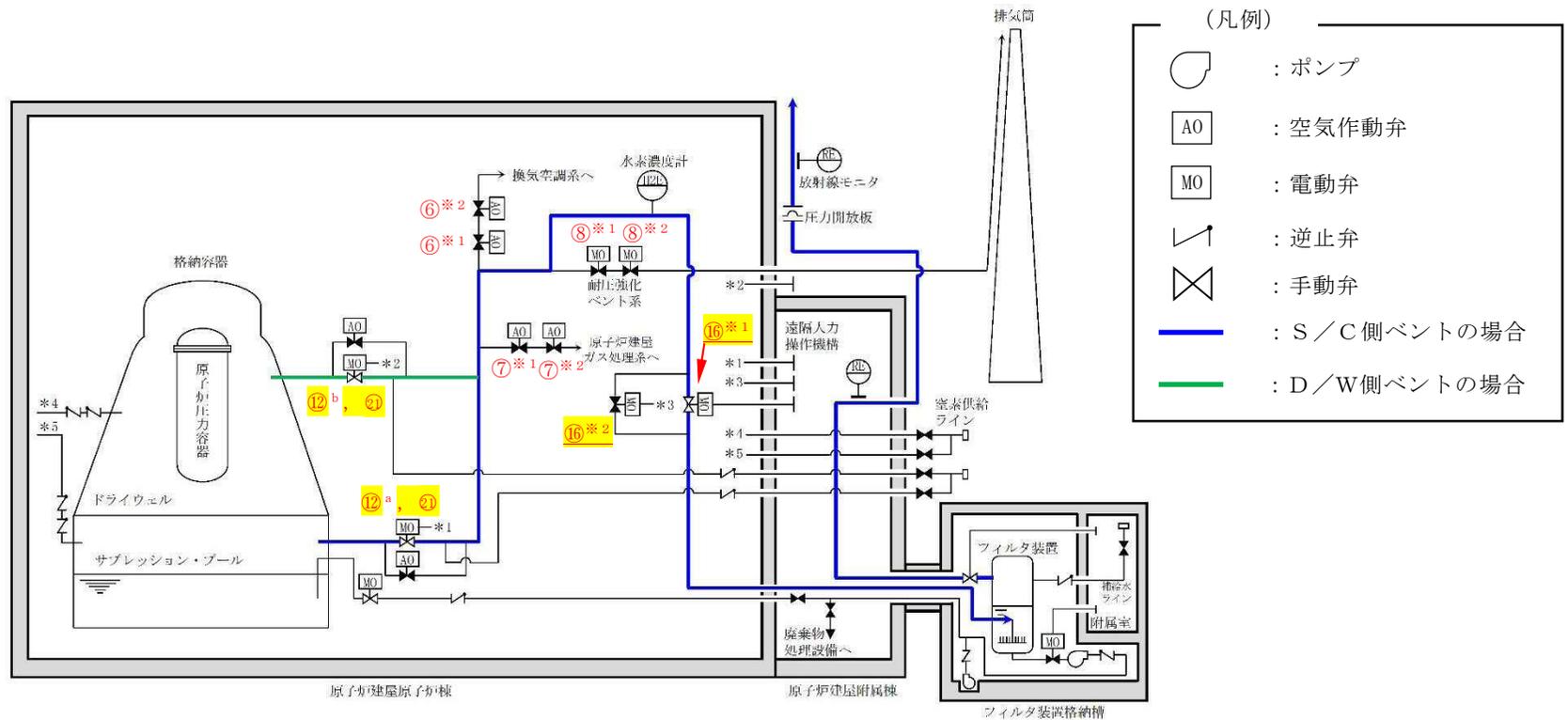
操作手順	弁名称
⑦	窒素供給 ガス補給弁 (S/C側)
②②	窒素供給 ガス補給弁 (D/W側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第 1.9-1 図 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化 概要図



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



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	換気空調系一次隔離弁	⑧※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑥※2	換気空調系二次隔離弁	⑫ ^a , ⑬	第一弁 (S/C側)
⑦※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ ^b , ⑬	第一弁 (D/W側)
⑦※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑯※1	第二弁
⑧※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑯※2	第二弁バイパス弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

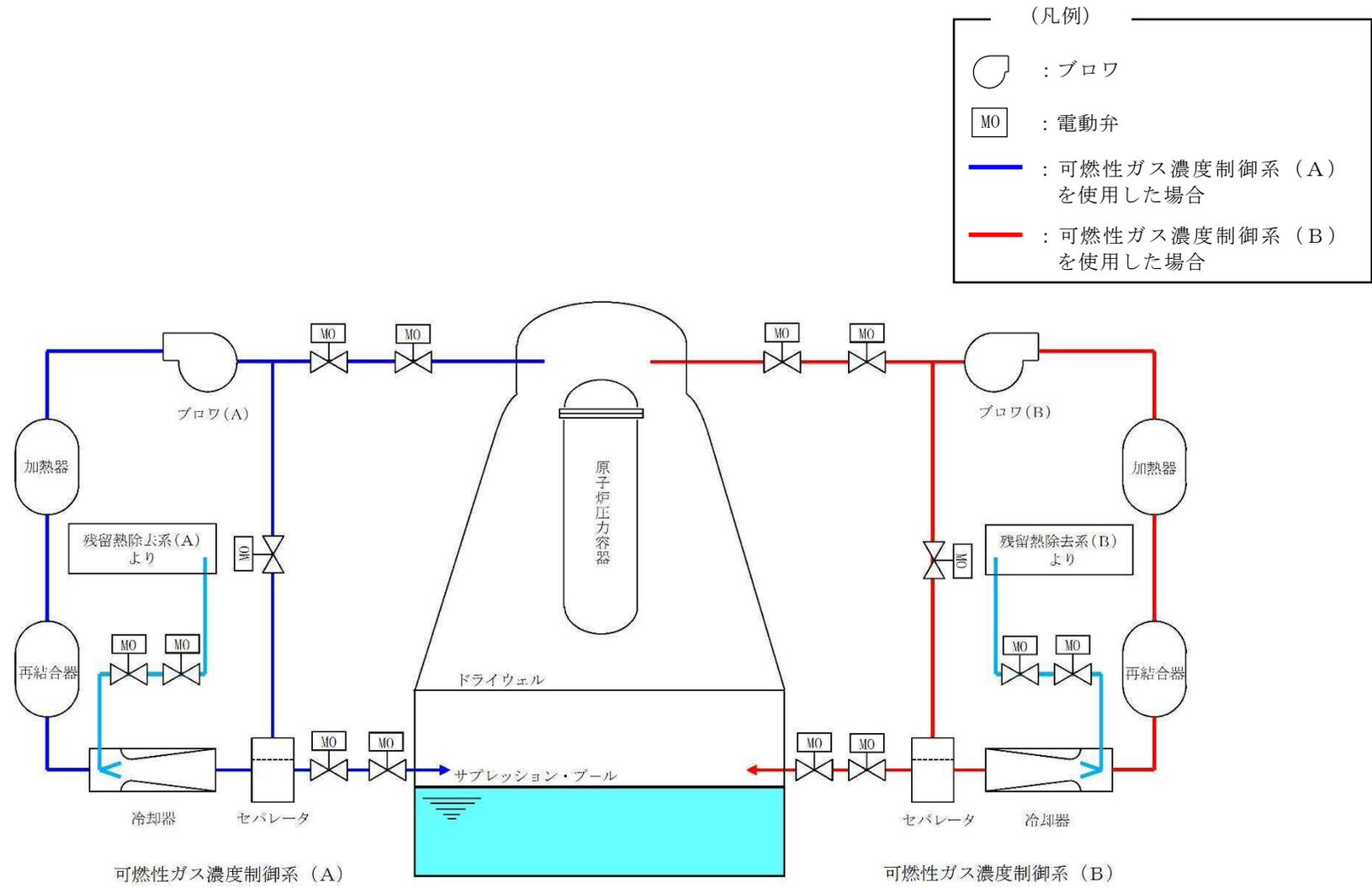
第1.9-3図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出 概要図

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

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

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

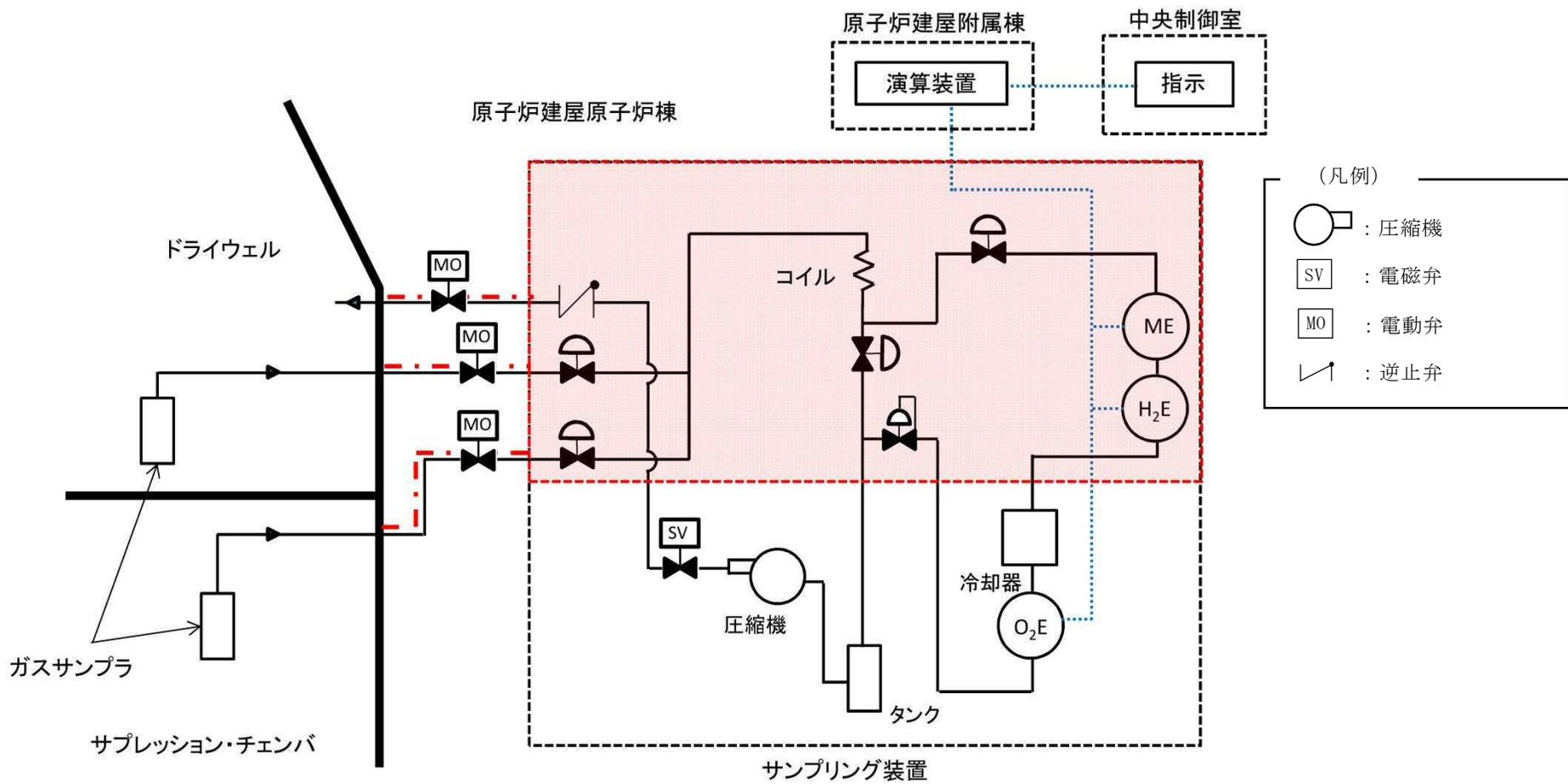
第 1.9-4 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出 タイムチャート



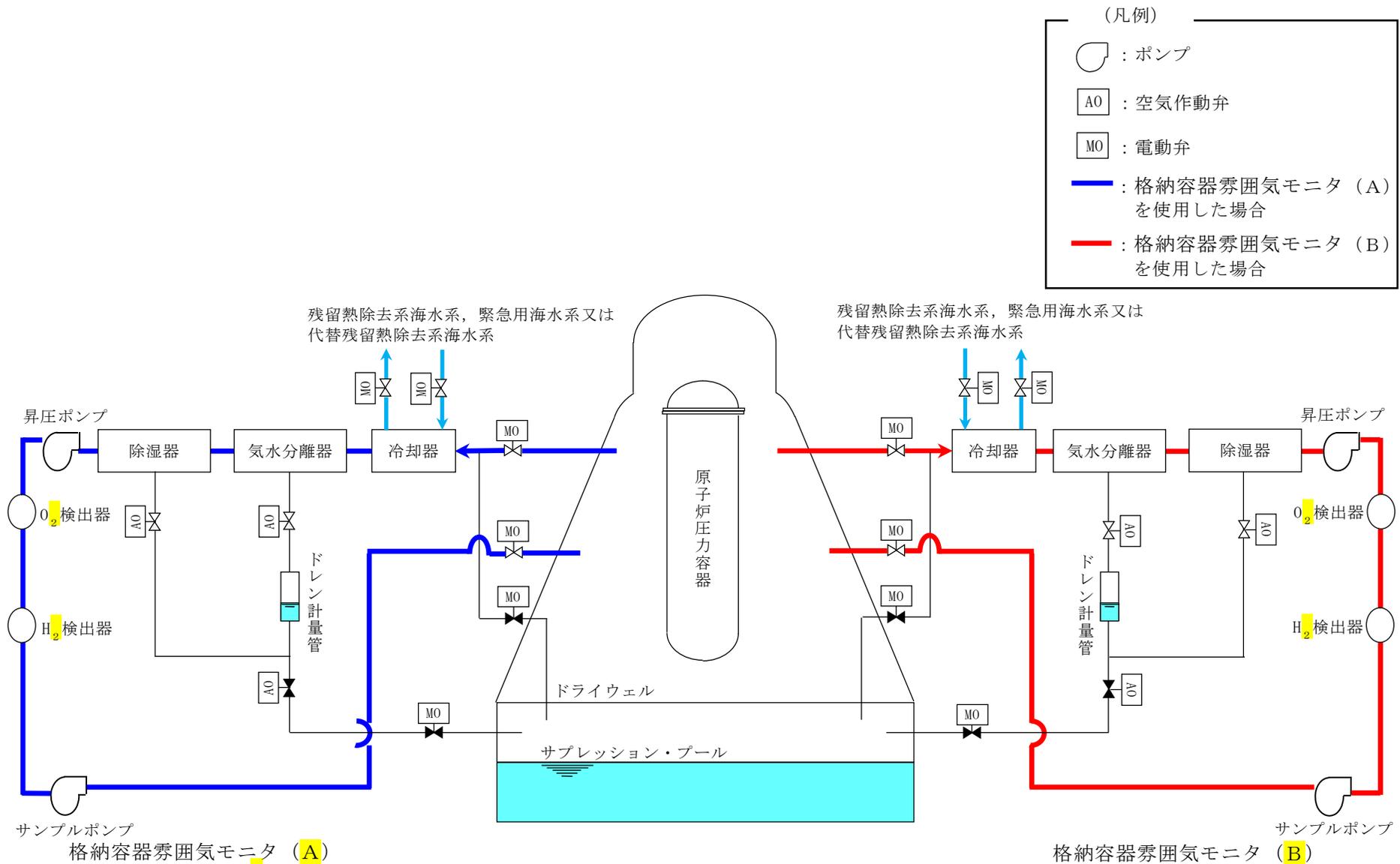
第1.9-5図 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御 概要図

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

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



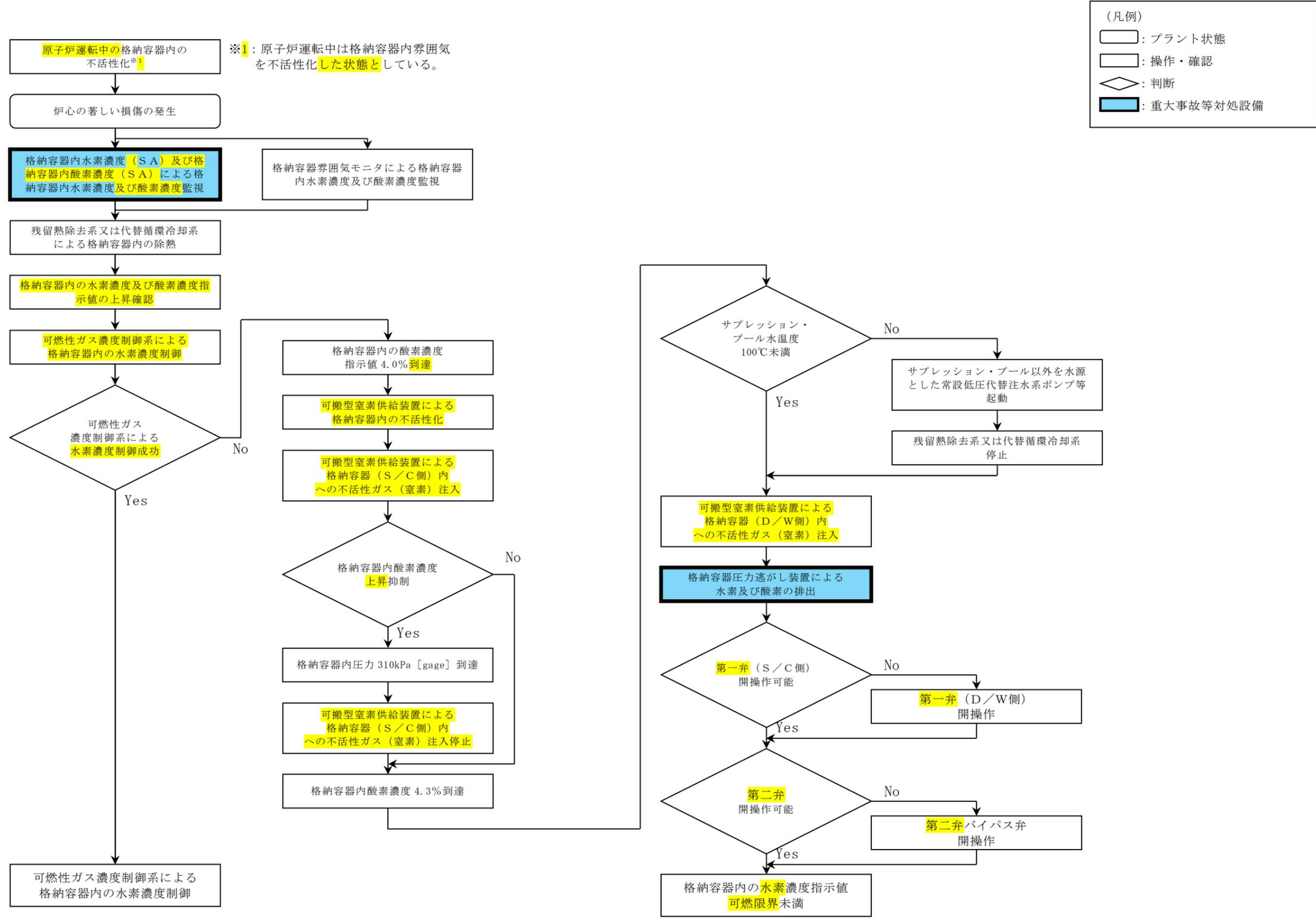
第1.9-7図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図



第1.9-9図 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 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・必要員数	格納容器雰囲気モニタ起動 5分									
格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1									

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



第1.9-11図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
不活性ガス系による格納容器内の不活性化	不活性ガス系 ^{*1}	既設	② ⑥	-	-	-
可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	一格納容器圧力逃がし装置 ^{*6} フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	-	-
格納容器内の水素及び酸素の排出	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	-	可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系プロワ
	フィルタ装置入口水素濃度	新設				可燃性ガス濃度制御系加熱器
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設				可燃性ガス濃度制御系再結合器
	常設代替交流電源設備	新設				可燃性ガス濃度制御系冷却器
	可搬型代替交流電源設備	新設				可燃性ガス濃度制御系配管・弁
	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			-	

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器内の水素濃度 (S A) 及び 格納容器内の酸素濃度 (S A) による	格納容器内水素濃度 (S A)	新設	① ⑤ ⑧ ⑨	-	格納容器雰囲気モニタによる 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器雰囲気モニタ
	格納容器内酸素濃度 (S A)	新設				残留熱除去系海水ポンプ
	-	-				-
-	-	-	可搬型代替注水大型ポンプ			
-	-	-	-	非常用取水設備		
-	-	-	-	燃料補給設備		
代替電源設備による給電	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-
	格納容器内水素濃度 (S A)	新設				-
	格納容器内酸素濃度 (S A)	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				-
	燃料補給設備	新設				-

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

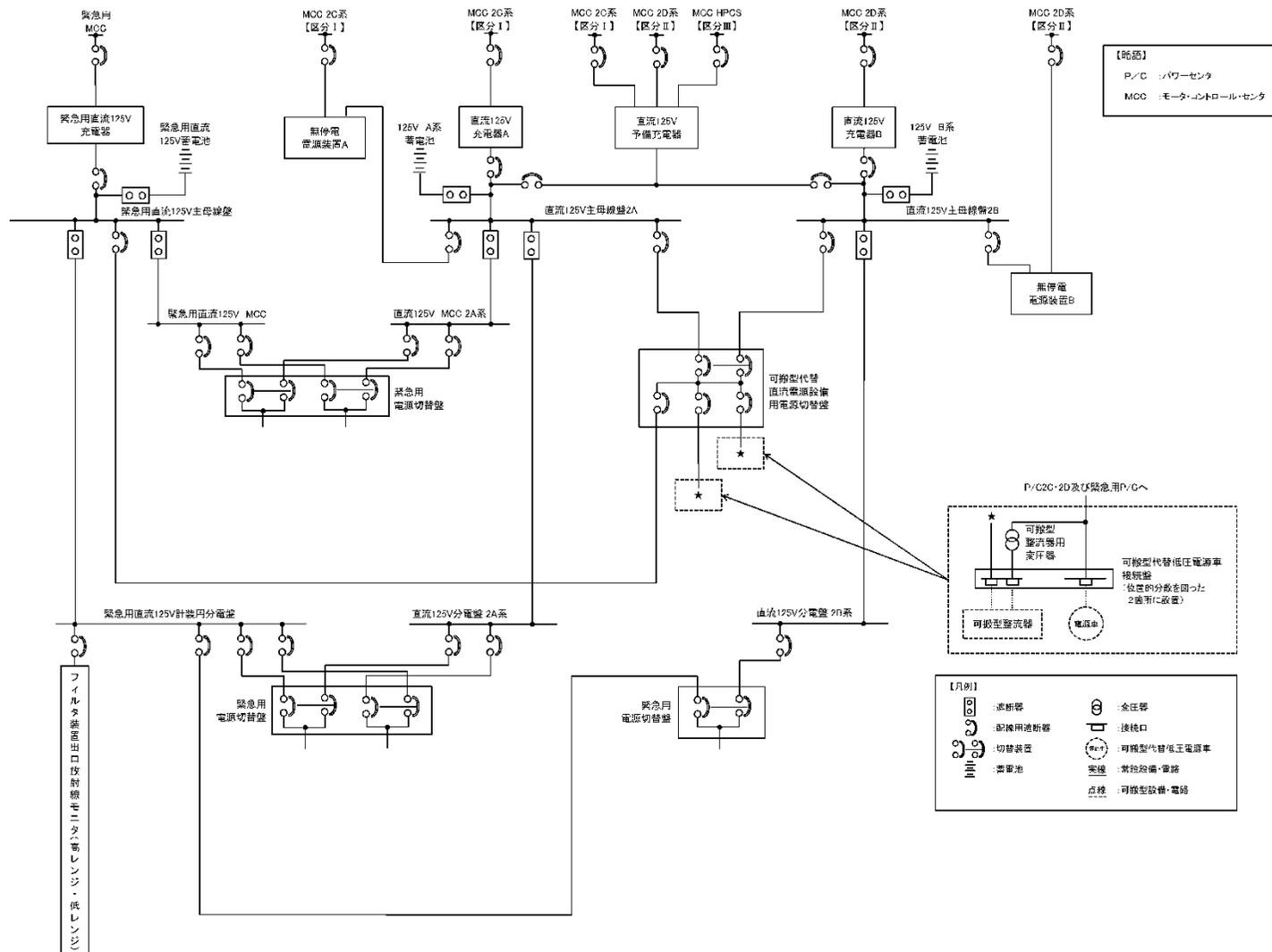
技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を実施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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p>（3）BWR及びPWR共通</p> <p>a）原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b）炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

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



第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. 格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性化

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

窒素ガス補給弁（D/W側）の場合

原子炉建屋付属棟東側屋外：4分（操作対象：1弁）

窒素ガス補給弁（S/C側）の場合

原子炉建屋付属棟東側屋外：4分（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、

夜間における作業性を確保している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

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

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

< 目 次 >

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段 及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(b) 格納容器外への水素漏えい抑制

(c) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手 順

(1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

b. 代替電源設備による給電

(2) 格納容器外への水素漏えい抑制

a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／ 海水）

(3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.10.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.10.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.10.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（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. 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器のフランジ部等から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合には、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。また、格納容器内で発生した水素の格納容器外への漏えい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、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十三条及び技術基準規則第六十八条（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

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.10-1表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合することで原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する手段がある。なお、静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に運転される設備であり、運転員等による起動操作を必要としない。

また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置により静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視する手段がある。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で、水素濃度監視設備により原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を測定し、監視する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋水素濃度

上記設備は二次格納施設内に5個（そのうち、原子炉建屋原子炉棟地上6階^{※1}に2個）設置する。

※1 原子炉建屋原子炉棟地上6階は、原子炉建屋原子炉棟最上階である。

iii) 代替電源設備による給電

上記「1.10.1(2) a. (a) i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」及び「1.10.1(2) a. (a) ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 原子炉建屋水素濃度

(b) 格納容器外への水素漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで、格納容器トップヘッドフランジ部を格納容器外部から冷却してシール材の熱劣化を緩和することにより、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制する手段がある。

i) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

ii) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水
（淡水／海水）

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの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

(c) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出

原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建屋原子炉棟地上6階天井部の水素を外部へ排出することにより、水素の原子炉建屋原子炉棟内の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋原子炉棟トップベント設備
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・放水砲
- ・S A用海水ピット

なお、放水設備により原子炉建屋原子炉棟へ放水する手順については、「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」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.10.1(2) a. (a) i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.10.1(2) a. (a) ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視」で使用する設備のうち、原子炉建屋水素濃度は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.10.1(2) a. (a) iii) 代替電源設備による給電」で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.10.1(2) a. (c) i) 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及びS A用海水ピットは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.10.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の破損を防止することができる。

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

- ・常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽

格納容器からの水素漏えい防止効果に不確かさはあるが、格納容器トップヘッドフランジ部を格納容器外部から冷却してシール材の熱劣化を緩和することは可能と考えられることから、原子炉

建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する手段の一つとして有効である。

- ・原子炉建屋原子炉棟トップベント設備

原子炉建屋原子炉棟地上6階天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合に、原子炉建屋原子炉棟外へ水素を排出することにより水素の建屋内滞留を防止する手段の一つとして有効である。

- b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

この手順は、運転員等^{※1}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.10-1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1.10-2表，第1.10-3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1.10.2）

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順

(1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

- a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、原子炉建屋水素濃度により原子炉建屋原子炉棟地上6階の天井付近、地下1階及び地上2階の水素濃度（以下「原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置により静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度を監視し、静的触媒式水素再結合器の作動状況の確認を実施する。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合に、原子炉建屋ガス処理系系統内における水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

全交流動力電源又は直流電源の喪失時においては、代替電源設備から原子炉建屋水素濃度及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に給電することにより、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

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

(b) 操作手順

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋水素濃度により原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的

触媒式水素再結合器動作監視装置により静的触媒式水素再結合器の作動状況の監視を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋水素濃度により原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置により静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視し、発電長に報告する。また、全交流動力電源又は直流電源の喪失時においては、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認し、原子炉建屋水素濃度指示値が2%に到達した場合に、原子炉建屋ガス処理系の停止を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認し、原子炉建屋水素濃度指示値が2%に到達したことを確認した後、原子炉建屋ガス処理系を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、原子炉建屋水素濃度指示値が2%に到達してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替電源設備による給電

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため、代替電源設備により静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水

素濃度へ給電する手順を整備する。

なお、代替電源設備により水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備への給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(2) 格納容器外への水素漏えい抑制

a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウェルに注水することで格納容器トップヘッドフランジ部を格納容器外部から冷却し、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

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

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.10-1図に、タイムチャートを第1.10-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するために必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するための系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、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。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、ウェル注水弁を開にする。
- ⑥運転員等は、発電長に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の開始を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、ウェル注水流量調節弁を開にした後、格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェル注水が開始されたことを低圧代替注水系流量（原子炉格納容器）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑨発電長は、ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下した場合に、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下したことを確認した後、ウエル注水流量調節弁及びウエル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水の停止を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水開始まで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。

なお、原子炉ウエル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウエル雰囲気温度を継続的に監視し、ドライウエル雰囲気温度の上昇により原子炉ウエルへの注水を再開することで、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である200℃以下に抑えることが可能である。

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウエルに注水することで格納容器トップヘッドフランジ部を格納容器外部から冷却し、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、ドライウエル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場

合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

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

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器頂部注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するため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。

- ⑥発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開にし、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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。
- ⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑫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。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑭発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことの確認を指示する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェル注水が開始されたことを低圧代替注水系流量（原

子炉格納容器)の流量上昇及びドライウエル雰囲気温度の低下により確認し、発電長に報告する。

⑯発電長は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウエルへ注水が開始されたことを連絡する。

⑰発電長は、ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下した場合に、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水の停止を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下したことを確認した後、ウエル注水流量調節弁及びウエル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水の停止を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル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（西側接続口を使用した原子炉ウエルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した原子炉ウエルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、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。

なお、原子炉ウェル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し、ドライウェル雰囲気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である200℃以下に抑えることが可能である。

(添付資料1.10.3)

(3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟地上6階の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋原子炉棟トップベント設備により、原子炉建屋原子炉棟地上6階天井部の水素を外部に排出し、水素の原子炉建屋原子炉棟内の滞留を防止する。

また、原子炉建屋原子炉棟トップベント設備により水素を外部へ排出する場合は、放水設備により原子炉建屋原子炉棟へ放水を実施する。なお、放水設備により原子炉建屋原子炉棟へ放水する手順については、

「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」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉建屋原子炉棟地上6階の天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合。

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

(b) 操作手順

原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.10-5図に、タイムチャートを第1.10-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出を依頼する。
- ②発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟地上6階天井付近の水素濃度を監視するように指示する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素排出の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、工具を準備し、原子炉建屋原子炉棟トップベントの開放の準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑤災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉建屋原子炉棟トップベントの開放を指示する。
- ⑥重大事故等対応要員は、原子炉建屋原子炉棟トップベントの開放を実施し、災害対策本部長に報告する。

⑦災害対策本部長は、発電長に原子炉建屋原子炉棟トップベントを開放したことを連絡する。

⑧発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟トップベントが開放されたことの確認を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟トップベントが開放されたことを原子炉建屋原子炉棟地上6階天井付近の水素濃度の低下により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出開始まで45分以内と想定する。

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

(添付資料1.10.3)

(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1.10-7図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視する。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置により静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度を監視し、静的触媒式水素再結合器の作動状況の確認を実施する。

格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいし、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟地上6階の天井付近の原子炉建屋水素濃度指示値が3%に到達した場合、原子炉建屋原子炉棟内での水素爆発を防止するため、原子炉建屋原子炉棟トッ

プベント設備により水素の排出を実施する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウエル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制するため、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）により格納容器トップヘッドフランジ部の冷却ができない場合は、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水を実施する。なお、ドライウエル雰囲気温度が171℃未満まで低下した場合に、原子炉ウエルへの注水を停止する。再度、ドライウエル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合は、原子炉ウエルへの注水を実施する。

1.10.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

放水設備により原子炉建屋原子炉棟へ放水する手順については、「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」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、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、可搬型代替直流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故

時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.10-1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 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	主要設備	静的触媒式水素再結合器 ^{※2} 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	主要設備	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」
		代替電源設備による給電	主要設備	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備
関連設備	常設代替直流電源設備 ^{※5} 常設代替交流電源設備 ^{※5} 可搬型代替直流電源設備 ^{※5} 可搬型代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}		重大事故等 対処設備		
格納容器外への水素漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※4}	自主対策 設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「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 常設代替交流電源設備 ^{※5} 燃料補給設備 ^{※5}	重大事故等 対処設備
				原子炉ウエル 格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策 設備

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

※2: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の水素濃度抑制設備である。

※3: 手順については「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」にて整備する。

※4: 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。

※5: 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（2/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
格納容器外への水素漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水（可搬型）による格納容器頂部注水系（可搬型）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※4 代替淡水貯槽※4	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「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 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	
			原子炉ウエル 格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策設備		
水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	—	原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出	主要設備	原子炉建屋原子炉棟トップベント設備	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 重大事故等対策要領
			主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 放水砲※3 SA用海水ピット※3	重大事故等対処設備	
			関連設備	ホース※3 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備	

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

※2：静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の水素濃度抑制設備である。

※3：手順については「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」にて整備する。

※4：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。

※5：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1.10-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

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)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止			
a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※1 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置※1
		補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量

※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: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/3)

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)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (2) 格納容器外への水素漏えい抑制			
a. 格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエルへの注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
		水源の確認	代替淡水貯槽水位※ ¹
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系流量 (原子炉格納容器)
水源の確保		代替淡水貯槽水位※ ¹	
b. 格納容器頂部注水系 (可搬型) による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
		補機監視機能	低圧代替注水系流量 (原子炉格納容器) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	水源の確認	代替淡水貯槽水位※ ¹	
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
補機監視機能		低圧代替注水系流量 (原子炉格納容器)	
水源の確保		代替淡水貯槽水位※ ¹	

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/3)

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)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止			
a. 原子炉建屋原子炉棟 トップベント設備による水素の排出	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※ ¹ ・原子炉建屋原子炉棟地上 6 階
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※ ¹ ・原子炉建屋原子炉棟地上 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟地上 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

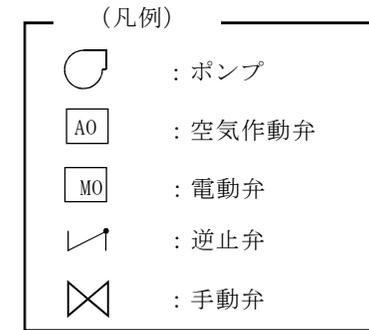
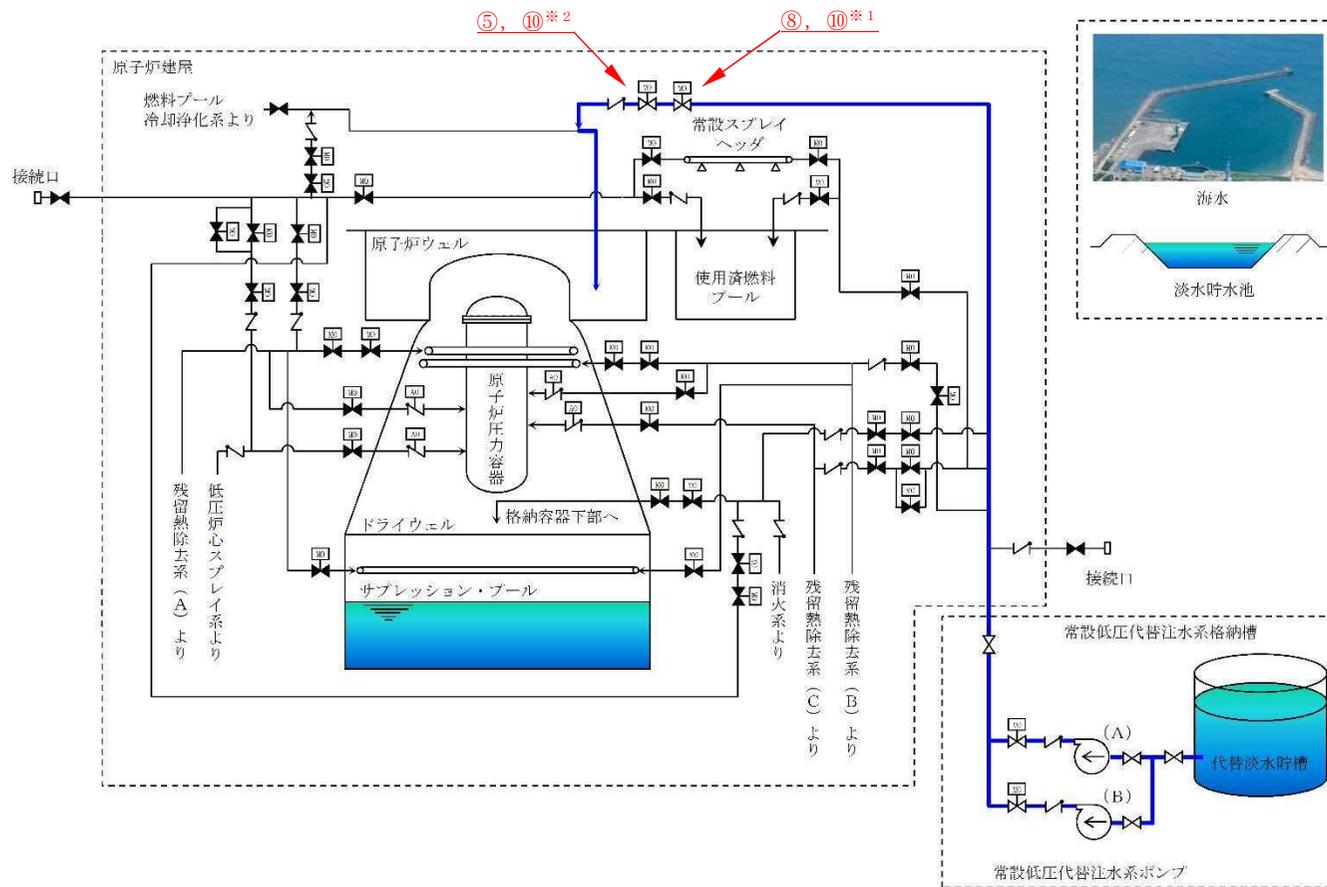
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※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：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.10-3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>【1.10】 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</p>	<p>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</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>原子炉建屋水素濃度</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M C C 緊急用直流 125V 主母線盤</p>



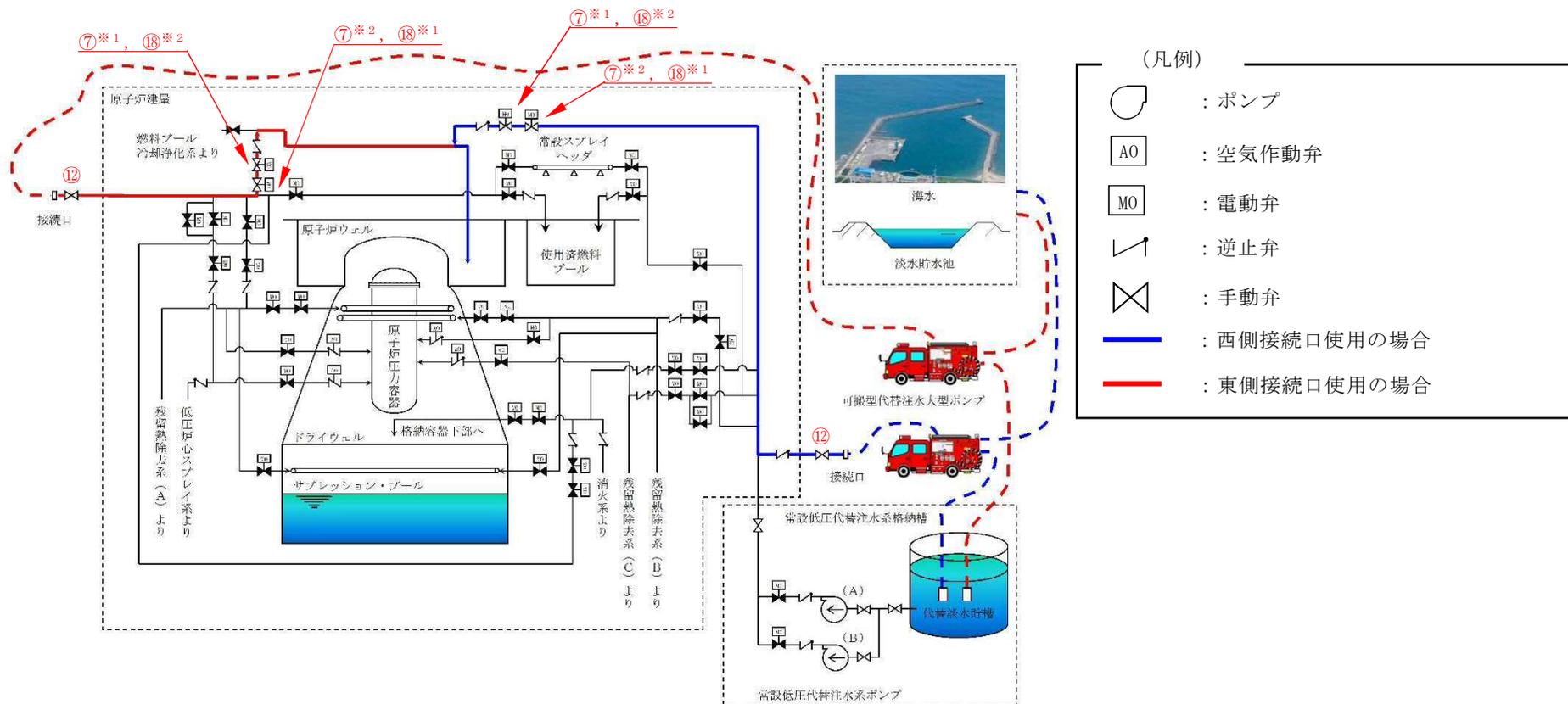
操作手順	弁名称
⑤, ⑩* ²	ウエル注水弁
⑧, ⑩* ¹	ウエル注水流量調節弁

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

第1.10-1図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)								備考	
			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4		4.5
格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水 2分								

第1.10-2図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1, ⑮※2	ウェル注水弁	⑫	西側接続口又は東側接続口の弁
⑦※2, ⑮※1	ウェル注水流量調節弁		

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

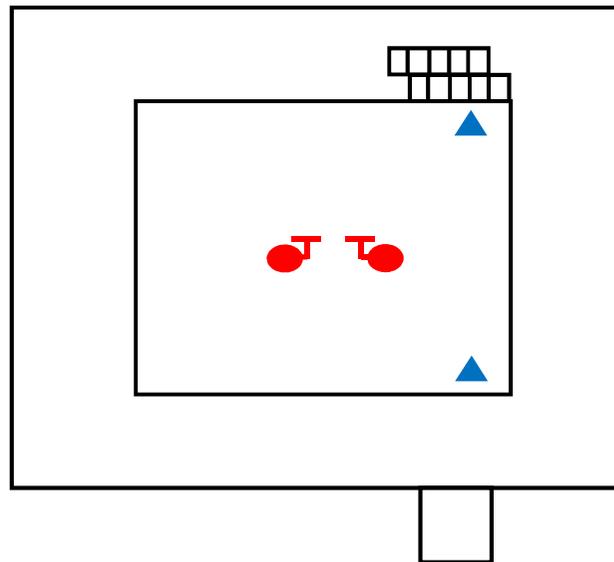
第1.10-3図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） 概要図

手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)																	備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170		180			
		格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水 170分																					
格納容器頂部注水系 （可搬型）による原子 炉ウエルへの注水（淡 水／海水） （西側接続口を使用し た原子炉ウエルへの注 水の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	系統構成																				
	重大事故等 対応要員	8	準備																		淡水貯水池からの送水		
			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（※1）																				

※1：東側接続口への送水の場合、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水開始まで135分以内と想定する。

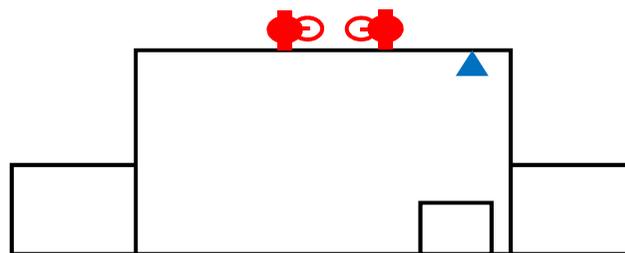
第1.10-4図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） タイムチャート

原子炉建屋原子炉棟屋上（平面図）



(凡例)

- : 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備
- ▲ : 水素濃度検出器

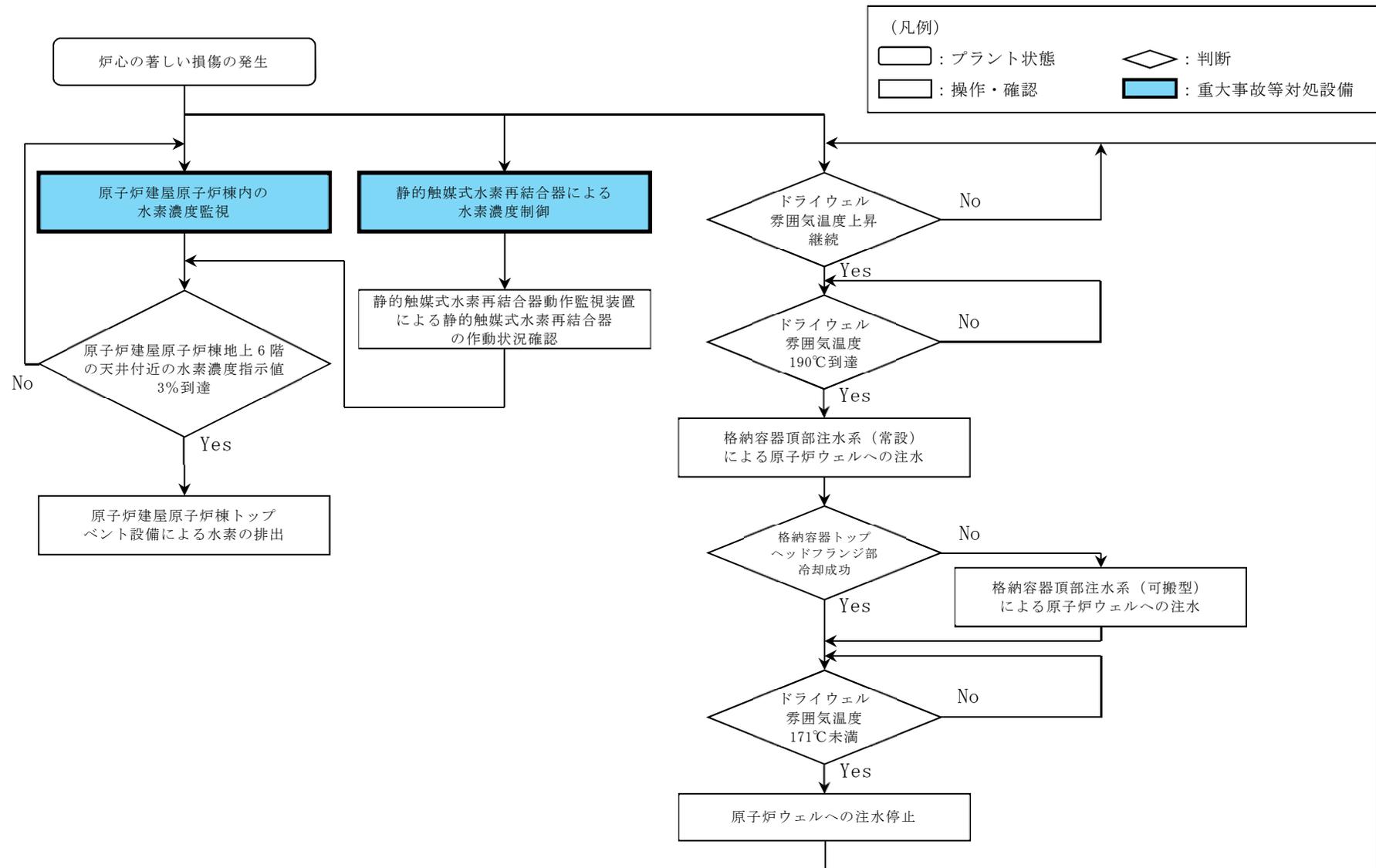


原子炉建屋原子炉棟屋上（断面図）

第1.10-5図 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出 概要図

		経過時間 (分)										備考
手順の項目		原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出										
原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出	実働箇所・必要要員数 重大事故等 対応要員	45分										
		移動、ベント開始操作										

第1.10-6図 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出 タイムチャート



第1.10-7図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/4)

技術的能力審査基準(1.10)	番号	設置許可基準規則(第53条)	技術基準規則(第68条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	⑤
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
静的触媒式水素再結合器 による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑦	-		
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設		-		
	-	-		-		
原子炉建屋水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	新設	① ③ ④ ⑥ ⑦	-		
	-	-		-		
代替電源設備による給電	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設	① ③ ④ ⑦	-		
	原子炉建屋水素濃度	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
燃料補給設備	新設					
-	-	-	-	-	格納容器頂部注水系（常設）による 原子炉ウエルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ
						代替淡水貯槽
						低圧代替注水系配管・弁
						格納容器頂部注水系配管・弁
						原子炉ウエル
						常設代替交流電源設備
						燃料補給設備

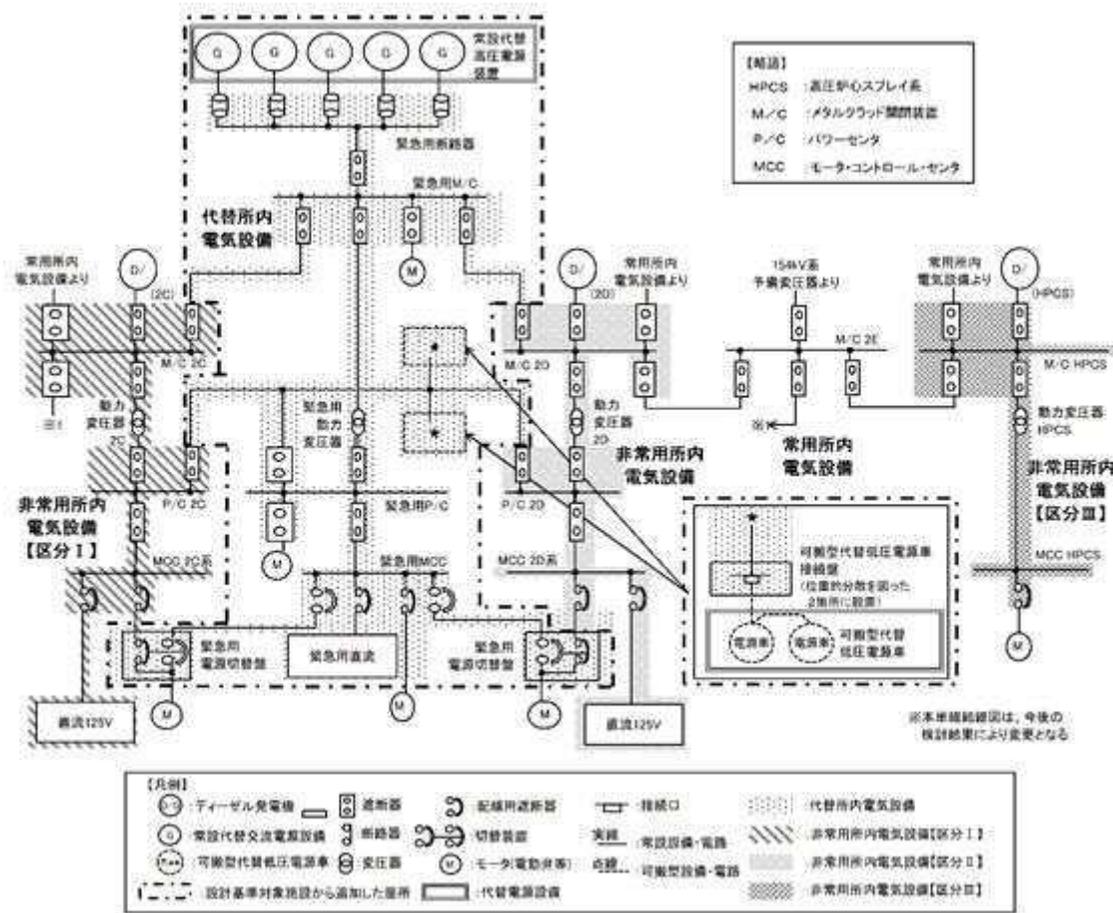
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	原子炉容器頂部注水系（可搬型）による （淡水／海水）	可搬型代替注水大型ポンプ
						代替淡水貯槽
						低圧代替注水系配管・弁
						格納容器頂部注水系配管・弁
						原子炉ウエル
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料補給設備
-	-	-	-	-	原子炉建屋原子炉棟トップベント設備 による水素の排出	原子炉建屋原子炉棟トップベント設備
						可搬型代替注水大型ポンプ
						放水砲
						S A用海水ビット
						ホース
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

技術的能力審査基準（1.10）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止する手段として、静的触媒式水素再結合器による水素濃度制御に必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器により水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。 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）

重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（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

可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルへ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する淡水貯水池から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（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護

具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2. 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出

(1) 操作概要

原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟屋上まで移動し、原子炉建屋原子炉棟トップベント設備を開放して水素を排出する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟屋上

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉建屋原子炉棟トップベント設備による水素の排出において、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 : 4名 (重大事故等対応要員4名)

所要時間目安 : 45分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

(当該設備は、設置未完のため実績時間なし)

(4) 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋) を着用して行う。

移動経路 : 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。