

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内へ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内注水
 - (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内への落下遅延・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内へ落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

- (1) ペDESTAL内注水
 - a. ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水
 - b. 復水輸送系によるペDESTAL内への注水
 - c. 消火系によるペDESTAL内への注水
 - d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）
 - e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止のための対応手順

- (1) 原子炉圧力容器への注水
 - a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水
 - b. 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
 - c. 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水
 - d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
 - e. 復水輸送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. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

- 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 自主対策設備仕様
- 添付資料1.8.3 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料1.8.4 重大事故対策の成立性
 - 1. ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水
 - 2. 復水輸送系によるペDESTAL内への注水
 - 3. 消火系によるペDESTAL内への注水
 - 4. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）
 - 5. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）
 - 6. 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
 - 7. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
 - 8. 消火系による原子炉圧力容器への注水
 - 9. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
- 添付資料1.8.5 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
- 添付資料1.8.6 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧
 - 3. 弁番号及び弁名称一覧
- 添付資料1.8.7 手順のリンク先について

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。）を抑制すること及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより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（以下「ペDESTAL内」という）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内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による原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心のペDESTAL内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内に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心のペDESTAL内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。

なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

重大事故等対処設備のほかに、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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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、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内に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめペDESTAL内に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、ペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後はペDESTAL内に注水を継続することで、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制及び熔融

炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

さらに、ペDESTAL内への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、ペDESTAL内へ落下した溶融炉心がドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへ流入することを防止し、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制する。

(a) ペDESTAL内注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL内に落下した溶融炉心を冷却するため、ペDESTAL内へ注水する手段がある。

i ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水

ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ 低圧原子炉代替注水槽
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ コリウムシールド
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

ii 復水輸送系によるペDESTAL内への注水

復水輸送系によるペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水輸送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水輸送系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ コリウムシールド
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

iii 消火系によるペDESTAL内への注水

消火系によるペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・補助消火ポンプ
- ・消火ポンプ
- ・補助消火水槽
- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

iv 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水
 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水で
 使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西）
- ・ホース・接続口
- ・格納容器代替スプレイ系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水は、輪谷貯水槽（西）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

v ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水
 ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水で
 使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西）
- ・ホース・接続口
- ・ペDESTAL代替注水系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁

- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水は、輪谷貯水槽（西）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

ペDESTAL内注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系 配管・弁、残留熱除去系 配管・弁、格納容器代替スプレイ系 配管・弁、格納容器スプレイ・ヘッド、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、大量送水車、ホース・接続口、ペDESTAL代替注水系 配管・弁、復水輸送系 配管・弁及び燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置付ける。輪谷貯水槽（西）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

(添付資料 1.8.1)

以上の重大事故等対処設備によりペDESTAL内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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク、復水輸送系 配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ、消火ポンプ、補助消火水槽、ろ過水タンク、消火系 配管・弁

耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

(添付資料 1.8.2)

b. 溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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内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段がある。

i 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧原子炉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。

- ・高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・給水系 配管・弁・スパーージャ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

ii 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
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部）
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

- iii 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水
制御棒駆動水圧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。
- ・制御棒駆動水圧ポンプ
 - ・復水貯蔵タンク
 - ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
 - ・原子炉圧力容器
 - ・原子炉補機冷却系
 - ・常設代替交流電源設備
- iv 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
低圧原子炉代替注水系（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。
- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
 - ・低圧原子炉代替注水槽
 - ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
 - ・残留熱除去系 配管・弁
 - ・原子炉圧力容器
 - ・常設代替交流電源設備
 - ・代替所内電気設備
- v 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
復水輸送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。
- ・復水輸送ポンプ
 - ・復水貯蔵タンク
 - ・復水輸送系 配管・弁
 - ・残留熱除去系 配管・弁
 - ・原子炉圧力容器
 - ・常設代替交流電源設備
 - ・可搬型代替交流電源設備
 - ・代替所内電気設備
- 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。
- ・補助消火ポンプ
 - ・消火ポンプ
 - ・補助消火水槽

- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

vii 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
 低圧原子炉代替注水系（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。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は輪谷貯水槽（西）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧原子炉代替注水（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、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系 配管・弁、残留熱除去系 配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系 配管・弁、差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部）、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備と位置付ける。

低圧原子炉代替注水（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、大量送水車、ホース・接続口、低圧原子炉代替注水系

配管・弁，残留熱除去系 配管・弁，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。輪谷貯水槽（西）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち，高圧原子炉代替注水ポンプ，サプレッション・チェンバ，高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁，原子炉浄化系 配管，原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁，高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁，残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ，主蒸気系 配管，給水系 配管・弁・スパージャ，原子炉压力容器，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止し，原子炉压力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・制御棒駆動水圧ポンプ，復水貯蔵タンク，制御棒駆動水圧系 配管・弁

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えて耐震性が確保されていないが，原子炉冷却圧力バウンダリ高圧時に原子炉压力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

- ・復水輸送ポンプ，復水貯蔵タンク，復水輸送系 配管・弁

耐震性は確保されていないが，使用可能であれば，原子炉压力容器へ注水する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系 配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉

圧力容器への注水手段として有効である。

(添付資料 1.8.2)

c. 手順等

上記「a. ペDESTAL内へ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内への落下遅延・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、運転員及び緊急時災害対策要員の対応として、AM設備別操作要領書、事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）に定める。（第 1.8-1 表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.8-2 表、第 1.8-3 表）

(添付資料 1.8.3)

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL内へ落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) ペDESTAL内注水

a. ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（常設）によりペDESTAL内へ落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内へ落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度

指示値が 300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※3：「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，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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

ペDESTAL 代替注水系（常設）によるペDESTAL 内への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に，概要図を第 1.8-5 図，タイムチャートを第 1.8-6 図に示す。

①当直長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にペDESTAL 代替注水系（常設）によるペDESTAL 内への注水の準備開始を指示する。

②^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員 A は，非常用コントロールセンタ切替盤にて，ペDESTAL 代替注水系（常設）によるペDESTAL 内への注水に必要な A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。

②^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合

現場運転員 B 及び C は，S A 電源切替盤にて，格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。

③中央制御室運転員 A は，ペDESTAL 代替注水系（常設）によるペDESTAL 内への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

④当直長は，緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，ペDESTAL 代替注水系（常設）が使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員 A は，低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作を実施し，低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員 A は，ペDESTAL 代替注水系（常設）によるペDESTAL 内への注水の系統構成として，中央制御室にて A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁，A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の全

開操作を実施し、当直長にペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水の準備完了を報告する。

- ⑦当直長は、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水開始を指示する。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ⑧中央制御室運転員Aは、FLSR注水隔離弁の全開操作を実施し代替注水流量（常設）指示値の上昇（200m³/h程度）により注水されたことを確認し、当直長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約225m³）到達後、ペDESTAL内への注水を停止する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ⑨中央制御室運転員AはFLSR注水隔離弁を開とし、崩壊熱除去に余裕を見た注水流量（12～60m³/h）に調整し、注水を継続する。

- ⑩当直長は、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて実施した場合、30分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.8.4-1)

b. 復水輸送系によるペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）により、ペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送系によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位

が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は，損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で，ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水ができず，復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は，損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で，ペDESTAL代替注水系（常設），復水輸送系（スプレイ管使用）及び消火系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず，復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は，原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，ペDESTAL代替注水系（常設），復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）及び消火系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず，復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は，原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水ができず，復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

※3：「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，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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

復水輸送系によるペDESTAL内への注水手順の概要は以下のとおり。
手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、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。

【スプレイ管使用の場合】

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水輸送系によるペDESTAL内への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送系によるペDESTAL内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にて確認する。
- ③当直長は、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、A-RHR ドライウェル第1スプレイ弁及びA-RHR ドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ⑦中央制御室運転員Aは、RPV/PCV 注入流量指示値が 120m³/h となるようA-RHR RPV 代替注水弁を調整開とし、ペDESTAL内への注水を開始する。
なお、ペDESTAL水位にて+2.4m (総注水量約 225m³) 到達後、ペDESTAL内への注水を停止する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ⑧^aペDESTAL注入配管が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、MUW PCV 代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12~60m³/h) に調整し、注水を継続する。
- ⑧^bペDESTAL注入配管が使用不可な場合
中央制御室運転員Aは、A-RHR RPV 代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12~60m³/h) に調整し、注水を継続する。
- ⑨当直長は、復水輸送系によるペDESTAL内への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

【ペDESTAL注水配管使用の場合】

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水輸送系によるペDESTAL内への注水の準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送系によるペDESTAL内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にて確認する。
- ③当直長は、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス逆流防止としてCWT T / B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥当直長は、中央制御室運転員Aに復水輸送系によるペDESTAL内への注水開始を指示する。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ⑦中央制御室運転員Aは、MUW PCV代替冷却外側隔離弁の全開操作し、ペDESTAL注水流量指示値の上昇(100m³/h程度)、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直長に報告する。なお、ペDESTAL水位にて+2.4m(総注水量約70m³)到達後、ペDESTAL内への注水を停止する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ⑧中央制御室運転員Aは、MUW PCV代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量(12~60m³/h)に調整し、注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから復水輸送系によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、20分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-2)

c. 消火系によるペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系(常設)及び復水輸送系によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした消火系によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内へ落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。

その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブレーション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

ただし、重大事故へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

※3：「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，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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

消火系によるペDESTAL 内への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1 図及び第1.8-2 図に，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。

(補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について，手順⑤以外同様)

【スプレイ管使用の場合】

- ①当直長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に消火系によるペDESTAL 内への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，消火系によるペDESTAL 内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にて確認する。
- ③当直長は，緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，消火系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは，復水輸送系バイパス流防止としてCWT T / B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤^a 補助消火ポンプを使用してペDESTAL 内に注水する場合
中央制御室運転員Aは，補助消火ポンプを起動する。
- ⑤^b 消火ポンプを使用してペDESTAL 内に注水する場合
中央制御室運転員Aは，消火ポンプの起動操作を実施し，消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは，CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作及びCWT・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員Aは，A-RHR ドライウェル第1 スプレイ弁及びA-RHR ドライウェル第2 スプレイ弁の全開操作を実施する。

[ペDESTAL 内への初期水張りの場合]

- ⑧中央制御室運転員Aは，A-RHR RPV 代替注水弁を全開とし，原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
なお，ペDESTAL 水位にて+2.4m（総注水量約 225m³）到達後，ペDESTAL 内への注水を停止する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

⑨^a ペDESTAL注入配管が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）に調整し、注水を継続する。

⑨^b ペDESTAL注入配管が使用不可な場合

中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）に調整し、注水を継続する。

⑩当直長は、消火系によるペDESTAL内への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

【ペDESTAL注水配管使用の場合】

①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系によるペDESTAL内への注水の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員Aは、消火系によるペDESTAL内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にて確認する。

③当直長は、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。

④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T / B供給遮断弁の全閉操作を実施する。

⑤^a 補助消火ポンプを使用してペDESTAL内に注水する場合

中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。

⑤^b 消火ポンプを使用してペDESTAL内に注水する場合

中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、消火系によるペDESTAL内への注水の系統構成として、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作及びCWT・消火系連絡止め弁の全開操作を実施し、当直長に消火系によるペDESTAL内への注水の準備完了を報告する。

⑦当直長は運転員に消火系によるペDESTAL内への注水開始を指示する。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

⑧中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（55m³/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m³）到達後、ペDESTAL内への注水を停止する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ⑨中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）に調整し、注水を継続する。
- ⑩当直長は、消火系によるペDESTAL内への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内水位確保の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、25分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-3)

d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水
（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系によるペDESTAL内への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

- ※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。
- ※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西））が確保されている場合。
- ※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。
- ※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL 内への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-11図に、タイムチャートを第1.8-12図及び13図に示す。（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉格納容器へのスプレイ及び残留熱除去系B系配管を使用した原子炉格納容器へのスプレイ手順は、手順⑥以外は同様）

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系 配管・弁の接続口への格納容器代替スプレイ系（可搬型）の接続を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに、緊急時対策要員にペDESTAL 代替注水系（可搬型）によるペDESTAL 内への注水の準備開始を指示する。
- ③当直長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL 内への注水の準備開始を指示する。
- ④^a 非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、格納容器格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL 内への注水に必要なA-RHRドライウェル第2スプレイ弁又はB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施する。
- ④^b 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL 内への注水に必要なA-RHRドライウェル第2スプレイ弁又はB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑥^a 残留熱除去系A系配管を使用したペDESTAL内への注水の場合
中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の準備完了を報告する。
- ⑥^b 残留熱除去系B系配管を使用したペDESTAL内への注水の場合
中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の系統構成としてB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策要員に指示する。
- ⑨当直長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の確認を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、A-格納容器代替スプレイ元弁又はB-格納容器代替スプレイ元弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m³/hとなるように調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。
- ⑪中央制御室運転員Aは中央制御室にて、ペDESTAL内への注水が開始されたことを代替注入流量（可搬型）指示値の上昇により確認し、当直長へ報告する。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ⑫当直長は、ペDESTAL水位にて+2.4m相当（総注水量約225m³）到達後、ペDESTAL内への注水の停止を緊急時対策要員に指示する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ⑬当直長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）を大量送水車にて継続して送水するよう緊急時対策要員に指示する。なお、原子炉圧力容器破損後、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能であれば、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によりペDESTAL内への注水を実施する。

(c) 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから25分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作は、作業開始を判断してからペDESTAL内への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料 1.6.4 - 4)

e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水
(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系によるペDESTAL内への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

- ※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。
- ※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西））が確保されている場合。
- ※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。
- ※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-14図に、タイムチャートを第1.8-15図及び16図に示す。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部にペDESTAL代替注水系 配管・弁の接続口へのペDESTAL代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用するペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の準備開始を指示する。
- ③当直長は、運転員にペDESTAL代替注水系配管を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の準備開始を指示する。
- ④^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水に必要なMUW PCV代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を実施する。

- ④^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水に必要なMUW PCV代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の系統構成として、中央制御室にてMUW PCV代替冷却外側隔離弁の全開操作を実施し、当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策要員に指示する。
- ⑨当直長は、運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水の確認を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、A-ペDESTAL代替注水元弁又はB-ペDESTAL代替注水元弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。
- ⑪中央制御室運転員Aは中央制御室にて、ペDESTAL内への注水が開始されたことを代替注入流量（可搬型）指示値の上昇により確認し、当直長へ報告する。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ⑫当直長は、ペDESTAL水位にて+2.4m相当（総注水量約70m³）到達後、ペDESTAL内への注水の停止を緊急時対策要員に指示する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ⑬当直長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）を大量送水車にて継続して送水するよう緊急時対策要員に指示する。
- ⑭当直長は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから25分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作は、作業開始を判断してからペDESTAL内への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料 1.8.4-5)

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・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内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注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止のための原子炉圧力容器への注水手段を着手する場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、原子炉底部から原子炉水位レベル0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。その後、原子炉水位をレベル0以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上での注水を継続的に実施する。

- a. 高圧原子炉代替注水系による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、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。
- なお、注水を行う際は、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を並行して行う。
- (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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧原子炉代替注水系が使用可能な場合^{※2}。
- ※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常が無く、電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。
- (b) 操作手順
- 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水については「1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」の操作手順と同様である。
- (c) 操作の成立性
- 上記の操作は中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。
- b. 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
- 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。
- (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、損傷炉心へ注水する場合、ほ

う酸水注入系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、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当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員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開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、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にて確認する。
- ③当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A又はB-ほう酸水注入ポンプの起動操作（ほう酸水注入系起動用COSを「A系統」位置（B系を起動する場合は「B系統」位置）にすることで、A（B）-SLCタンク出口弁及びA（B）-SLC注入弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。
- ⑤当直長は、運転員にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し、ほう酸水の全量注入完了を確認後、ほう酸水注入ポンプの停止するよう指示する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、ほう酸水注入ポンプを停止し、当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、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10分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-6)

c. 制御棒駆動水圧系による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、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

なお、注水を行う際は、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を並行して行う。

(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、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.3(1)a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心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、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機車により低圧原子炉代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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、低圧原子炉代替注水系（常設）の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。

逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「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。

なお、注入を行う際は、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を並行して行う。

(a) 手順着手の判断

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源、及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧原子炉代替注水系（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。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、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当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

②^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。

②^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。

③中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ、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にて確認する。

④当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプ（1台）の起動操作を実施し低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上で

あることを確認する。

- ⑥中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の全開操作を行う。
- ⑦当直長は、原子炉压力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、FLSR注水隔離弁の開操作を実施する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉压力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ⑩当直長は、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

e. 復水輸送系による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水ができない場合は、復水輸送系による原子炉压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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、復水輸送系の運転状態確認後、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る原子炉压力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水ができず、復水輸送系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

復水輸送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。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、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当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送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にて確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止対策としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の開操作を行う。
- ⑥当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水輸送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開操作し原子炉注水を開始する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことをR P V/P C V注入流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-7)

f. 消火系による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、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源と

した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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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、消火系の運転状態確認後、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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(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、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

(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。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、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。

（補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について、手順④以外同様）

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、消火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にて確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ④^a 補助消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合
中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。
- ④^b 消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合

中央制御室運転員Aは消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

- ⑤中央制御室運転員AはCWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作、CWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員AはA-RHR注水弁の全開操作を実施する。
- ⑦当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に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。
- ⑧中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の開操作を実施する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことをR P V / P C V注入流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、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、25分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-8)

g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送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、低圧原子炉代替注水系（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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の運転状態確認後、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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常が無く、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西））が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧原子炉代替注水系（可搬型）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。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-25図に、タイムチャートを第1.8-26図及び第1.8-27図に示す。

（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系B系配管を使用した原子炉圧力容器への注水手順は、手順⑦、⑫以外同様）

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系 配管・弁の接続口への低圧原子炉代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する接続口を連絡するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ③当直長は、運転員に残留熱除去系A系配管又は残留熱除去系B系配管を使用した低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁又はB-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（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にて確認する。
- ⑥当直長は、運転員に低圧原子炉代替注水系（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。
- ⑦^a 残留熱除去系A系配管を使用した原子炉圧力容器への注水の場合
中央制御室運転員AはA-RHR注水弁の全開操作及びFLSR注水隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦^b 残留熱除去系B系配管を使用した原子炉圧力容器への注水の場合
中央制御室運転員AはB-RHR注水弁の全開操作を実施する。
- ⑧当直長は、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による

原子炉压力容器へ注水するための原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

- ⑨緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車の起動を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、A－低圧原子炉代替注水元弁又はB－低圧原子炉代替注水元弁を全開とし、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直長は、中央制御室運転員Aに低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水の確認を指示する。
- ⑫^a 残留熱除去系A系配管を使用した原子炉压力容器への注水の場合
中央制御室運転員Aは原子炉压力容器への注水が開始されたことを代替注水流量（可搬型）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ⑫^b 残留熱除去系B系配管を使用した原子炉压力容器への注水の場合
中央制御室運転員Aは原子炉压力容器への注水が開始されたことを代替注水流量（可搬型）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ⑬当直長は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での各注入配管の系統構成を中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は25分以内である。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧原子炉代替注水系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器内への注水操作は、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子

炉圧力容器への注水を確認するまで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(添付資料 1.8.4-9)

1.8.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

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。

低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車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。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系蓄電池による低圧原子炉代替注水ポンプ、高圧原子炉代替注水ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、制御棒駆動水圧ポンプ、復水輸送ポンプ、補助消火ポンプ、消火ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車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。

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

(1) ペDESTAL内へ落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

重大事故等時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1.8-28図に示す。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL

内への注水を実施する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水手段については、ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水手段と同時並行で準備する。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段によるペDESTAL内への注水を開始する。

なお、消火系によるペDESTAL内への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水を実施する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水手段については、ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水手段と同時並行で準備する。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段によるペDESTAL内への注水を開始する。

なお、消火系によるペDESTAL内への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

(2) 溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止のための対応手段の選択

重大事故等時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。

代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要と

しない高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧原子炉代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧原子炉代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。

発電用原子炉の減圧が完了し、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（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する。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系及び高圧原子炉代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。

溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合はペDESTAL内への注水操作を開始する。

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, 対処設備, 手順書一覧(1 / 3)

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	対処設備	手順書		
ペDESTAL内ニ落シタ溶融炉心ノ冷却	—	ペDESTAL代替注水系(常設)によるペDESTAL内への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「APFS (常設) によるペDESTAL注水」	
		ペDESTAL内への注水による復水輸送系による	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「CWTによるペDESTAL注水」 「CWTによる格納容器スプレィ」	
		ペDESTAL内への注水による消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「消火系によるペDESTAL注水」 「消火系による格納容器スプレィ」	
		格納容器代替スプレィ系(可搬型)によるペDESTAL内への注水	大量送水車 ホース・接続口 格納容器代替スプレィ系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「ACSS (可搬型) によるペDESTAL注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			輪谷貯水槽 (西) ※1, ※3	設備	自主対策	
		ペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL内への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペDESTAL代替注水系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「APFS (可搬型) によるペDESTAL注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			輪谷貯水槽 (西) ※1, ※3	設備	自主対策	

※1：手順は「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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)。

対応手段，対処設備，手順書一覧(2 / 3)

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	対処設備	手順書	
溶融炉心のベドスタル内への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による 原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サブレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁 原子炉浄化系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 主蒸気系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」 「注水－2」 AM設備別操作要領書 「H P A Cによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」 AM設備別操作要領書 「S L Cによる原子炉注水」
		制御棒駆動水圧系による 原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備※2	自主 対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」 「注水－2」 AM設備別操作要領書 「C R Dによる原子炉注水」

※1：手順は「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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/3)

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	手順書
溶融炉心のベデスタル内への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系(常設) による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備	重大事故等 対応設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSR(常設)による原子炉注水」
		原子炉圧力容器への注水 による復水輸送系による	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器への注水 による消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「消火系による原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系(可搬型) による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備	重大事故等 対応設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSR(可搬型)による原子炉給水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西)※1, ※4	自主対策設備

※1：手順は「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。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)。

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)

手順書	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 ベデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)ベデスタル内注水 a. ベデスタル代替注水系 (常設) によるベデスタル内への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「APFS (常設) によるベデスタル注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位

監視計器一覧(2 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 ベデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル内注水 b. 復水輸送系によるベデスタル内への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによるベデスタル注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量 ベデスタル注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(3/12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ計器	
1.8.2.1 ベデスタル内に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル内注水 c. 消火系によるベデスタル内への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「消火系によるベデスタル注水」 「消火系による格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量 ベデスタル注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
水源の確保		A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	

監視計器一覧(4 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 ベDESTAL内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベDESTAL内注水 d. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるベDESTAL内への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「ACSS (可搬型) による格 納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断 基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベDESTAL水位
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (可搬型)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	

監視計器一覧(5 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 ベデスタル内に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル内注水 e. ベデスタル代替注水系 (可搬型) によるベデスタル内への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「APFS (可搬型) によるベ デスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操 作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (可搬型)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	

監視計器一覧(6 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量
		補機監視機能	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

監視計器一覧(7/12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 b. 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			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)

監視計器一覧(8 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 c. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(9 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 d. 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSR (常設) による原子 炉注水」	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操 作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位

監視計器一覧(10/12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 e. 復水輸送系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操 作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(11/12)

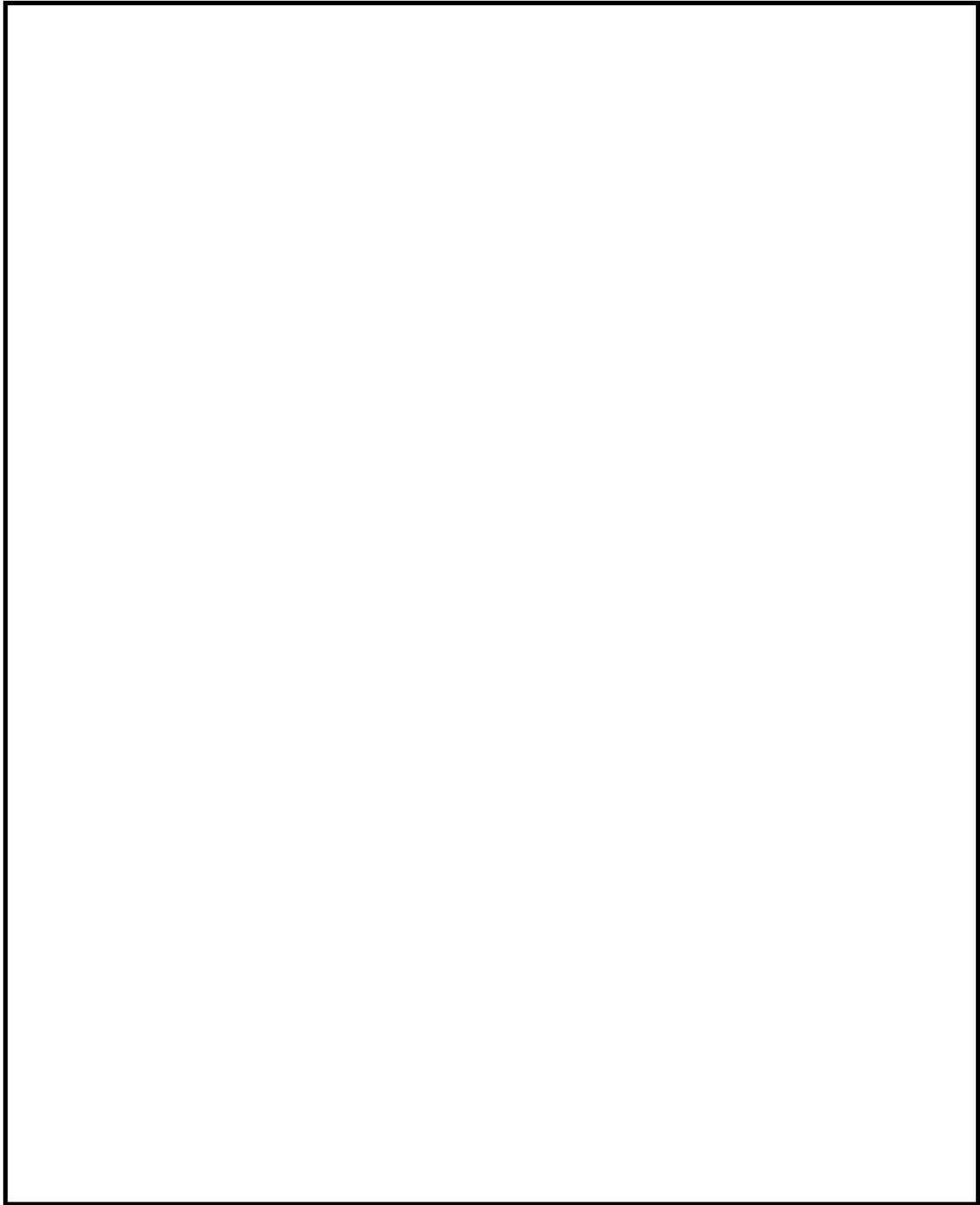
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペダスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 f. 消火系(消火ポンプ使用)による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「消火系による原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度(SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

監視計器一覧(12/12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 g. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSR (可搬型) による原 子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操 作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	代替注水流量 (可搬型)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

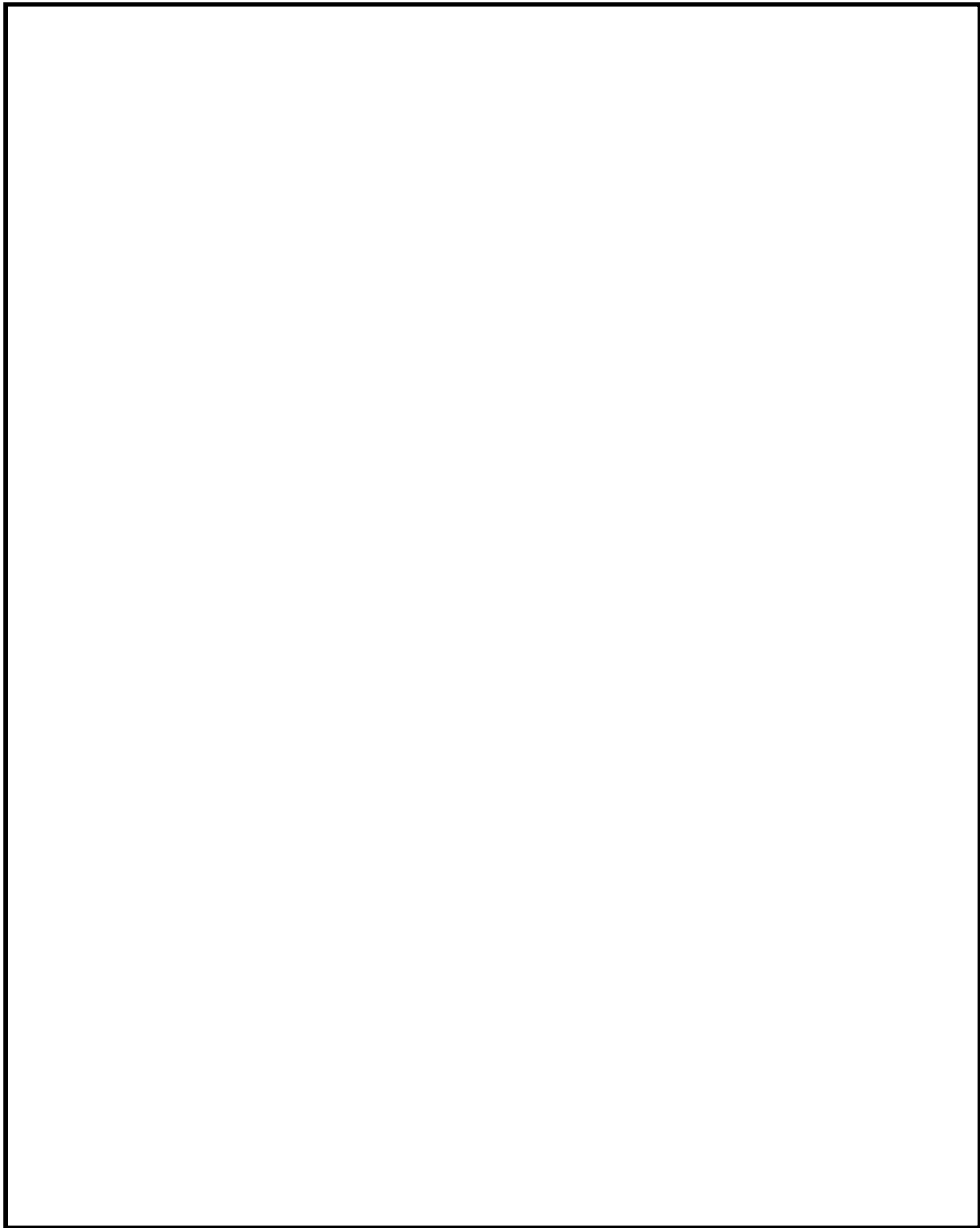
第 1.8-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.8】 ペDESTAL内の溶融炉心を冷却するための 手順等</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備 SA-L/C</p>
	<p>低圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 SA-C/C</p>
	<p>残留熱除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>ペDESTAL代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系</p>
	<p>高圧原子炉代替注水弁</p>	<p>常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA用115V系</p>
	<p>原子炉隔離時冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 230V系 (RCIC)</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系 SA-C/C</p>



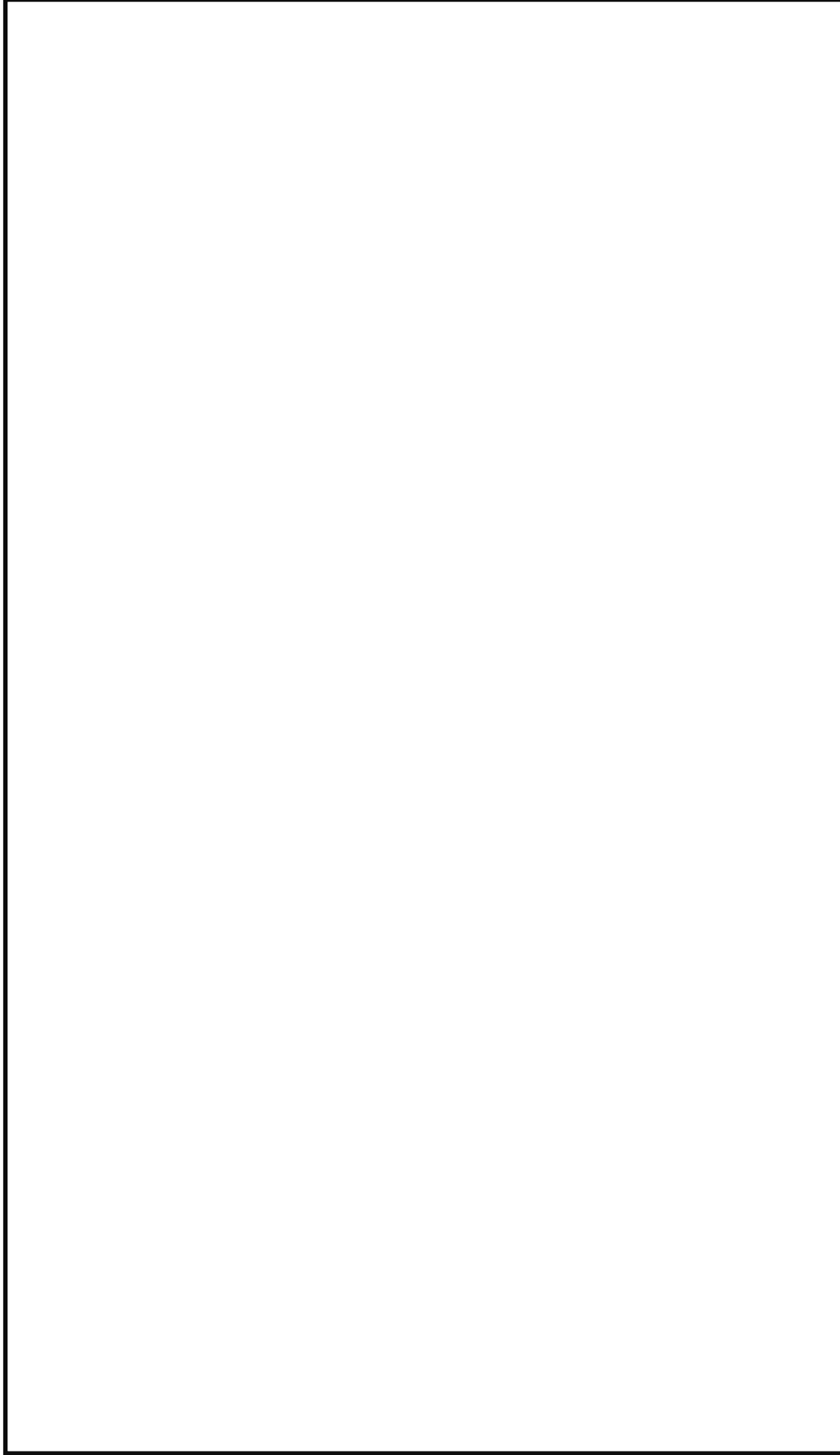
第 1.8-1 図 SOP「注水-3 a」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密にかかわる事項のため公開できません。



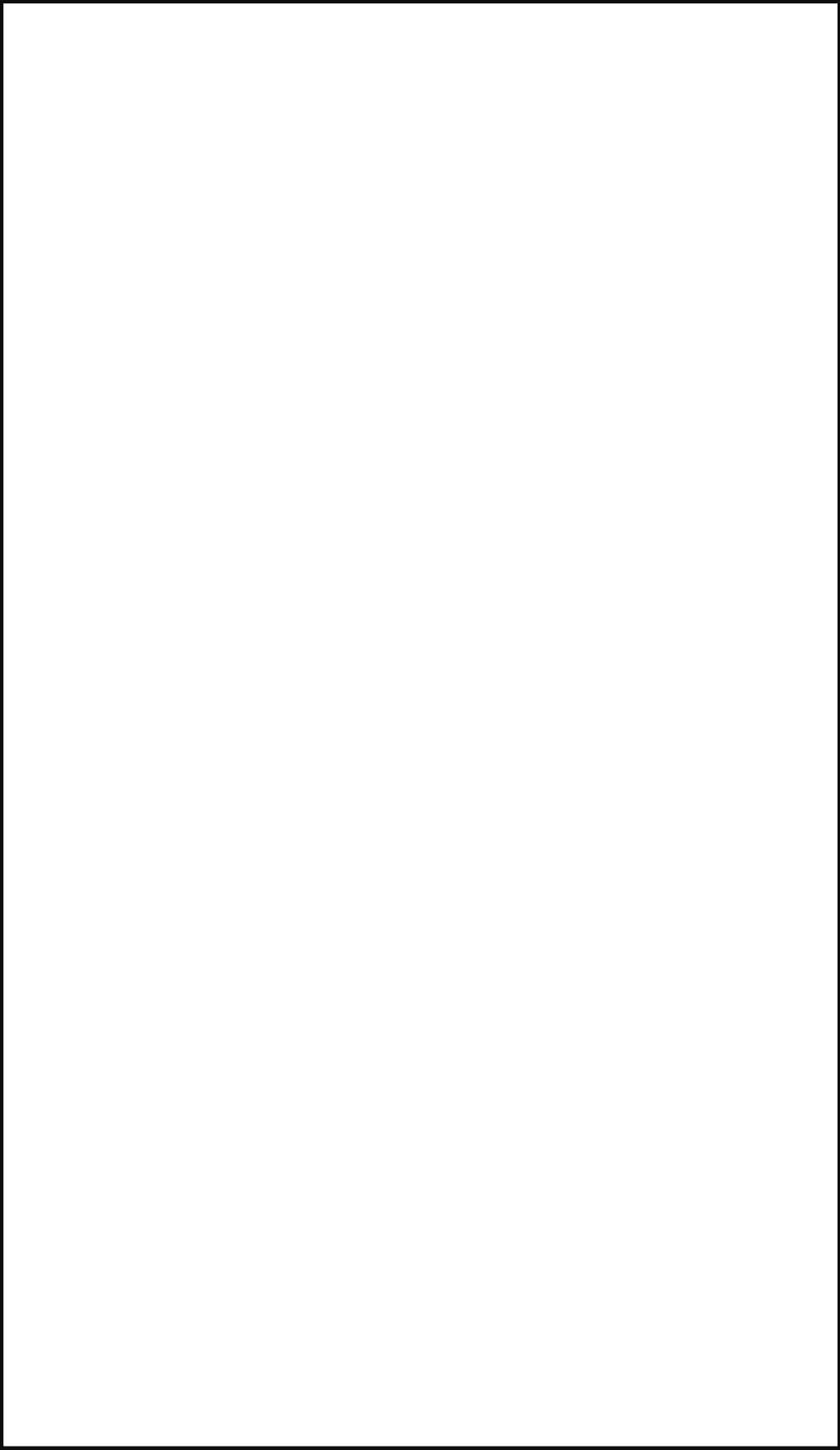
第 1.8-2 図 SOP「注水-3 b」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密にかかわる事項のため公開できません。



第1.8-3 図 SOP「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密にかかわる事項のため公開できません。

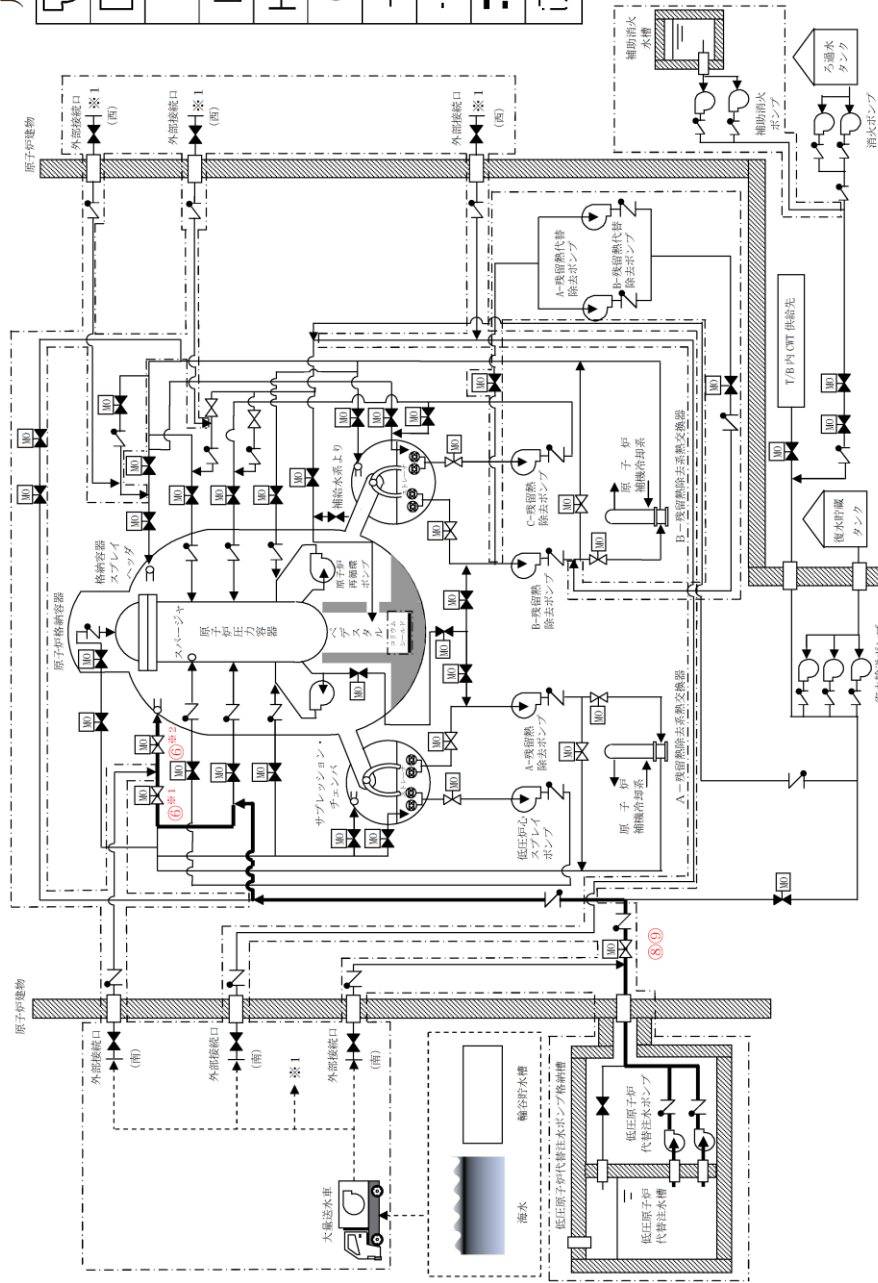


第 1.8-4 図 SOP「注水-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密にかかわる事項のため公開できません。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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 1.8-5 図 ペデスタル代替注水系（常設）によるペデスタル内への注水 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑥※1	A-RHR ドライウエル第1スプレー弁
⑥※2	A-RHR ドライウエル第2スプレー弁
⑧⑨	FLSR 注水隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

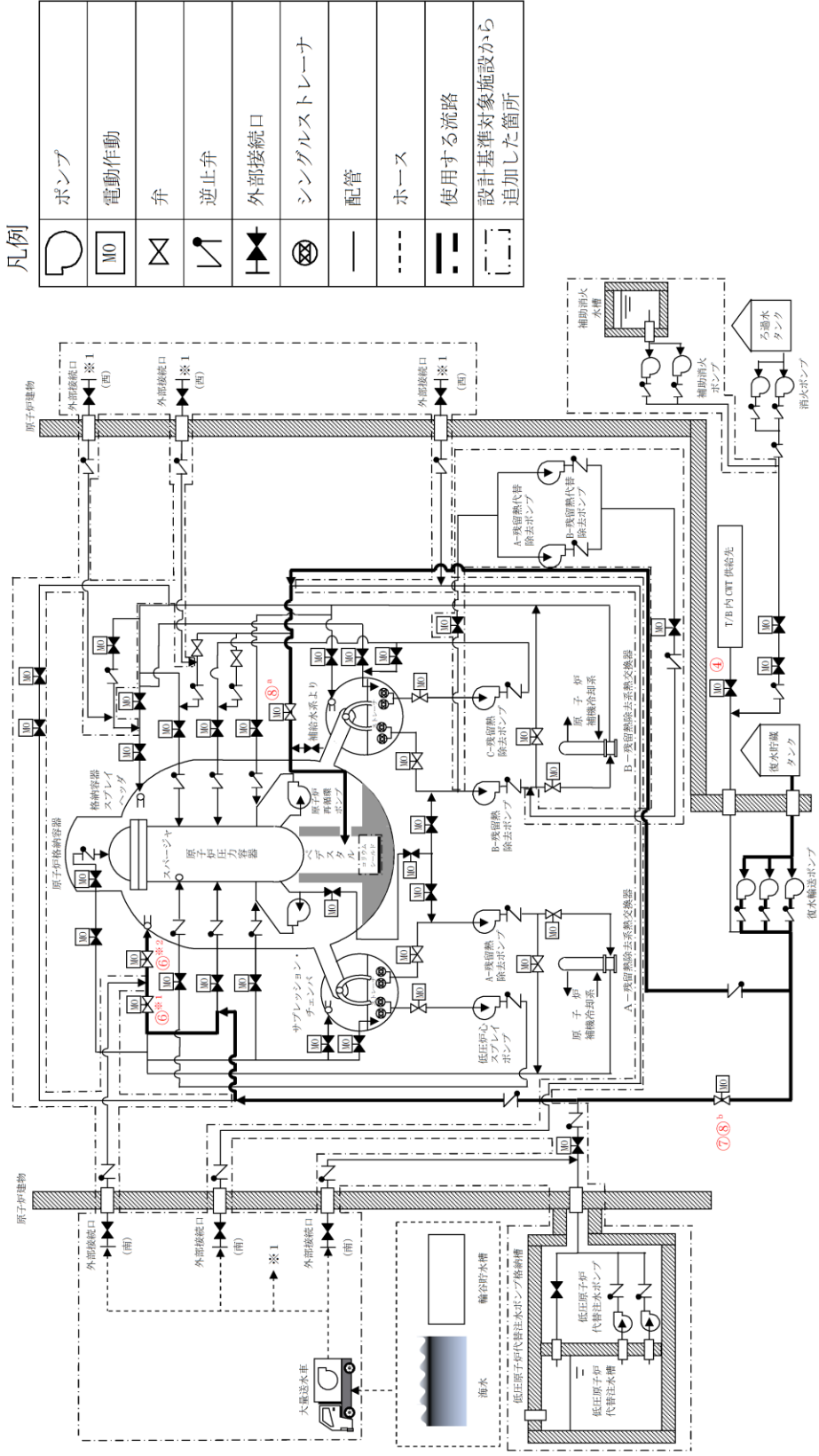
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.8-5 図 ペデスタル代替注水系 (常設) によるペデスタル内への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間(分)	RPV破損確認												備考				
		10	20	30	40	50	120	0	10	20	30	40						
手順の項目	要員(数)	ペデスタル内への注水 (注水継続) 10分																
ペデスタル代替注水系 (常設)による ペデスタル内への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認	ポンプ起動, 系統構成	必要注水量到達後注水停止※1	RPV破損後の注水 (注水確認)※2													
	現場運転員B, C 2	移動, SA電源切替監視操作(A系)																

※3 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、20分以内に可能である。

第 1.8-6 図 ペデスタル代替注水系 (常設) によるペデスタル内への注水 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

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 復水輸送系（スプレイ管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図(1/4)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥ ^{*1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑥ ^{*2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦⑧ ^b	A-RHR R P V代替注水弁
⑧ ^a	MUW P C V代替冷却外側隔離弁

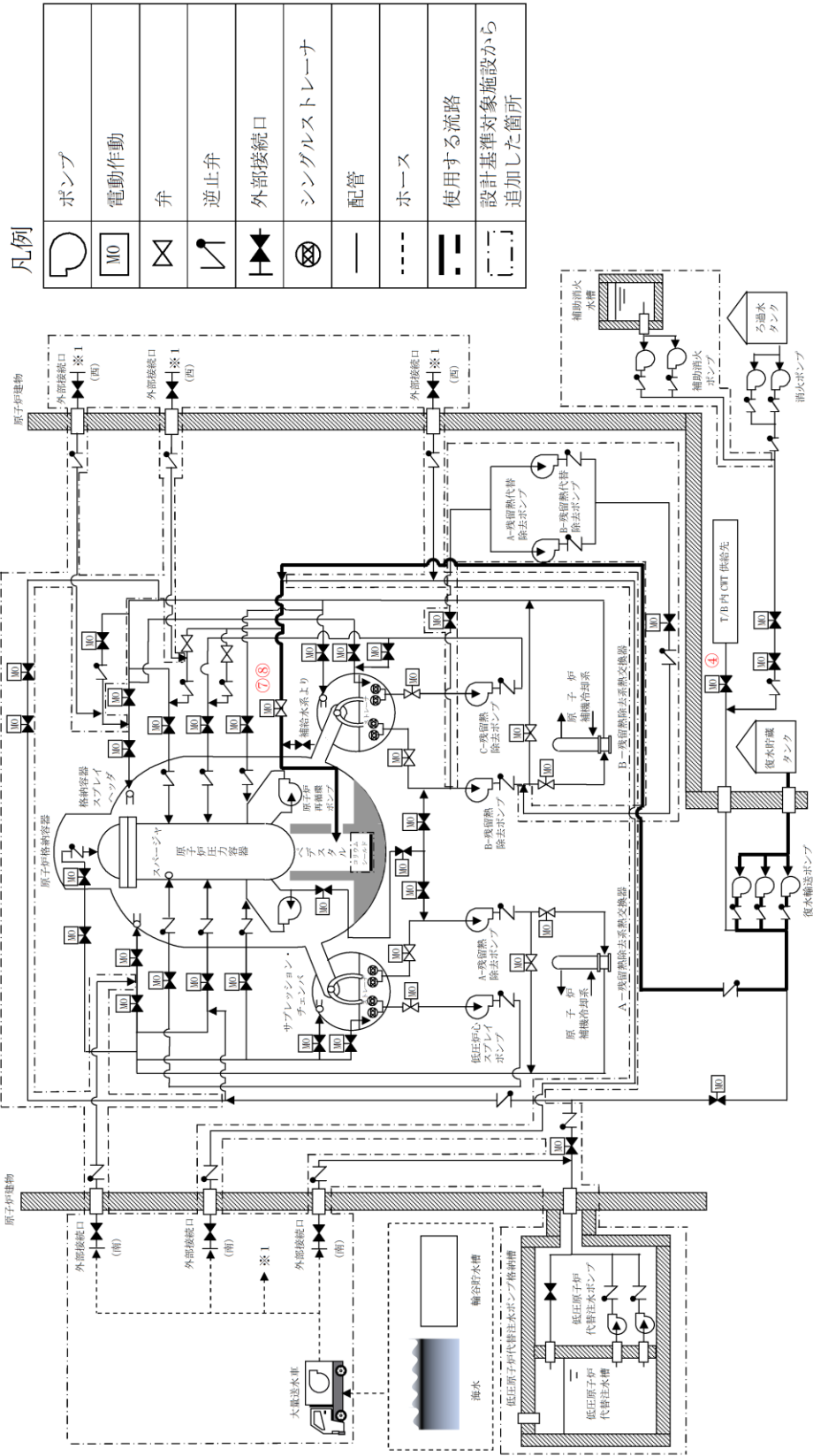
記載例

○ : 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 復水輸送系（スプレイ管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図(2/4)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.8-7 図 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図（3 / 4）

操作手順	弁名称
④	CWT T / B 供給遮断弁
⑦⑧	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.8-7 図 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図（4 / 4）

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥※1	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑥※2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑦※1	A-RHRドライウエル第1スプレー弁
⑦※2	A-RHRドライウエル第2スプレー弁
⑧⑨ ^b	A-RHR R P V代替注水弁
⑨ ^a	MUW P C V代替冷却側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

○^a~

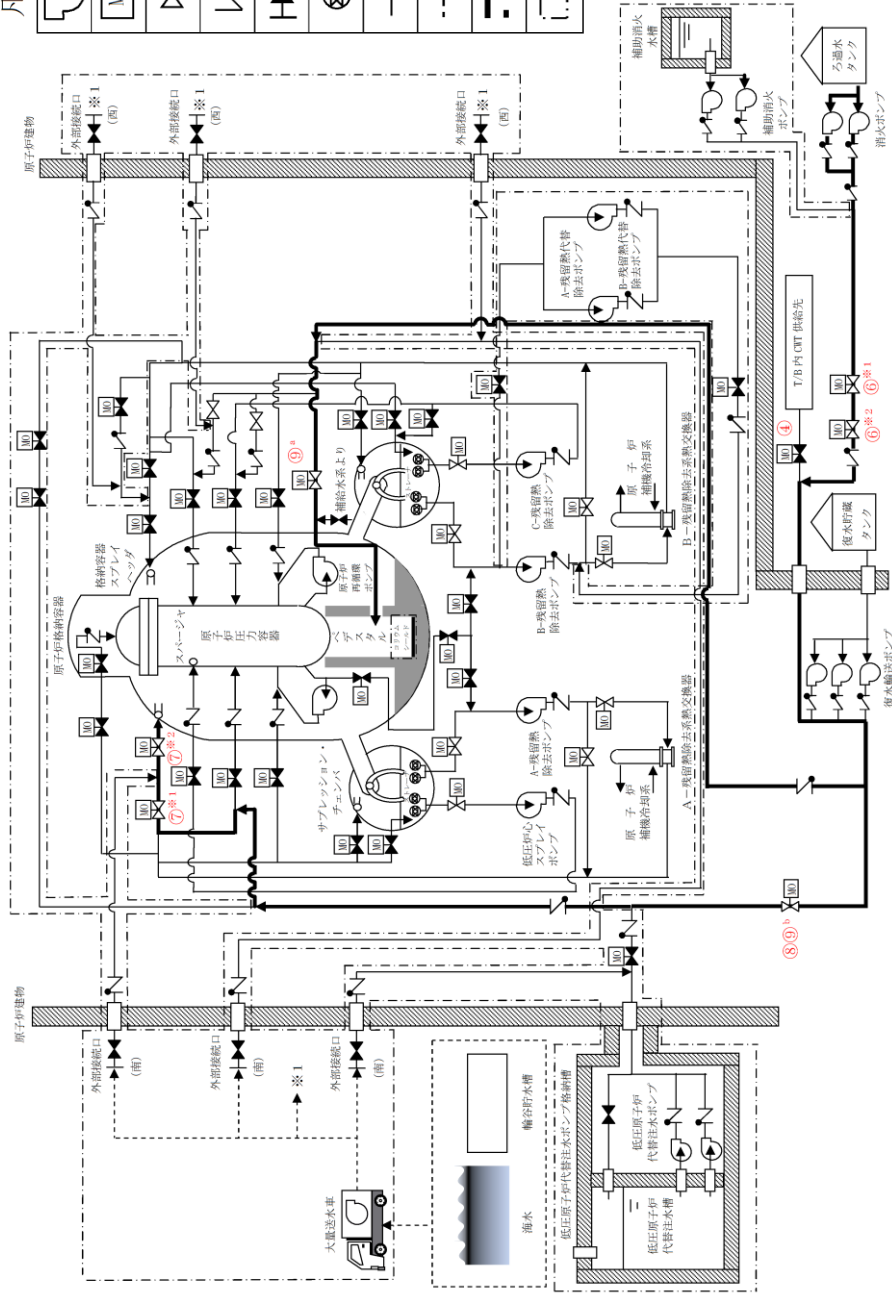
: 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○※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 消火系（スプレー管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図(2/8)
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



- 記載例
- : 操作手順番号を示す。
 - : 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を示す。
 - : 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がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-9 図 消火系（スプレイ管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図（3 / 8）
 （消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合）

操作手順	弁名称
④	CWT T / B 供給遮断弁
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁
⑦ ^{*1}	A-RHR ドライウエル第1 スプレー弁
⑦ ^{*2}	A-RHR ドライウエル第2 スプレー弁
⑧ ^⑨ ^b	A-RHR R P V 代替注水弁
⑨ ^a	MUW P C V 代替冷却側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

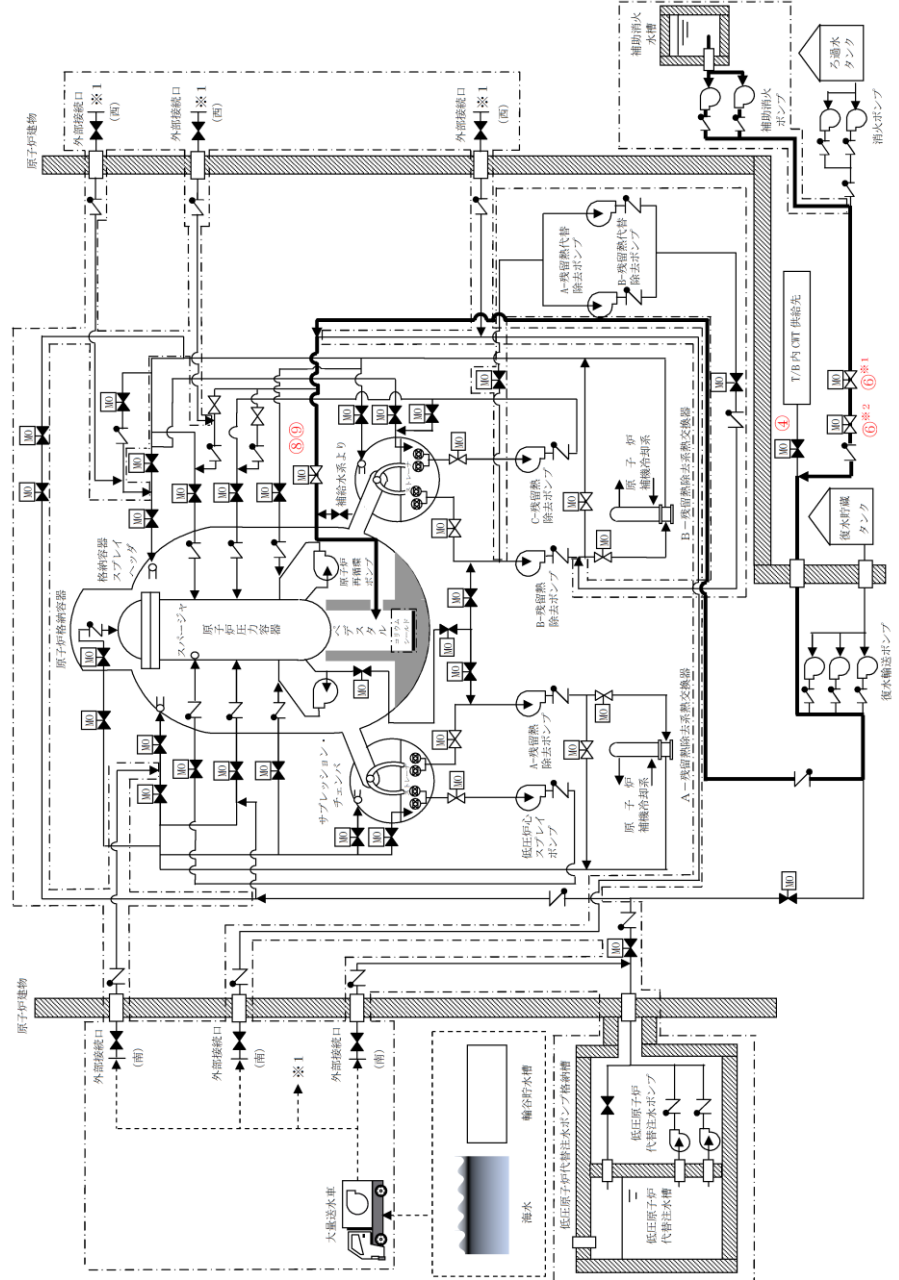
○^{ac} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○^{*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 消火系 (スプレー管使用の場合) によるペデスタル内への注水 概要図 (4 / 8)
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ ○※1～ : 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 消火系（ペDESTAL注水配管使用の場合）によるペDESTAL内への注水 概要図（5 / 8）
 （補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合）

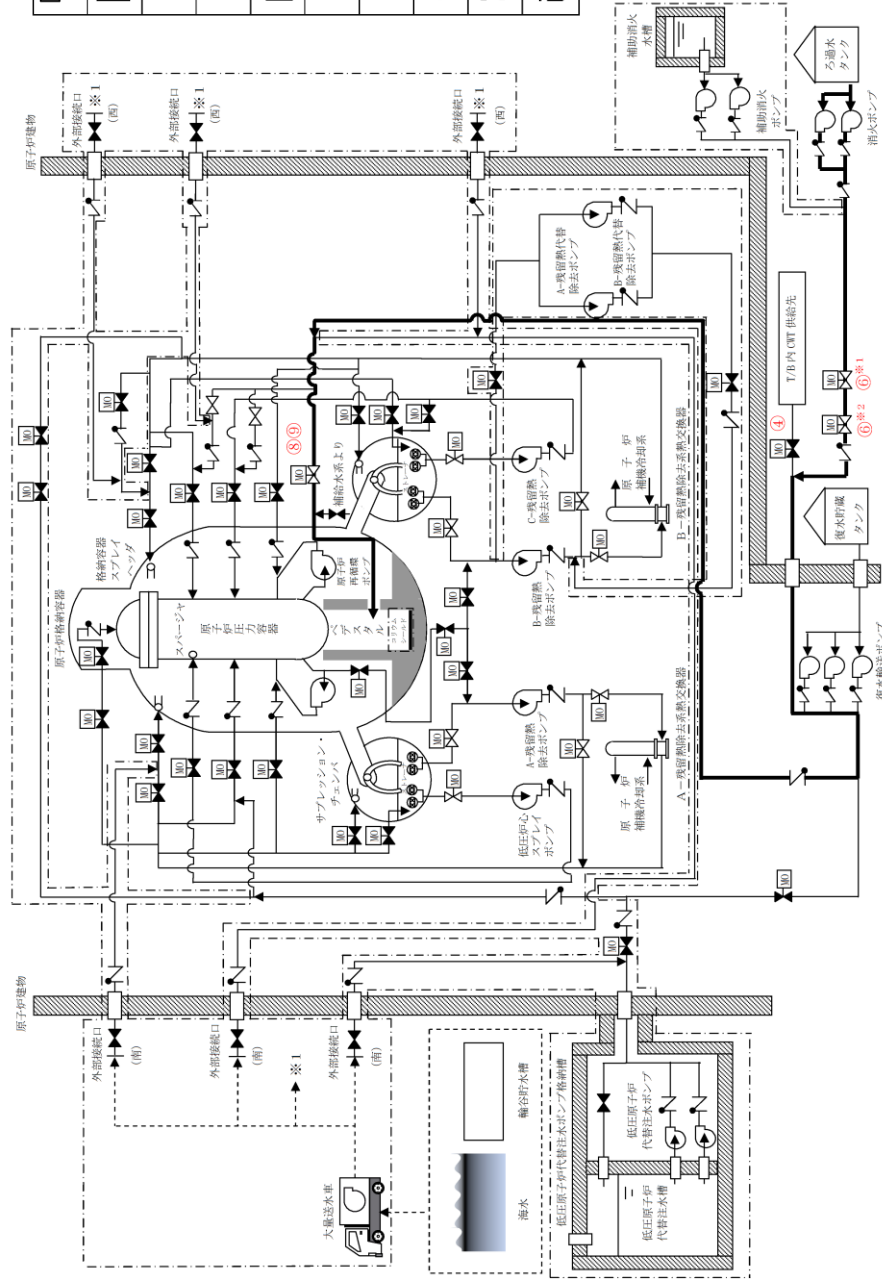
操作手順	弁名称
④	CWT T / B 供給遮断弁
⑥※1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥※2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧⑨	MUW P C V 代替冷却外側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

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

凡例	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）によるペデスタル内への注水 概要図（7 / 8）
（消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合）

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧⑨	MUW P C V代替冷却外側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.8-9 図 消火系（ペDESTアル注水配管使用の場合）によるペDESTアル内への注水 概要図（8 / 8）
（消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合）

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	40	80	90	0	10	20	
手順の項目	要員(数)	消火系によるペデスタル内への注水 (必要注水量到達後注入停止)										※1 55m ³ /hにて80分 以内に注水 R P Y破損が確認 されてから注水開始 までの時間 ※2 R P Y破損後の注水 開始から注水開始 までの時間
消火系による ペデスタル内への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止 ^{※1} R P Y破損後の注水 (注水継続) ^{※2}										

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	40	80	90	0	10	20	
手順の項目	要員(数)	消火系によるペデスタル内への注水 (必要注水量到達後注入停止)										※1 55m ³ /hにて80分 以内に注水 R P Y破損が確認 されてから注水開始 までの時間 ※2 R P Y破損後の注水 開始から注水開始 までの時間
消火系による ペデスタル内への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止 ^{※1} R P Y破損後の注水 (注水継続) ^{※2}										

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第 1.8-10 図 消火系 (スプレイ管使用の場合) によるペデスタル内への注水 タイムチャート (1 / 2)

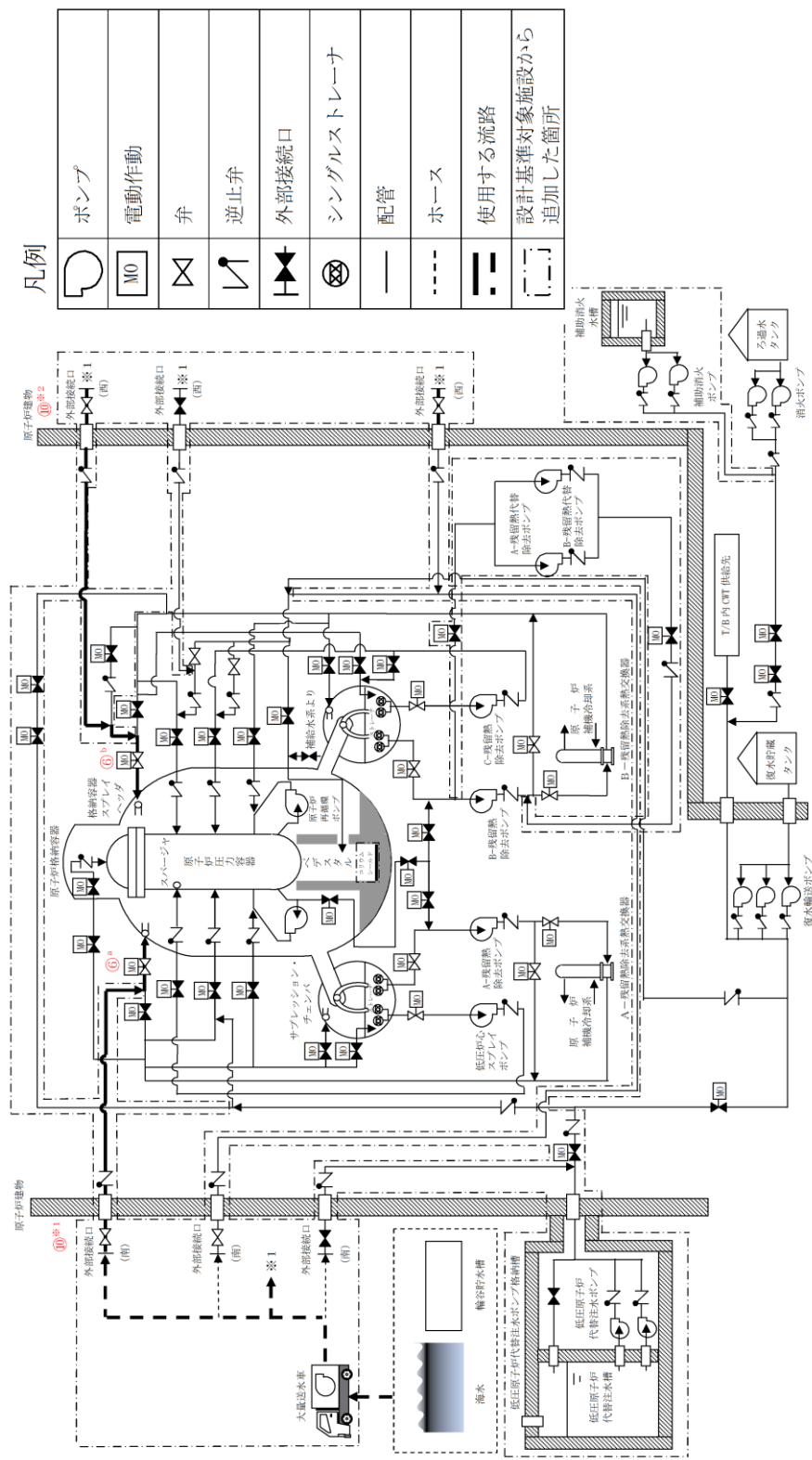
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	RPV破損確認												備考
		10	20	30	40	40	80	90	0	10	20	30	40	
手順の項目 消火系による ペデスタル内への注水	必要注水量到達後注入停止 (必要注水量到達後注入停止) ▽ 25分	消火系によるペデスタル内への注水 (必要注水量到達後注入停止) への注水 (注水継続) ▽ 10分												※1 55m ³ /hにて80分 以内に注水 R P Y破損が確認 されてから注水開始 までの時間 ※2 R P Y破損後の注水 (注水継続) ※2
要員(数) 1 中央制御室運転員A	電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止 ※1 (注水継続) ※2													

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	RPV破損確認												備考
		10	20	30	40	40	80	90	0	10	20	30	40	
手順の項目 消火系による ペデスタル内への注水	必要注水量到達後注入停止 (必要注水量到達後注入停止) ▽ 25分	消火系によるペデスタル内への注水 (必要注水量到達後注入停止) への注水 (注水継続) ▽ 10分												※1 55m ³ /hにて80分 以内に注水 R P Y破損が確認 されてから注水開始 までの時間 ※2 R P Y破損後の注水 (注水継続) ※2
要員(数) 1 中央制御室運転員A	電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止 ※1 (注水継続) ※2													

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第 1.8-10 図 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) によるペデスタル内への注水 タイムチャート (2 / 2)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例

- : 操作手順番号を示す。
- ⁰¹ : 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 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるペデスタル内への注水 (淡水/海水) 概要図 (1 / 2)

操作手順	弁名称
⑥ ^a	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑥ ^b	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑩ ^{a b}	A-格納容器代替スプレイ元弁 / B-格納容器代替スプレイ元弁

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。

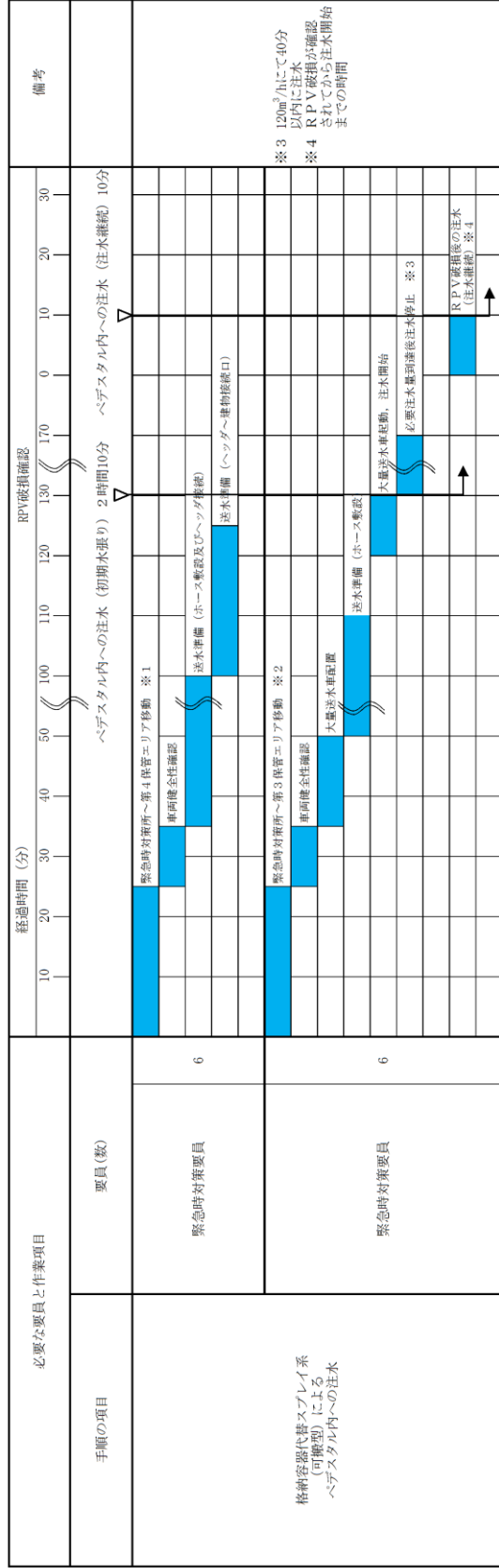
第1.8-11 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタル内への注水（淡水／海水） 概要図（2 / 2）

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による ペダスタル内への注水	要員(数)	系統構成完了 25分												※1 ※2
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

※1：格納容器代替スプレイ系A系の系統構成を示す。また、格納容器代替スプレイ系B系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、系統構成完了まで25分以内で可能である。

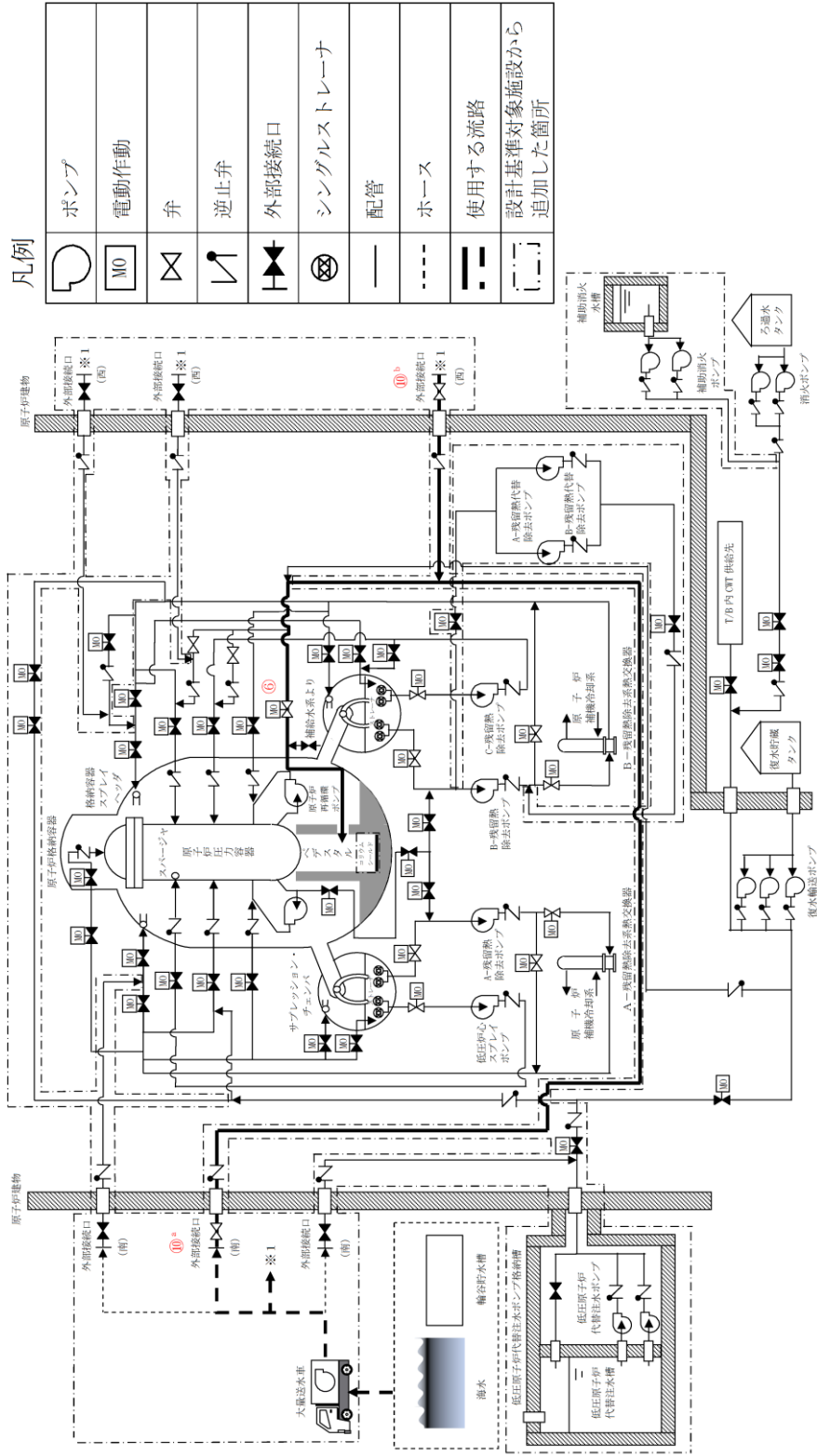
※2：非常用コントロールセンター切替盤が使用可能な場合は、15分以内で可能である。

第 1.8-12 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペダスタル内への注水（淡水／海水）
（系統構成）タイムチャート



※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で可能である。

第 1.8-13 図 格納容器代替スプレイス系 (可搬型) によるペデスタル内への注水 (淡水/海水)
 (大量送水車による送水) タイムチャート



記載例 ○ ○^a ○ ○^a : 操作手順番号を示す。
 : 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を示す。

第 1.8-14 図 ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル内への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥	MUW PCV代替冷却外側隔離弁
⑩ ^a	A-ペデスタル代替注水元弁
⑩ ^b	B-ペデスタル代替注水元弁

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を示す。

第 1.8-14 図 ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル内への注水（淡水／海水） 概要図（2 / 2）

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
ペDESTタル代替注水系 (可搬型) による ペDESTタル内への注水	中央制御室運転員A													
	現場運転員B, C													

系統構成完了 25分※1

電源確認
系統構成

移動, SA電源切替器操作 (B系)

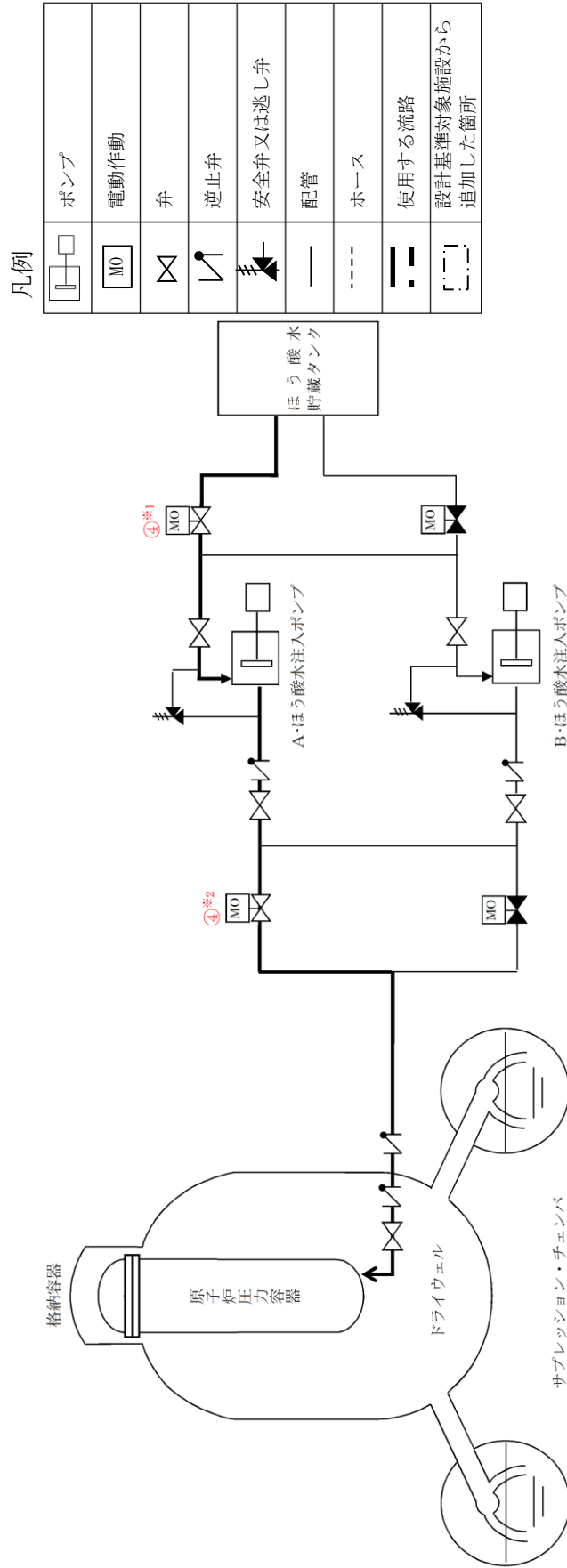
※1 非常用コントロールセンタータ切替盤を使用する場合は、15分以内に可能である。

第 1.8-15 図 ペDESTタル代替注水系 (可搬型) によるペDESTタル内への注水 (淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	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	190	200	210	220	230	240	250	260	270
ペデスタル代替注水系 (可搬型)による ペデスタル内への注水	要員(数)	RPV破損確認																											
	緊急時対策要員	ペデスタル内への注水 (初期水張り) 2時間10分 ペデスタル内への注水 (注水継続) 10分 緊急時対策所～第4保管エリア移動 ※1 車両安全性確認 送水準備 (ホース敷設及びヘッダ接続) 送水準備 (ヘッダ～建物接続口) 送水準備 (ホース敷設)																											
ペデスタル代替注水系 (可搬型)による ペデスタル内への注水	要員(数)	RPV破損確認																											
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2 車両安全性確認 大量送水車配置 送水準備 (ホース敷設) 大量送水車起動、注水開始 必要注水量到達後注水停止 ※3 RUV接続後の注水 (注水継続) ※4																											

※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で可能である。

第 1.8—16 図 ペデスタル代替注水系 (可搬型) によるペデスタル内への注水 (淡水/海水)
 (大量送水車による送水) タイムチャート



操作手順	弁名称
④※1	A (B) - S L C タンク 出口 弁
④※2	A (B) - S L C 注入 弁

記載例 ○※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。

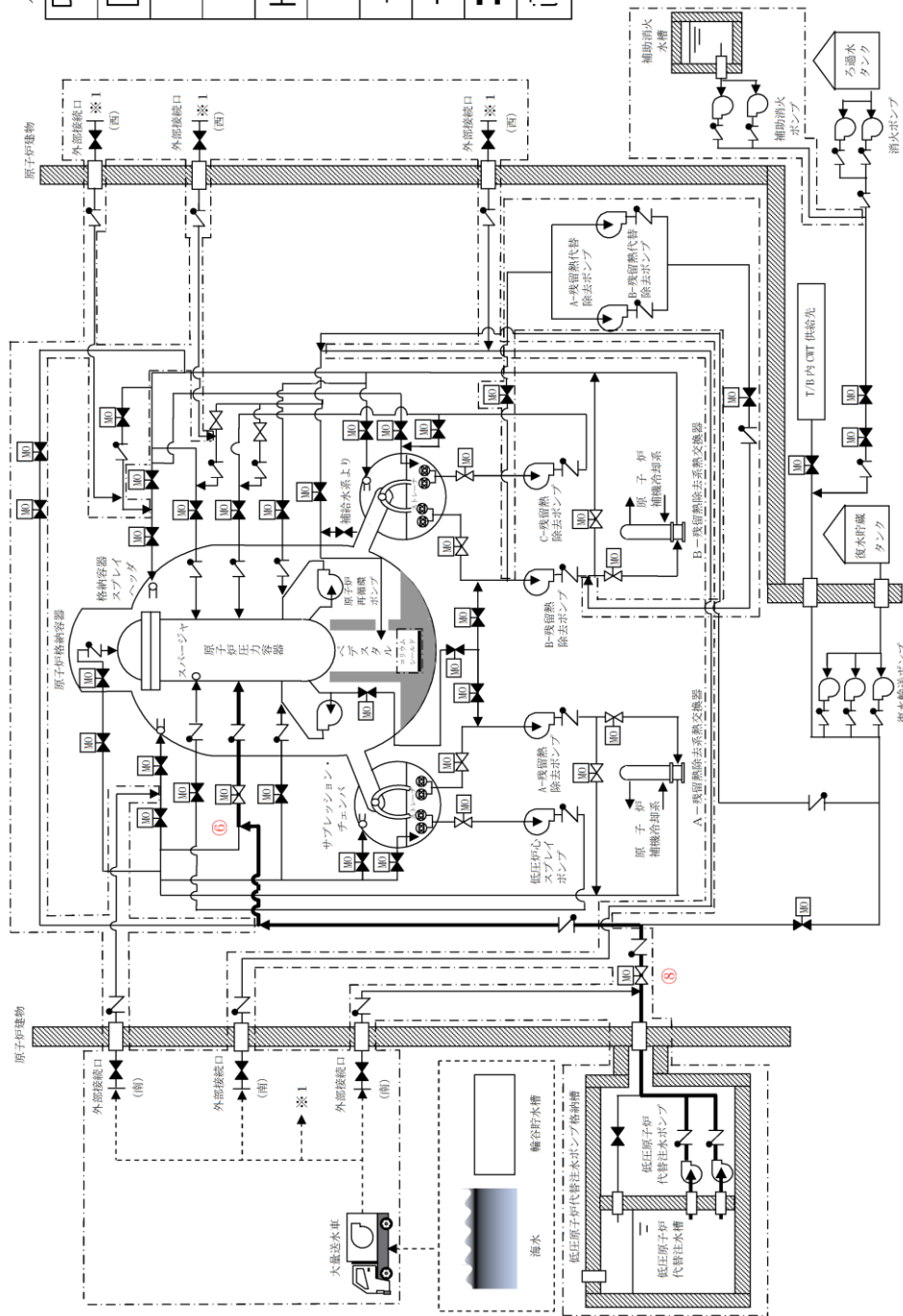
第 1.8-17 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	
手順の項目	要員(数)	10分 ほろ酸水注入系による注水開始											
ほろ酸水注入系による原子炉注水	中央制御室運転員A												※1

※1：ほろ酸水注入系A系による原子炉圧力容器へのほろ酸水注入を示す。また、ほろ酸水注入系B系による原子炉圧力容器へのほろ酸水注入については、注入開始まで10分以内で可能である。

第 1.8-18 図 ほろ酸水注入系による原子炉圧力容器へのほろ酸水注入 タイムチャート

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.8-19 図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1 / 2）

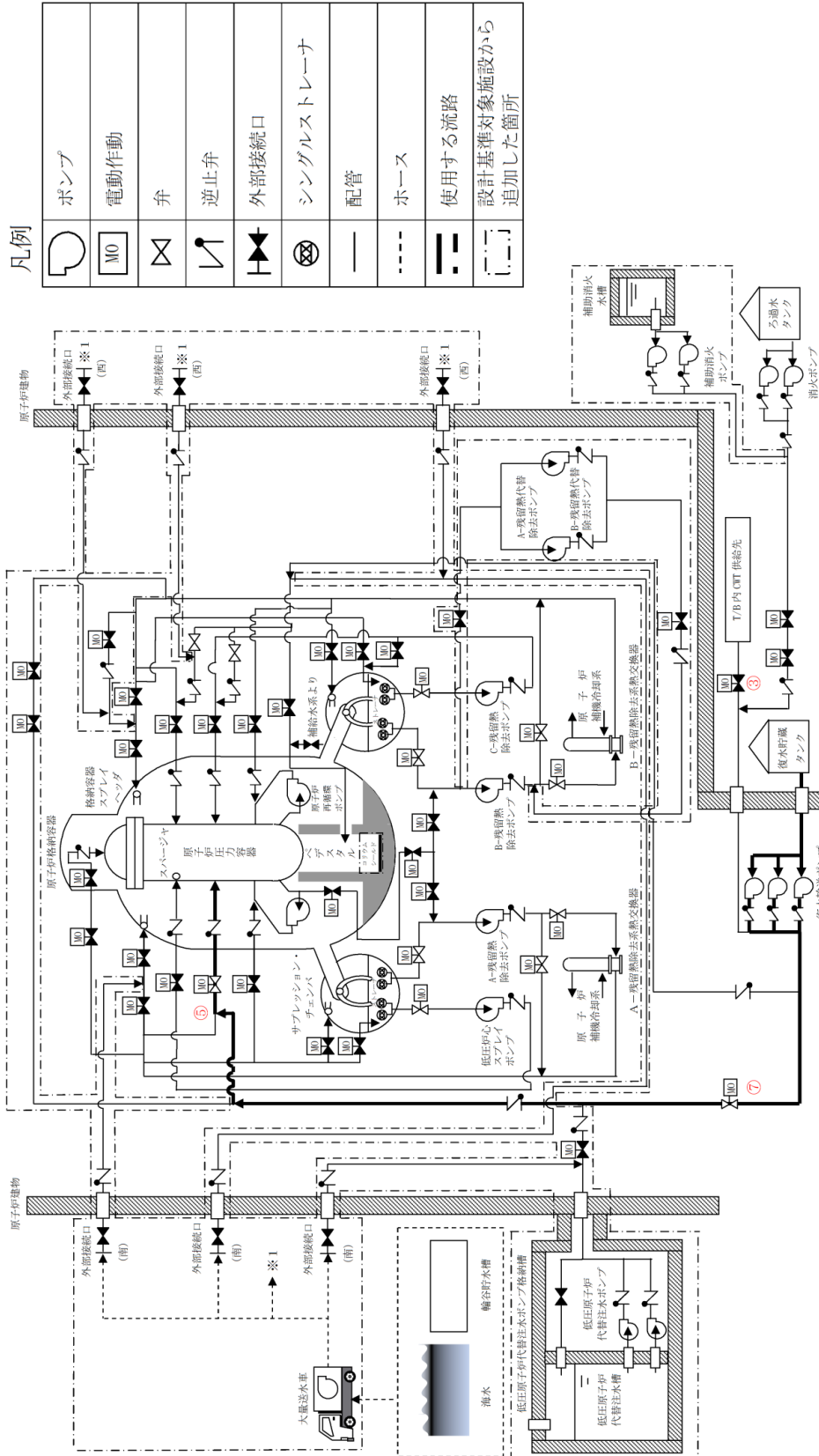
操作手順	弁名称
⑥	A-RHR注水弁
⑧	FLSR注水隔離弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.8-19 図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2 / 2）

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	
低圧原子炉代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転転員A 1	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 20分				

第 1.8-20 図 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.8-21 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤	A-RHR注水弁
⑦	A-RHR R P V代替注水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

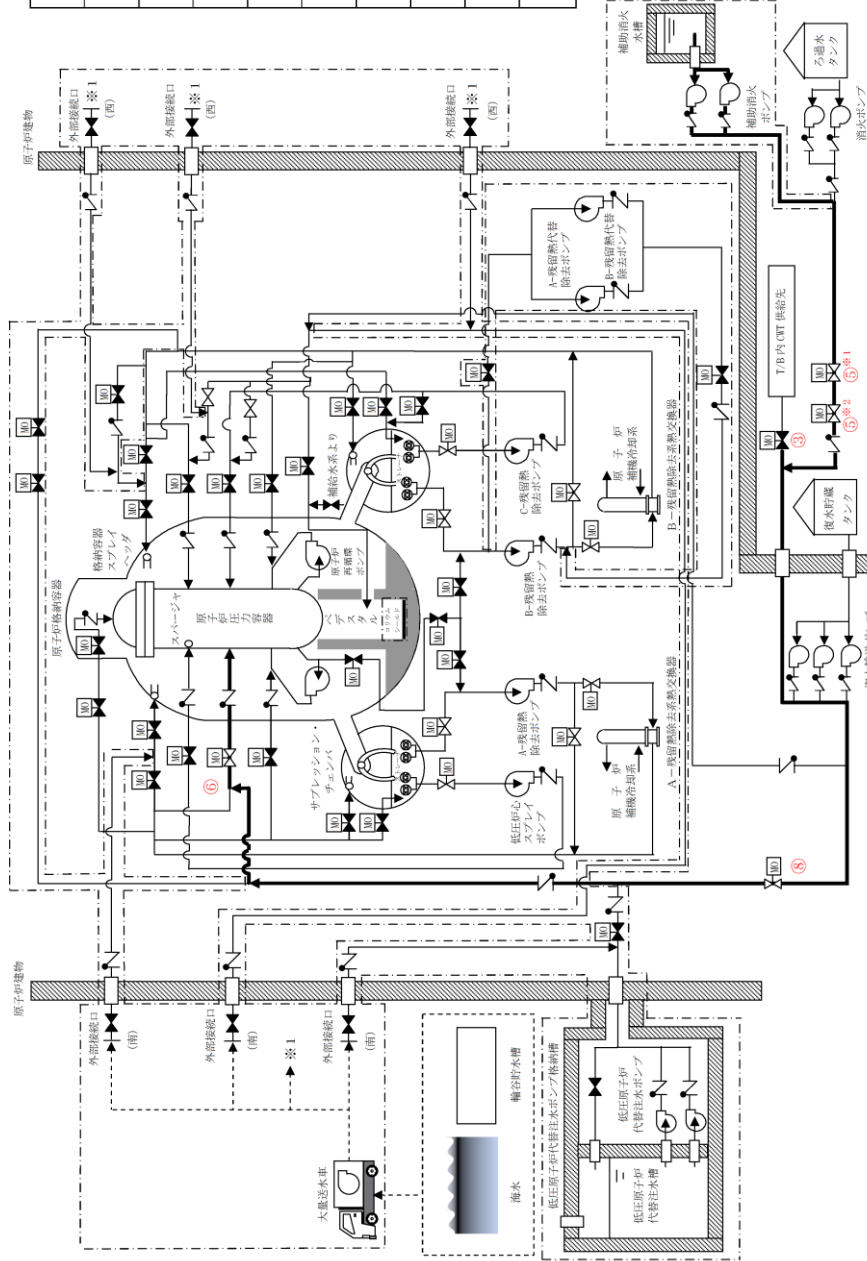
第 1.8-21 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考	
		10	20	30	40		
手順の項目	要員(数)	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 20分 					
復水輸送系による 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A						1

第 1.8-22 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ ○※1～ ○ ○※2 ○ ○※3

○ ○※1～ ○ ○※2 ○ ○※3 : 操作手順番号を示す。
 ○ ○※1～ ○ ○※2 ○ ○※3 : 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 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/4)
 (補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T / B供給遮断弁
⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥	A-RHR注水弁
⑧	A-RHR R P V代替注水弁

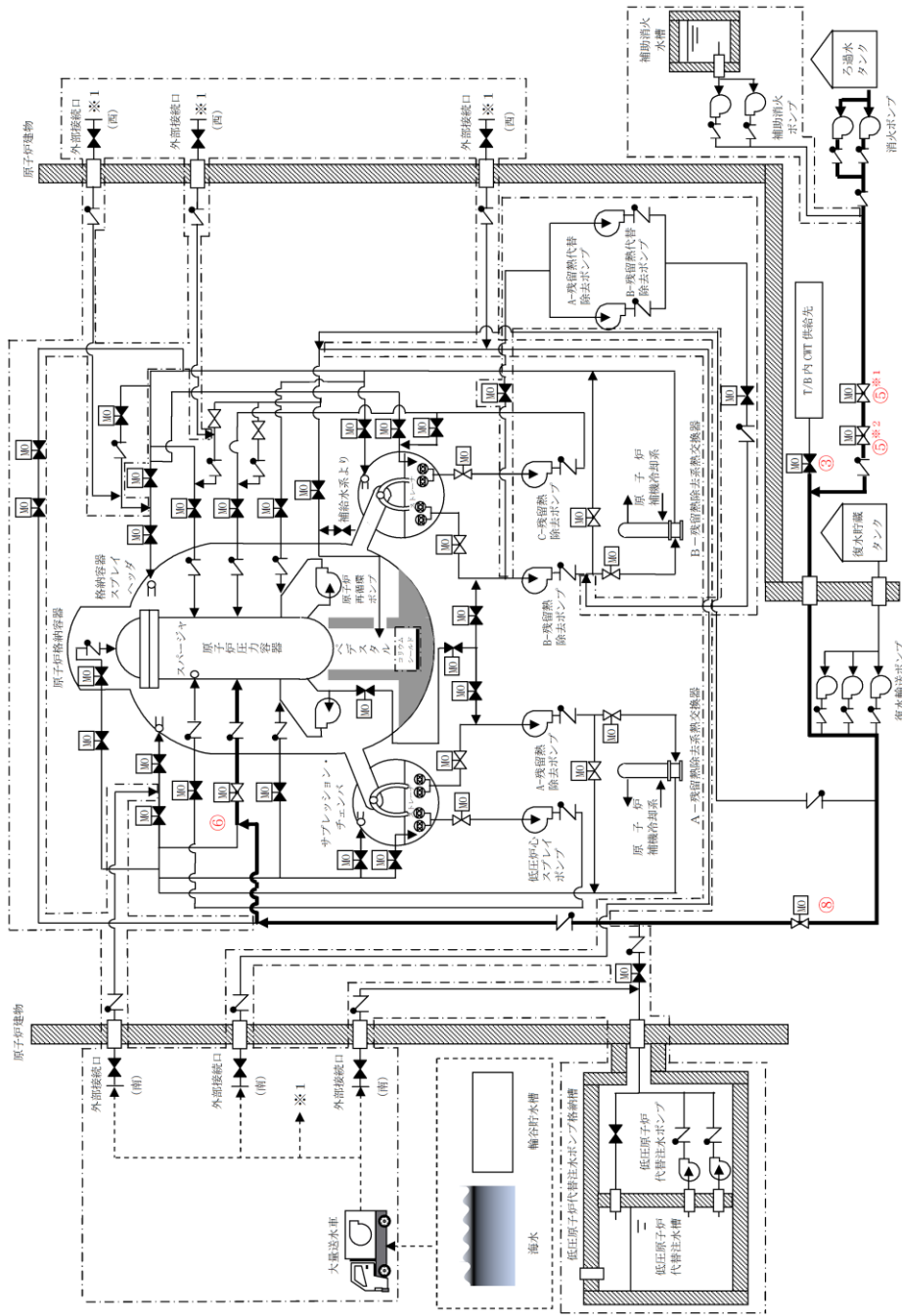
記載例

○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-23 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2 / 4)
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例		
	ポンプ	
	電動作動	
	弁	
	逆止弁	
	外部接続口	
	シングルストレーナ	
	配管	
	ホース	
	使用する流路	
	設計基準対象施設から追加した箇所	



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 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(3 / 4)
 (消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T / B 供給遮断弁
⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥	A-RHR 注水弁
⑧	A-RHR RPV 代替注水弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-23 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(4 / 4)
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
手順の項目	要員(数)	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分				
消火系による 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認				ポンプ起動, 系統構成
		逆流防止				

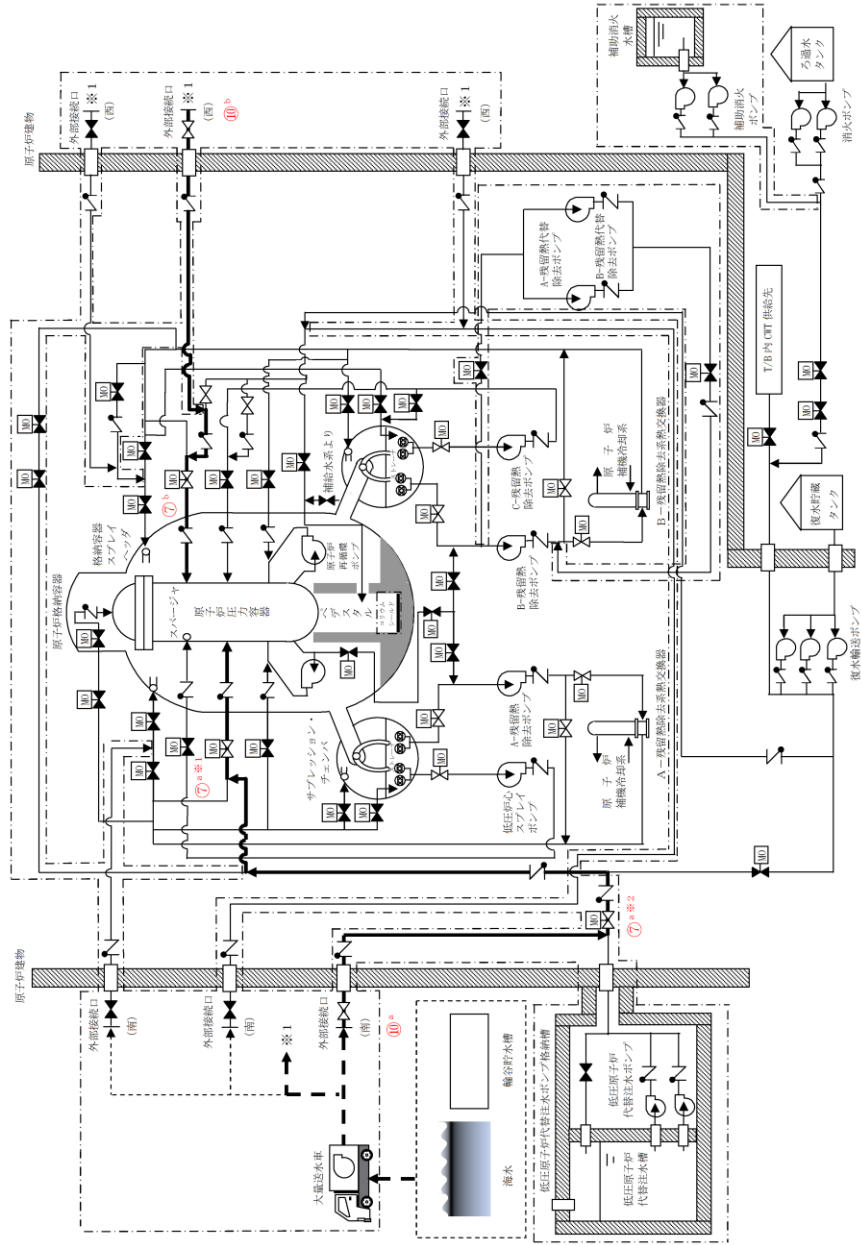
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
手順の項目	要員(数)	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分				
消火系による 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認				ポンプ起動, 系統構成
		逆流防止				

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第 1.8-24 図 消火系による原子炉圧力容器への注水タイムチャート

凡例	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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 1.8-25 図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑦ ^{a※1}	A-RHR注水弁
⑦ ^b	B-RHR注水弁
⑦ ^{a※2}	FLSR注水隔離弁
⑩ ^a	A-低圧原子炉代替注水元弁
⑩ ^b	B-低圧原子炉代替注水元弁

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1.8-25 図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転転員A 1	系統構成完了 25分				
		電源切替操作				
		電源確認				
		系統構成				

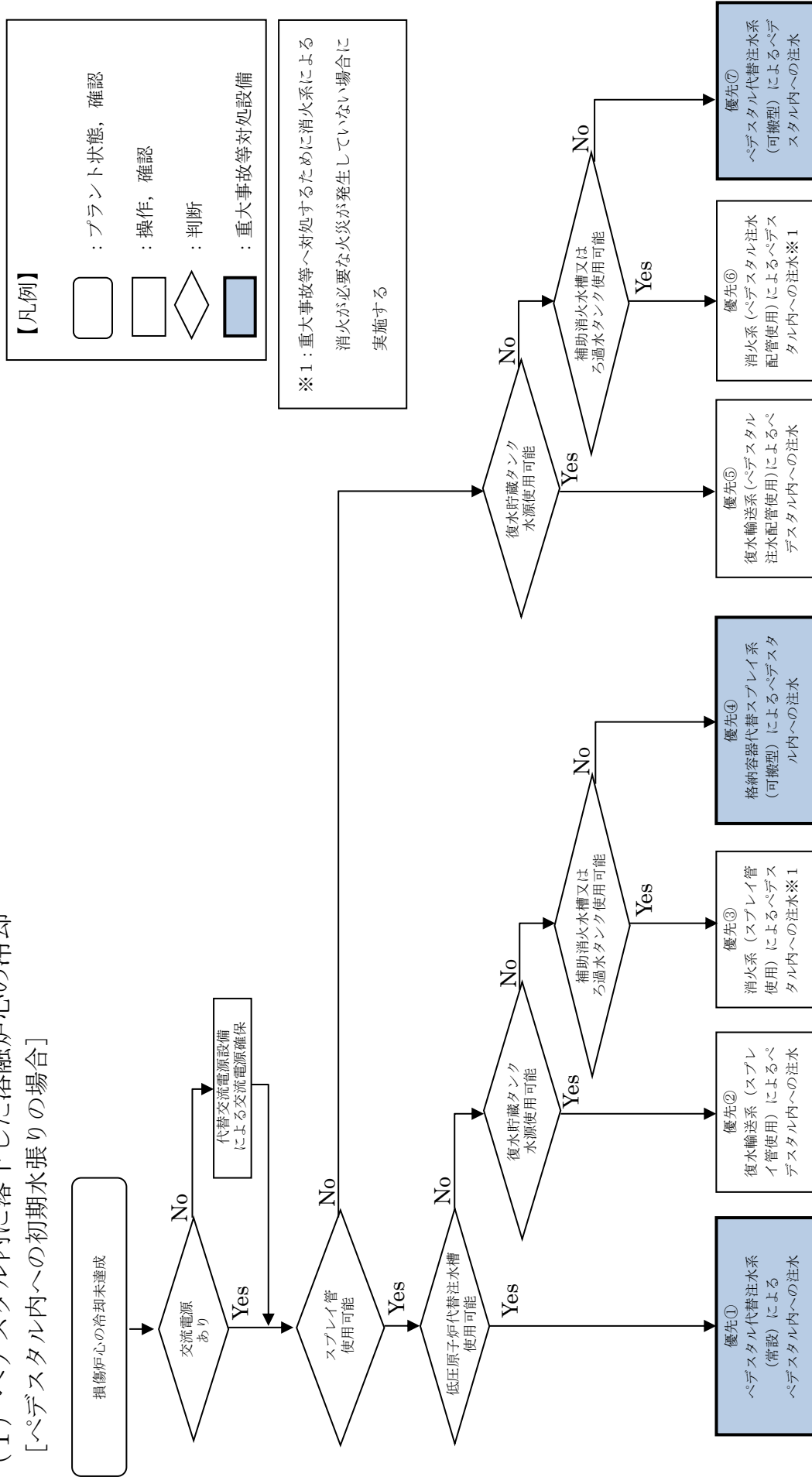
第 1.8-26 図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	要員(数) 緊急時対策要員	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 2時間10分															
		緊急時対策所〜第4保管エリア移動 ※1															
		車両健全性確認															
		送水準備(ホース敷設及びヘッド接続)															
		送水準備(ヘッド〜建物接続口)															
		緊急時対策所〜第8保管エリア移動 ※2															
		車両健全性確認															
		大量送水車配置															
		送水準備(ホース敷設)															
		大量送水車起動、注水開始															

※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で可能である。

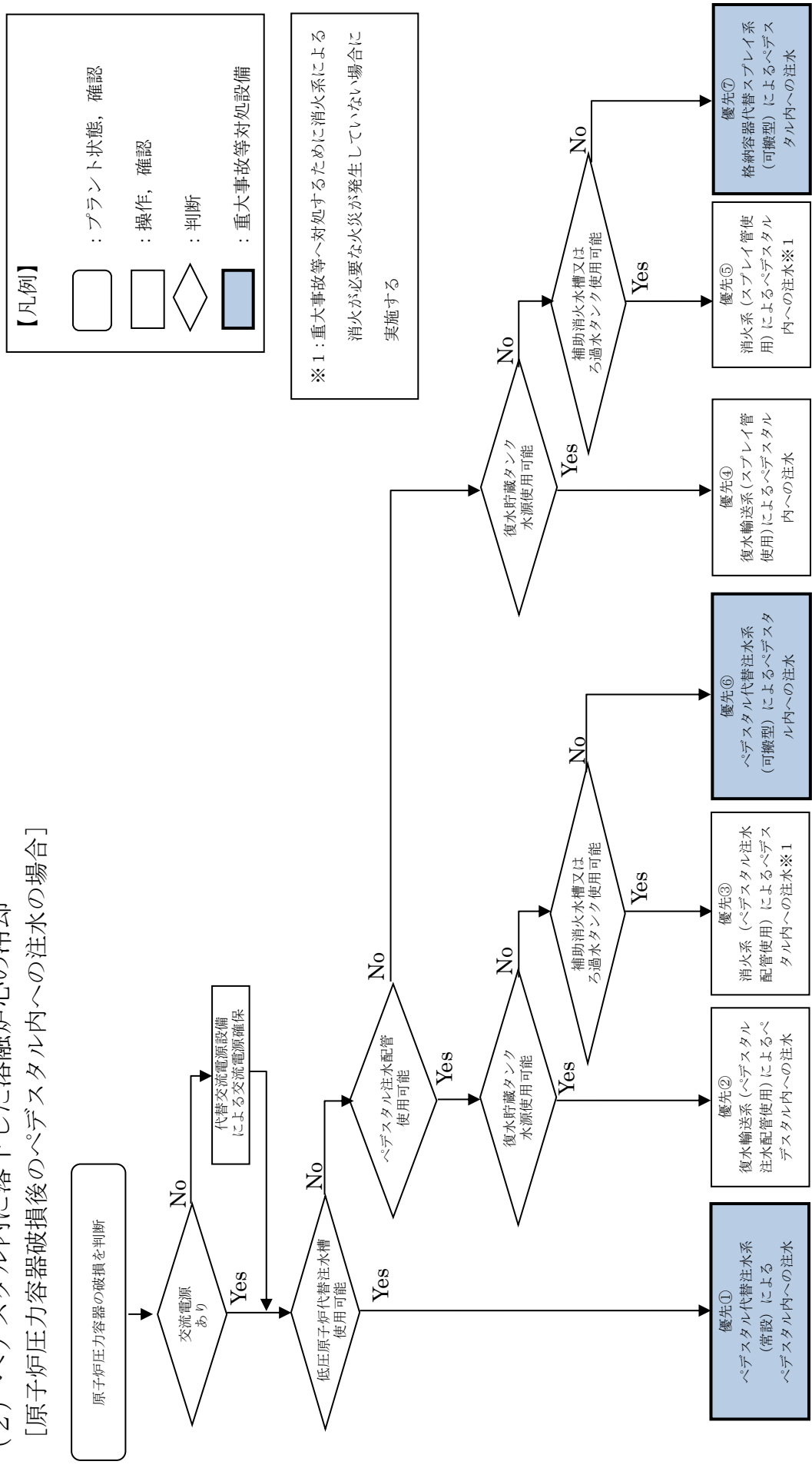
第 1.8-27 図 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)
 (大量送水車による送水) タイムチャート

(1) ペDESTAL内へ落下した溶融炉心の冷却
 [ペDESTAL内への初期水張りの場合]



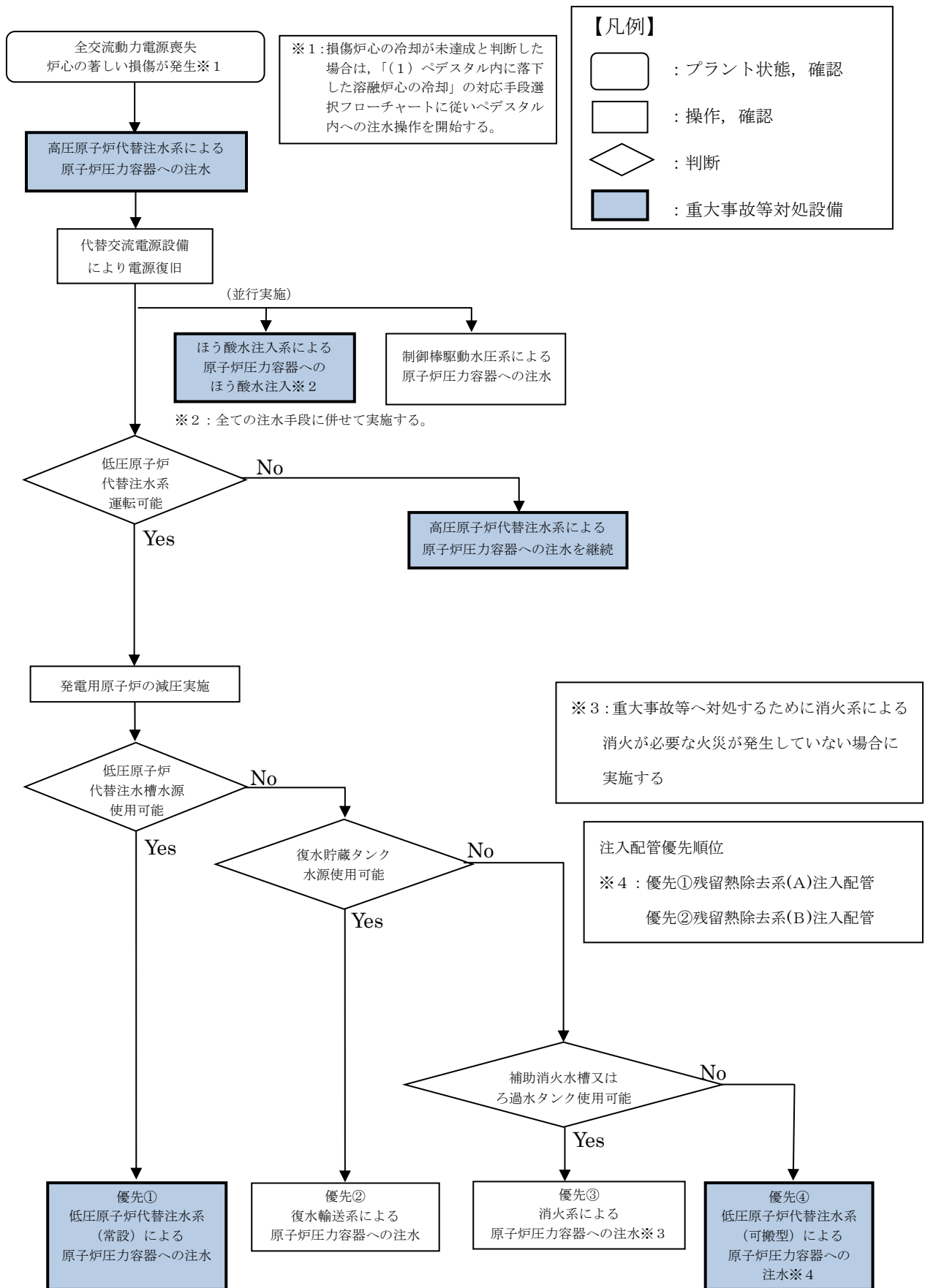
第 1.8-28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/3)

(2) ペデスタル内に落下した溶融炉心の冷却
 [原子炉圧力容器破損後のペデスタル内への注水の場合]



第 1.8-28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/3)

(2) 溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止



第 1.8-28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(3 / 3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/5)

技術的能力審査基準 (1.8)	番号	設置許可基準規則 (51 条)	技術基準規則 (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>【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>【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>(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、原子炉压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。)</p> <p>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。)</p> <p>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(2/5)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
ペDESTAL代替注水系(常設) によるペDESTAL内への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	ペDESTAL内への注水 復水輸送系による	復水輸送ポンプ	常設	10分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	低圧原子炉代替注水槽※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧原子炉代替注水系配管・弁	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	格納容器スプレイ・ヘッダ	既設			格納容器スプレイ・ヘッダ	常設			
	原子炉格納容器	既設			原子炉格納容器	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	代替所内電気設備	新設 既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	コリウムシールド	新設			代替所内電気設備	常設			
						コリウムシールド			
格納容器代替スプレイ系(可搬型) によるペDESTAL内への注水	大量送水車	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	ペDESTAL内への注水 消火系による	補助消火ポンプ	常設	10分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	ホース・接続口	新設			消火ポンプ	常設			
	格納容器代替スプレイ系配管・弁	新設			補助消火水槽	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			ろ過水タンク	常設			
	格納容器スプレイ・ヘッダ	既設			消火系 配管・弁	常設			
	原子炉格納容器	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	燃料補給設備※2	新設			格納容器スプレイ・ヘッダ	常設			
	可搬型代替交流電源設備※2	新設 既設			原子炉格納容器	常設			
	代替所内電気設備	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	輪谷貯水槽(西)※1, ※3	既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
					代替所内電気設備	常設			
		コリウムシールド	常設						
ペDESTAL代替注水系(可搬型) によるペDESTAL内への注水	大量送水車	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-			-	-	-
	ホース・接続口	新設							
	ペDESTAL代替注水系 配管・弁	新設							
	復水輸送系 配管・弁	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備※2	新設							
	燃料補給設備※2	新設							
	可搬型代替交流電源設備※2	新設							
	代替所内電気設備	新設 既設							
	コリウムシールド	新設							
輪谷貯水槽(西)※1, ※3	既設								

※1：手順は「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。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)。

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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
による原子炉代替注水系(常設) への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ③	原子炉圧力容器への注水 復水輸送系による	復水輸送ポンプ	常設	10分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	低圧原子炉代替注水槽※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧原子炉代替注水系 配管・弁	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	代替所内電気設備	新設 既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
による原子炉代替注水系(可搬型) への注水	大量送水車	新設	① ③	原子炉圧力容器への注水 消火系による	補助消火ポンプ	常設	10分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	ホース・接続口	新設			消火ポンプ	常設			
	低圧原子炉代替注水系 配管・弁	新設			補助消火水槽	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			ろ過水タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系 配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	燃料補給設備※2	新設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	可搬型代替交流電源設備※2	新設			原子炉圧力容器	常設			
	代替所内電気設備	新設 既設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	輪谷貯水槽(西)※1, ※3	既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	代替所内電気設備	既設			代替所内電気設備	常設			
原子炉圧力容器への注水 による	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ③	原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動水圧系による	制御棒駆動水圧ポンプ	常設	10分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	サプレッション・チェンバ	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁	新設			制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設			
	高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁	新設			原子炉圧力容器	常設			
	原子炉浄化系 配管	既設			原子炉補機冷却系	常設			
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁	既設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	主蒸気系 配管	既設							
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備※2	新設							
	常設代替交流電源設備※2	新設							
	可搬型代替交流電源設備※2	新設							
	可搬型直流電源設備※2	新設							
原子炉圧力容器へのほう酸水注入 による	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設							
	ほう酸水注入系配管・弁	既設							
	差圧検出・ほう酸水注入系 配管(原子炉圧力容器内部)	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							

※1：手順は「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。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 5)

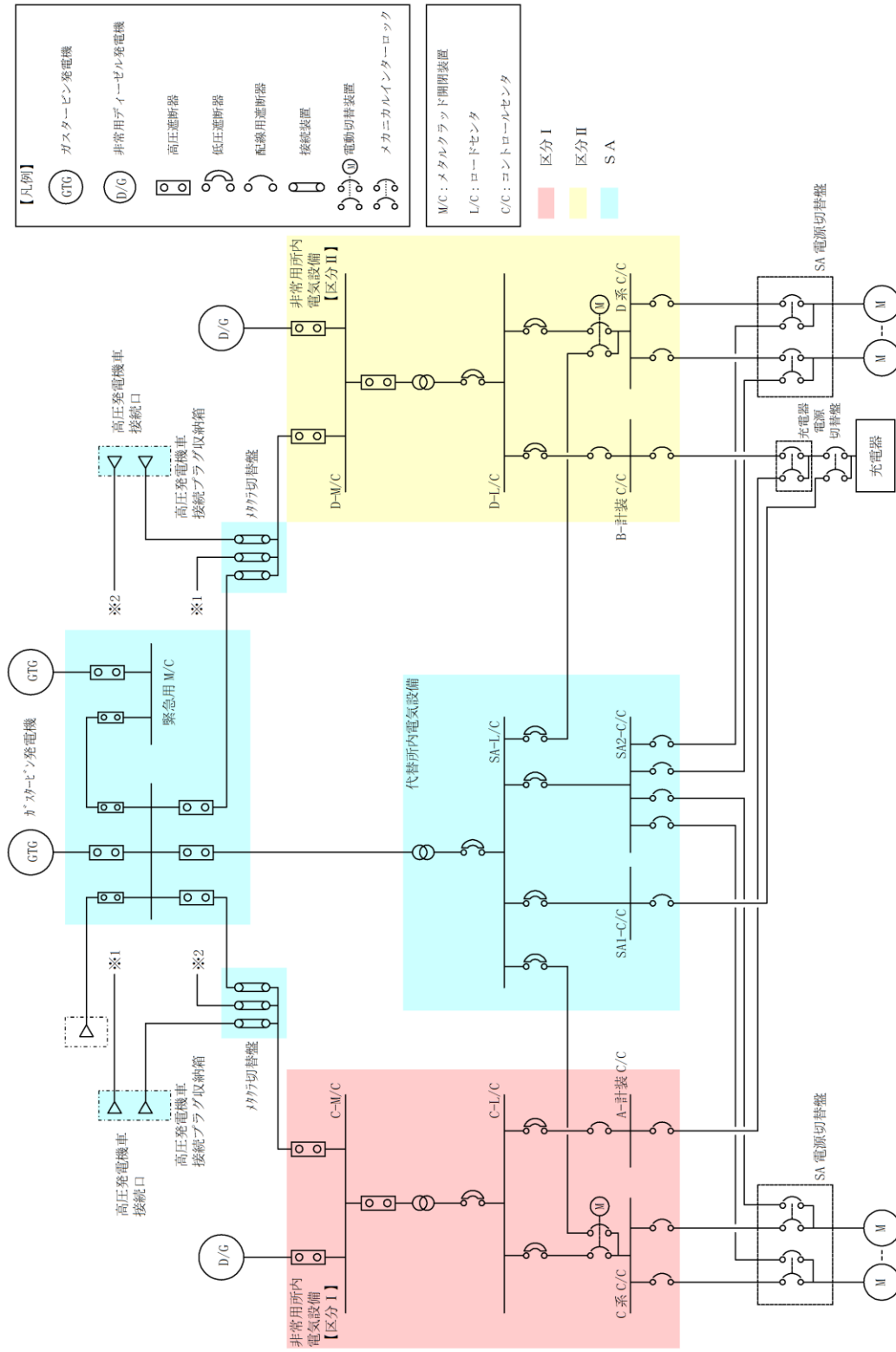
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、ペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内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】</p> <p>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>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</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、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、原子炉格納容器下部注水設備であるペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内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(5 / 5)

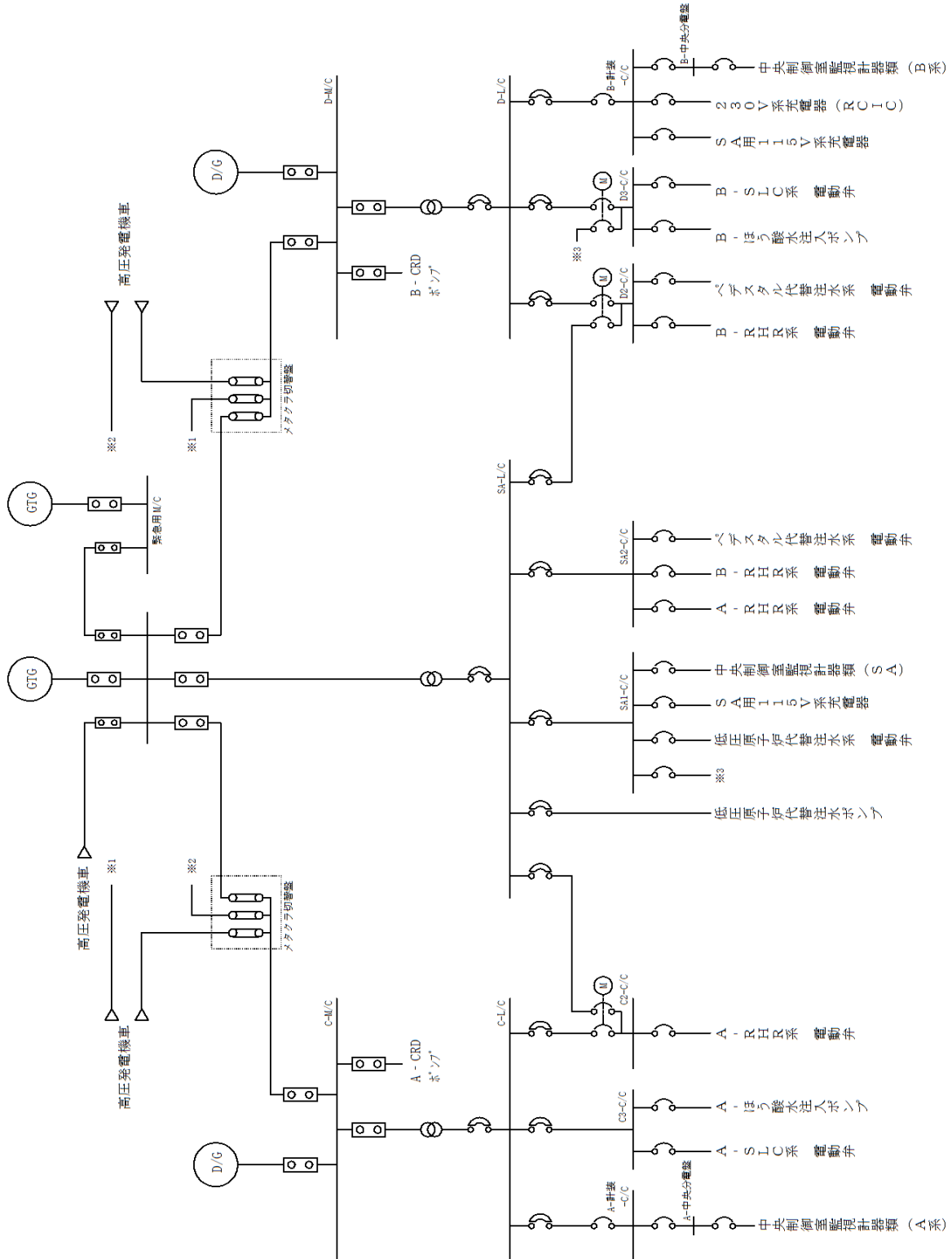
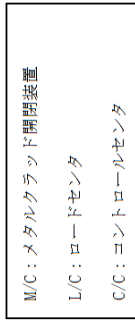
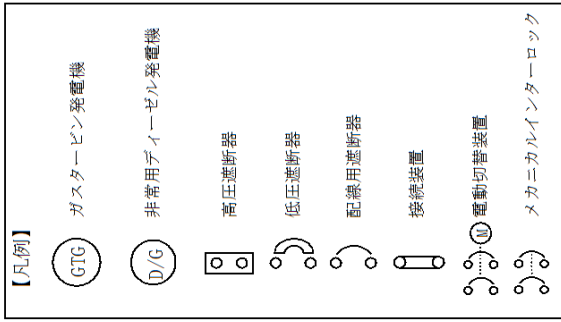
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧原子炉代替注水（常設）、低圧原子炉代替注水（可搬型）、残留熱代替除去系、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。</p>

自主対策設備仕様

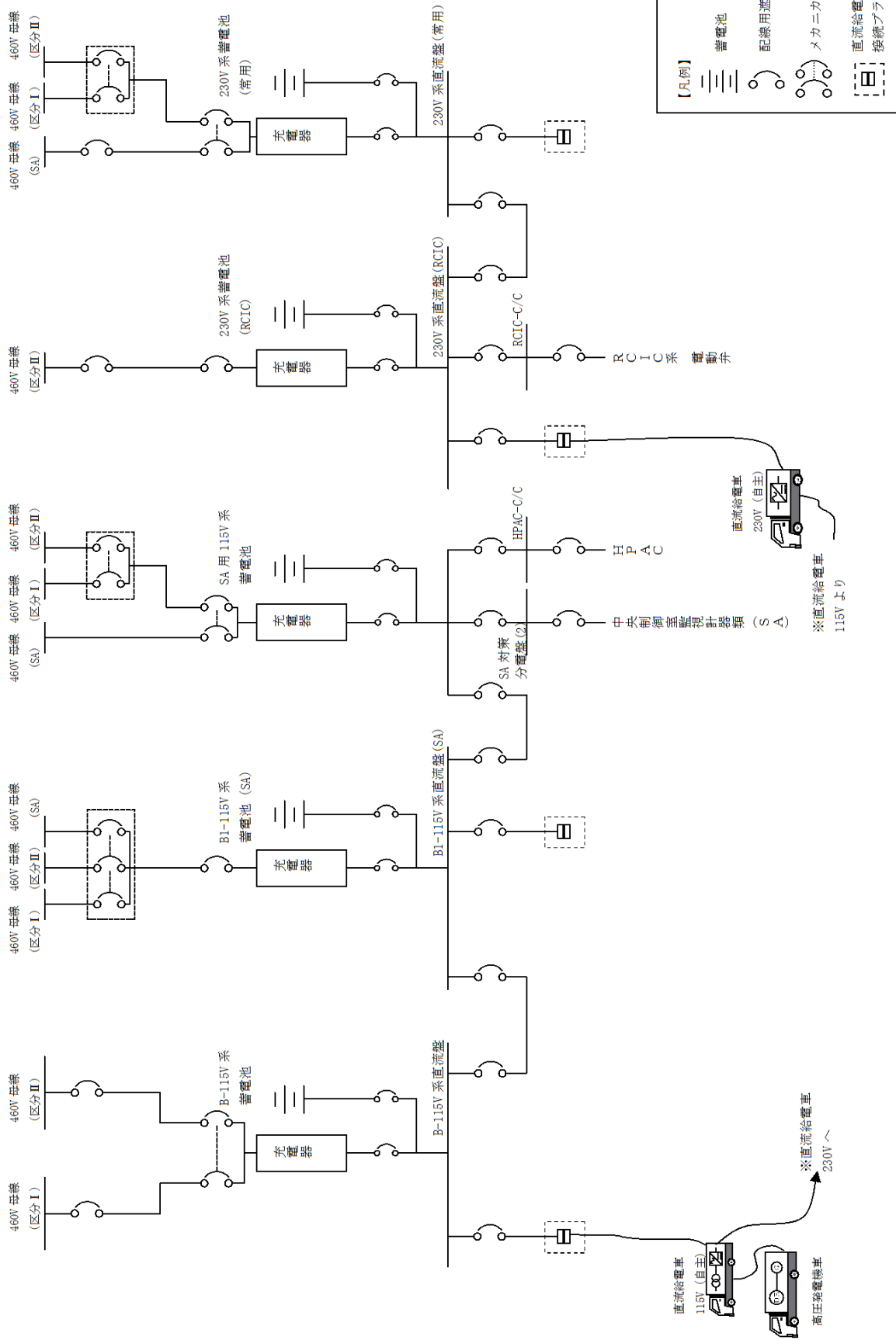
機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
補助消火ポンプ	常設	Cクラス	72 m ³ /h (1台あたり)	80m	2台
消火ポンプ	常設	—	60 m ³ /h (1台あたり)	60m	2台
補助消火水槽	常設	Cクラス	200 m ³	—	2基
ろ過水タンク	常設	—	3,000m ³	—	1基
復水輸送ポンプ	常設	Bクラス	85m ³ /h (1台あたり)	70m	3台
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2,000m ³	—	1基
制御棒駆動水圧ポンプ	常設	Bクラス	31m ³ /h	1266m	2台



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. ペデスタル代替注水系（常設）によるペデスタル内への注水

(1) 中央制御室からのペデスタル代替注水系（常設）起動

a. 操作概要

中央操作からのペデスタル代替注水系（常設）起動が必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、ペデスタル代替注水系（常設）によるペデスタル内への注水を実施する。

b. 作業場所

原子炉建物付属棟 地上3階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

中央制御室からのペデスタル代替注水系（常設）として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替え操作を実施した場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 30分以内（所要時間目安^{※1} : 15分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分、所要時間目安2分

・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）

●ポンプ起動、系統構成、注水操作：想定時間10分、所要時間目安4分

・ポンプ起動、系統構成：所要時間目安3分（操作対象2弁：中央制御室）

・注水操作：所要目安時間1分（注水操作：中央制御室）

【現場運転員】

●移動、SA電源切替盤操作：想定時間20分、所要時間目安8分

・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟 地上3階）

・SA電源切替操作：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物

付属棟 地上3階)

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境： 常用照明消灯時においても，LEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性： 操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

作業環境： 常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路： 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性： 通常受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段： 有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，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

2. 復水輸送系によるペDESTAL内への注水

(1) 復水輸送系によるペDESTAL内への注水

a. 操作概要

復水輸送系によるペDESTAL内への注水が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、復水輸送ポンプによりペDESTAL内に注水する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

復水輸送系によるペDESTAL内への注水として、最長時間を要するスプレイ管を使用した場合における、中央制御室操作での系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：20分以内（所要時間目安^{*1}：8分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 電源確認、バイパス流防止操作：想定時間10分、所要時間目安3分
 - ・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）
 - ・バイパス流防止操作：所要目安時間1分（操作対象1弁：中央制御室）
- 復水輸送ポンプ起動、系統構成：想定時間10分、所要時間目安5分
 - ・復水輸送ポンプ起動、系統構成：所要時間目安4分（操作対象2弁：中央制御室）
 - ・注水操作：所要目安時間1分（注水操作：中央制御室）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に操作可能である。

3. 消火系によるペDESTAL内への注水

(1) 消火系によるペDESTAL内への注水

a. 操作概要

消火系によるペDESTAL内への注水が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、補助消火ポンプ又は消火ポンプによりペDESTAL内に注水する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

消火系によるペDESTAL内への注水として、最長時間を要するスプレイ管を使用した場合における、中央制御室操作での系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：25分以内（所要時間目安^{※1}：10分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 電源確認，バイパス流防止操作：想定時間10分，所要時間目安3分
 - ・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）
 - ・バイパス流防止操作：所要目安時間1分（操作対象1弁：中央制御室）
- ポンプ起動，系統構成：想定時間15分，所要時間目安7分
 - ・ポンプ起動，系統構成：所要時間目安6分（操作対象4弁：中央制御室）
 - ・注水操作：所要目安時間1分（注水操作：中央制御室）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に操作可能である。

4. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）

(1) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水（淡水／海水）

a. 操作概要

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により原子炉格納容器に送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物南側周辺，原子炉建物西側周辺，取水箇所（輪谷貯水槽（西））周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水として、最長時間を要する第4保管エリア，第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 12名（緊急時対策要員12名）

想定時間 : 2時間10分以内（所要時間目安^{※1} : 1時間33分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安22分

- ・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分

- ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

- 送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間1時間5分，所要時間目安34分

- ・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）

- ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物西側法面，原子炉建物南側接続口周辺）

- 送水準備（ヘッダ～原子炉建物南側接続口）：想定時間25分，所要時間

目安 21 分

- ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～原子炉建物南側接続口）
- ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側接続口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）
- 大量送水車起動，スプレー開始：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動，スプレー開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，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：格納容器代替スプレー系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用

可能な設備により，緊急時対策本部との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

(2) 系統構成

a. 操作概要

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水が必要な状況において、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室からの操作による系統構成を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車によりペDESTAL内へ注水する。

b. 作業場所

原子炉建物付属棟 地上3階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水について、中央制御室操作及び現場操作によるSA電源切替盤操作及び系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 25分以内（所要時間目安^{※2} : 13分）

※2 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間5分、所要時間目安2分

・電源確認：所要時間目安2分（電源確認：中央制御室）

●系統構成：想定時間5分、所要時間目安2分

・系統構成：所要時間目安2分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員】

●移動、SA電源切替盤操作：想定時間20分、所要時間目安9分

・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟 地上3階）

・SA電源切替操作：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟 地上3階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

(b) 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち, 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. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水/海水）

(1) ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水（淡水/海水）

a. 操作概要

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内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、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車によりペDESTAL内に送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物南側周辺，原子炉建物西側周辺，取水箇所（輪谷貯水槽（西））周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水として、最長時間を要する第4保管エリア，第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：12名（緊急時対策要員12名）

想定時間：2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間33分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側接続口周辺作業）

●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安22分

・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分

・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）

●送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間1時間5分，所要時間目安34分

・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）

・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物西側法面，原子炉建物南側接続口周辺）

●送水準備（ヘッダ～原子炉建物南側接続口）：想定時間25分，所要時間目安21分

- ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～原子炉建物南側接続口）
- ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側接続口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）

●緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分

- ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分

- ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）

●大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分

- ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西））

- ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））

●送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分

- ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）

- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）

●大量送水車起動，ペDESTAL注水開始：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分

- ・大量送水車起動，ペDESTAL注水開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，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：ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のう

ち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

6. 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

(1) 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

a. 操作概要

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器にほう酸水を注入する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

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要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：10分以内（所要時間目安^{※1}：4分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認、ポンプ起動：想定時間10分、所要時間目安4分

・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）

・ポンプ起動：所要時間目安2分（ポンプ起動：中央制御室）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に操作可能である。

7. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

(1) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

a. 操作概要

復水輸送系による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、復水輸送系ポンプにより原子炉圧力容器に注水する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

復水輸送系による原子炉圧力容器への注水における、中央制御室操作での系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：20分以内（所要時間目安^{※1}：7分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認、バイパス流防止操作：想定時間10分、所要時間目安3分

・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）

・バイパス流防止操作：所要目安時間1分（操作対象1弁：中央制御室）

●復水輸送ポンプ起動、系統構成：想定時間10分、所要時間目安4分

・復水輸送ポンプ起動、系統構成：所要時間目安3分（操作対象2弁：中央制御室）

・弁操作、注水開始：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に操作可能である。

8. 消火系による原子炉圧力容器への注水

(1) 消火系による原子炉圧力容器への注水

a. 操作概要

消火系による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、補助消火ポンプ又は消火ポンプにより原子炉圧力容器に注水する。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

消火系による原子炉圧力容器への注水における、中央制御室操作での系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：25分以内（所要時間目安^{※1}：9分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 電源確認，バイパス流防止操作：想定時間10分，所要時間目安3分
 - ・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）
 - ・バイパス流防止操作：所要目安時間1分（操作対象1弁：中央制御室）
- ポンプ起動，系統構成，注水操作：想定時間15分，所要時間目安5分
 - ・ポンプ起動，系統構成：所要時間目安4分（操作対象3弁：中央制御室）
 - ・注水操作：所要目安時間1分（注水操作：中央制御室）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に操作可能である。

9. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

(1) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水準備及び送水

a. 操作概要

低圧原子炉代替注水系（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、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により原子炉圧力容器に送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物南側周辺，原子炉建物西側周辺，取水箇所（輪谷貯水槽（西））周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水として、最長時間を要する第4保管エリア，第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 12名（緊急時対策要員12名）

想定時間 : 2時間10分以内（所要時間目安^{※1} : 1時間33分）

※1 : 所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安22分
 - ・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間1時間5分，所要時間目安34分
 - ・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物西側法面，原子炉建物南側接続口周辺）
- 送水準備（ヘッダ～原子炉建物南側接続口）：想定時間25分，所要時間目安21分
 - ・送水準備：所要時間目安15分（ヘッダ～原子炉建物南側接続口）

- ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側接続口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）
- 大量送水車起動，原子炉注水開始：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動，原子炉注水開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

- 作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。
- 移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，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：低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備は無く，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），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち

ち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

(2) 系統構成

a. 操作概要

低圧原子炉代替注水系（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、原子炉建物付属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室からの操作による系統構成を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により原子炉圧力容器に注水する。

b. 作業場所

原子炉建物付属棟 地上3階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水として、最長時間を要する残留熱除去系A系配管を使用した送水での中央制御室操作及び現場操作によるSA電源切替盤操作及び系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 25分以内（所要時間目安^{※2} : 12分）

※2 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認，系統構成：想定時間10分，所要時間目安3分

・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室）

・系統構成：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員】

●移動，SA電源切替操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分

・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟 地上3階）

・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟 地上3階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

(b) 現場操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち, 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。

炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

島根原子力発電所2号炉では，炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し，原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に，運転員による対応を，事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため，有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。

SOPには，炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており，対応の優先順位等についても定めている。このため，想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが，ここでは，炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況を場合分けし，それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。また，原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。

1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性

炉心損傷モードのうち，格納容器先行破損の炉心損傷モード^{※1}を除くと，TQUV，TQUX，TB(長期TB，TBU，TBD，TBP)，LOCAが抽出される。

このうち，TQUV，TQUX，TB(長期TB，TBU，TBD，TBP)は，炉心損傷の時点でRPVが健全であり，RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で，炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV，TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し，TQUX，長期TB，TBU，TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが，SOPにおいて，原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから，その後は同じ対応となる。

一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は，炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており，RPV内の原子炉冷却材がドライウェル(以下「D/W」という)に直接放出される炉心損傷モードである。このため，炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力，温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが，各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており，対応は可能である。

※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合，炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから，SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え，ここでの考察から除外した。しかしながら，現実的にはSOPに準じ，注水及び除熱を試みるものと考えられる。

また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し、ペDESTALに水位が形成されると考えられる。

炉心損傷後の手順として、RPVの破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が2.4m（注水量225m³相当）に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。

溶融炉心落下時のペDESTALの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「炉外FCI」という。）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）への対応を考慮し、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{※2}している。

以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。

2. 注水及び除熱の考え方

炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。

まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。

その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が300℃に到達し、RPV下部プレナムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行してペDESTALへの注水（水位2.4m（注水量225m³相当））を実施する手順としている。

※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 添付資料3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ（約3.8m）の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPaであり、ペDESTALの内側鋼板の降伏応力(490MPa)を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。ペDESTALの水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。

次に、R P Vが破損した後は、ペDESTALに崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。S O P及びAMGに定めるR P V破損の判定方法に基づきR P Vの破損を判定した後は、ペDESTALに直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にあるペDESTAL以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実にペDESTALへの注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合はペDESTALへの注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。

しかしながら、R P Vが破損した後は、R P V内の溶融炉心の状態、R P V破損口の状態、ペDESTALへの溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、S O P及びAMGではR P V破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。

優先順位 1 : D/Wスプレイ

- ・ 開始条件：格納容器圧力 640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上
- ・ 停止条件：格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下
- ・ 流量：120m³/h

優先順位 2 : ペDESTAL注水

- ・ 流量：崩壊熱に余裕をみた量（スクラム後～5時間：60m³/h, 5～10時間：55m³/h, 10～20時間：35m³/h, 20時間～40時間：30m³/h, 40時間～80時間：20m³/h, 80時間～120時間：15m³/h, 120時間以降：12m³/h) で注水

優先順位 3 : R P V破損後のR P Vへの注水

- ・ 流量：15m³/h (S/C水源でE C C Sを運転できる場合は全量注水)

これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。

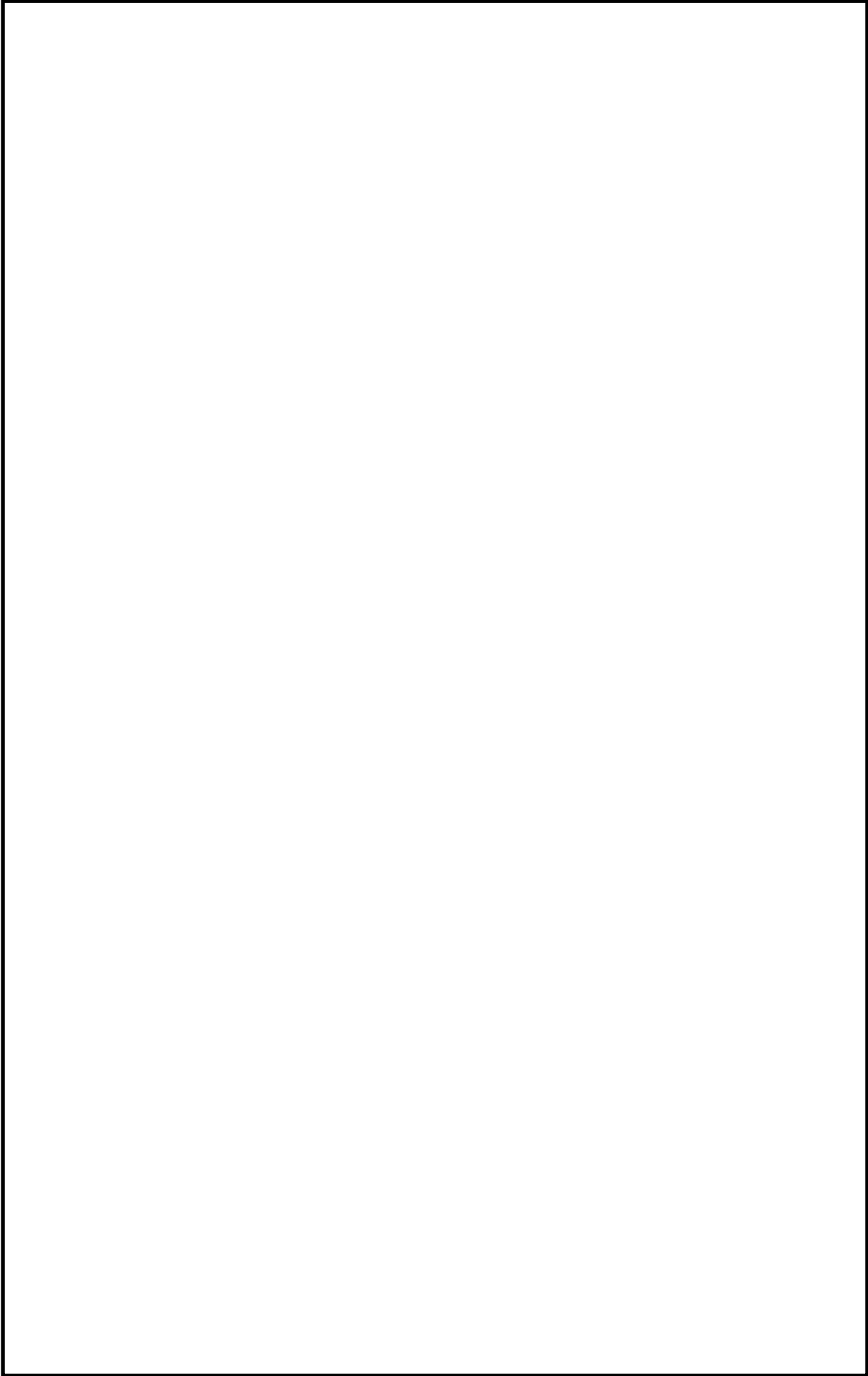
ペDESTALへの注水については、R P V破損前の注水によりペDESTAL内には約 70m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 2 時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面からペDESTALへ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。

R P V破損後のR P Vへの注水には、R P V内に残存する溶融炉心の冷却及びR P V破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALに堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、R P V破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

しかしながら、R P Vが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。

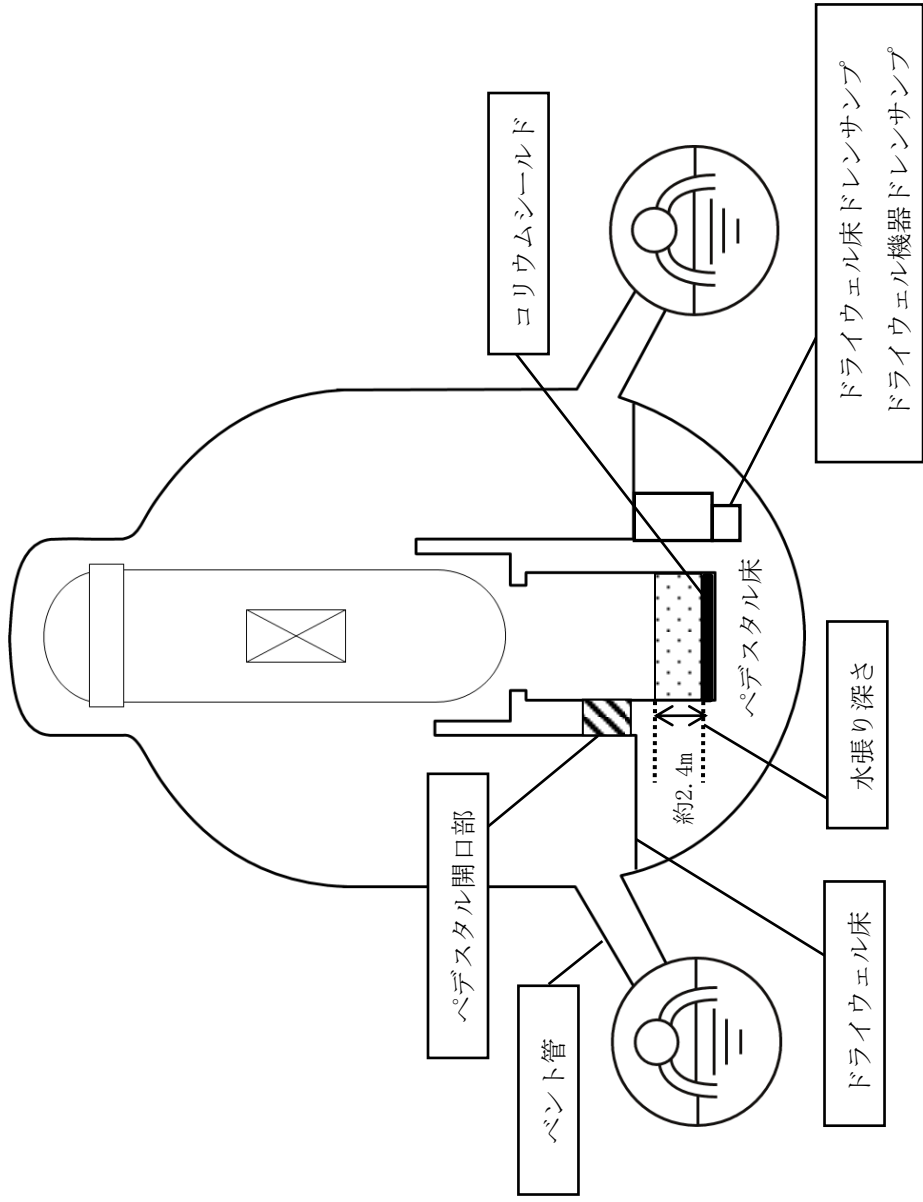
D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+約 1.3m に到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続するとともに、ペDESTAL水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTALの溶融炉心の冷却を継続する。

以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、S O Pによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。



第1図 SOPの対応フロー (全体)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 原子炉格納容器の構造図

3. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は 200℃、2Pd と設定しており、200℃、2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については 200℃、2Pd の状態が 7 日間（168 時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

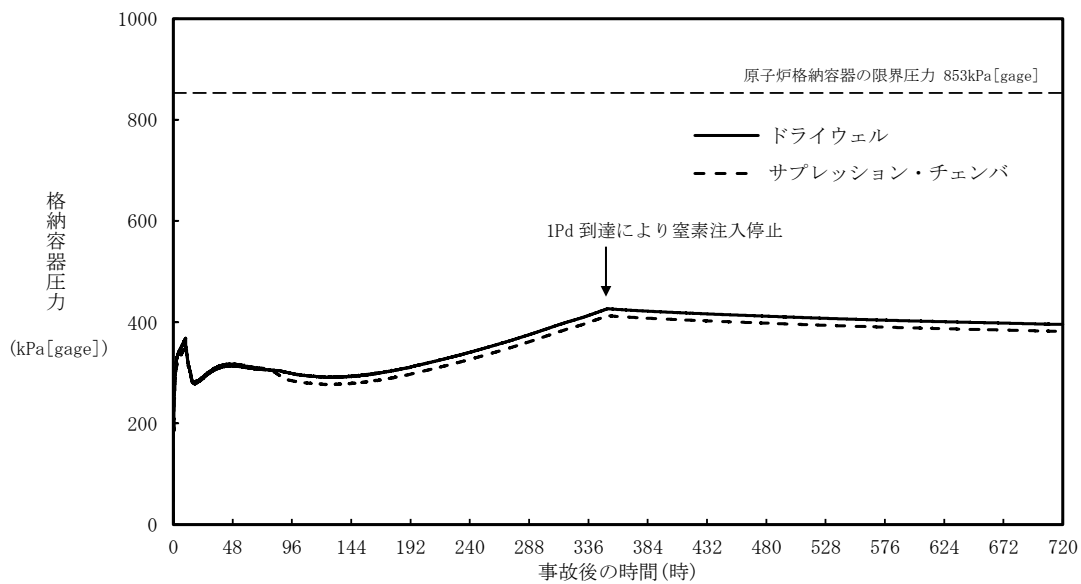
ここでは、200℃、2Pd を適用可能な 7 日間（168 時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7 日間（168 時間）以降の累積放射線照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

第 1 表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として 2Pd (853kPa) を設定	有効性評価シナリオで最大 427kPa[gage]となる (第 3 図)
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る (第 4 図)

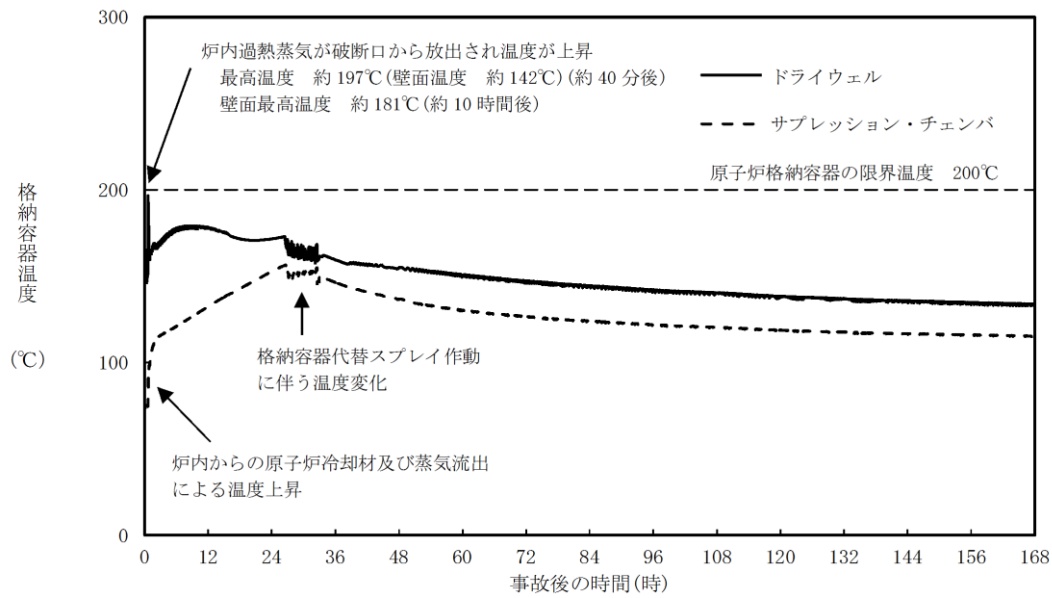
7 日間（168 時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、427kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第 1 表で示すとおり、7 日間（168 時間）以降の格納容器圧力は最大で 427kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第 3 図に示す。



第3図 原子炉格納容器圧力の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第4図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度^{*}）についても、事象発生後約10時間後に生じる最高値は約182℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

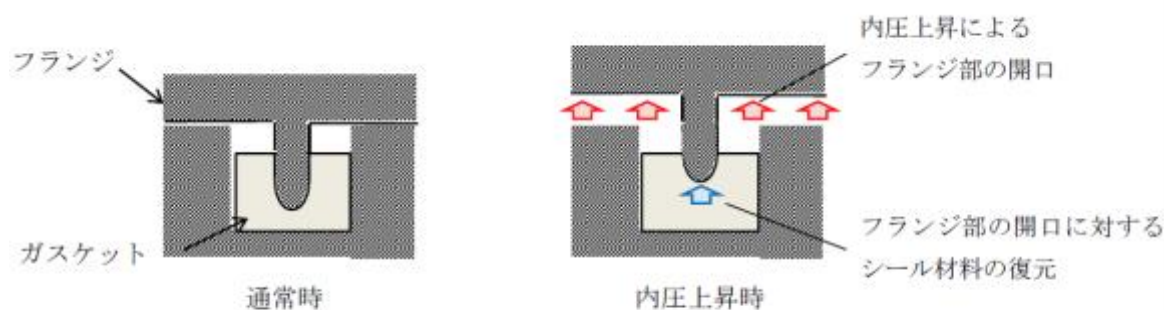
※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



第4図 原子炉格納容器温度の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用しない場合）

a. 長期（168 時間以降）の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第 5 図の模式図に示す通り、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約 0.3MPa であり開口量は小さい（第 2 表参照）。



第 5 図 シール部の機能維持確認の模式図

第 2 表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの 168h 時 (0.3MPa)	2 Pd (0.853MPa)
ドライウェル 主フランジ	内側		
	外側		
機器搬入口	内側		
	外側		

b. 長期（168 時間以降）の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

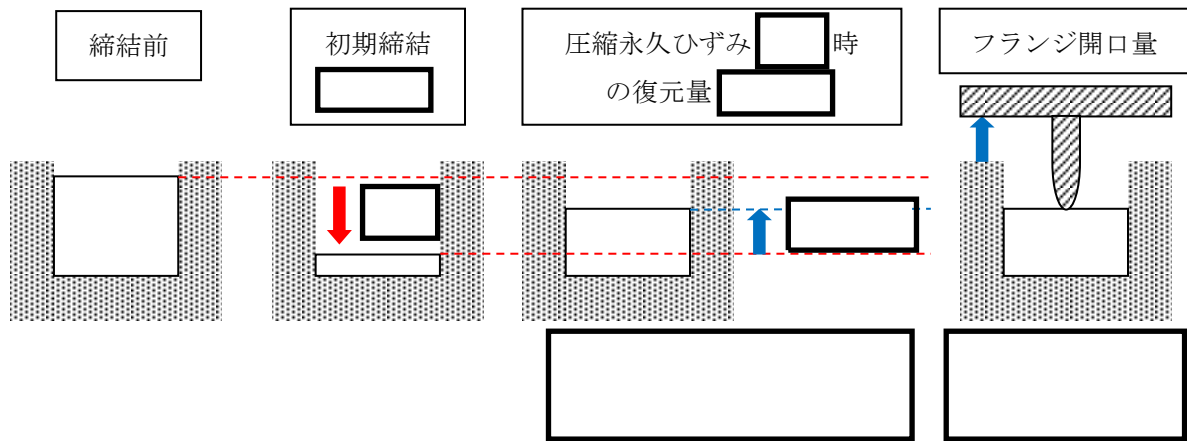
第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0日～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように，168時間以降，150℃の環境下においては，改良EPDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも，シール部の機能は十分維持される。なお，EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり，第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても，一般特性としての耐熱温度まで低下すれば，それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また，第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は□時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており，第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

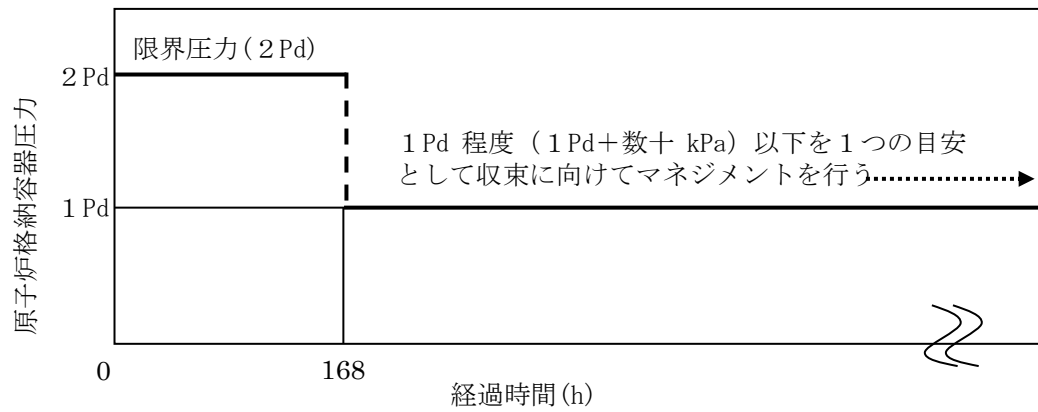
有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は原子炉格納容器温度がE P DMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

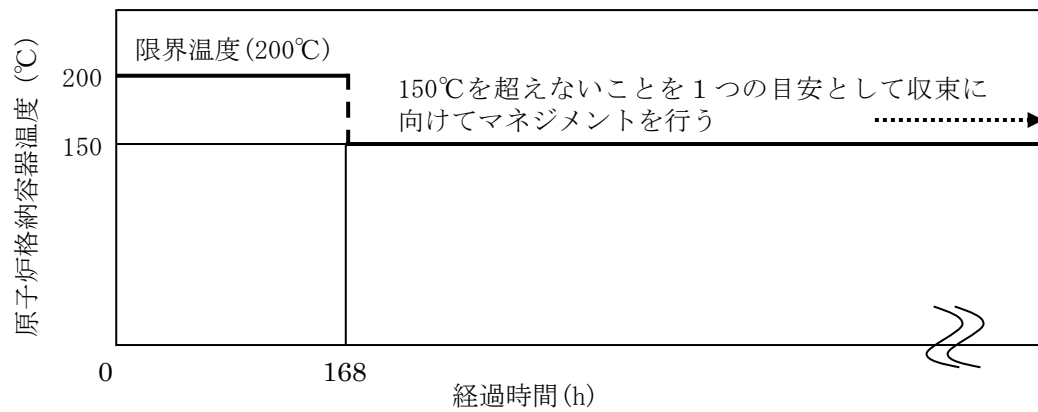
<168時間以降の考え方>

前述の結果を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持され则认为している。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力については1Pd程度（1Pd+数十kPa*）以下でプラント状態を運用する。

※酸素濃度をドライ換算で4.4vol%以下とする運用の範囲



第7図 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方



第8図 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

<7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について>

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.8.2.2 熔融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器への注水	a. 高压原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以上

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.8.2.1	ペデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	(1)ペデスタル内注水	(a)ペデスタル代替注水系(常設)によるペデスタル内への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が [] 以上
1.8.2.2	溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止	(1)原子炉圧力容器への注水	e. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 f. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 g. 消火系による原子炉圧力容器への注水 h. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が [] 以上 低圧原子炉代替注水配管流量指示値が [] まで上昇 R P V / P C V 注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇 R P V / P C V 注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇 原子炉圧力容器内の圧力が [] 以下であること R P V / P C V 注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧 (1 / 2)

弁番号	弁名称	操作場所
MV225-1A (B)	A (B) - S L C タンク出口弁	中央制御室 原子炉棟地上3階 S L C ポンプ室 (管理区域)
MV225-2A (B)	A (B) - S L C 注入弁	中央制御室 原子炉棟地上3階 S L C ポンプ室 (管理区域)
MV273-300	C W T 系・消火系連絡止め弁 (消火系)	中央制御室 タービン建物地上1階給水加熱器室 (管理区域)
MV271-10	C W T 系・消火系連絡止め弁	中央制御室 タービン建物地上1階給水加熱器室 (管理区域)
MV222-5A	A - R H R 注水弁	中央制御室 原子炉棟地上中1階東側 P C V ペネトレーション室 (管理区域)
MV2B2-4	F L S R 注水隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上1階東側通路 (管理区域)
MV271-197	C W T T / B 供給遮断弁	中央制御室 タービン建物地上1階給水加熱器室 (管理区域)
MV222-81	A - R H R R P V 代替注水弁	中央制御室 原子炉棟地上中1階東側 P C V ペネトレーション室 (管理区域)
MV222-5B	B - R H R 注水弁	中央制御室 原子炉棟地上2階西側 P C V ペネトレーション室 (管理区域)
V2B2-101A	A - 低圧原子炉代替注水元弁	屋外
V2B2-101B	B - 低圧原子炉代替注水元弁	屋外
MV222-3A	A - R H R ドライウエル第1スプレイ弁	中央制御室 原子炉棟地上2階東側 P C V ペネトレーション室 (管理区域)
MV222-4A	A - R H R ドライウエル第2スプレイ弁	中央制御室 原子炉棟地上2階東側 P C V ペネトレーション室 (管理区域)
MV272-196	M U W P C V 代替冷却外側隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上1階東側 P C V ペネトレーション室 (管理区域)

弁番号及び弁名称一覧 (2 / 2)

弁番号	弁名称	操作場所
V2B6-1A	A-ペデスタル代替注水元弁	屋外
V2B6-1B	B-ペデスタル代替注水元弁	屋外

手順のリンク先について

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について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.8.2.2(1) a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
 - ・逃がし安全弁により減圧を実施する手順
 - ＜リンク先＞
 - 1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧
 - 1.3.2.2(1) a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放
 - 1.3.2.2(1) b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
2. 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
 - ＜リンク先＞
 - 1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧
 - 1.3.2.2(1) a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放
 - 1.3.2.2(1) b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
 - ・原子炉補機冷却系，原子炉補機代替冷却系および大型送水ポンプ車による除熱手順
 - ＜リンク先＞
 - 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
 - 1.5.2.2(1) b. 大型送水ポンプ車による除熱
 - 1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系による除熱
 - ・低圧原子炉代替注水槽，輪谷貯水槽（西）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順
 - ＜リンク先＞
 - 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
 - 1.13.2.2(1) a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）
 - ・低圧原子炉代替注水ポンプ，高圧原子炉代替注水ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水圧ポンプ，復水輸送ポンプ，消火ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，大量送水車への燃料補給手順
 - ＜リンク先＞
 - 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
 - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
 - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

- 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
- 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
- ・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

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

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止
 - a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化
 - b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
 - a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化
 - b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
 - c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御
- (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

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 自主対策設備仕様

添付資料 1.9.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.9.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(1) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

(2) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

3. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

(1) 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

添付資料 1.9.5 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料 1.9.6 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

2. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.9.7 手順のリンク先について

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。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【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る水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う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、水の放射線分解及び金属腐食（以下「ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等」という。）により発生する水素ガス及び酸素ガスの水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手順と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

i 窒素ガス制御系による原子炉格納容器内の不活性化

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、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっており、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、水の放射線分解等にて発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素ガス）が封入された状態となっている。

原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・窒素ガス制御系

- ii 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

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「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置

- (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

- i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

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-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

これら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「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

- (i) 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・格納容器フィルタベント系

- (ii) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器フィルタベント系
- ・第1ベントフィルタ出口水素濃度

・第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

ii 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁
- ・残留熱除去系
- ・残留熱代替除去系

(c) 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－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。

i 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器酸素濃度（S A）

ii 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・A－格納容器水素濃度
- ・B－格納容器水素濃度
- ・A－格納容器酸素濃度
- ・B－格納容器酸素濃度

(d) 代替電源による必要な設備への給電

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

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 可搬型直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち、可搬式窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、B－格納容器水素濃度及びB－格納容器酸素濃度は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、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及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.9.1）

以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・ 可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガス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ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器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、格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・ A－格納容器水素濃度
- ・ A－格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴いA-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度は使用できない場合があるが、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱代替除去系、格納容器代替スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し、かつ電源等が復旧し、A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度の使用が可能となれば、水素濃度及び酸素濃度監視の手段として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である窒素ガス制御系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内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、重大事故等時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付けない。

(添付資料 1.9.2)

b. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として「事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）」、「AM設備別操作要領書」及び「原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）」に定める（第1.9-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9-2表、第1.9-3表）。

(添付資料 1.9.3)

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、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、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等時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。

概要図を第1.9-4図に示す。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(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、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合^{※2}に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9-2図及び第1.9-3図に、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当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物近傍に可搬式窒素供給装置を移動させる。
- ④緊急時対策要員は、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動する。
- ⑥緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦当直長は、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器酸素濃度を確認し、ドライウェル及びサプレッション・チェンバのうち酸素濃度が高い方への窒素ガス供給開始を緊急時対策要員に指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又は

AN I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開とし、窒素ガスの原子炉格納容器への供給を開始したことを、当直長へ報告する。また、当直長は運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。

- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器への窒素ガス供給が開始されたことを格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、当直長へ報告する。
- ⑩^aドライウエルへ窒素ガス供給を実施している場合
中央制御室運転員Aは、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値により、サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が4.0%以上に到達したことを確認し、当直長へ報告する。
- ⑪^a当直長は、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。
- ⑫^a緊急時対策要員は、AN I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開した後、AN I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉し、サプレッション・チェンバへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。なお、サプレッション・チェンバ圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd) に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給を継続する。その後、中央制御室運転員Aは中央制御室にて、サプレッション・チェンバ圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、当直長に報告する。
- ⑬^bサプレッション・チェンバへ窒素ガス供給を実施している場合
中央制御室運転員Aは、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器酸素濃度指示値により、ドライウエル内の酸素濃度が4.0%以上に到達したことを確認し、当直長へ報告する。
- ⑭^b当直長は、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。
- ⑮^b緊急時対策要員は、AN I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全開した後、AN I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉し、ドライウエルへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。なお、ドライウエル圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd) に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を継続する。その後、中央制御室運転員Aは中央制御室にて、ドライウエル圧力（SA）指示値が427kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、当直長に報告する。
- ⑯当直長は、緊急時対策本部に原子炉格納容器内の圧力が427kPa [gage] (1Pd) に到達したことを報告し、原子炉格納容器への窒素供給停止を依頼する。
- ⑰緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器への窒素供給停

止を指示する。

- ⑮緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素供給を停止するため、⑫^aにより原子炉格納容器（S/C側）へ窒素供給をしていた場合は、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉とする。また、⑫^bにより原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を継続した場合は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉とする。なお、緊急時対策要員は、原子炉格納容器（S/C側）又は原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を停止した後、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑯当直長は、運転員に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。
- ⑰中央制御室運転員Aは、格納容器ベント判断基準である原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5%に到達したことを確認し、当直長に報告する。
- ⑱当直長は、運転員にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。
- ⑲サプレッション・プール水温度（SA）指示値が100℃以上の場合
当直長は、運転員に格納容器ベント開始前に外部水源である低圧原子炉代替注水系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は残留熱代替除去系の停止を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作において、作業を判断してから原子炉格納容器への窒素供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

- ・中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて実施した場合、1時間40分以内で可能である。

なお、本操作は、格納容器ベント前又は格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

格納容器フィルタベント系は、可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系を不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時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. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は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。

格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(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、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が 4.0vol%に到達及びウェット条件の酸素濃度が 1.5vol%に到

達した場合^{※2}

- ※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-7図に、タイムチャートを第1.9-8図及び第1.9-9図に示す。

なお、格納容器フィルタベント系補機類の操作手順は「1.7.2.1 (1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

ウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）の場合（ドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）の場合、手順⑩以外は同様）

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3m以下であることを確認し、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を報告する。
- ③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要なNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及

びNGC N2 トーラス出口隔離弁若しくはNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の電源切り替え操作を実施する。

③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要なNGC非常用ガス処理入口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及びNGC N2 トーラス出口隔離弁若しくはNGC N2 ドライウェル出口隔離弁の電源切り替え操作を実施する。

④中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。

⑦中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直長に報告する。

NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開し格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直長に報告する。

⑧当直長は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑨当直長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、緊急時対策本部に報告する。

⑩当直長は、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%に到達したこと及びウェット条件の酸素濃度が1.5%に到達したことを確認し、運転員に格納容器フィルタベント系による格納容器ベント開始を指示する。

⑪^aW/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、NGC N2 トーラス出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にてNGC N2 トーラス出口隔離弁を全開する手段があ

る。

⑪^b D/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、NGC N2ドライウエル出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にてNGC N2ドライウエル出口隔離弁を全開する手段がある。

⑫中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による原子炉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指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直長に報告する。また、当直長は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑬中央制御室運転員Aは格納容器ベント開始後、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）による放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）から得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

⑭中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直長に報告する。また、当直長は、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑮中央制御室運転員Aは、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd)未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2トラス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑯当直長はNGC N2トラス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するように指示する。

⑰中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、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45分以内で可能である。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント判断基準到達から格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.9.4-2(1))

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力(177kPa[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、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.5vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)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：原子炉格納容器内の圧力が177kPa[gage](可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力)以下であり、設備に異常がなく、電源、残留熱除去系又は残留熱代替除去系から供給される冷却水(サプレッション・プール水)が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを第 1.9-1 図に、概要図を第 1.9-10 図に、タイムチャートを第 1.9-11 図に示す。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、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にて確認する。
- ③当直長は、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、可燃性ガス濃度制御系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（サプレッション・プール水冷却モード）又は残留熱代替除去が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系（A）冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系（A）起動準備として、可燃性ガス濃度制御系（A）隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥当直長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下であることを確認し、運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、A-FCS 入口隔離弁及び A-FCS 出口隔離弁を全開した後、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し、A-FCS 系統入口流量指示値、A-FCS ブロワ入口流量指示値、A-ブロワ入口圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることを A-FCS 加熱器ガス温度指示値、A-FCS 加熱器出口温度指示値、A-FCS 加熱器壁温度指示値、A-再結合器ガス温度指示値及び A-FCS 再結合器壁温度指示値の上昇により確認し、予熱運転を開始したことを確認する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系起動後 3 時間以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸引流量と再循環流量の調整を実施する。
- ⑪中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動までは 20 分以内で可能である。また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は 3 時間以内で可能である。

(添付資料 1.9.4-2(2))

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (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 (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合又は格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) 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

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フロー図を第 1.9-1 図に、概要図を第 1.9-12 図に、タイムチャートを第 1.9-13 図に示す。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は中央制御室にて、格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) のサンプリング装置による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要な圧縮機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) のサンプリング装置の暖気が開始^{※1}又は完了していることを状態表示等にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は中央制御室にて、格納容器水素濃度 (S A) 及

び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気完了を確認した後、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の起動操作を行い、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定^{*2}が開始されたことを確認し、当直長に報告する。

※1：通常時からS Aコントロールセンタは外部電源系にて受電され暖気しており、全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車によりS Aコントロールセンタを受電した後、暖気が自動的に開始される。

※2：格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のドライウエル側、サプレッション・チェンバ側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

④中央制御室運転員Aは、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の計測開始まで45分以内で可能である。

(添付資料 1.9.4-3)

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度により監視する。

なお、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は通常時から常時監視が可能である。

(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、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合^{*2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器内雰囲気計装（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順も同様）。手順の対応フロー図を第1.9-1図に、概要図を第1.9-14図に示す。

なお、格納容器内雰囲気計装（B）は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保した後、計測を開始する。

代替交流電源設備からの電源供給手順については、「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」手順及び「1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」手順にて対応する。

原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順については、「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」手順にて対応する。

①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内雰囲気計装（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。

②中央制御室運転員Aは、格納容器内雰囲気計装（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内雰囲気計装を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、中央制御室運転員1名により監視を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

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

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

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機代替冷却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。

格納容器フィルタベント系補機類の操作手順については、「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。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロウ，可燃性ガス濃度制御系再結合器，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬式窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備若しくは可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車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は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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1.9-15図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は，格納容器内雰囲気計装，格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において，原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で，原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合は，可燃性ガス濃度制御系を起動し，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができない場合，原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発を防止するため，可搬式窒素供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する準備を行い，準備完了後，不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する。原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで，水素爆発の発生を防止する。

なお，格納容器フィルタベント系を用いて，原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には，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W/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

(添付資料 1.9.5)

第 1.9-1 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, 対処設備, 手順一覧(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	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 ※1	- ※4	- ※1
			可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した 格納容器の窒素ガス置換」
	-	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 格納容器フィルタベント系による	格納容器フィルタベント系 ※2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」
			可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	
	-	可搬式窒素供給装置による格納容器 フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備	- ※5

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

※2：手順は「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。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御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付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

対応手段, 対応設備, 手順一覧(2 / 2)

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	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置プロウ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) B-格納容器水素濃度 B-格納容器酸素濃度	重大事故等対応設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」
	-		A-格納容器水素濃度 A-格納容器酸素濃度	
-	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	- ※3

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

※2：手順は「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。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御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付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

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 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2) サブプレッション・プール水位 (SA)
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

監視計器一覧(2/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の水素濃度 A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

監視計器一覧(3/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="916 342 1029 421">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1029 342 1377 421">B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 421 1029 499">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1029 421 1377 499">B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 499 1029 577">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1029 499 1377 577">ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 577 1029 723">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="1029 577 1377 723">A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 723 1029 801">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="1029 723 1377 801">原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 801 1029 880">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="1029 801 1377 880">サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 880 1029 1272">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1029 880 1377 1272">A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交出口温度 II-RCW熱交出口温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1272 1029 1456">電源</td> <td data-bbox="1029 1272 1377 1456">C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交出口温度 II-RCW熱交出口温度	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																	
原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)																	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)																	
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)																	
最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交出口温度 II-RCW熱交出口温度																	
電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧																	
	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="916 1456 1029 1534">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1029 1456 1377 1534">A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1534 1029 1612">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1029 1534 1377 1612">A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1612 1029 1691">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1029 1612 1377 1691">ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1691 1029 1769">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="1029 1691 1377 1769">ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="916 1769 1029 1995">補機監視機能</td> <td data-bbox="1029 1769 1377 1995">A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度</td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)	補機監視機能	A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度						
原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)																	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)																	
補機監視機能	A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度																	

監視計器一覧(4 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	I-R CW熱出口温度 II-R CW熱出口温度

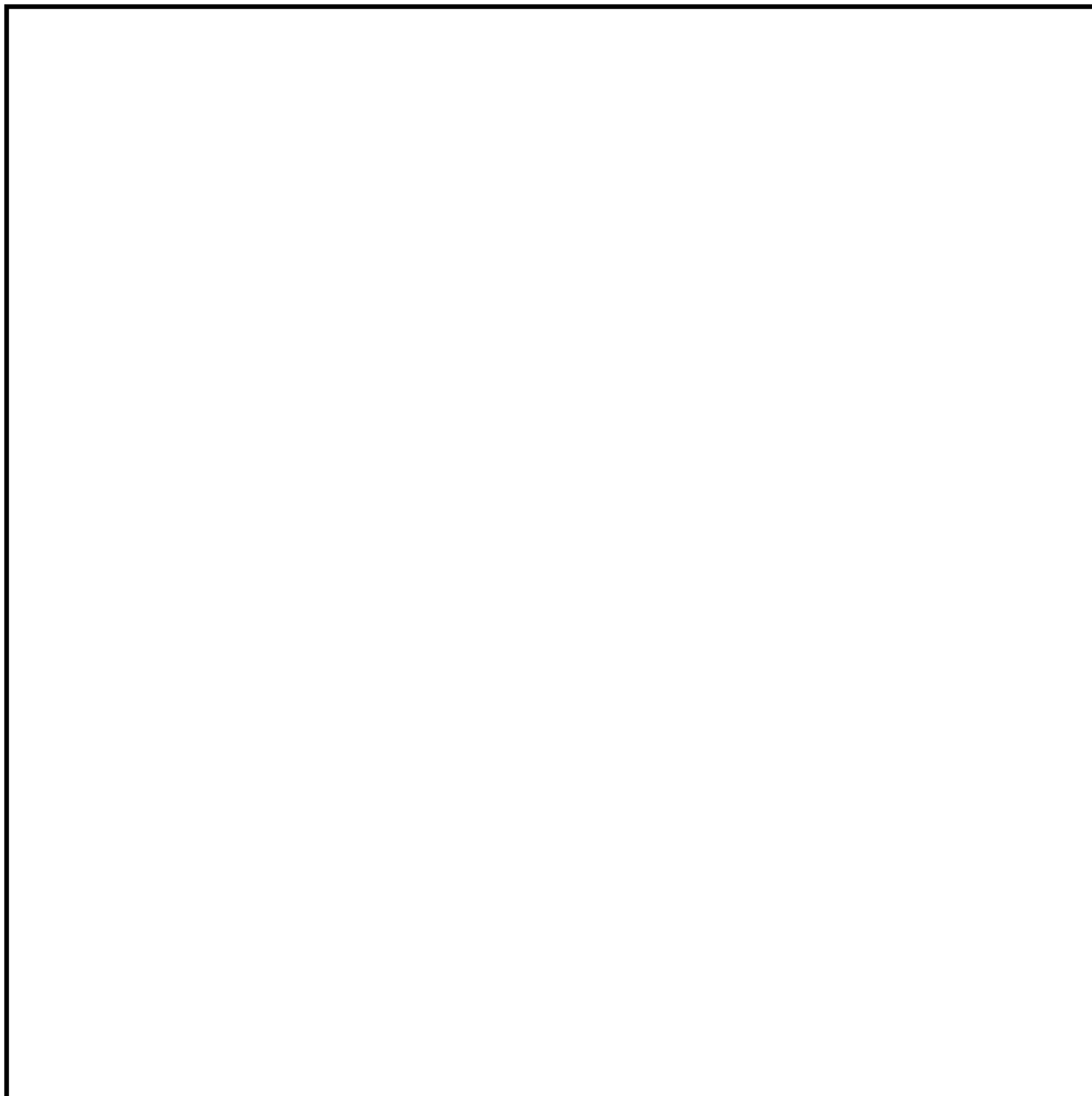
第 1.9-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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>	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	窒素ガス制御系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	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 可搬型直流電源設備 SA用115V系
	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	B-格納容器水素濃度 B-格納容器酸素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系



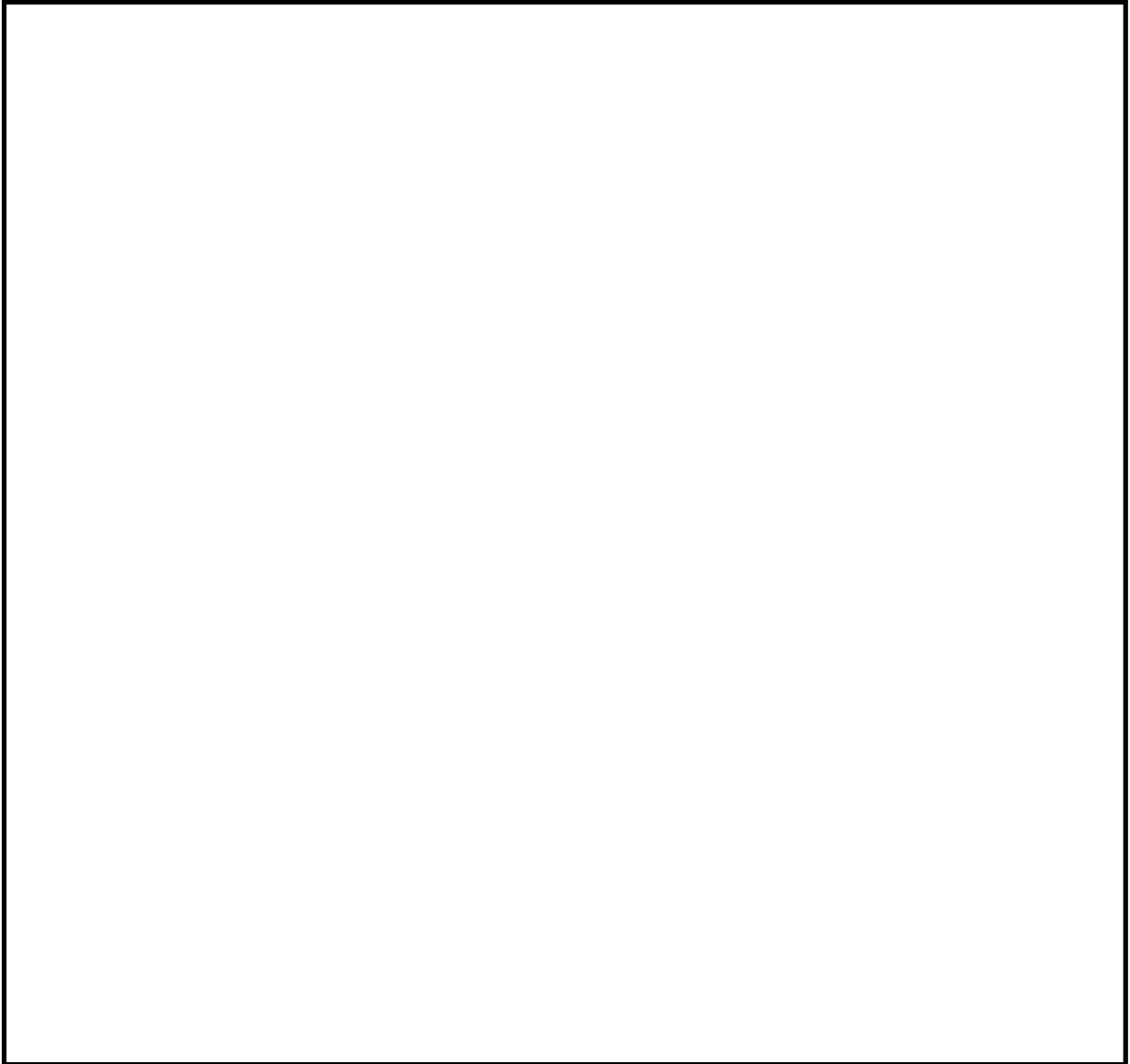
第 1.9-1 図 SOP 「放出」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.9-2 図 SOP 「除熱-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

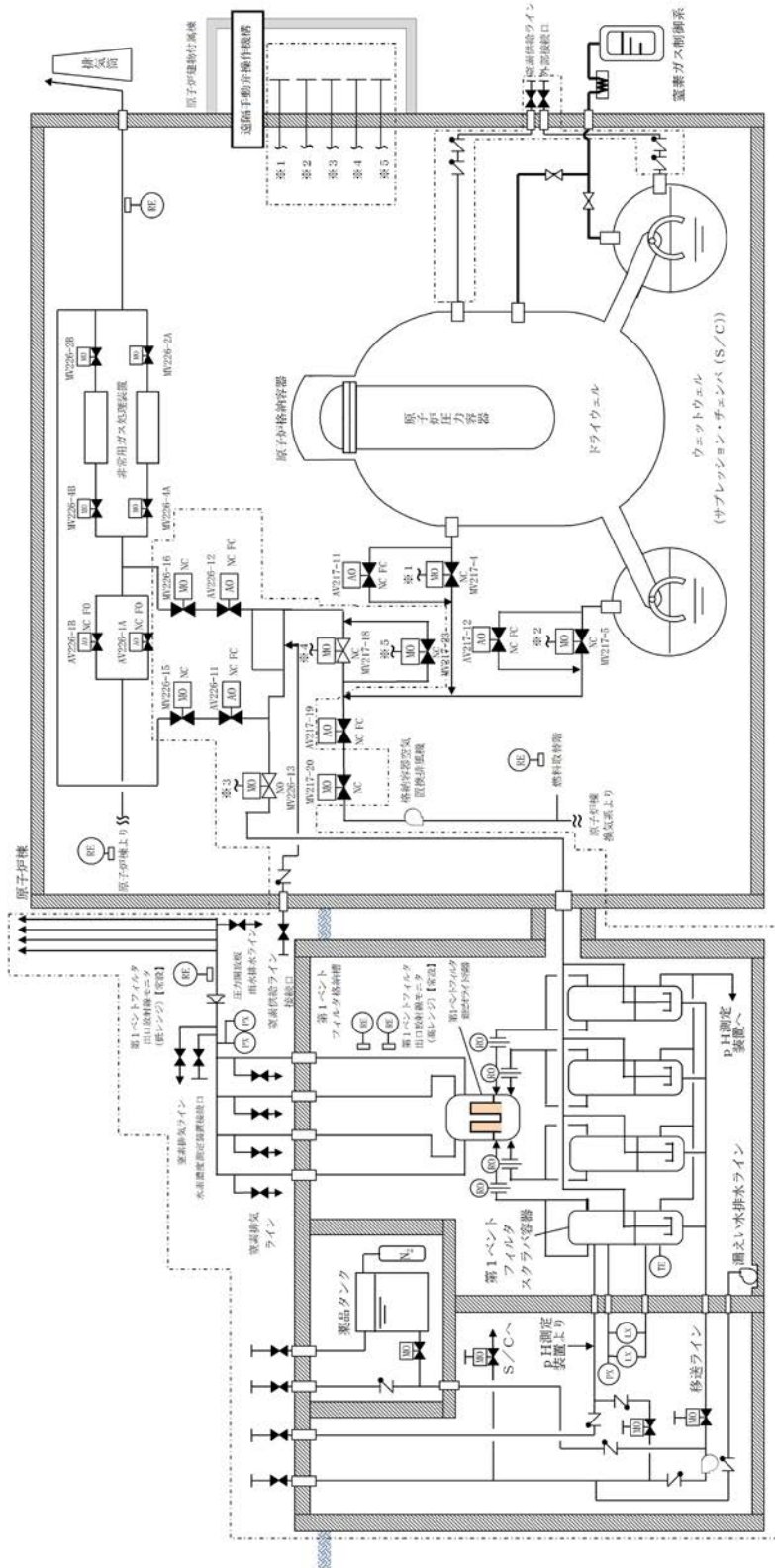


第 1.9-3 図 SOP 「除熱-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例

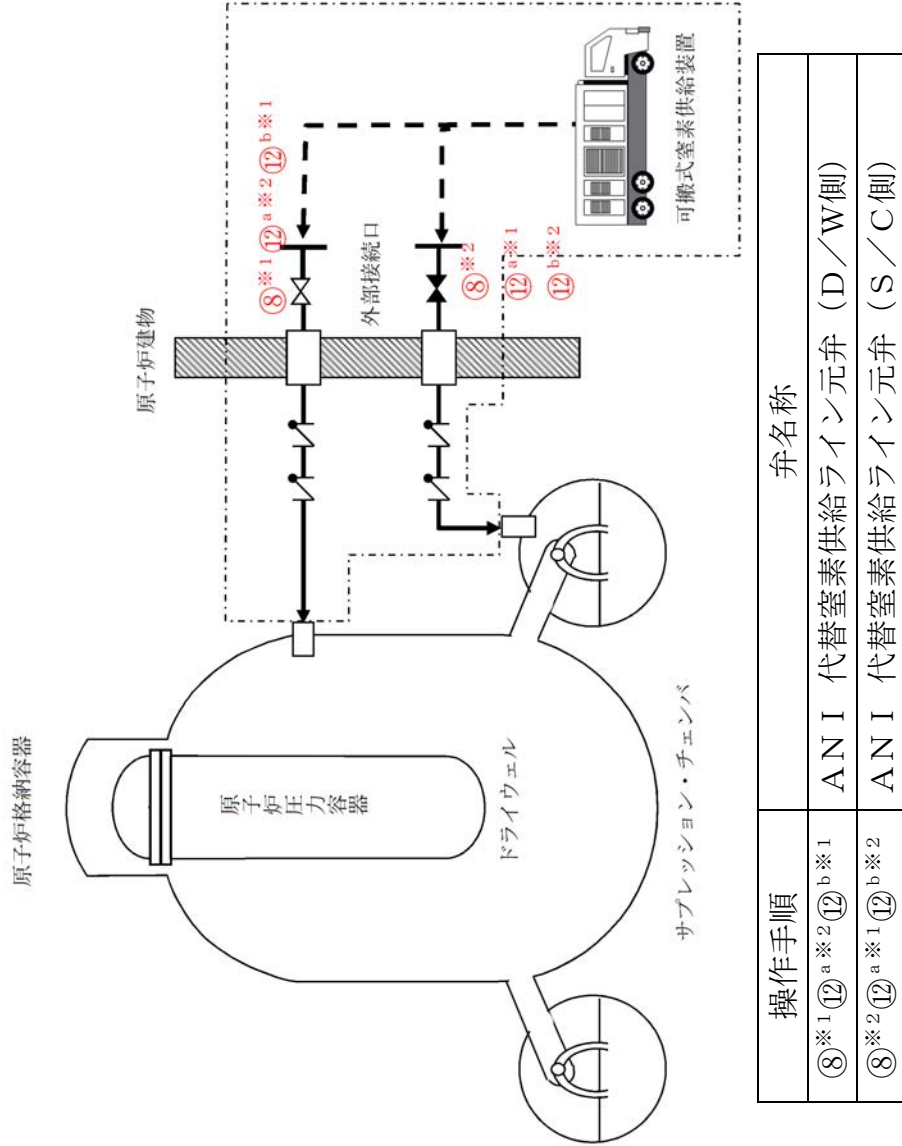
	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



第 1.9-4 図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化化 概要図

凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑧※1 ⑫※2 ⑫※1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑧※2 ⑫※1 ⑫※2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

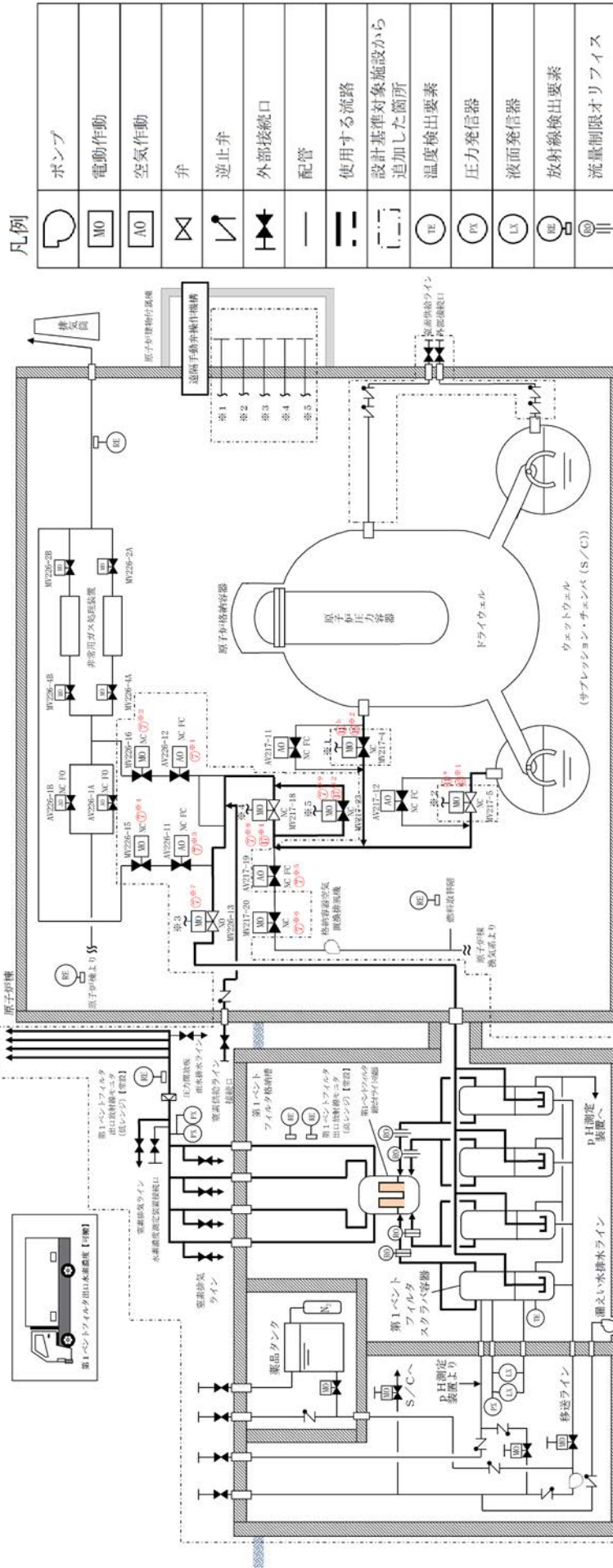
○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

○※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 1.9-5 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

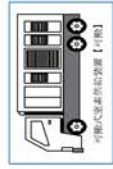
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	緊急時対応要員 2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 1時間40分													
		<p>車両健全性確認</p> <p>可搬式窒素供給装置の移動</p> <p>可搬式窒素供給装置の検視、暖気運転</p> <p>弁開操作</p>													
		<p>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 1時間40分</p>													

第 1.9-6 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○⁰⁰ : 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 1.9-7 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑦*1	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑦*2	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑦*3	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑦*4	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦*5	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑦*6	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑦*7	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁
⑦*8 ⑪*1	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑦*9 ⑪*2	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑪ ^a ⑮*1	NGC N2トーラス出口隔離弁
⑪ ^b ⑮*2	NGC N2ドライウエル出口隔離弁

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 1.9-7 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W)	要員(数) 中央制御室運転員A	原子炉格納容器ベント開始 55分※2												※1
		電源確認												
	系統構成													
	ベント実施操作 (第1弁開操作)													
現場運転員B, C	移動, SA電源切替盤操作 (A系)													
		移動, SA電源切替盤操作 (B系)												

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は，NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合，20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は，25分以内に可能である。

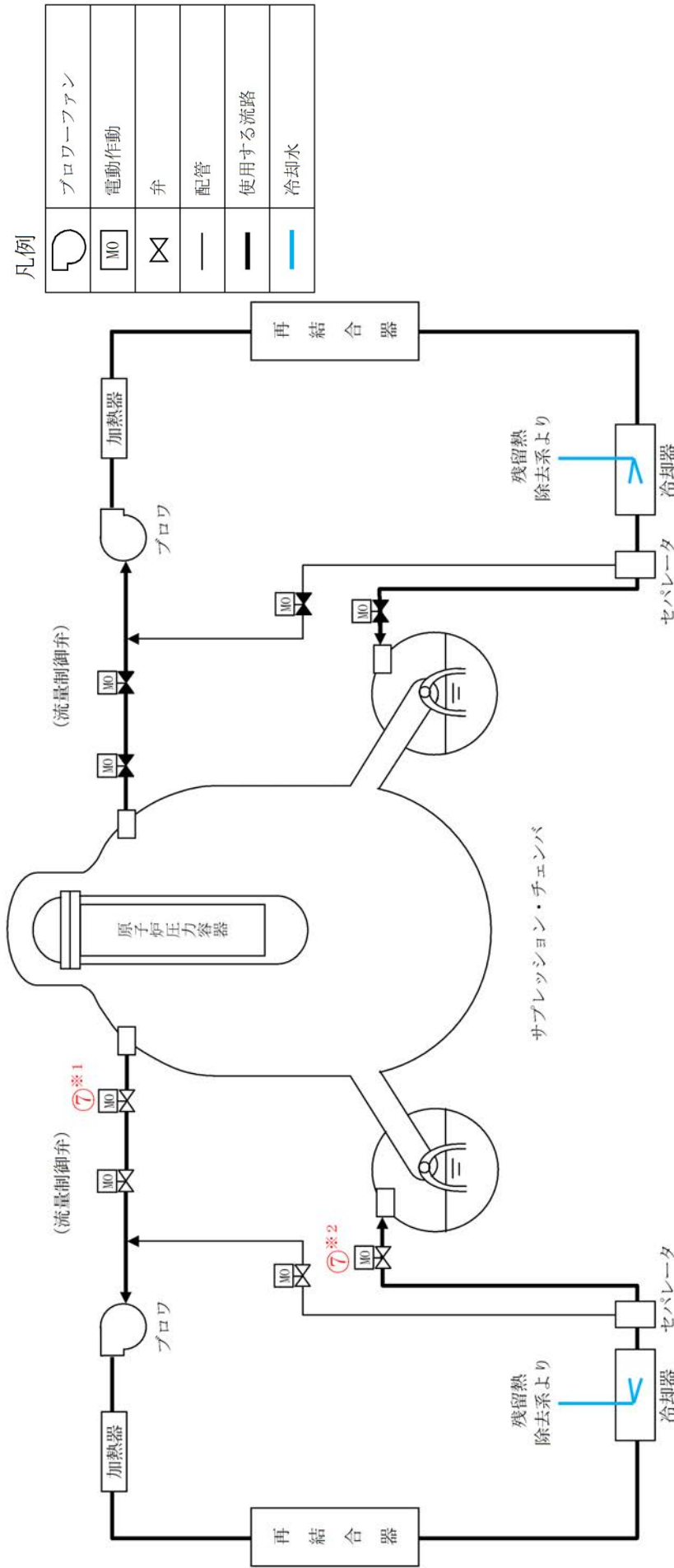
第 1.9-8 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W)	要員(数) 中央制御室運転員A	原子炉格納容器ベント開始 55分※2												※1
		電源確認												
	系統構成													
	ベント実施操作 (第1弁開操作)													
現場運転員B, C	移動, SA電源切替盤操作 (A系)													
		移動, SA電源切替盤操作 (B系)												

※1：NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は，NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合，20分以内で可能である。

※2：非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は，25分以内に可能である。

第 1.9-9 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (D/W) タイムチャート



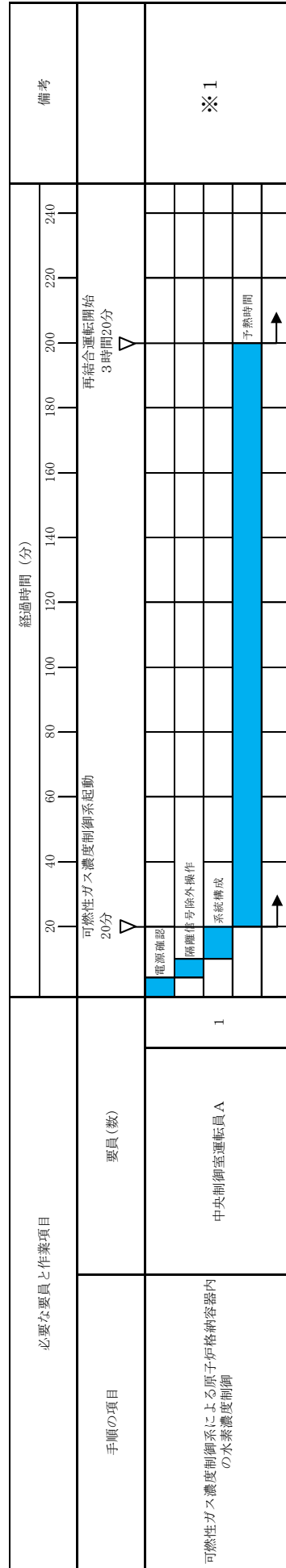
凡例

	ブロワーファン
	電動作動
	弁
	配管
	使用する流路
	冷却水

操作手順	弁名称
⑦*1	A-FCS 入口 隔離弁
⑦*2	A-FCS 出口 隔離弁

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








第 1.9-10 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

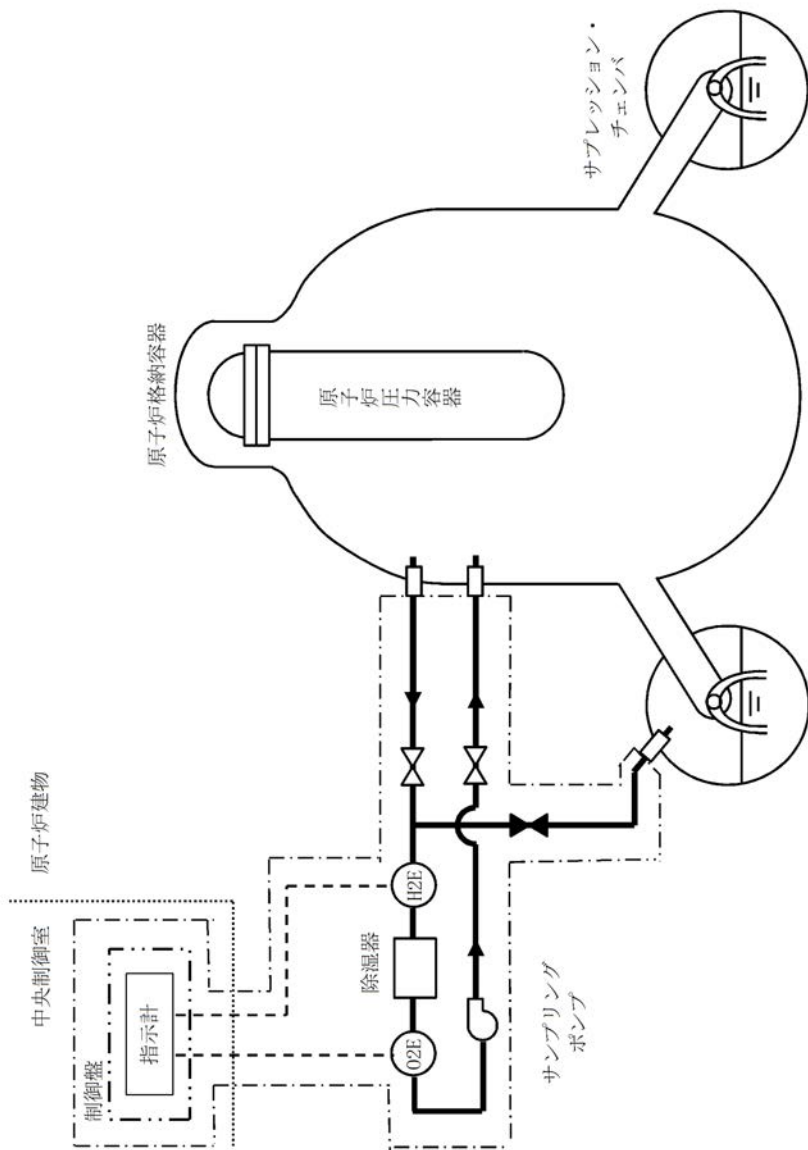


※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また、可燃性ガス濃度制御系B系については、3時間20分以内で可能である。

第 1.9-11 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート

凡例

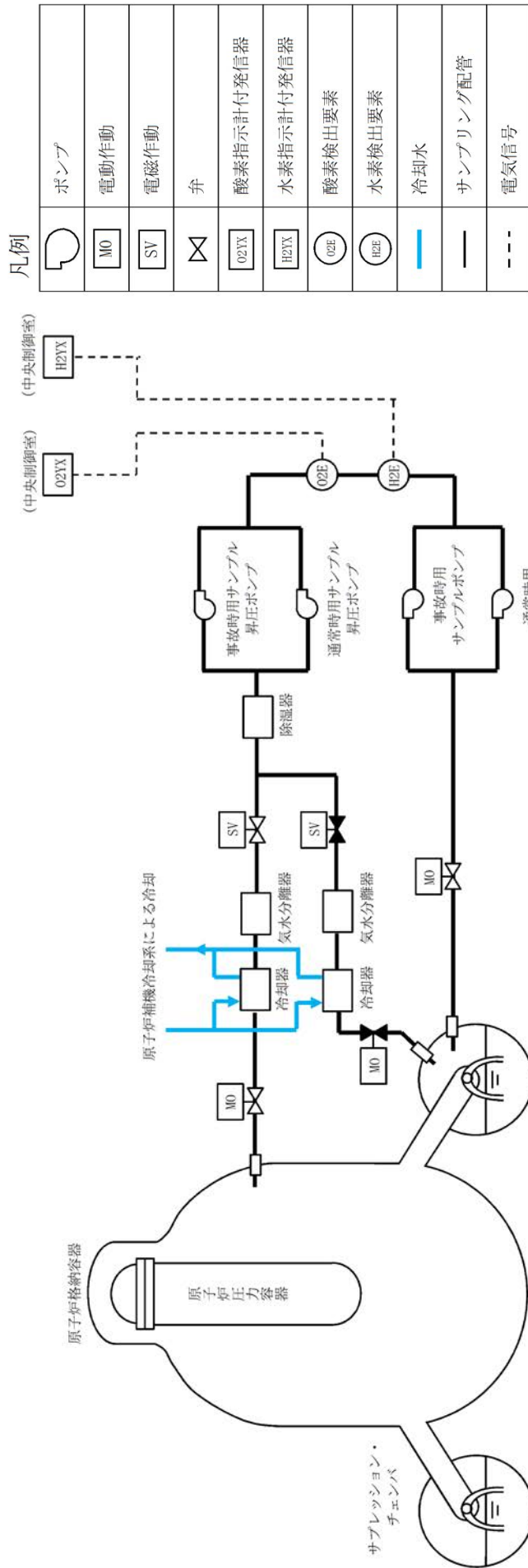
	ポンプ
	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所
	酸素検出要素
	水素検出要素
	サンプリング配管
	電気信号



第 1.9-12 図 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器 酸素濃度 (SA) による原子格納容器内の水 素濃度及び酸素濃度監視	要員(数)	測定開始 45分 ▽						
	1	起動操作						
	中央制御室運転員A	システム起動、暖気						↑

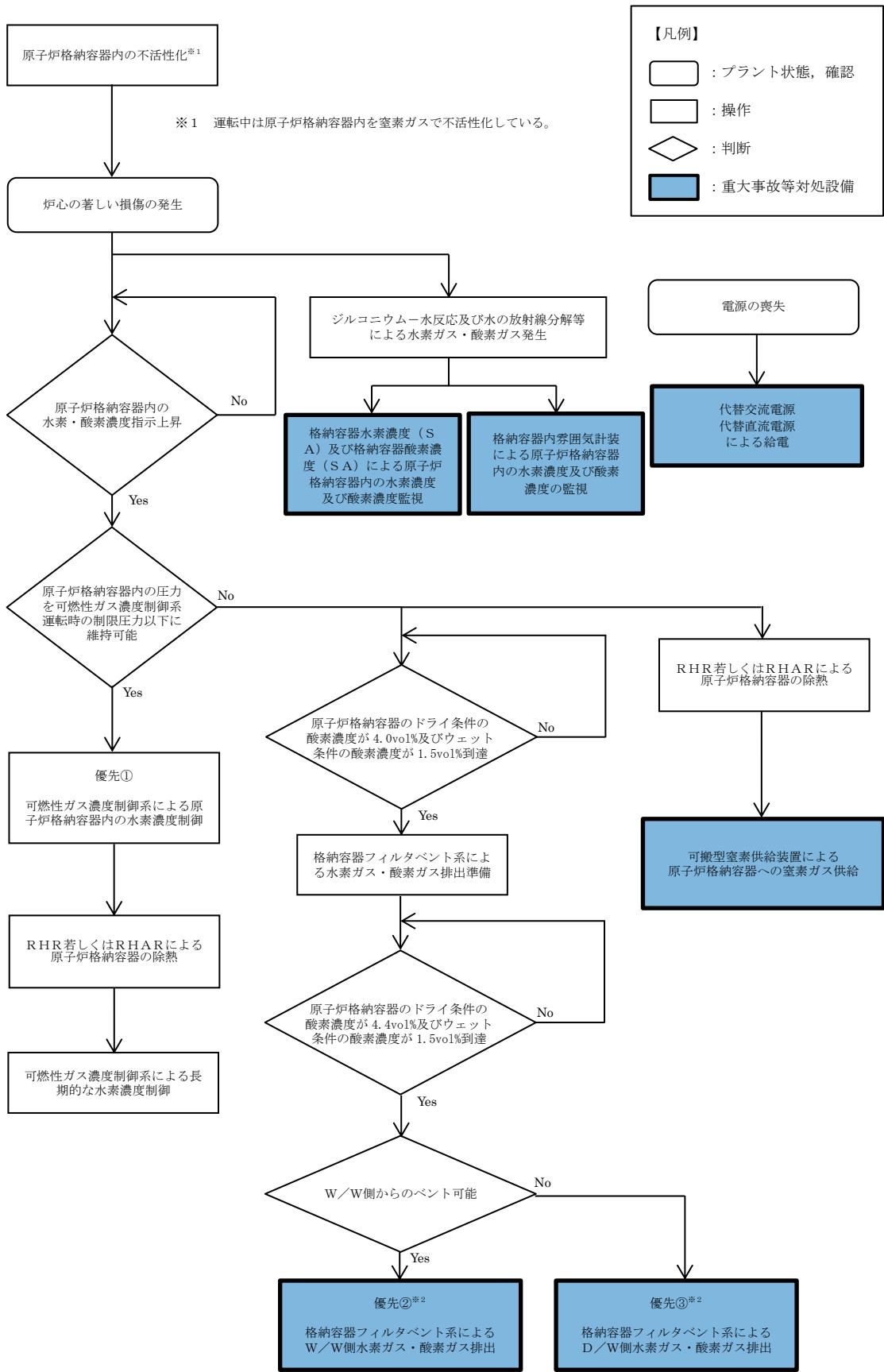
第 1.9-13 図 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) による
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動/作動
	電磁/作動
	弁
	酸素指示計付発信器
	水素指示計付発信器
	酸素検出要素
	水素検出要素
	冷却水
	サンプリング配管
	電気信号

第 1.9-14 図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図



※2 優先順位は、①→②→③の順とする。

第 1.9-15 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 (1.9)	番号	設置許可基準規則 (52 条)	技術基準規則 (67 条)	番号
<p>【本文】</p> <p>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>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR 及びPWR 共通</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>	③	<p><BWR 及びPWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR 及びPWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素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>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時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付けない。

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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 ※1	新設 既設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	可搬式窒素供給装置	新設			-	-	-	-	-
格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系	新設	① ④ ⑤ ⑦	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロウ	常設	10分	1人	自主対策設備とする理由は本文参照
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置				
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁				
					残留熱除去系				
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度(SA)	新設	① ⑤ ⑧	水素濃度及び酸素濃度の監視	A-格納容器水素濃度	既設	10分	1人	自主対策設備とする理由は本文参照
	B-格納容器水素濃度	既設			A-格納容器水素濃度				
	格納容器酸素濃度(SA)	新設			A-格納容器酸素濃度	既設			
	B-格納容器酸素濃度	既設			A-格納容器酸素濃度				
代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	可搬型直流電源設備	新設			-	-	-	-	-

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時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付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 4)

技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器水素濃度（SA），B－格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度（SA）及びB－格納容器酸素濃度により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止に必要な手順等を整備する。また、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素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】</p> <p>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>(1) BWR</p> <p>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>発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を窒素ガス制御系により不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器を不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時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付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 4)

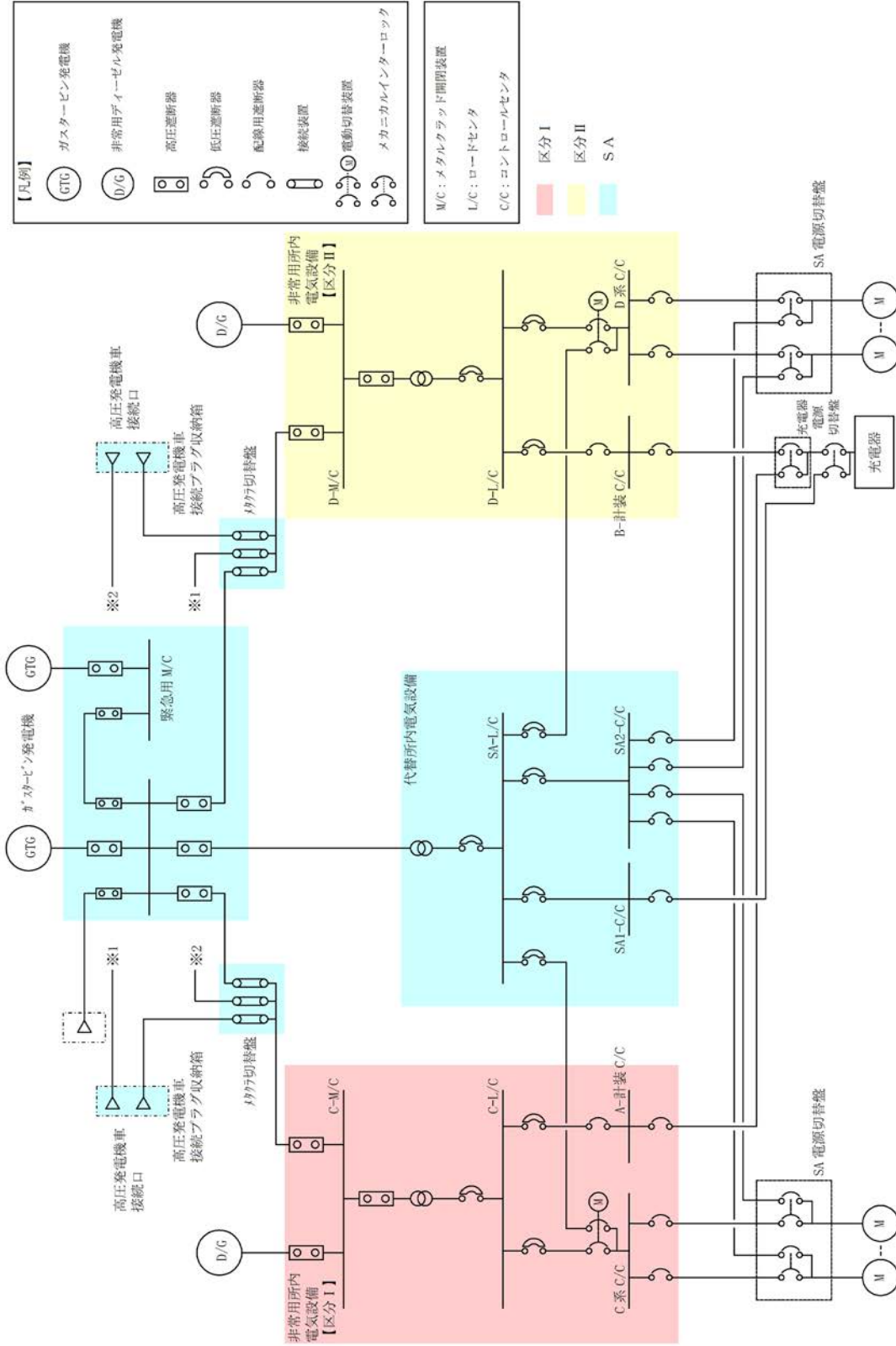
技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>対象外</p>
<p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器フィルタベント系，格納容器水素濃度（SA），B－格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度（SA）及びB－格納容器酸素濃度）へ代替電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器水素濃度（SA），B－格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度（SA）及びB－格納容器酸素濃度により水素濃度及び酸素濃度変動する可能性のある範囲を監視し，格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等時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付けない。

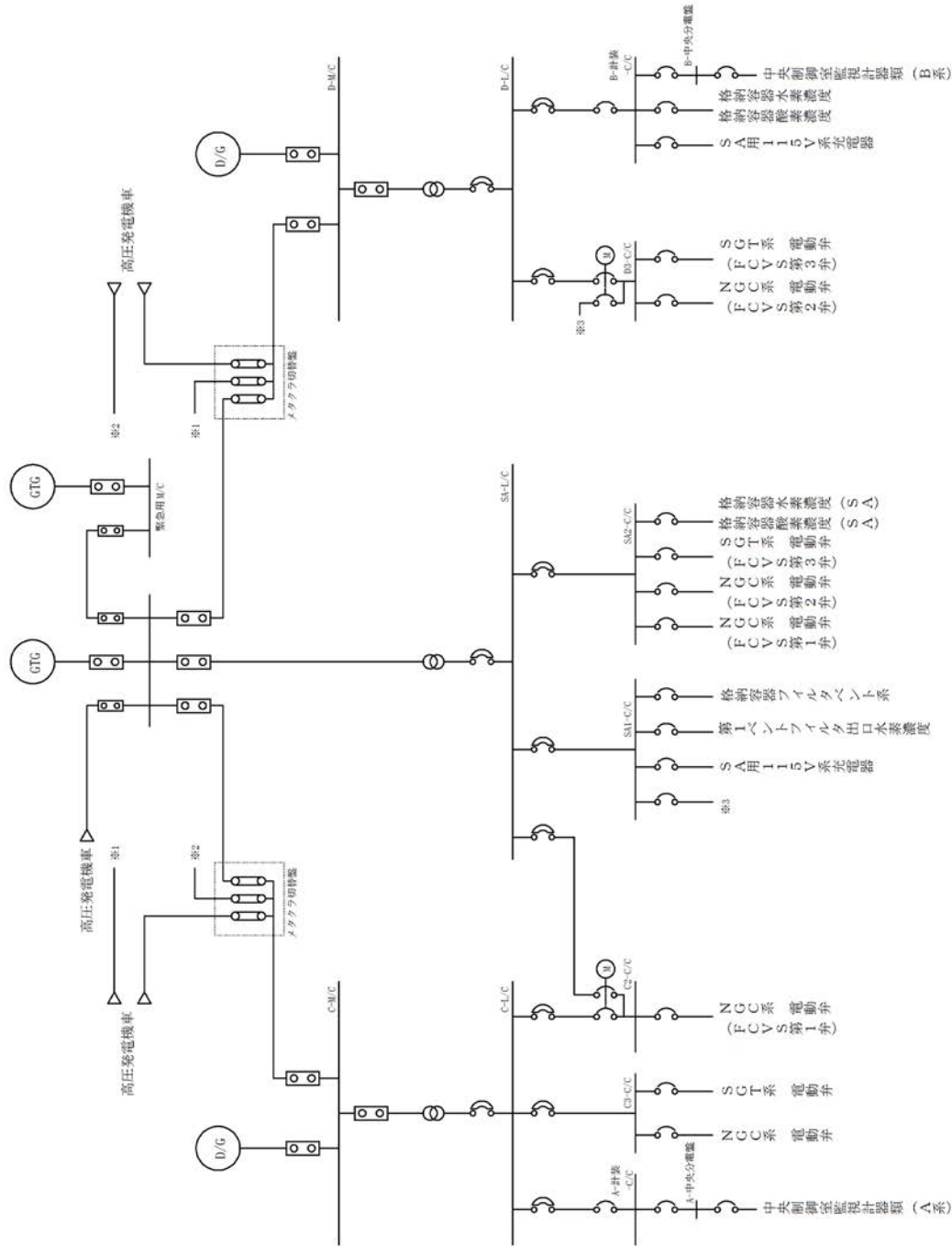
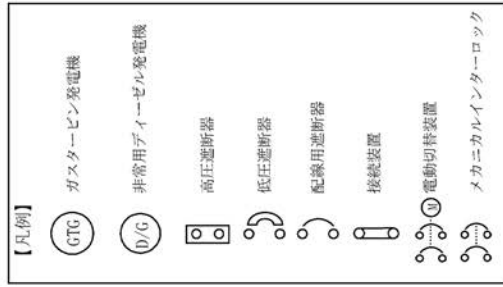
自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	個数
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー	常設	Sクラス	255Nm ³ /h (1台あたり)	2台
可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設	Sクラス	—	2基

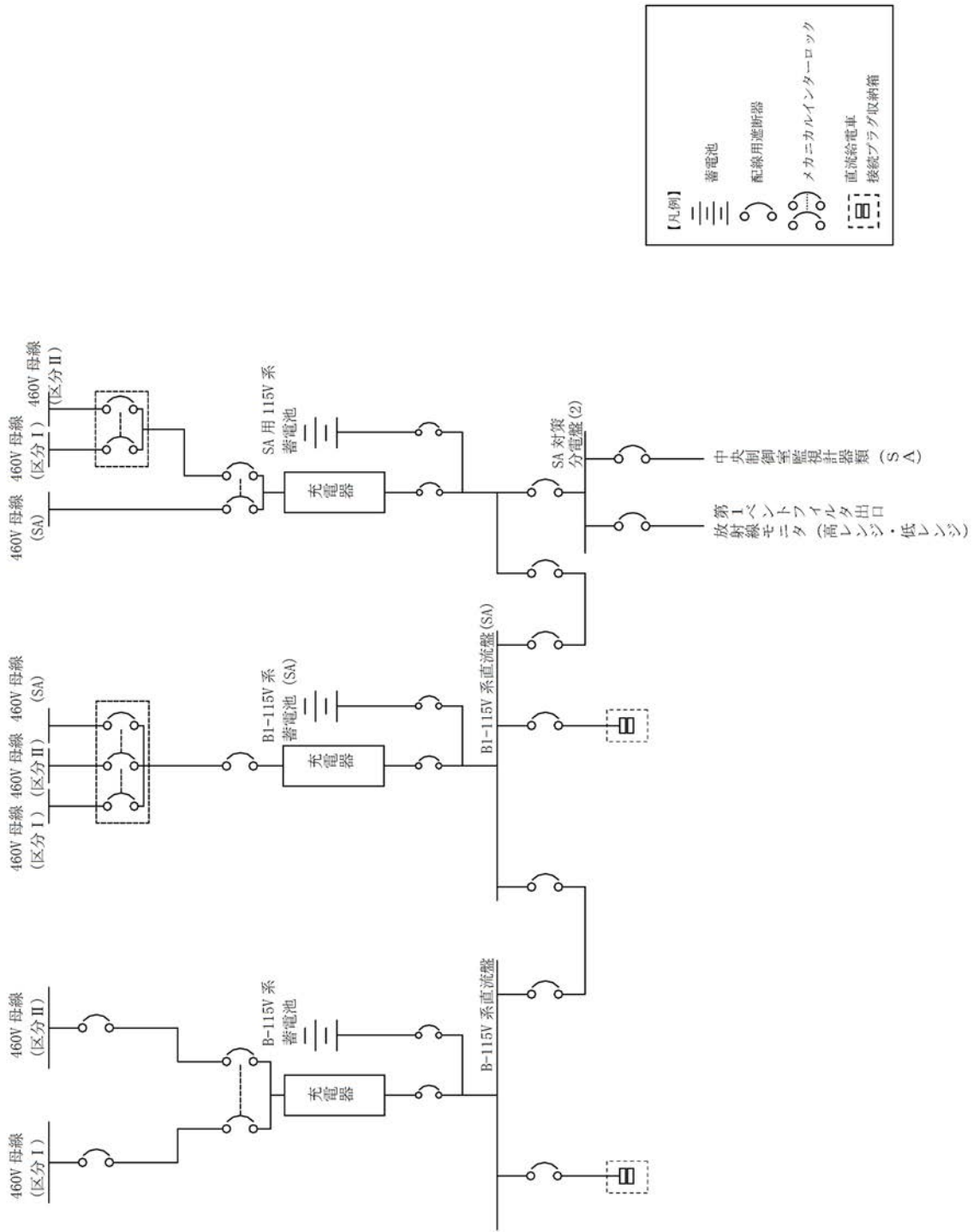
機器名称	常設／可搬	耐震性	測定方法	計測範囲	個数
A-格納容器水素濃度	常設	Sクラス	熱伝導式	0～100%	1個
A-格納容器酸素濃度	常設	Sクラス	磁器風式	0～25%	1個



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. 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

(1) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

a. 操作概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器に窒素ガスを供給する。

窒素ガスの供給は可搬式窒素供給装置にて行い、当該装置を窒素ガス代替注入系にホースで接続し、窒素供給弁を操作することでパージを行う。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 1時間40分以内（所要時間目安^{※1}：1時間28分（移動含む））

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算出した時間
想定時間内訳

【緊急時対策要員】

●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全性確認：所要時間目安10分（第1保管エリア）

●可搬式窒素供給装置の移動：想定時間25分、所要時間目安20分

・移動：所要時間目安20分（移動経路：第1保管エリア～屋外（原子炉建物周辺））

●可搬式窒素供給装置の接続、暖機運転：想定時間55分、所要時間目安53分

・可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物周辺））

・可搬式窒素供給装置暖機運転：所要時間目安17分（暖機運転：屋外（原子炉建物周辺））

●弁開操作：想定時間10分（所要時間目安5分）

・弁開操作：所要時間目安5分（対象弁1弁：屋外（原子炉建物周辺））

d. 操作の成立性について

(a) 現場操作

作業環境 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、

個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

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

操作性 : 送気ホースの接続は，差し込み式であり容易に実施可能であり，操作に必要な工具はない。また，弁の開閉操作についても，必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。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がある。

連絡手段 : 衛星電話設備（携帯型），無線通信設備（携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。



ホース接続作業

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

a. 操作概要

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な状況において、原子炉建物附属棟地上3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成及び格納容器ベント操作を実施し、格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

電源切り替え 原子炉建物附属棟 地上3階（非管理区域）

系統構成、格納容器ベント操作 制御室建物地上4階（非管理区域）
（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切り替えを実施し、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベンチに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 移動、SA電源切替盤操作（A系）20分以内（所要時間目安^{※1} : 8分）

移動、SA電源切替盤操作（B系）20分以内（所要時間目安^{※1} : 4分）

電源確認（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1} : 4分）

系統構成（中央制御室）5分以内（所要時間目安^{※1} : 4分）

ベント実施操作（中央制御室）10分以内（所要時間目安^{※1} : 3分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間
想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認 : 想定時間5分、所要時間目安4分

・電源確認 : 所要時間目安4分（電源確認 : 中央制御室）

●系統構成 : 想定時間5分、所要時間目安4分

・系統構成 : 所要時間目安4分（操作対象1弁 : 中央制御室）

●ベント実施操作（第1弁開操作） : 想定時間10分、所要時間目安3分

- ・ベント実施操作（第1弁開操作）：所要時間目安3分（操作対象1弁：中央制御室）

【現場運転員】

- 移動，SA電源切替操作（A系）：想定時間20分，所要時間目安8分
 - ・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室から原子炉建物附属棟 地上3階）
 - ・SA電源切替操作（A系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟 地上3階）
- 移動，SA電源切替操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安4分
 - ・移動：所要時間目安1分（原子炉建物附属棟 地上3階）
 - ・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟 地上3階）

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

- 作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。
- 操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

(b) 現場操作

- 作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
- 移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性：通常受電操作であるため，容易に実施可能である。
- 連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

a. 操作概要

中央制御室操作により，可燃性ガス濃度制御系の系統構成を行い，再結合運転を開始する。

b. 作業場所

制御室建物地上 4 階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

可燃性ガス濃度制御系の起動操作及び予熱に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1 名（中央制御室運転員 1 名）

想定時間 : 3 時間 20 分以内（所要時間目安^{※1} : 3 時間 8 分）

※1 : 所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●電源確認：想定時間 5 分，所要時間目安 3 分

・電源確保及び冷却水確保確認：所要時間目安 3 分（中央制御室）

●隔離信号除外操作：想定時間 5 分，所要時間目安 1 分

・格納容器隔離信号の除外操作：所要時間目安 1 分（中央制御室）

●系統構成：想定時間 10 分，所要時間目安 4 分

・系統構成及びブロー起動：所要時間目安 4 分（操作対象 2 弁：中央制御室）

●予熱：想定時間 3 時間，所要時間目安 3 時間

・可燃性ガス濃度制御系暖機運転：所要時間目安 3 時間

d. 操作の成立性について

(a) 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

3. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

(1) 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

a. 操作概要

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) の起動操作及び系統暖機を実施する。

b. 作業場所

制御室建物地上 2 階 (非管理区域) (中央制御室)

c. 必要要員数及び想定時間

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) の起動操作及び系統暖機に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1 名 (中央制御室運転員 1 名)

想定時間 : 45 分以内 (所要時間目安^{*1} : 41 分)

※1 : 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●起動操作 : 想定時間 5 分, 所要時間目安 3 分

・電源確認 : 所要時間目安 2 分 (中央制御室)

・格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) 起動操作 : 所要時間目安 1 分 (中央制御室)

●システム起動, 暖気 : 想定時間 40 分, 所要時間目安 38 分

・格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) 系統暖気 : 所要時間目安 30 分

・格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) 起動 : 所要時間目安 8 分

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 LED ライト (三脚タイプ), LED ライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であるため, 容易に実施可能である。

炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

島根原子力発電所2号炉では、炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に、運転員による対応を、事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため、有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。

SOPには、炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており、対応の優先順位等についても定めている。このため、想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが、ここでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況を場合分けし、それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。また、原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。

1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性

炉心損傷モードのうち、格納容器先行破損の炉心損傷モード^{*1}を除くと、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBD, TBP), LOCAが抽出される。

このうち、TQUV, TQUX, TB(長期TB, TBU, TBD, TBP)は、炉心損傷の時点でRPVが健全であり、RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で、炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し、TQUX, 長期TB, TBU, TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが、SOPにおいて、原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから、その後は同じ対応となる。

一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は、炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており、RPV内の原子炉冷却材がドライウェル(以下「D/W」という)に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能である。

※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから、SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え、ここでの考察から除外した。しかしながら、現実的にはSOPに準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。

また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し、ペDESTALに水位が形成されると考えられる。

炉心損傷後の手順として、RPVの破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が2.4m（注水量225m³相当）に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。

溶融炉心落下時のペDESTALの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「炉外FCI」という。）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）への対応を考慮し、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{※2}している。

以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。

2. 注水及び除熱の考え方

炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。

まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。

その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が300℃に到達し、RPV下部プレナムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行してペDESTALへの注水（水位2.4m（注水量225m³相当））を実施する手順としている。

※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 添付資料3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ（約3.8m）の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPaであり、ペDESTALの内側鋼板の降伏応力（490MPa）を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。ペDESTALの水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。

次に、RPVが破損した後は、ペDESTALに崩壊熱に余裕をみた量の注水を実

施する手順としている。SOP及びAMGに定めるRPV破損の判定方法に基づきRPVの破損を判定した後は、ペDESTALに直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にあるペDESTAL以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実にペDESTALへの注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合はペDESTALへの注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。

しかしながら、RPVが破損した後は、RPV内の熔融炉心の状態、RPV破損口の状態、ペDESTALへの熔融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、SOP及びAMGではRPV破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。

優先順位 1 : D/Wスプレイ

- ・ 開始条件 : 格納容器圧力 640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190°C以上
- ・ 停止条件 : 格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171°C以下
- ・ 流量 : 120m³/h

優先順位 2 : ペDESTAL注水

- ・ 流量 : 崩壊熱に余裕をみた量 (スクラム後～5時間 : 60m³/h, 5～10時間 : 55m³/h, 10～20時間 : 35m³/h, 20時間～40時間 : 30m³/h, 40時間～80時間 : 20m³/h, 80時間～120時間 : 15m³/h, 120時間以降 : 12m³/h) で注水

優先順位 3 : RPV破損後のRPVへの注水

- ・ 流量 : 15m³/h (S/C水源でECCSを運転できる場合は全量注水)

これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの熔融炉心の冷却にも期待できる。

ペDESTALへの注水については、RPV破損前の注水によりペDESTAL内には

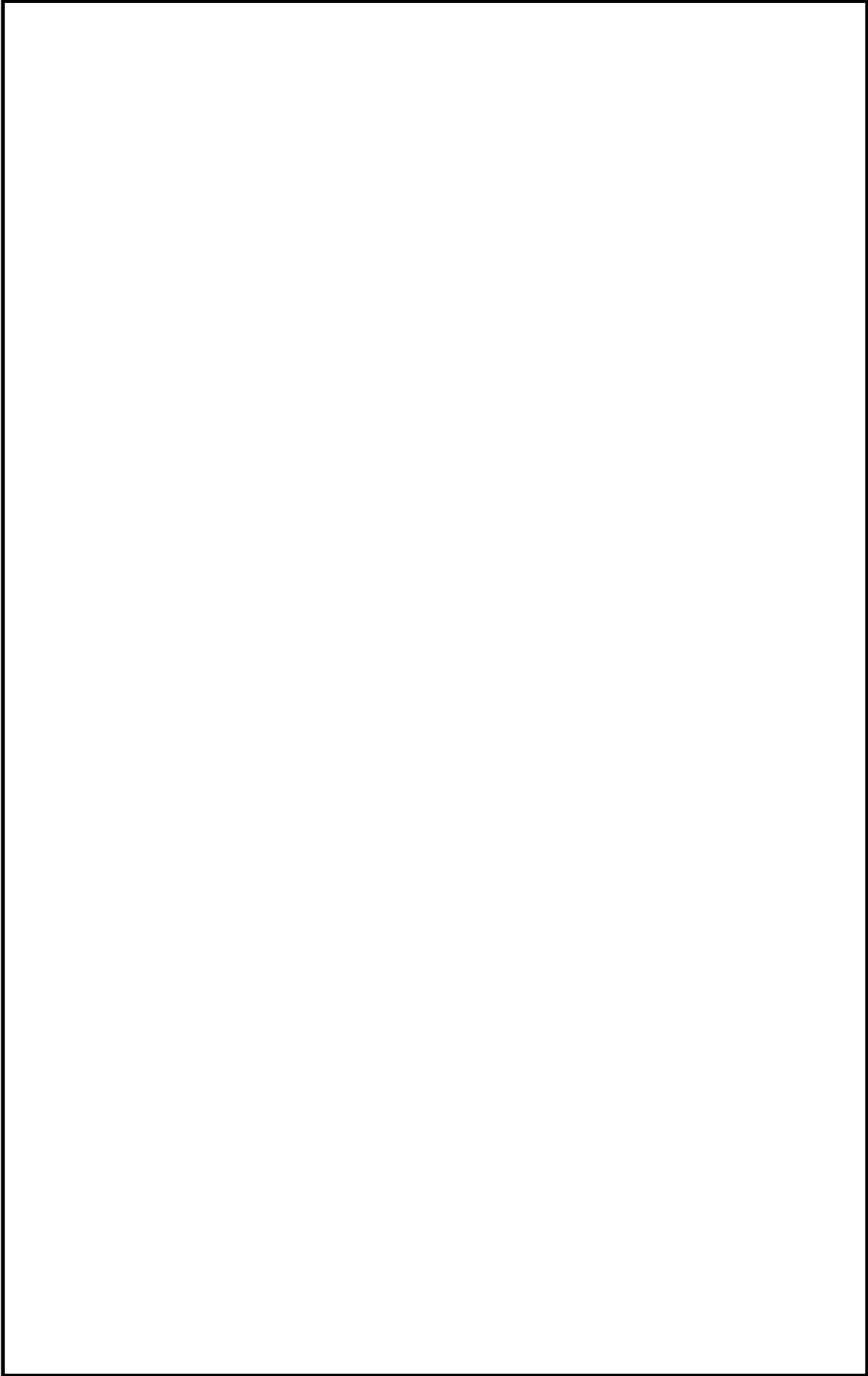
約 70m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 2 時間分)の冷却材が確保されていること及び D/W スプレイした冷却材が D/W 床面からペDESTAL へ流入することにも期待できることを考慮し、D/W スプレイに次ぐ優先順位としている。

R P V 破損後の R P V への注水には、R P V 内に残存する溶融炉心の冷却及び R P V 破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTAL に堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、R P V 破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL 注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

しかしながら、R P V が破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。

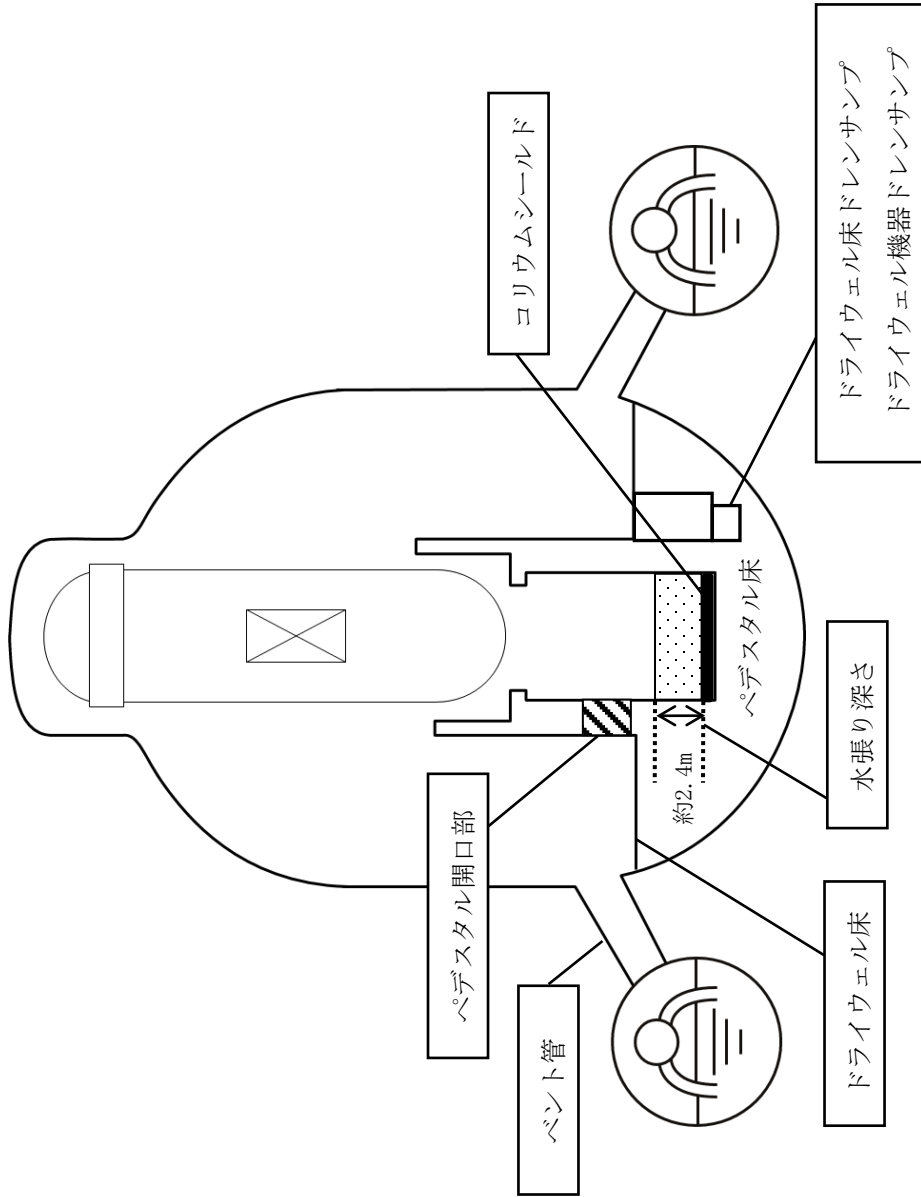
D/W スプレイまたは注水により、S/C 水位が通常水位+約 1.3m に到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続するとともに、ペDESTAL 水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTAL の溶融炉心の冷却を継続する。

以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、S O P によって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。



第1図 SOPの対応フロー (全体)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 原子炉格納容器の構造図

3. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

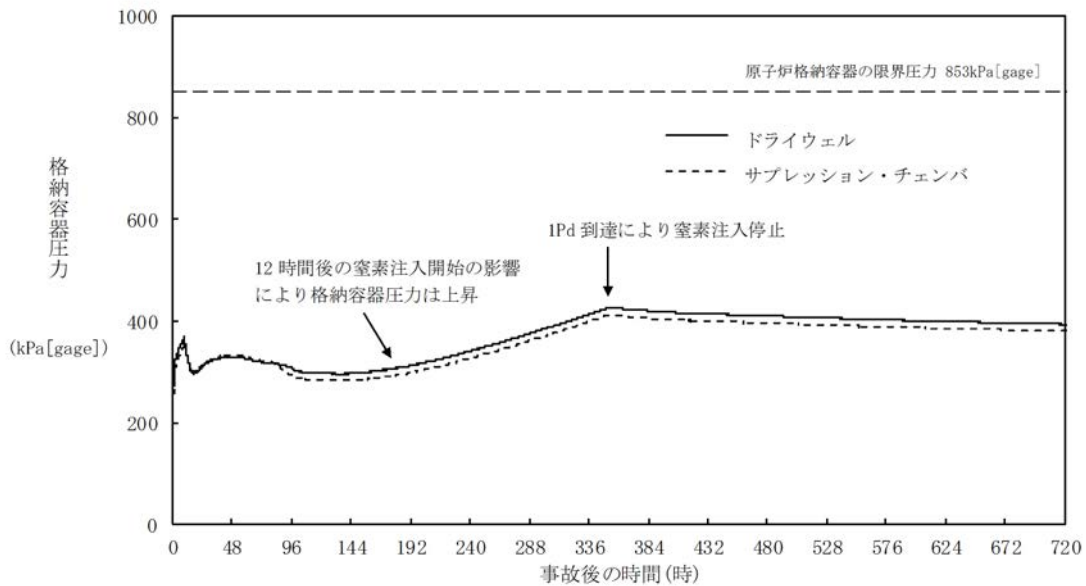
(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

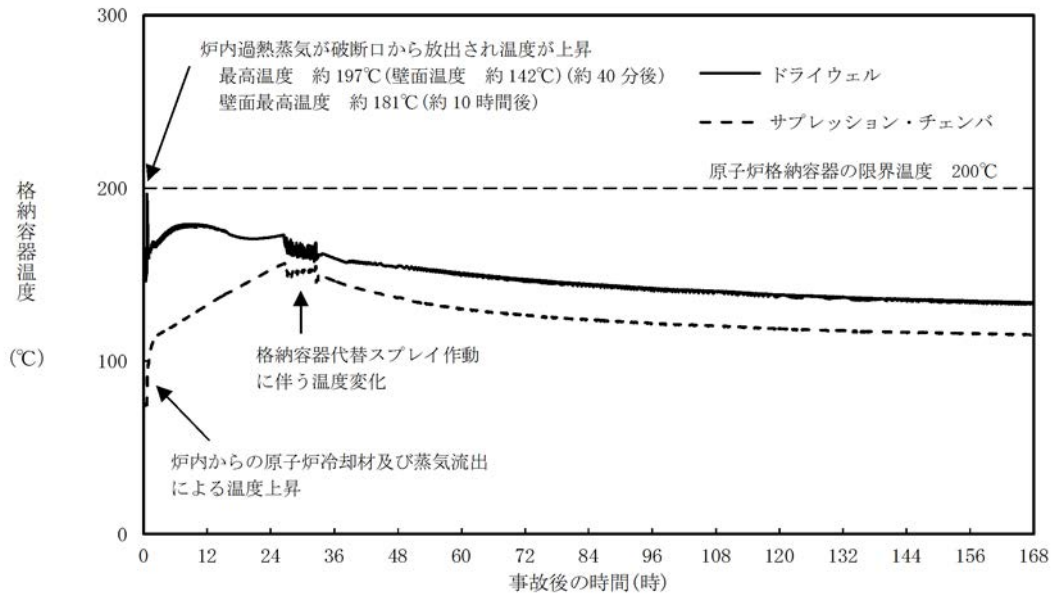
7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、427kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第1表で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で427kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第3図に示す。



第3図 原子炉格納容器圧力の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第4図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度[※]）についても、事象発生後約10時間後に生じる最高値は約181℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



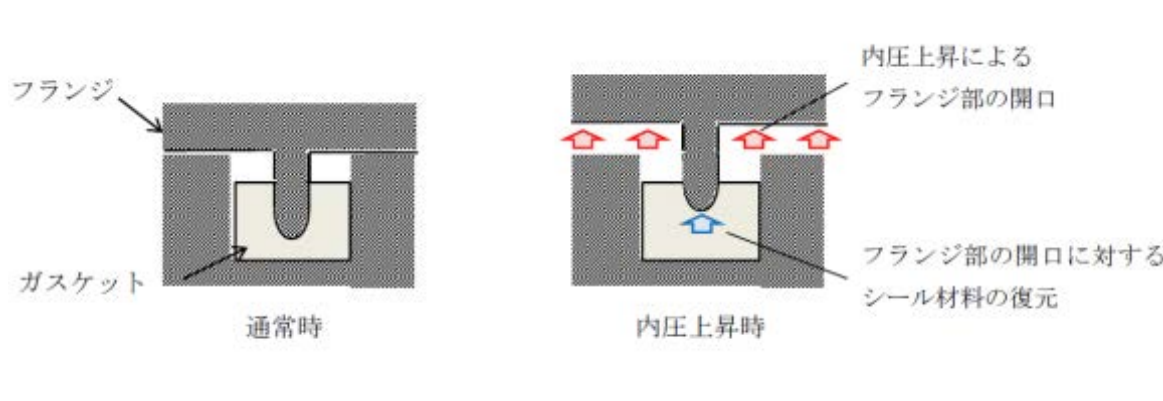
第 4 図 原子炉格納容器温度の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用しない場合）

第 1 表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として 2 Pd (853kPa) を設定	有効性評価シナリオで最大 427kPa[gage]となる (第 3 図)
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として 200°C を設定	有効性評価シナリオで 150°C を下回る (第 4 図)

①長期（168 時間以降）の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第 5 図の模式図に示す通り、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約 0.3MPa であり開口量は小さい（第 2 表参照）。



第 5 図 シール部の機能維持確認の模式図

第 2 表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの 168h 時 (0.3MPa)	2 Pd (0.853MPa)
ドライウェル 主フランジ	内側		
	外側		
機器搬入口	内側		
	外側		

②長期（168 時間以降）の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第 3 表に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

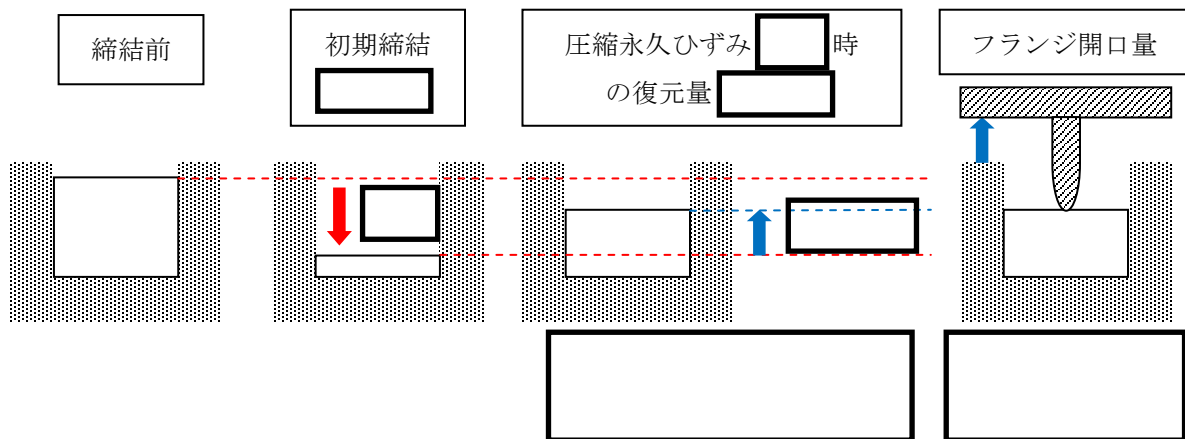
第3表 改良E PDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0日～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良E PDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、E PDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良E PDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は□時の改良E PDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており、第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は原子炉格納容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

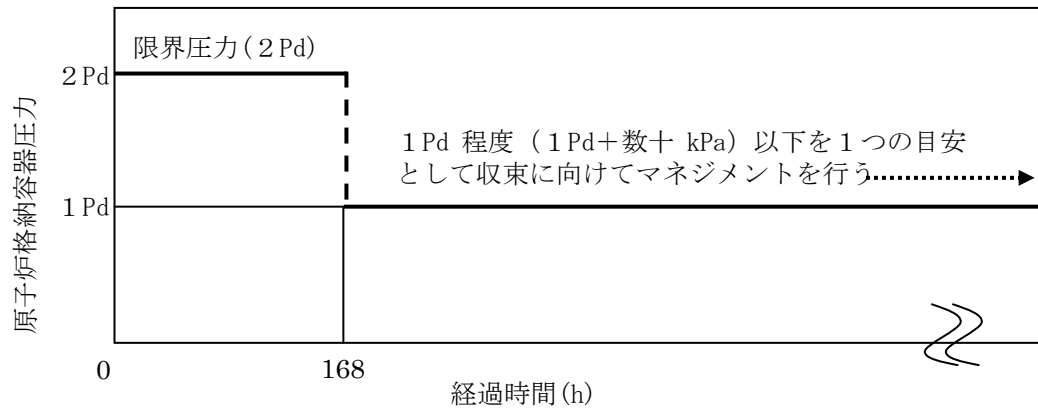
よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

<168時間以降の考え方>

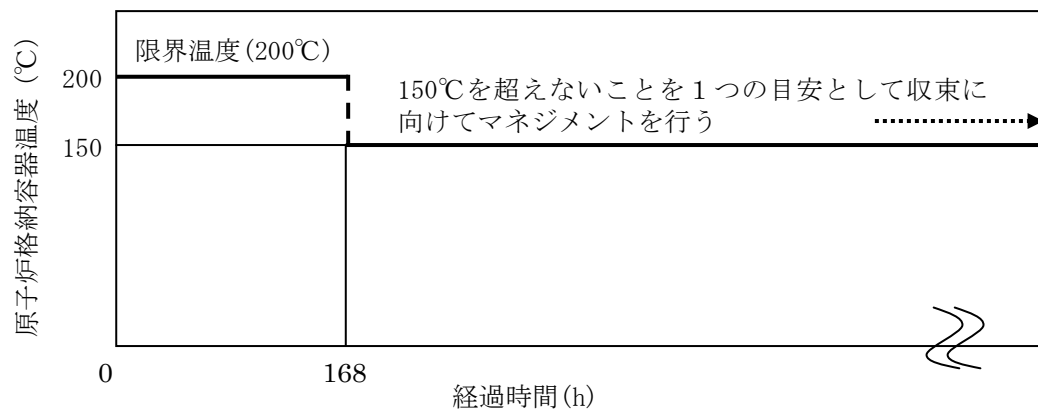
前述の結果を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力については1Pd程度（1Pd+数十kPa*）以下でプラント状態を運用する。

※酸素濃度をドライ換算で4.4vol%以下とする運用の範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 7 図 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方



第 8 図 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

<7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について>

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解 釈 一 覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	第1 ペントフィルタスクラバ容器水位指示値が <input type="text"/> 値が <input type="text"/> 原子炉格納容器内の酸素濃度が <input type="text"/> %
	a. 格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	再結合器内ガス温度が <input type="text"/> °C に到達し、予熱運転が完了
	b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
V2C2-1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	屋外
V2C2-11	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	屋外
AV226-12	SGT NGC連絡ライン隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV226-16	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
AV226-11	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV226-15	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
AV217-19	NGC常用空調換気入口隔離弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV217-20	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	中央制御室 原子炉棟地上3階非常用ガス処理装置室 (管理区域)
MV226-13	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路 (非管理区域)
MV217-18	NGC非常用ガス処理入口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路 (非管理区域)
MV217-23	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上3階北側連絡通路 (非管理区域)
MV217-5	NGC N2トラス出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上1階A-RCWポンプ熱交換器室 (非管理区域)
MV217-4	NGC N2ドライウエル出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作機構：原子炉建物付属棟地上2階原子炉棟送風機室 (非管理区域)
MV229-1A	A-FCS入口隔離弁	中央制御室
MV229-2A	A-FCS出口隔離弁	中央制御室

手順のリンク先について

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について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.9.2.1(2) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出
 - ・格納容器フィルタベント系補機類の操作手順
 - <リンク先> 1.7.2.1(1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2. 1.9.2.1(3) b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - ・代替交流電源設備からの電源供給手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
 - 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 - ・原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順
 - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
3. 1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
 - ・代替電源設備により給電する手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
 - 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
 - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 - 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
4. 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順
 - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
 - ・格納容器フィルタベント系補機類の操作手順
 - <リンク先> 1.7.2.1(1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用する

るSA用115V系蓄電池，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，SA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロー，可燃性ガス濃度制御系再結合器，電動弁及び監視計器への電源供給手段並びに可搬式窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車への燃料給油手順

- <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
- 1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
- 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
- 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
- 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
- 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

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物等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物等の損傷防止

(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

(c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

(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 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

(1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順

(1) 原子炉建物内の水素濃度監視

(2) 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷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

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

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 自主対策設備仕様

添付資料 1.10.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.10.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

2. 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

添付資料 1.10.5 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

2. 操作の成立性の解釈一覧

3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.10.6 手順のリンク先について

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内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建物等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、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建物等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、原子炉格納容器外への水素ガス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ほかに、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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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、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物等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物等の損傷防止

i 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合に、原子炉建物内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素処理装置により漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素処理装置は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素処理装置

- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・原子炉棟

ii 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物内の水素濃度変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、監視する手段がある。

原子炉建物内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物水素濃度

上記設備は原子炉棟に6個（そのうち、原子炉建物4階（燃料取替階）に2個）設置している。

iii 代替電源による必要な設備への給電

上記「(a) i . 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」及び「(a) ii . 原子炉建物内の水素濃度監視」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。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・可搬型直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建物等の水素爆発を防止する手段がある。

i 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水

輪谷貯水槽（西）を水源として大量送水車により原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

原子炉ウェル代替注水系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。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西）
- ・ホース・接続口
- ・原子炉ウエル代替注水系配管・弁
- ・燃料プール冷却系配管・弁
- ・原子炉ウエル
- ・燃料補給設備

また、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水は、輪谷貯水槽（西）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

i 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出

原子炉建物内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物4階（燃料取替階）天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物ブローアウトパネル
- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、原子炉棟、原子炉建物水素濃度、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備と位置付ける。

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

(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物等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付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・原子炉ウエル代替注水系

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより原子炉建物への水素漏えいを抑制できることから有効である。

・原子炉建物ブローアウトパネル

原子炉建物ブローアウトパネル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、仮に原子炉建物内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合において水素ガスを排出することで原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

(添付資料 1.10.2)

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建物等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。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（シビアアクシデント）」（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）に定める。（第 1.10-1 表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び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）

(添付資料 1.10.3)

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

(1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

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、原子炉格納容器内の温度が 171℃ を超えるおそれがある場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能な場合。^{※2}

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西））が確保されている場合。

b. 操作手順

原子炉ウェル代替注水系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。手順の対応フローを第 1.10-1 図及び第 1.10-2 図に、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当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策本部に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水準備のため、大量送水車の配置、ホース接続及び起動操作を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水の準備を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤緊急時対策要員は、大量送水車の配置、ホース接続及び起動操作を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の温度が 171℃に到達したことを確認し、当直長に報告する。
- ⑦当直長は、原子炉ウエル注水開始の判断基準に基づき、緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、ARWF A-注水ライン流量調整弁又は ARWF B-注水ライン流量調整弁のどちらかを開操作して送水流量を必要流量に調整し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、原子炉ウエルに注水が開始されたことを上部ドライウエル内雰囲気温度指示値により確認し、当直長に報告する。
- ⑩当直長は、緊急時対策要員にドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。
- ⑪緊急時対策要員は、ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及び停止したことを当直長に報告する。また、当直長は、緊急時対策本部に報告する。

c. 操作の成立性

輪谷貯水槽（西）を水源とした原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、

十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主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以下に抑えることが可能である。

(添付資料 1.10.4-1)

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順

(1) 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟に漏れいする可能性があることから、原子炉建物水素濃度にて原子炉建物4階（燃料取替階）壁面及び天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建物4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建物内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒式水素処理装置の動作状況を確認するため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を監視する。

また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。

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（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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

原子炉建物内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-5図に、概要図を第1.10-6図に、タイムチャートを第1.10-7図に示す。

①当直長は、手順着手の判断に基づき、中央制御室運転員に原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を指示する。また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水度濃度が1.8vol%に到達した場合は、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。

- ②中央制御室運転員Aは、原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。
- ③中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%に到達したことを確認した場合は、非常用ガス処理系を停止する。

c. 操作の成立性

原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視は、中央制御室運転員1名にて対応を実施する。

また、非常用ガス処理系の停止操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで10分以内で可能である。

(2) 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建物4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物の水素爆発を防止する。

また、原子炉建物ブローアウトパネルを開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12.2.1(1)a.大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉建物内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合。

b. 操作手順

原子炉建物ブローアウトパネル開放操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-5図に、概要図を第1.10-8図に、タイムチャートを第1.10-9図に示す。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉建物ブローアウト・パネル開放の実施を緊急時対策本部に依頼する。また、運転員に原子炉建物4階（燃料取替階）天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、原子炉建物内の水素濃度の監視に必要な監視計

器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③緊急時対策本部は、原子炉建物ブローアウトパネルの開放の準備開始を緊急時対策要員に指示する。
- ④緊急時対策要員は、工具を準備し、原子炉建物ブローアウトパネルの開放の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、原子炉建物ブローアウトパネルの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物ブローアウトパネルの開放を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、原子炉建物ブローアウトパネルの開放により原子炉建物4階（燃料取替階）の原子炉建物水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物ブローアウトパネルの開放まで1時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整備する。反力受けブラケット及び原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け、レバーブロックの操作は容易に実施可能である。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具を装備して作業を行う。

(添付資料 1.10.4-2)

1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷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、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷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。

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

輪谷貯水槽（西）への水の補給手段及び水源から接続口までの大量送水車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。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系充電器、可搬型代替交流電源設備として使

用する高圧発電機車，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，S A 用 115V 系充電器，大量送水車及び大型送水ポンプ車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。

放水砲を用いた原子炉建物への放水については，「1.12 発電所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。

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

1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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 1.10-10 図に示す。

(1) 原子炉ウエル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため，原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で，原子炉ウエル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水を実施する。

(2) 原子炉建物内の水素濃度監視及び原子炉建物ブローアウトパネル開放

原子炉建物 4 階（燃料取替階）の水素濃度を原子炉建物水素濃度により監視し，静的触媒式水素処理装置の動作状況を静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により監視する。

静的触媒式水素処理装置の動作により，原子炉建物内の水素濃度の上昇は抑制されるが，仮に原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は，非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が 1.8vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに，水素ガスの発生源を断つため，格納容器ベント操作を実施する。

それでもなお原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合は，原子炉建物の水素爆発を防止するため，原子炉建物ブローアウトパネル開放により水素ガスの排出を実施する。

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，対処設備，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	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置 ※1 静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1 原子炉棟	重大事故等対処設備 — ※1
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故対処設備 — ※2

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の原子炉建物水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「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：手順は「1.12 発電所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。

対応手段, 対処設備, 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	対処設備	手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水(淡水/海水) 原子炉ウエル代替注水系による	大量送水車 ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系配管・弁 燃料プール冷却系配管・弁 輪谷貯水槽(西) ※3 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物ブローアウトパネル開放	原子炉建物ブローアウトパネル 大型送水ポンプ車 ※4 ホース ※4 放水砲 ※4 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための原子炉建物ブローアウト・パネル開放手順」

※1 : 静的触媒式水素処理装置は, 中央制御室運転員による操作不要の原子炉建物水素濃度制御設備である。

※2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 : 手順は「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 : 手順は「1.12 発電所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。

第 1.10-2 表 重大事故等対処に関わる監視計器

監視計器一覧 (1 / 2)

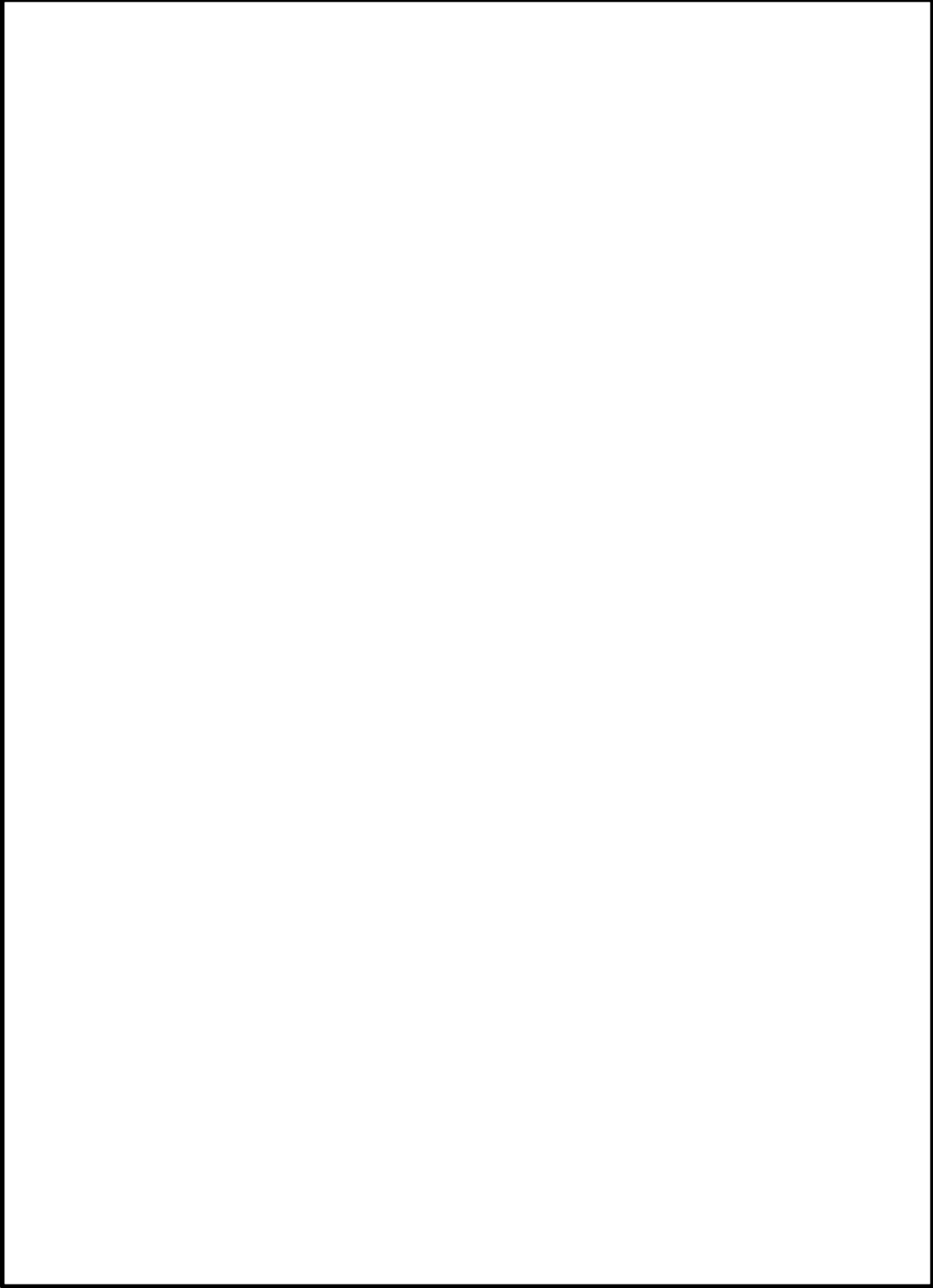
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度計 (SA)
		水源の確認	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 (SA) 代替注水流量 (可搬型)
		水源の確認	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧 (2 / 2)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順			
(1) 原子炉建物内の水素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上4階 ・原子炉棟地上2階 ・原子炉棟地上1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		電源	緊急用メタクラ電圧 S Aロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上4階 ・原子炉棟地上2階 ・原子炉棟地上1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		補機監視機能	A-非常用ガス処理系系統流量 B-非常用ガス処理系系統流量
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順			
(2) 原子炉建物ブローアウトパネル開放			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」 原子力災害対策 手順書 「水素爆発防止のための原子炉建物水素放出装置開放手順」	判断基準	静的触媒式水素処理装置の反応状態監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上4階
	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉棟地上4階 ・原子炉棟地上2階 ・原子炉棟地上1階

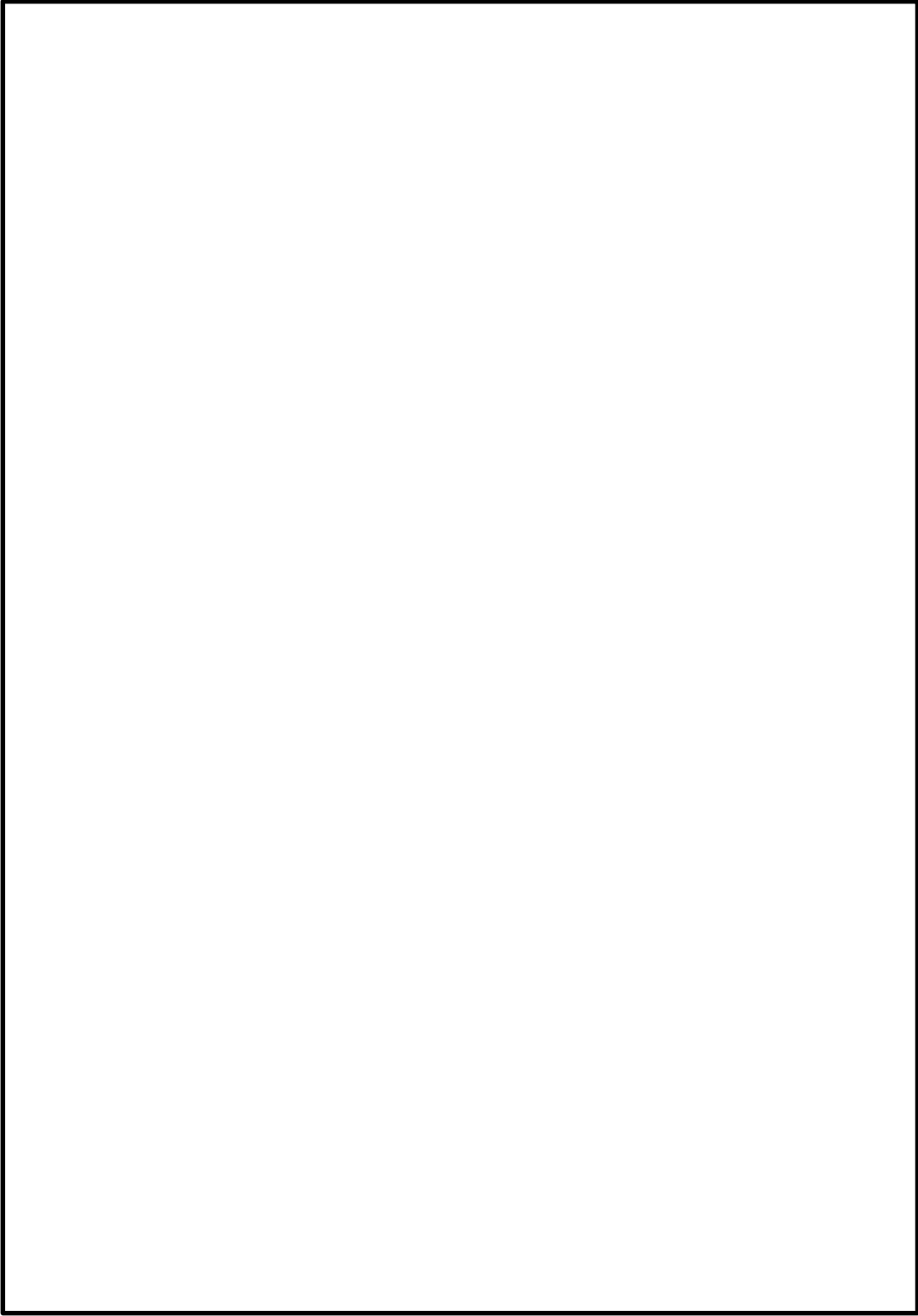
第 1.10-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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>静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度</p>	<p>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>S A用115V系</p>
	<p>原子炉建物水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>C/C D系 S A-C/C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系 計装C/C D系</p>



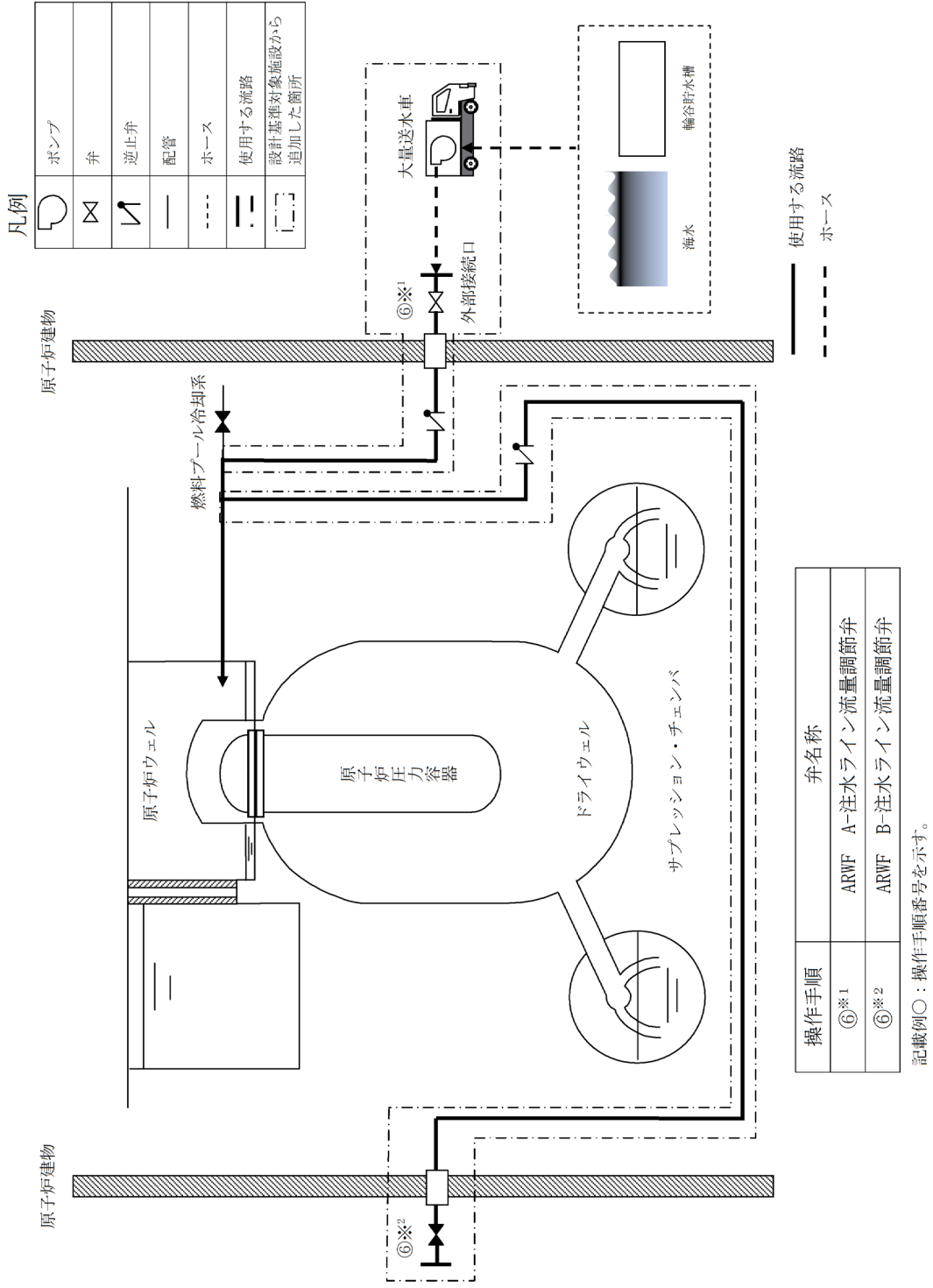
第1.10-1図 SOP 注水-1 「損傷炉心への注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.10-2 図 SOP 注水-4 「長期RPV破損後の注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



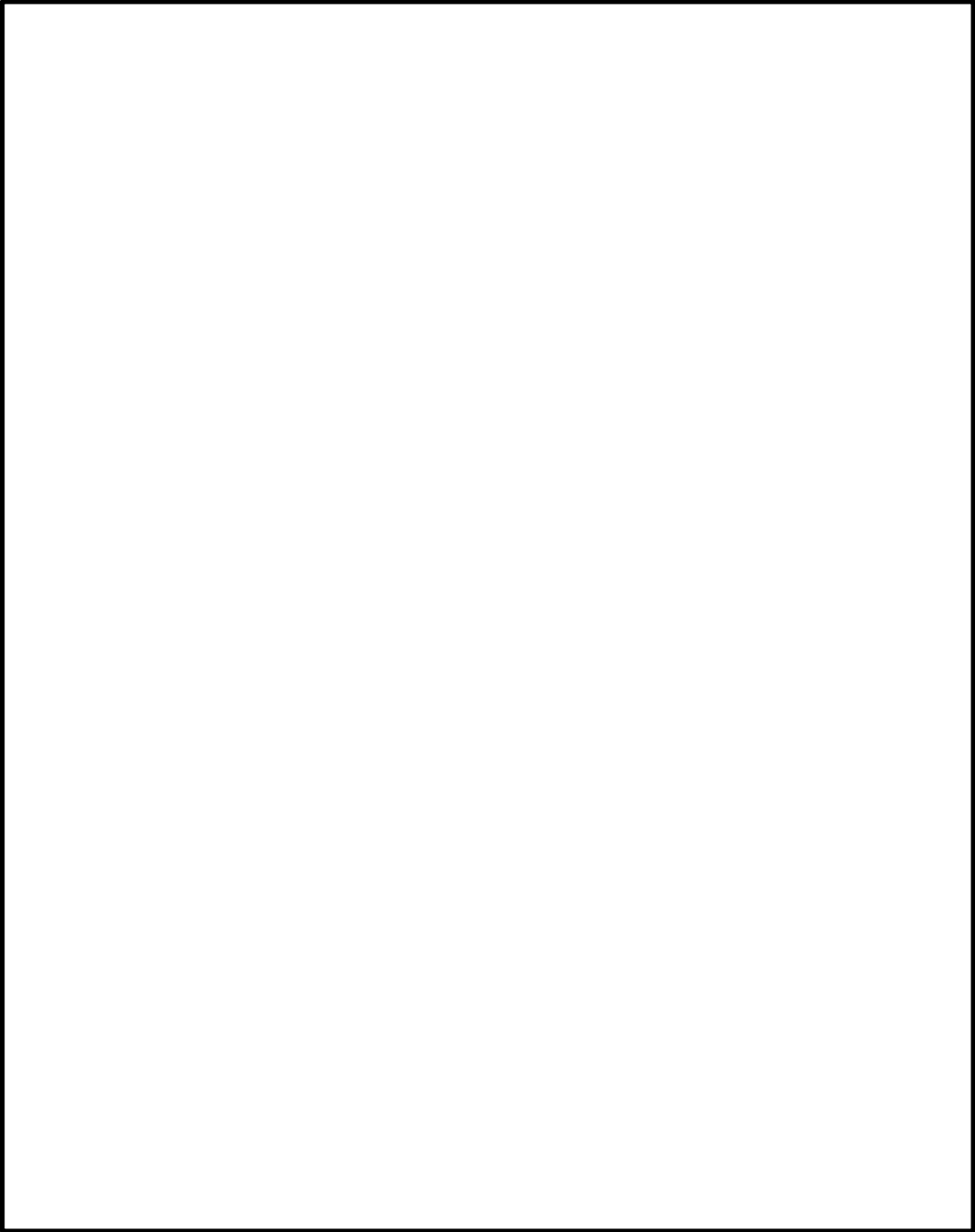
第 1.10-3 図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水	1	電源確認	■														
		中央制御室運転員A															
	6	緊急時対策所へ第4保管エリア移動※1		■													
		車両健全性確認		■													
		送水準備 (ホース搬送及びヘッダ接続)			■												
		送水準備 (ヘッダ-建物接続口)				■											
	6	緊急時対策所へ第3保管エリア移動※2		■													
		車両健全性確認		■													
		大量送水車配置			■												
		送水準備 (ホース搬送)				■											
																	大量送水車起動, 原子炉注水開始

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

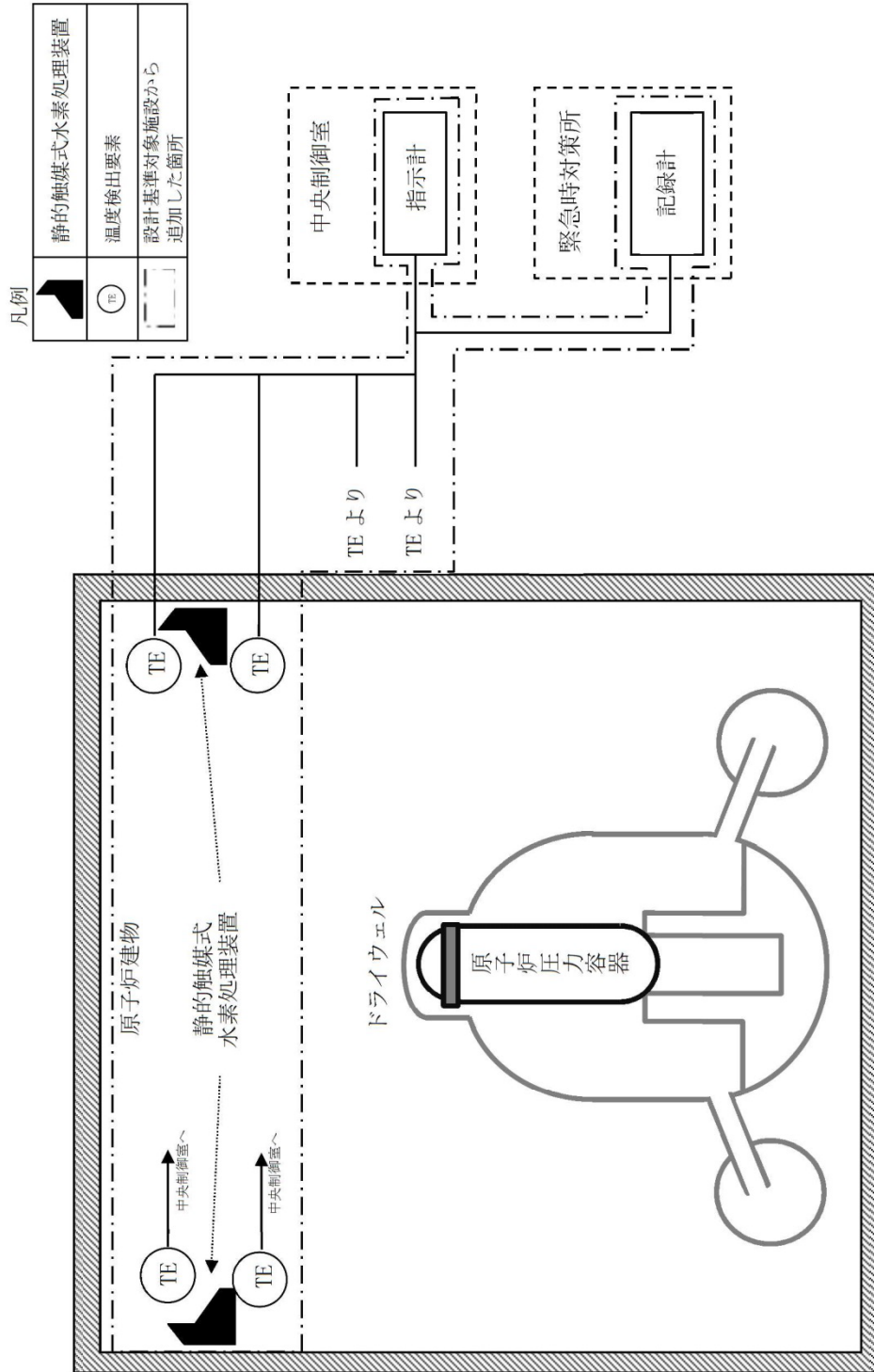
※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第 1.10-4 図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) タイムチャート

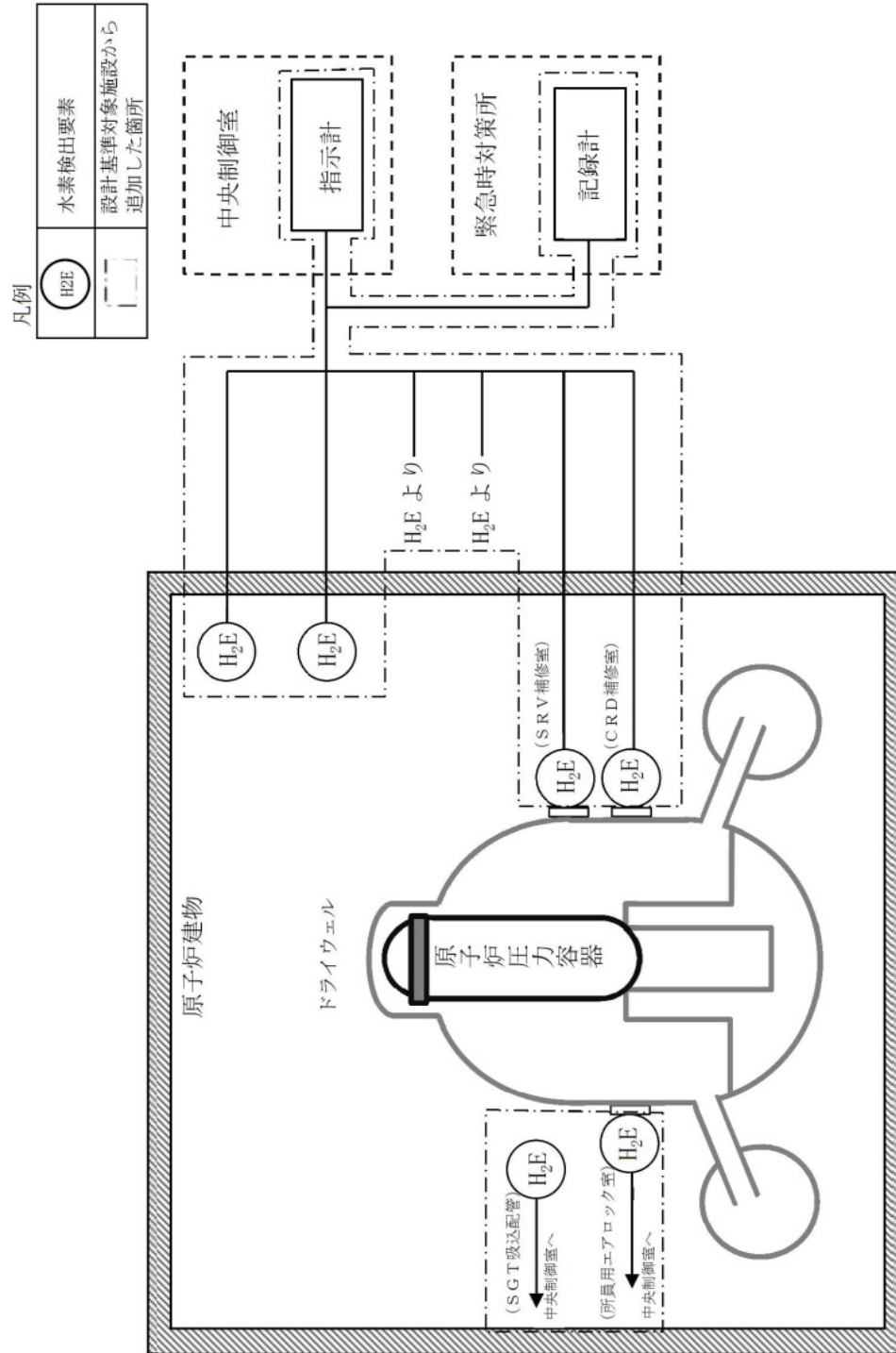


第 1.10-5 図 SOP 水素「R/B水素爆発防止」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.10-6 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概念図
 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制) (1 / 2)



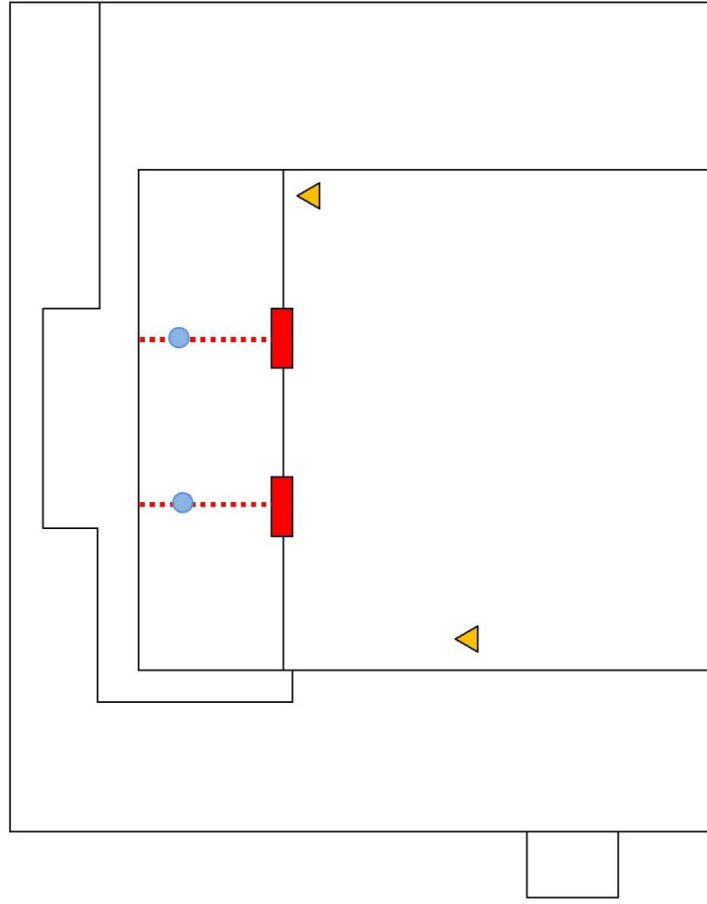
第 1.10-6 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概念図
 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制) (2 / 2)

必要な要員と作業項目	手順の項目	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
			原子炉建物水素濃度指示値1.8vol%確認 非常用ガス処理系の停止 10分															
	原子炉建物内の水素濃度監視	中央制御室運転員A 1	停止操作															
			↑															

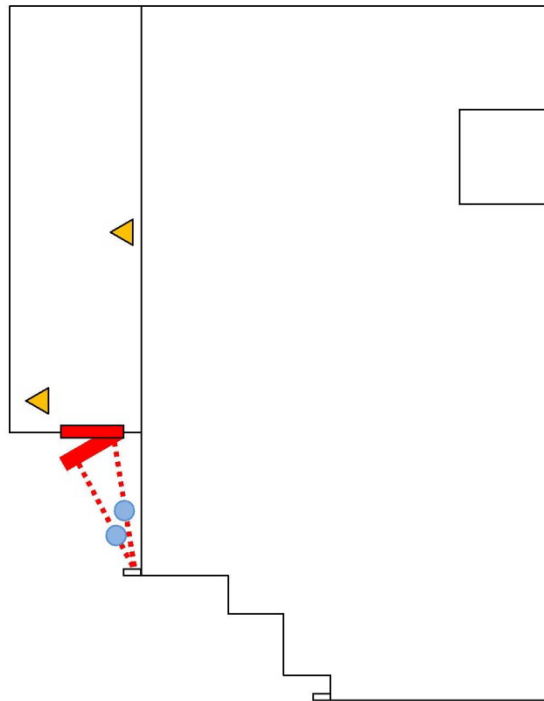
第 1.10-7 図 原子炉建物内の水素濃度監視 タイムチャート

凡例

●	レバーブロック操作場所
■	原子炉建物ブローアウトパネル
▲	水素濃度



原子炉建物 [平面図]

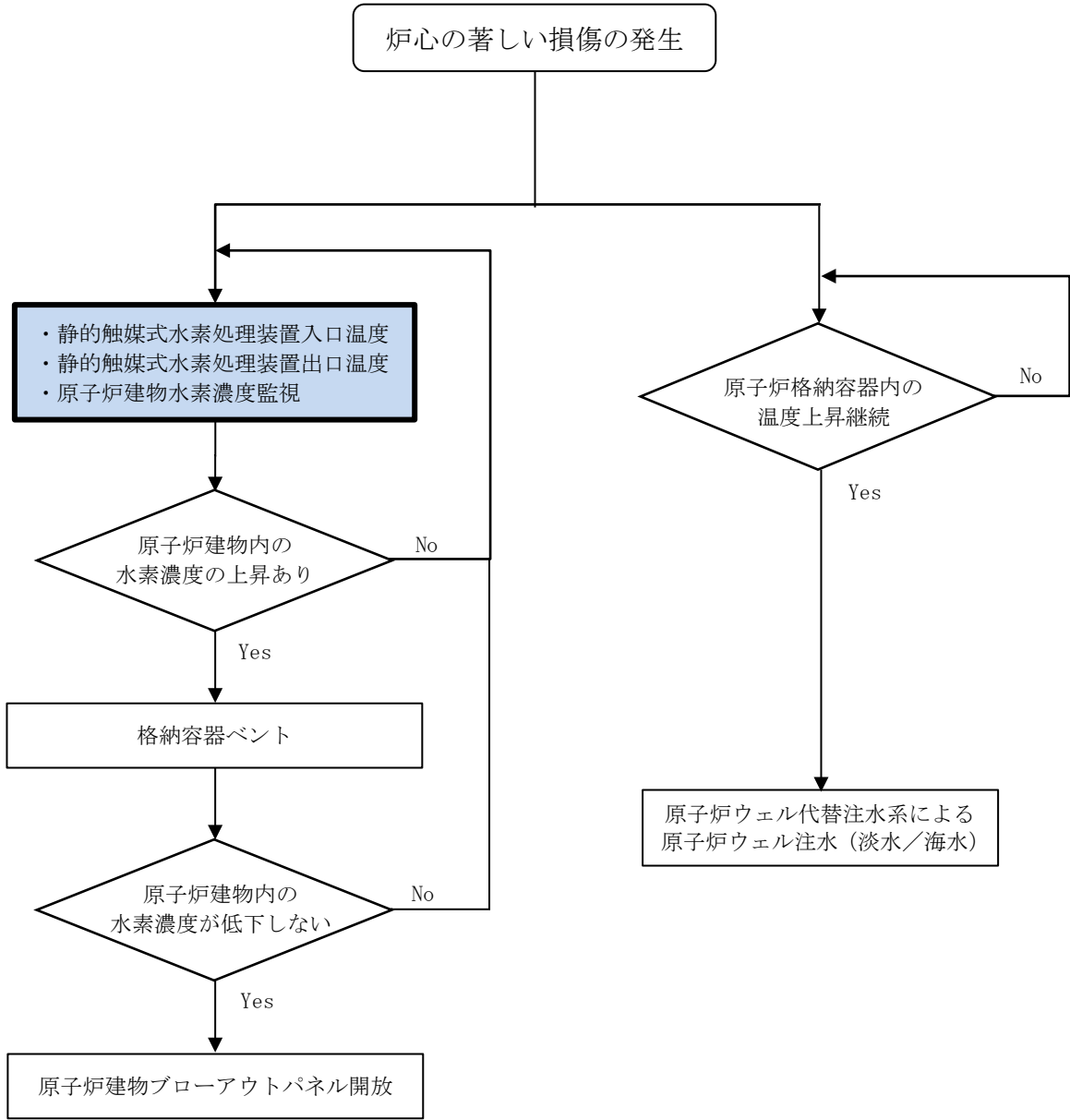
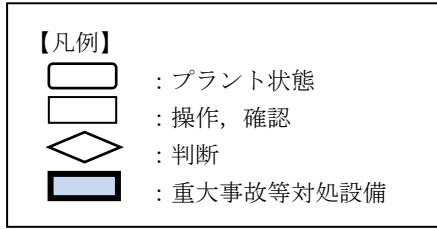


原子炉建物 [断面図]

第 1.10-8 図 原子炉建物ブローアウトパネル開放 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	原子炉建物プロローアアウトパネルによる水素排出 1 時間												
	▽												
要員 (数)	水素濃度監視												
	中央制御室運転員A	1											
原子炉建物プロローアアウトパネルによる 水素ガス排出	移動												
	緊急時対策要員	3											
▶ 原子炉建物プロローアアウトパネル開放													


第 1.10-9 図 原子炉建物プロローアアウトパネル開放 タイムチャート



第 1.10-10 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 / 2）

技術的能力審査基準（1.10）	番号	設置許可基準規則（53条）	技術基準規則（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。）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。</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。</p>	⑥
		<p>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>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>	⑦

 : 重大事故等対処設備

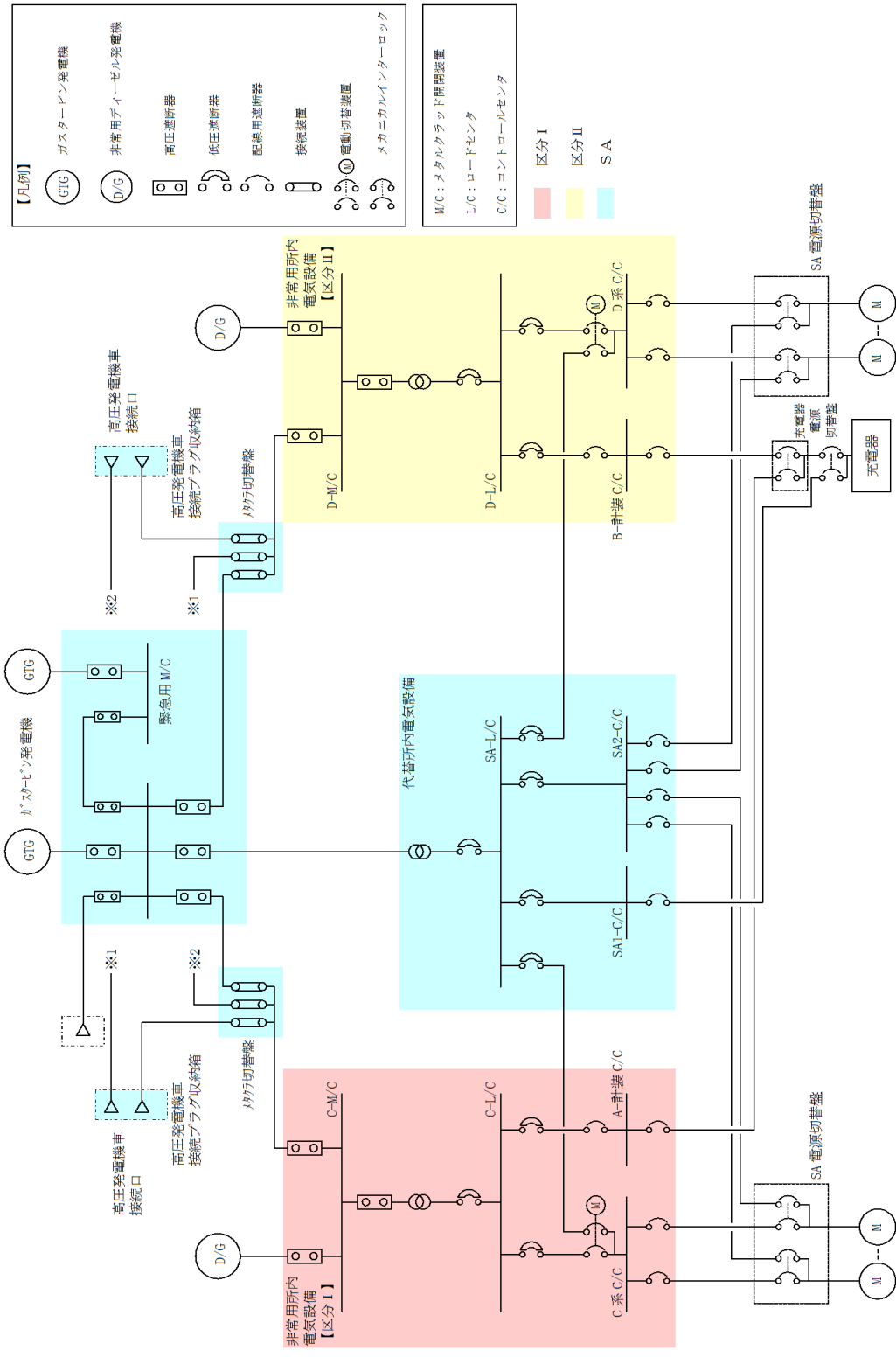
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間何に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
静的触媒式水素濃度抑制装置	静的触媒式水素処理装置	新設	① ② ④ ⑤	原子炉建物パネル開放	原子炉建物ブローアウトパネル	常設	1時間	3人	自主対策とする理由は本文参照
	静的触媒式水素処理装置入口温度	新設			大型送水ポンプ車	可搬			
	静的触媒式水素処理装置出口温度	新設			ホース	可搬			
	—	—			放水砲	可搬			
原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	新設	① ④ ⑥	—	—	—	—	—	—
	—	—			—	—			
代替電源に必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ② ④ ⑦	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設			—	—			
	常設代替直流電源設備	新設			—	—			
	可搬型直流電源設備	新設			—	—			
—	—	—	—	原子炉ウエル注水（淡水/海水）による代替注水系	大量送水車	可搬	2時間10分	14人	自主対策とする理由は本文参照
					ホース・接続口	常設可搬			
					原子炉ウエル代替注水系配管・弁	常設			
					燃料プール冷却系 配管・弁	常設			
					輪谷貯水槽（西）	常設			
					原子炉ウエル	常設			
燃料補給設備	常設可搬								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 2)

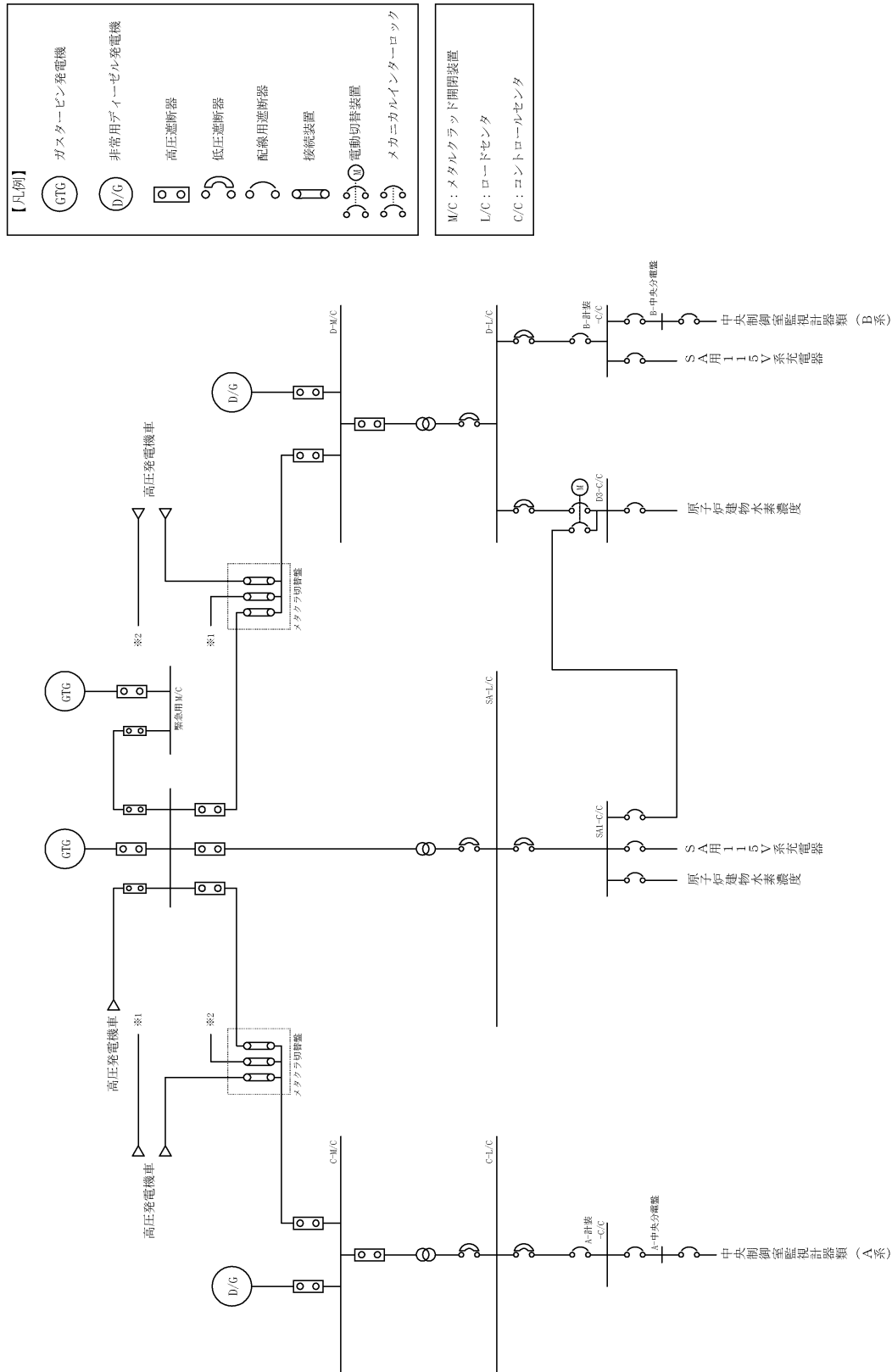
技術的能力審査基準 (1.10)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏れいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出に必要な手順等を整備する。また、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制に必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>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、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、ブローアウトパネル開放により水素ガスを排出し、水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置により水素濃度の上昇を抑制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、全交流動力又は直流電源が喪失した場合においても、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（静的触媒式水素処理装置及び原子炉建物内の水素濃度）へ代替電源設備（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により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>

自主対策設備仕様

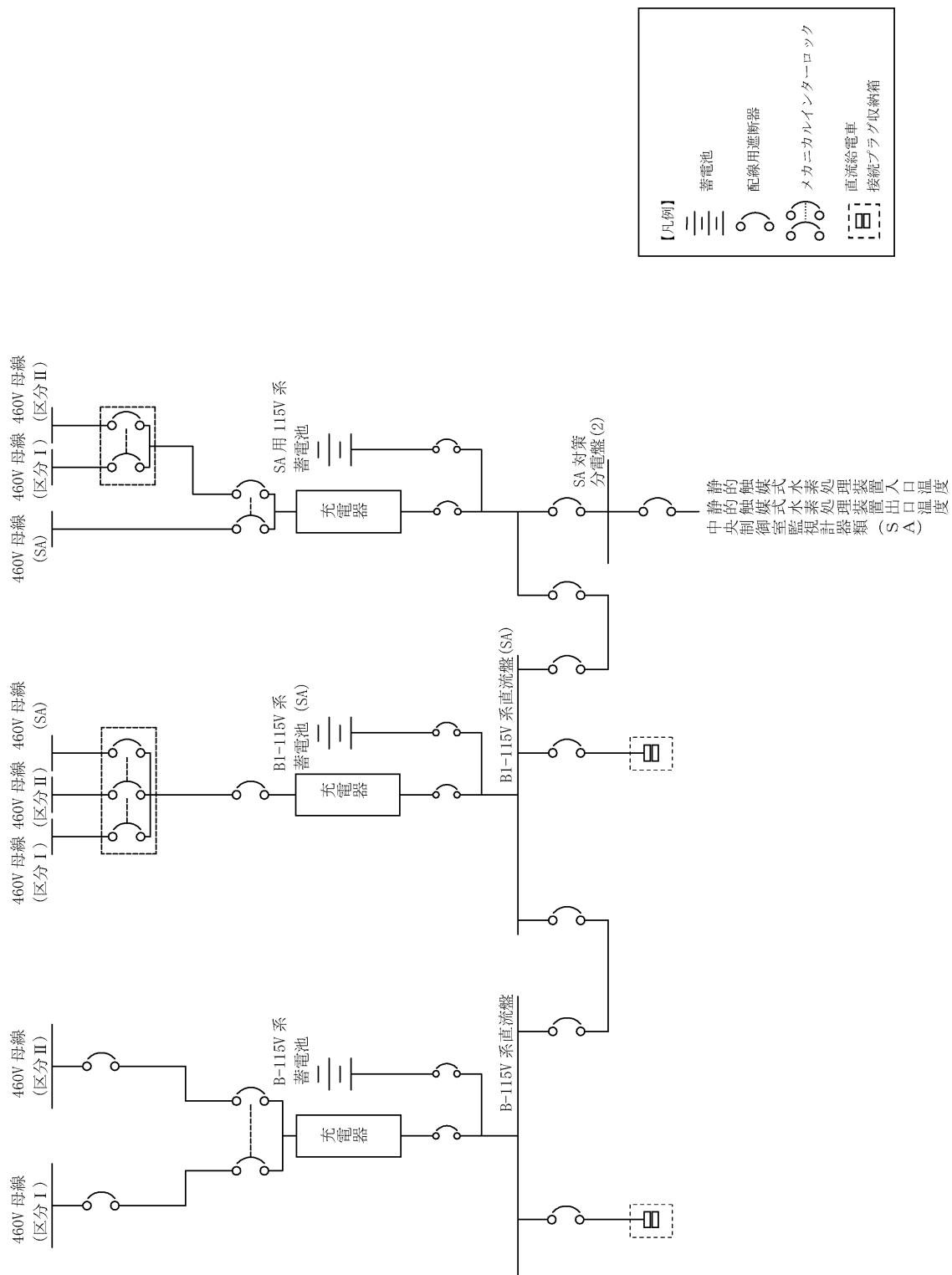
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
大量送水車	可搬	— (Ss 機能維持)	120m ³ /h	—	1 台



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. 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

a. 操作概要

緊急時対策本部は、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水が必要な状況において、外部接続口（ホース接続箇所）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、原子炉ウエル代替注水系として使用する大量送水車により原子炉ウエルに送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物西側周辺，原子炉建物南側周辺，取水箇所（輪谷貯水槽（西）周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水として、最長時間を要する第4保管エリア，第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽（西）を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：12名（緊急時対策要員12名）

想定時間：2時間10分以内（所要時間目安※1：1時間33分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安22分
 - ・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間1時間5分，所要時間目安34分
 - ・移動：所要時間目安4分（移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面）
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物側法面，原子炉建物南側接続口周辺）

●送水準備（ヘッド～原子炉建物南側接続口）：想定時間 25 分，所要時間目安
21 分

- ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～原子炉建物南側接続口）
- ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側接続口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西）周辺，原子炉建物西側法面周辺作業）

●緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分

- ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分

- ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）

●大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分

- ・移動：所要時間目安 4 分（移動経路：第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西））
- ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西））

●送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分

- ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西），原子炉建物西側法面）
- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西）周辺）

●大量送水車起動，注水開始：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分

- ・大量送水車起動，注水開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西））

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯により，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，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

2. 原子炉建物ブローアウトパネル開放による水素排出

(1) 原子炉建物ブローアウトパネル開放操作

a. 操作概要

レバーブロックを原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープ及び反力受けブラケットに取り付け、レバーブロック操作により原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープを引っ張り、原子炉建物ブローアウトパネルを開放する。

b. 作業場所

原子炉建物附属棟屋上

c. 必要要員及び想定時間

原子炉建物ブローアウトパネルの開放操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名 (緊急時対策要員)

想定時間 : 1時間以内 (所要時間目安※1 : 35分)

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員3名】

●緊急時対策所～2号原子炉建物附属棟屋上移動 : 想定時間30分, 所要時間目安23分

●原子炉建物ブローアウトパネル開放操作 : 想定時間30分, 所要時間目安12分

d. 操作の成立性について

作業環境 : ヘッドライト及び懐中電灯により、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、防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服) を装備して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、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 : 反力受けブラケット及び原子炉建物ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け及びレバーブロック操作は容易に実施可能であり、また作業エリア周辺には、支障

となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。
連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



開放用工具収納箱



原子炉建物ブローアウトパネル



ワイヤー，レバーブロック接続作業



原子炉建物ブローアウトパネル
開放準備状態

解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順	ARWF A-注水ライン流量調整弁又は ARWF B-注水ライン流量調整弁のどちらかを開操作にて必要流量に調整 ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量	ARWF A-注水ライン流量調整弁又は ARWF B-注水ライン流量調整弁のどちらかを開操作にて <input type="text"/> m ³ /h に調整 ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量 <input type="text"/> m ³

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

操作の成立性の解釈一覧

手順	手順	操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水蒸ガス漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	ドライウエル主フランジが冠水するために必要な水位	ドライウエル主フランジが冠水するために必要な水位 EL <input type="text"/>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
V2B8-1A	ARWF A-注水ライン流量調整弁	屋外 (原子炉建物南壁)
V2B8-1B	ARWF B-注水ライン流量調整弁	屋外 (原子炉建物西壁)

手順のリンク先について

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について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.10.2.2(3) 原子炉建物ブローアウトパネル開放
 - ・放水砲を用いた原子炉建物へ放水手順
 - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
2. 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷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
 - ・代替電源設備により給電する手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
 - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
 - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 - 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
3. 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順
 - ・放水砲を用いた原子炉建物へ放水手順
 - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・輪谷貯水槽（西）への水の補給手段及び水源から接続口までの大量送水車による送水手順
 - <リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
 - 1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 - ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系充電器，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，SA用115V系充電器，大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
 - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
 - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 - 1.14.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電
 - 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料

貯蔵タンクからタンクローリへの補給

1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油

1.14.2.6(1) 非常用交流電源設備による給電

・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先>

1.15.2.1 監視機能喪失

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

<目次>

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水源を利用した対応手段と設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備

(b) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(c) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

(d) 補助消火水槽を水源とした対応手段と設備

(e) ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備

(f) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手段と設備

(g) 海を水源とした対応手段と設備

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手段と設備

(b) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応手段と設備

(c) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段と設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 水源の切替え

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

(b) 淡水から海水への切替え

(c) 外部水源から内部水源への切替え

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手順

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

b. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

c. 低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水

(2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉

圧力容器への注水

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL内への注水
- (3) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱
 - d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱
- (4) 補助消火水槽を水源とした対応手順
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. 補助消火水槽を水源としたペDESTAL内への注水
 - d. 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水
- (5) ろ過水タンクを水源とした対応手順
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. ろ過水タンクを水源としたペDESTAL内への注水
 - d. ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水
- (6) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順
- a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給
 - e. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水
 - f. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウェルへの注水
 - g. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水

注水／スプレイ

(7) 海を水源とした対応手順

- a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 海を水源としたペDESTAL内への注水
 - e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水
 - f. 海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ
 - g. 海を水源とした原子炉補機冷却系による冷却水の確保
 - h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制
 - j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火
- ### (8) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順
- a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順

- a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）
- ### (2) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応手順
- a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 - b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
- ### (3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順
- a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給
 - b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給
 - c. 海から復水貯蔵タンクへの補給

1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
- b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え

(2) 淡水から海水への切替え

- a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合
- b. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水中の場合
- c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合

- (3) 外部水源から内部水源への切替え
 - a. 外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え
 - b. 外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え

1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

- (1) 水源を利用した対応手段
 - a. 送水に利用する水源の優先順位
- (2) 水源へ水を補給するための対応手段
 - a. 補給に利用する水源の優先順位

添付資料 1.13.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3 自主対策設備仕様

添付資料 1.13.4 重大事故対策の成立性

- 1. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
- 2. 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水
- 3. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車並びに大量送水車（2台）による送水
- 4. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給
- 5. 大量送水車による輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
- 6. 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給
- 7. 大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給
- 8. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え
- 9. 低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え
- 10. 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替え
- 11. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について
- 12. 取水源からの取水時の異物管理について

添付資料 1.13.5 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海への水源の切替えの判断基準について

添付資料 1.13.6 水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.7 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.13.8 手順のリンク先について

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

[要求事項]

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

[解釈]

- 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
 - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクである。重大事故等時において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な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。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクを設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバを設置する。

設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる手段と重大事故等対処設備を選定する（第1.13-1図）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、残留熱代替除去系による減圧及び除熱、ペDESTAL内への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレーが必要な場合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ほかに、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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

なお、重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧注水系による原子炉圧力容器への注水が出来た場合、冷温停止に向けて低圧注水系を準備する。その後、高圧注水系が機能維持できなくなった場合は、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水に切り替える。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧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、低圧注水系準備が出来次第、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、常設設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、常設設備を使用した低圧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、可搬型設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクの故障を想定する。

設計基準事故の収束に必要な水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段と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並びにその対応に使用する重大事故等対処設備と自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第 1.13-1 表に整理する。

a. 水源を利用した対応手段と設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として低圧原子炉代替注水槽を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及びペDESTAL内への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、低圧原子炉代替注水槽を水源とした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。

- ・低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）

低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ペDESTAL代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）

(b) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として復水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及びペDESTAL内への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「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」、「1.4 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」,「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、復水貯蔵タンクを水源とした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。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・高圧炉心スプレイポンプ
- ・制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水圧ポンプ）
- ・原子炉圧力容器
- ・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
- ・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・原子炉浄化系配管
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・非常用交流電源設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、復水貯蔵タンクを水源とした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。

- ・復水輸送系（復水輸送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水輸送系（復水輸送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水輸送系（復水輸送ポンプ）

(c) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてサプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「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」,「1.4 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」及び「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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において, サプレッション・チェンバを水源とした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 (原子炉隔離時冷却ポンプ)
- ・高圧原子炉代替注水系 (高圧原子炉代替注水ポンプ)
- ・高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイポンプ)

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において, サプレッション・チェンバを水源とした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。

- ・残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)
- ・低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイポンプ)

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱代替除去系 (残留熱代替除去ポンプ)

(d) 補助消火水槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として補助消火水槽を利用する。

重大事故等時において, サプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は, 補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水, 原子炉格納容器内の冷却, ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は, 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」, 「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、補助消火水槽を水源とした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。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

補助消火水槽を水源としたペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

(e) ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、ろ過水タンクを水源とした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。

- ・消火系（消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源としたペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

(f) 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として大量送水車を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給，ペDESTAL内への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 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」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした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。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした第 1 ベント

フィルタスクラバ容器への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源としたペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）

なお，上記輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ供給することにより，重大事故等の収束に必要な量の水を供給することが可能である。

ただし，第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給は輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした淡水のみを利用する。

(g) 海を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として海を利用する。

重大事故等時において，低圧原子炉代替注水槽及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，海を水源として海水取水箇所（非常用取水設備）から大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，ペDESTAL内への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また，重大事故等時において，海を水源とした原子炉補機冷却系による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.8 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」，

「1.10 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」及び「1.12 発電所
外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて選定する対応手
段及び設備と同様である。

海を水源として原子炉圧力容器への注水等に用いる大量送水車までの
送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・非常用取水設備
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、海を水源とした原子炉
圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大型送水ポンプ車，大量送水車，
ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとお
り。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大型送水ポンプ車，大量送水車，
ホース・接続口等）

海を水源としたペDESTAL内への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大型送水ポンプ車，大量送水車，
ホース・接続口等）
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）（大型送水ポンプ車，大量送水車，
ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウェル代替注水系（大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・
接続口等）

海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下
のとおり。

- ・燃料プールのスプレイ系（大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・
接続口等）

海を水源とした原子炉補機冷却系による冷却水の確保で使用する設備

は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水ポンプ）

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等）

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・ホース
- ・燃料補給設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・ホース
- ・泡消火薬剤容器
- ・燃料補給設備

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「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」及び「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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした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。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記(a)～(h)で述べた水源のうち，低圧原子炉代替注水槽，サブプレッション・チェンバ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付ける。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については、各条文の整理と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果から選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源から、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を確保することができる。

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

・補助消火水槽

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生しない場合において、重大事故等の収束に必要なとなる水を確保する手段として有効である。

・純水タンク

耐震性は確保されていないが、大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合において、純水を利用した低圧原子炉代替注水槽への補給手段として有効である。

・ろ過水タンク（1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、重大事故等の収束に必要なとなる水を確保する手段として有効である。

・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが、制御棒駆動水压系又は復水輸送系による各種注水手段として有効である。

b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために低圧原子炉代替注水槽を使用する場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車により、淡水又は海水を補給する手段と淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から大量送水車により、淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所から大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）により、海水を補給する手段がある。

- i 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした場合）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・燃料補給設備

- ii 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・淡水タンク
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・燃料補給設備

- iii 大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・大型送水ポンプ車
- ・非常用取水設備
- ・燃料補給設備

- (b) 輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を使用する場合は、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所（非常用取水設備）から海水を補給する手段がある。

- i 輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給

輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（東 1）・輪谷貯水槽（東 2）
- ・ホース
- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・燃料補給設備

- ii 大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・非常用取水設備
- ・ホース
- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・燃料補給設備

- (c) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために復水貯蔵タンクを使用する場合は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）並びに淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても、複数の海水取水箇所から海水を補給する手段がある。

- i 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした場合）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。なお、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給は、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給した淡水を使用する手段だけでなく、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給した海水を大量送水車を用いて補給する手段もある。

- ・大量送水車

- ・ 輪谷貯水槽（西 1）・ 輪谷貯水槽（西 2）
- ・ ホース
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 燃料補給設備

ii 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大量送水車
- ・ 淡水タンク
- ・ ホース
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 燃料補給設備

iii 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大量送水車
- ・ ホース
- ・ 非常用取水設備
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 燃料補給設備

iv 大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ ホース
- ・ 非常用取水設備
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備のうち、大量送水車、ホース・接続口、低圧原子炉代替注水槽及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした大型送水ポンプ車又は大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備のうち、大型送水ポンプ車、大量送水車、ホース、非常用取水設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給で使用する設備のうち、ホース、大型送水ポンプ車、非常用取水設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源から、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を確保することができる。

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

・輪谷貯水槽（東1）・輪谷貯水槽（東2）

耐震性は確保されているものの、スロッシング等の影響を受ける場合があるが、淡水を利用した輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給手段として有効である。

・淡水タンク（純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）

耐震性は確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合において、淡水タンクの水を低圧原子炉代替注水槽へ補給する手段として有効である。

・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが、淡水又は海水を利用した原子炉压力容器等への注水手段として有効である。

c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、各水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合は水源を切替える手段がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は、サプレッション・チェンバであり、サプレッション・チェンバを優先して使用するが、サプレッション・プール水枯渇、サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プー

ル水温上昇等により使用できない場合において、復水貯蔵タンク（自主対策設備）の水位計が健全であり、水位が確保されている場合は、水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお、水源の切替えは、運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源を切替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心スプレイ系

(b) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）並びに淡水タンクの枯渇により、淡水の供給が継続できない場合は、海水の供給に切替える。

低圧原子炉代替注水槽から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・淡水タンク
- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・非常用取水設備
- ・ホース
- ・燃料補給設備

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ大型送水ポンプ車又は大量送水車の準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車

- ・非常用取水設備
- ・輪谷貯水槽（東1）・輪谷貯水槽（東2）
- ・ホース
- ・燃料補給設備

復水貯蔵タンクから重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）
- ・淡水タンク
- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・復水貯蔵タンク
- ・非常用取水設備
- ・ホース
- ・燃料補給設備

(c) 外部水源から内部水源への切替え

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で想定される事故の収束に必要な対応には、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への供給に切替えて、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・サプレッション・チェンバ
- ・低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）
- ・残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱で想定される事故の収束に必要な対応には、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サプレッション・チェンバ）への供給に切替えて、ペDESTAL内への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）
- ・サプレッション・チェンバ
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）（大量送水車、ホース・接続口等）

- ・ 残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）
- ・ 燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備のうち、サプレッション・チェンバは重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち、大型送水ポンプ車、大量送水車、非常用取水設備、ホース、低圧原子炉代替注水槽及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち、大型送水ポンプ車、大量送水車、非常用取水設備、ホース及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・ 淡水タンク（純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）

耐震性は確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合において、淡水タンクの水を低圧原子炉代替注水槽へ補給する手段として有効である。

- ・ 輪谷貯水槽（東 1）・輪谷貯水槽（東 2）

耐震性は確保されているものの、スロッシング等の影響を受ける場合があるが、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）の水を輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する手段として有効である。

・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが、淡水又は海水を利用した原子炉压力容器等への注水手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段と設備」、「b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備」及び「c. 水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）、原子力災害対策手順書及び事故時操作要領書（シビアアクシデント）に定める（第1.13-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.13-2表、第1.13-3表）。

（添付資料1.13.2）

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手順

重大事故等時、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及びペDESTAL内への注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水手段としては、低圧原子炉代替注水系（常設）がある。

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）である、大量送水車による原子炉压力容器への注水手段は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水

常設の原子炉压力容器への注水設備が機能喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉压力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する場合に、低圧原子炉代替注水系（常設）を起動し、低圧原子炉代替槽を水源とし

た原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

- (i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (a)】

- (ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (a)】

- (iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心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，低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく，電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) d.】

ii 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) a. (a)低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (a)低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」及び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の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

- (ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

- (iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

b. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（常設）がある。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）である大量送水車による原子炉格納容器内の冷却手段は、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内への冷却手段と同時並行で準備を開始する。

- (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源と

した原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの判断基準（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、残留熱除去系又は残留熱代替除去系の早期復旧見込みがある場合において、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (a)】

(ii) 格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイの判断基準（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (a)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで 10 分以内で可能である。

(ii) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

c. 低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水

低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水手段としては、ペDESTAL代替注水系（常設）がある。

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車によるペDESTAL内への注水手段は、ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a) ペDESTAL代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の損傷を防止するため、ペDESTAL代替注水系（常設）によりペDESTAL内に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、

原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) a.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1) a. ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、30分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、10 分以内で可能である。

(2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却及びペDESTAL内への注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水としては、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び制御棒駆動水圧系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、サブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合

ii 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした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 1.13-2 図に、タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水貯蔵タンクを水源とした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を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、トーラス水位高バイパス C O S を「通常」から「バイパス」に切替える。
- ③ 中央制御室運転員 A は、中央制御室にて原子炉隔離時冷却系のポンプ復水貯蔵水入口弁を開とする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、ポンプ復水貯蔵水入口弁が開となったことを確認後、ポンプトーラス水入口弁を閉とする。中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2））によりタービン蒸気入口弁、注水弁及び復水器冷却水入口弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを

確認した後、当直長に報告する。

- ⑤ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、原子炉压力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直長に報告する。
- ⑥ 当直長は、運転員に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように、指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて原子炉隔離時冷却系タービン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで、原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持し、当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、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压力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、サブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

ii 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-4図に、タイムチャートを第1.13-5図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイポンプの手動起動を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、トールス水位高バイパスCOSを「通常」から「バイパス」に切替える。
- ③ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にてHPCSポンプ復水貯蔵水入口弁を開とする。
- ④ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にてHPCSポンプ復水貯蔵水入口弁が開となったことを確認後、HPCSポンプトールス水入

口弁を閉とする。

- ⑤ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1 H）又はドライウェル圧力高）により高圧炉心スプレイポンプが起動し、H P C S注水弁が全開となったことを確認した後、当直長に報告する。
- ⑥ 中央制御室運転員A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高圧炉心スプレイポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告する。
- ⑦ 発電長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように、指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、H P C S注水弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持し、当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(c) 制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）

高圧炉心スプレイ系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

i 手順着手の判断基準

(i) 全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場

合で、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1) a.】

(ii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) c.】

ii 操作手順

全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.3(1) a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」及び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の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8.2.2(1) c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、復水輸送系がある。

(a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備が機能喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する場合に、復水輸送系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実

施する。

i 手順着手の判断基準

- (i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，復水輸送系及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (b)】

- (ii) 残存溶融炉心の冷却のための復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できず，復水輸送系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウエル圧力指示値の上昇，ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (b)】

- (iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，復水輸送系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) e.】

ii 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) a. (b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (b) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却」及び溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、残留熱除去系（A）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉圧力容器への注水操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

残留熱除去系（B）又は残留熱除去系（C）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉圧力容器への注水操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで 30 分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

- (ii) 残存溶融炉心の冷却のための復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

- (iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、復水輸送系がある。

(a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレー系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレーする。

原子炉格納容器内へのスプレー作動後は格納容器圧力が負圧とならないように、スプレーの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレーの判断基準（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、復水輸送系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (b)】

(ii) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレーの判断基準（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、復水輸送系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確

保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、ドライウェル温度が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (b)】

ii 操作手順

復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1) a. (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

上記の操作は、A－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名にて、B－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・ A－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：20分以内
- ・ B－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(ii) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで20分以内で可能である。

d. 復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL内への注水

復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL内への注水手段としては、復水輸送系がある。

(a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）により、ペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉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復水

輸送系によりペDESTAL内へ落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内へ落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）及び消火系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）及び消火系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

※3：「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、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容

器下鏡部温度の指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) b.】

ii 操作手順

復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1) b. 復水輸送系によるペDESTAL内への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから復水輸送系によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内への初期水張りの場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、20分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、10分以内で可能である。

(3) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等時、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の除熱並びに残留熱代替除去系による除熱を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧原子炉代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，サプレッション・チ

エンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.1 (1) a.】

ii 操作手順

高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順(中央制御室操作)については、「1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

(b) 高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合。

【1.2.2.1(1) b.】

ii 操作手順

高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（現場手動操作）については、「1.2.2.1(1) b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで 35 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(c) 原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(1)】

ii 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については「1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合，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 2 分以内で可能である。

(d) 原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.2(1) a.】

ii 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）手順については「1.2.2.2(1) a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系起動による原子炉圧力容器への注水開始まで1時間以内、緊急時対策要員による排水処理開始まで1時間25分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービンランド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

(e) 高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル1H）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

給水・復水系及び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ず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(2)】

ii 操作手順

高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.4(2)高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

- (f) 高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL内への落下遅延・防止）炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧原子炉代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) a.】

ii 操作手順

高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした

原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のペデスタル内への落下遅延・防止)手順については、「1.8.2.2(1) a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系(低圧注水モード)が健全な場合は、自動起動(原子炉水位低(レベル1)又はドライウェル圧力高)による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(低圧注水モード)を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系の故障により残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(低圧注水モード)にて原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系(低圧注水モード)が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合。

【1.4.2.3(1)】

(ii) 残留熱除去系(低圧注水モード)電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(低圧注水モード)が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.4.2.1(2) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.3(1)残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(2) a. (a)残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系の故障により残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

- (i) 低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水
給水，復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.4.2.3(3)】

- (ii) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/CからM/C C系又はM/C D系の受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず，低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態に^{*1}復旧された場合。

※1：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.4.2.1(2) a. (b)】

ii 操作手順

低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(3)低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」，低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2) a. (b)低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水
上記の操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。
- (ii) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
上記の操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系によるサブプレッション・プール水の除熱

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッション・プール

水冷却モード) を起動し、サブプレッション・プール水の除熱を実施する。

また、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)によるサブプレッション・プール水の除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)にてサブプレッション・プールの除熱を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・プール水の除熱
以下のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッション・プール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

【1.6.2.3(1)】

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱(炉心損傷前)

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

【1.6.2.1(2) a. (a)】

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)が使用可能な状態^{*2}に復旧された場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)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：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッ

ション・チェンバ) が確保されている状態。

【1.6.2.2(2) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プール水の除熱手順については、「1.6.2.3(1) 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) によるサプレッション・プール水の除熱」、残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」及び「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プール水の除熱

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) によるサプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱 (炉心損傷前)

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) A系によるサプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱 (炉心損傷後)

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) A系によるサプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段については、残留熱代替除去系がある。

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (炉心損傷前)

炉心損傷前において、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{※3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

【1.5.2.1(1) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.5.2.1(1) a. (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断した後、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間5分以内で可能である。

- (b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（炉心損傷後）
炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{※3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容

器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

【1.7.2.1(1) b. (a)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.7.2.1(1) b. (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

・原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間5分以内で可能である。

・原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(c) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（炉心損傷前）

炉心損傷前において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、残留熱代替除去系を使用する場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容

器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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。

【1.5.2.1(1) a. (b)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5.2.1(1) a. (b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間20分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(d) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱代替除去系設備を使用する場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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。

【1.7.2.1(1) b. (b)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷

却水確保手順については、「1.7.2.1(1) b. (b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 20 分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(4) 補助消火水槽を水源とした対応手順

重大事故等時、補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する場合に、消火系を起動し、補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

- (i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (c)】

- (ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、消火系による原子炉压力容器への注水が可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (c)】

- (iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉压力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) f.】

ii 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) a. (c) 消火系による原子炉压力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却」、溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) f. 消火系による原子炉

圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水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の必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

残留熱除去系（A）注入配管使用

- ・中央制御室運転員 1 名にて想定時間は 25 分以内

残留熱除去系（B）又は（C）注入配管使用

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて想定時間は 30 分以内

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

- (ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、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 25 分以内で可能である。

- (iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下の通り。

[ペDESTAL内水位確保の場合]

中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、25 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、10 分以内で可能である。

b. 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、消火系がある。

- (a) 消火系による原子炉格納容器へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、補助消火水槽を水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (c)】

(ii) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

ii 操作手順

消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレー」及び「1.6.2.2(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレー」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー操作について、A－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員1名にて、B－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

- ・ A－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：25分以内
- ・ B－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレー実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(ii) 上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレー開始まで25分以内で可能である。

c. 補助消火水槽を水源としたペDESTAL内への注水

補助消火水槽を水源としたペDESTAL内への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系による補助消火水槽を水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系によりペDESTAL内に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の損傷を防止するため、補助消火水槽を水源とした消火系によりペDESTAL内の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、

原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

ただし重大事故へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽）が確保されている場合。

※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度

指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) c.】

ii 操作手順

消火系による補助消火水槽を水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1) c. 消火系によるペDESTAL内への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内水位確保の場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、10分以内で可能である。

d. 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水

補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、消火系を起動し、補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水を実施する。

消火系による燃料プールへの注水については、補助消火ポンプにより注水用ホース又は復水輸送系ラインを経由して燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。

- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源(補助消火水槽)が確保されている場合

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び燃料プールエリアへアクセスできない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源(補助消火水槽)が確保されている場合

【1.11.2.1(1) a.】

ii 操作手順

消火系による補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1) a. 消火系による燃料プールへの注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による燃料プールへの注水開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による燃料プールへの注水開始まで25分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(5) ろ過水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する場合に、消火系を起動し、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (c)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (c)】

(iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための消火

系による原子炉压力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉压力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) f.】

ii 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) a. (c) 消火系による原子炉压力容器内への注水」、残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却」、溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) f. 消火系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉压力容器への注水作業開始を判断してから、消火系による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

残留熱除去系（A）注入配管使用

・中央制御室運転員1名にて想定時間は25分以内

残留熱除去系（B）又は（C）注入配管使用

・中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて想定時間は30分以内

なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

- (ii) 残存熔融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

- (iii) 熔融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器への注水開始まで、25 分以内で可能である。

b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、消火系がある。

- (a) 消火系による原子炉格納容器へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

- (i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (c)】

(ii) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレーができず、消火系が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{※3}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (c)】

ii 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレー」及び「1.6.2.2(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレー」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー操作について、A－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員1名にて、B－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

- ・ A－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：25分以内
- ・ B－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレー実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

- (ii) 上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 25 分以内で可能である。

c. ろ過水タンクを水源としたペDESTAL内への注水

ろ過水タンクを水源としたペDESTAL内への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系によりペDESTAL内の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の損傷を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系によりペDESTAL内の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレイ管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）によるペDESTAL内への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系

(スプレイ管使用)によるペDESTAL内への注水ができず、消火系(スプレイ管使用)が使用可能な場合^{※2}。

消火系(ペDESTAL注水配管使用)の場合は、原子炉压力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系(常設)、復水輸送系(ペDESTAL注水配管使用)によるペDESTAL内への注水ができず、消火系(ペDESTAL注水配管使用)が使用可能な場合^{※2}。

ただし重大事故へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※3:「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)c.】

ii 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1)c. 消火系によるペDESTAL内への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL内への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL内水位確保の場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

[原子炉压力容器破損後のペDESTAL内への注水の場合]

- ・上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、10分以内で可能である。

d. ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、消火系を起動し、ろ過水タンクを水源として消火ポンプにより注水用ホース又は復水輸送系ラインを経由して燃料プールへ注水する。

i 手順着手の判断基準

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び燃料プールエリアへアクセスができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合

【1.11.2.1(1) a.】

ii 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1) a. 消火系による燃料プールへの注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による燃料プールへの注水開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、40 分以内で可能である。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、25 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(6) 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした対応手順

重大事故等時、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給、ペDESTAL 内への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による送水（淡水／海水）

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL 内への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大量送水車による各種注水を行う。また、第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が低下した場合に大量送水車による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源特定、大量送水車の配置、原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口及び第 1 ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び大量送水車による送水までの手順を整備し、原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口及び第 1 ベントフィルタスクラバ容器接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については、1.13.2.1(6) b. ～1.13.2.1(6) g. に示す。）

大量送水車による各種注水に使用する水源は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）（淡水）を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できない場合は海水による各種注水に切り替えるが、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより、各種注水を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし、第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給は原則淡水補給のみとする。なお、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への淡水補給及び海水補給は、「1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給」及び「1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給」の手順にて実施する。

水源特定，大量送水車配置，原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までの距離によりホース数量が決まる。

なお，水源と原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の選択は，各注水の負荷を考慮し注水流量が多く確保できる組み合わせを優先して選択する。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却ペDESTAL内への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，注水流量が多く確保できる原子炉建物南側接続口を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽，サプレッション・チェンバ，復水貯蔵タンク，補助消火水槽及びろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また，第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-6図に，タイムチャートを第1.13-7図に，ホース敷設図を第1.13-33図及び第1.13-34図に示す。

[大量送水車による原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口への送水を行う場合]

- ① 緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて大量送水車による各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の場所を決定する。
- ② 緊急時対策本部は，当直長に送水のための接続口の場所を指示する。
- ③ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は，指示を受けた配置箇所へ大量送水車を移動させる。
- ⑤ 緊急時対策要員は，輪谷書水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から指示された接続口までのホース敷設，系統構成を行う。
- ⑥ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦ 緊急時対策本部は，当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指

示する。

- ⑨ 緊急時対策要員は、接続口の弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪ 緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。
- ⑫ 緊急時対策要員は、注水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら大量送水車を操作する。

[大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水を行う場合]

- ① 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給準備のため、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水準備を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、大量送水車を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に配置し、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ③ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から接続口までのホースを敷設し、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口の蓋を開放する。
- ④ 緊急時対策要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑤ 当直長は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器への補給の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦ 緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水の開始を指示する。
- ⑧ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。
- ⑨ 緊急時対策要員は、FCVS補給止め弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩ 緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、FCVS補給止め弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪ 緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による送水開始まで、原子炉建物西側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールのスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において 2 時間 10 分以内、原子炉建物南側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールのスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において 2 時間 10 分以内、第 1 ベントフィルタスクラバ容器接続口に接続した場合において 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。構内のアクセスルート状況を考慮して輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から送水先へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-1)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧原子炉代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合、残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は熔融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する場合に、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動し、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注

水ができない場合の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (d)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇及びペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (d)】

(iii) 溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) g.】

ii 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の

冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧原子炉代替注水系（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想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで低圧原子炉代替注水系配管（A）及び（B）いずれの注入配管を使用した場合においても2時間10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

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

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯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。

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで低圧原子炉代替注水系配管（A）及び（B）いずれの注水配管を使用した場合においても2時間10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器への

スプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで1時間以内で可能である。

(「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）」, 「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯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。室温は通常運転時と同程度である。

c. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」と

は、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (d)】

- (ii) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (d)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納

容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで2時間10分以内で可能である。

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合、原子炉压力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

[全交流動力電源が喪失している場合]

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで2時間10分以内で可能である。

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合、原子炉压力容器への注水開始まで1時間5分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

d. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給手段としては、大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整がある。

- (a) 大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）
残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が

喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、大量送水車を起動し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

【1.5.2.1(2) a. (b)】

【1.5.2.1(3) a. (b)】

【1.7.2.1(1) a. (b)】

【1.7.2.1(2) a. (b)】

ii 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順について「1.5.2.1(2) a. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」及び「1.7.2.1(1) a. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」にて整備する。

iii 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能である。

事故発生後7日間において、第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業が可能である。

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

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業

スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

e. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源としたペDESTAL内への注水

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源としたペDESTAL内への注水手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系によるペDESTAL内への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））が確保されている場合。

※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) d.】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1) d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからペDESTAL内への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系によるペDESTAL内への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が

外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉压力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉压力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) e.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1) e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからペDESTAL内への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

f. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエルへの注水

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエルへの注水手段としては、原子炉ウエル代替注水系がある。

(a) 原子炉ウエル代替注水系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、原子炉建物の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウエル代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウエル代替注水系による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉ウェルへの注水操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉ウェル代替注水開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主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以下に抑えることが可能である。

g. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレー

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレー手段としては、燃料プールスプレー系がある。

(a) 燃料プールスプレー系による常設スプレーヘッダを使用した燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として燃料プールスプレー系を使用した大量送水車により燃料プールへ注水する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、消火系による燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレー系による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西

2) を水源とした燃料プールへの注水／スプレー手順については、「1.11.2.1(1) b. 燃料プールスプレー系による常設スプレーヘッドを使用した燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレー操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレー系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(b) 燃料プールスプレー系による可搬型スプレーノズルを使用した燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プールスプレー系による常設スプレーヘッドを使用した燃料プールへの注水を優先して実施するが、常設スプレーヘッドを使用した燃料プールへの注水が実施できない場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として燃料プールスプレー系による可搬型スプレーノズルを使用した大量送水車により燃料プールへ注水する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレーヘッドを使用した燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
 - ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。
- ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii 操作手順

燃料プールスプレー系による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレー手順については、「1.11.2.1(1) c. 燃料プールスプレー系による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水操作は、中央制御室運転員 1 名、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物南側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

原子炉建物西側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(c) 燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として大量送水車による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイを実施することで燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回る水位低下を燃料プール水位（S A）にて確認した場合。

【1.11.2.2(1) a.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使

用した燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイ開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(d) 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は、大量送水車により、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回る水位低下を燃料プール水位（S A）にて確認した場合。

【1.11.2.2(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) b. 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイまでの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物南側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

原子炉建物西側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

(7) 海を水源とした対応手順

重大事故等時、海を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

重大事故等時、海を水源とした原子炉補機冷却系による冷却水の確保、最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大量送水車による各種注水を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保として大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置、大量送水車の配置、原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口までのホース接続及び大量送水車による送水までの手順を整備し、建物接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については、1.13.2.1(7) b. ～ 1.13.2.1(7) f. に示す。）

水源の確保、大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置、大量送水車の配置、原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口までの距離によりホース数量が決まる。

なお、水源と原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の選択は、

各注水の負荷を考慮し注水流量が多く確保できる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，ペダスタル内への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は，注水流量が多く確保できる原子炉建物南側接続口を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽，サプレッション・チェンバ，復水貯蔵タンク，補助消火水槽，ろ過水タンク，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉压力容器への注水等の各種注水ができない場合。

(b) 操作手順

海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-8 図に，タイムチャートを第 1.13-9 図に，ホース敷設図を第 1.13-35 図に示す。[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

- ① 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ② 緊急時対策要員は，大量送水車又は大型送水ポンプ車を海水取水箇所に移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は，海水取水箇所から中継する大量送水車接続口までのホース等の敷設を行う。
- ④ 当直長は，緊急時対策本部に建物内の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑤ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部に大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水の準備完了を報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部の指示を受け，大量送水車又は大型送水ポンプ車を起動し大量送水車への送水を実施する。
- ⑦ 緊急時対策要員は，大量送水車又は大型送水ポンプ車の吐出圧力により必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧ 緊急時対策要員は，大量送水車又は大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水]

- ① 緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて大量送水車による各種注水を行うことを決定し，各種注水のための建物接続口の場所

及び大量送水車の配置箇所を決定する。

- ② 緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ大量送水車を移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は、ホース接続継手から建物接続口までのホース敷設と系統構成を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、「大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水」作業が完了していることを確認する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大量送水車を起動し注水／補給を実施する。注水／補給中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら大量送水車を操作する。

(c) 操作の成立性

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

上記の操作は、緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海を水源とした大量送水車による大量送水車への送水まで 2 時間 10 分以内、大型送水ポンプ車による大量送水車への送水まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-2)

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水]

上記の操作は、大量送水車 1 台の操作を緊急時対策要員 12 名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建物近傍の送水ラインと直接接続し、各接続口に接続する。大量送水車（2 台）を使用し原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口に接続する場合、2 時間 10 分以内、大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用し原子炉建物西側接続口又

は原子炉建物南側接続口に接続する場合，2時間10分以内である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.4-3)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧原子炉代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延又は防止する場合に，低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動し，海を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (d)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系及び消火系が使用できず，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (d)】

(iii) 溶融炉心のペDESTAL 内への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
炉心損傷を判断した場合^{※1}において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）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：設備に異常がなく、電源及び燃料が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) g.】

ii 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」、残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧原子炉代替注水系（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想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで低圧原子炉代替注水系(A)

又は低圧原子炉代替注水系（B）の注入配管を使用した場合において2時間10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

[全交流動力電源が喪失している場合]

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで低圧原子炉代替注水系（A）又は低圧原子炉代替注水系（B）の注入配管を使用した場合において2時間10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで1時間以内で可能である。

（「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

- (a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系(格納容器冷却モード)が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系(常設)、復水輸送系及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイができない場合は、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイが使用できない場合において、格納容器代替スプレイ系(可搬型)が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1：設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (d)】

(ii) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系(可搬型)が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)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：設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (d)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで A、B ー格納容器代替スプレイ系いずれのスプレイ配管を使用した場合においても 2 時間 10 分以内で可能である。

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

[全交流動力電源が喪失している場合]

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで 1 時間 5 分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

d. 海を水源としたペDESTAL内への注水

海を水源としたペDESTAL内への注水手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系によるペDESTAL内への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）によりペDESTAL内に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL内に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び燃料が確保されている場合。

※3：「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，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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)d.】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1)d.格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからペDESTAL内への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による海を水源としたペDESTAL内への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ペDESTAL代替注水系（常設），復水輸送系及び消火系によるペDESTAL内への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）によりペDESTAL内に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉压力容器が破損に至る可能性がある場合において，あらかじめペDESTAL内への初期水張りを実施する。

また，原子炉压力容器破損後は，ペDESTAL内に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペDESTAL内への注水を継続する。その際の注水流量は，原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL内への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉压力容器破損後のペDESTAL内への注水操作の判断基準]

原子炉压力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び燃料が確保されている場合。

※3：「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、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の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)e.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による海を水源としたペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1)e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水/海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからペDESTAL内初期注水の開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、

暗闇における作業性についても確保している。

e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水

海を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては原子炉ウェル代替注水系がある。

(a) 原子炉ウェル代替注水系による海を水源とした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、原子炉建物の水素爆発を防止するため、海を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が171°Cを超えるおそれがある場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300°C以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウェル代替注水系による海を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名により作業を実施した場合、作業開始判断から原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸

発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主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以下に抑えることが可能である。

f. 海を水源とした燃料プールへの注水／スプレー

海を水源とした燃料プールへの注水／スプレー手段としては、燃料プールスプレー系がある。

(a) 海を水源とした燃料プールスプレー系による常設スプレーヘッダを使用した燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、海を水源として燃料プールスプレー系を使用した大量送水車により燃料プールへ注水する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、消火系による燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレー系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレー手順については、「1.11.2.1(1) b. 燃料プールスプレー系による常設スプレーヘッダを使用した燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制、大量送水車の配置、送水準備及び燃料プールスプレー系（常設スプレーヘッダ使用）接続口使用による注水まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレー系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

- (b) 海を水源とした燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水を優先して実施するが，常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水が実施できない場合は，海を水源として燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した大量送水車により燃料プールへ注水する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。ただし，燃料プールエリアへアクセスできる場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については，「1.11.2.1(1) c. 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物南側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

原子炉建物西側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は，事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，

暗闇における作業性についても確保している。

- (c) 海を水源とした燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、海を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイを実施することで燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

- i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位(SA)にて確認した場合。

【1.11.2.2(1) a.】

- ii 操作手順

燃料プールのスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

- iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制、大量送水車の配置、送水準備及び燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）接続口使用による大量送水車によるスプレイまで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールのスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

- (d) 海を水源とした燃料プールのスプレイ系による可搬型スプレイノズルを

使用した燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は、大量送水車により、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位(SA)にて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b.燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ(淡水／海水)」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物南側扉からの接続の場合：2時間50分以内

原子炉建物西側扉からの接続の場合：2時間50分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

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

g. 海を水源とした原子炉補機冷却系による冷却水の確保

海を水源とした原子炉補機冷却系への冷却水を確保する手段としては、原子炉補機冷却系がある。

(a) 原子炉補機冷却系による冷却水の確保

原子炉補機冷却系が健全な場合は、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系を起動し、原子炉補機冷却系による冷却水確保を行う。

i 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合

【1.5.2.3(1)】

ii 操作手順

原子炉補機冷却系による冷却水の確保手順については、「1.5.2.3(1)原子炉補機冷却系による除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、原子炉補機冷却系による除熱開始まで3分以内で可能である。

h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手段としては原子炉補機冷却系と原子炉補機代替冷却系がある。

(a) 海を水源とした原子炉補機代替冷却系による除熱

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び燃料プールの除熱ができなくなるため、原子炉補機代替冷却系を用いた除熱のため、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

i 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系を使用できない場合。

【1.5.2.2(1) a.】

ii 操作手順

原子炉補機代替冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については、「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間20分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同等である。

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

(b) 大型送水ポンプ車による除熱

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するが、移動式代替熱交換設備が機能喪失した場合は、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、大型送水ポンプ車により、原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

i 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系機能喪失又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系が機能喪失した場合で、移動式代替熱交換設備が故障等により使用できない場合。

【1.5.2.2(1) b.】

ii 操作手順

原子炉補機代替冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については、「1.5.2.2(1) b. 大型送水ポンプ車による除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで1時間20分以内、緊急時対策要員による大型送水ポンプ車を使用した補機冷却水供給開始まで6時間50分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

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

i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a) 海を水源とした大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また、燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・炉心損傷を判断した場合^{*1}において、あらゆる注水手段を講じてでも発電用原子炉への注水が確認できない場合。
- ・燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じてでも水位低下が継続する場合。

- ・大型航空機の衝突など、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)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。

【1.12.2.1(1)a.】

ii 操作手順

大型送水ポンプ車及び放水砲による海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12.2.1(1)a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の現場対応は緊急時対策要員12名にて実施し、作業開始を判断してから大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで4時間以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。作業環境の周辺温度は外気温と同程度である。大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員5名にて実施し、大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から10分以内で放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建物破損口等の放射性物質の放出箇所に向けて放水する。

なお、原子炉建物への放水に当たっては、原子炉建物から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建物の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建物の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。

また、直線状で放水する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお、大型送水ポンプ車及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火がある。

(a) 大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、大型送水ポンプ車及び放水砲により、海水を水源として、航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

i 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

【1.12.2.2(2) a.】

ii 操作手順

大型送水ポンプ車及び放水砲による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順については、「1.12.2.2(2) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火開始まで 3 時間 20 分以内で可能である。

放水段階では緊急時対策要員 5 名にて実施する。1%希釈型泡消火薬剤を 5,000L 配備し、放水開始から 22 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量(22,000L/min)の 1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

(8) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう

酸水注入／注水手順を整備する。

a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手段としては、ほう酸水注入系がある。

(a) 事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」

A T W S 発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

i 手順着手の判断基準

事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。

なお、制御棒手動操作・監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もA T W S と判断する。

【1.1.2.1(2)】

ii 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.1.2.1(2) E O P 「反応度制御」」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、ほう酸水注入系起動操作完了まで6分以内で対応可能である。

(b) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

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

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。

i 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧炉心スプレイ

系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1)b.】

ii 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注水手順については、「1.2.2.3(1)b. 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及び注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉压力容器へのほう酸水注入開始まで10分以内で可能である。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉压力容器へ継続注水を行う場合は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉压力容器への継続注水準備完了まで1時間以内で可能である。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉压力容器へ注水を行う場合は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉压力容器への注水開始まで1時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(c) 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

損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心を損傷した場合^{※1}において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)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：設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）

が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) b.】

ii 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入手順については、「1.8.2.2(1) b. 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」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入開始まで10分以内で可能である。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順

a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水等の対応を実施している場合に、低圧原子炉代替注水槽への補給手段がないと低圧原子炉代替注水槽水位は低下し、水源が枯渇するため、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する。

大量送水車の水源は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を優先して使用する。淡水による低圧原子炉代替注水槽への補給が枯渇等により継続できない場合は、海水による低圧原子炉代替注水槽への補給に切り替えるが、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を經由して低圧原子炉代替注水槽へ補給することにより、低圧原子炉代替注水槽への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。なお、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への淡水補給は、「1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」の手順にて、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給は、「1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」の手順にて実施する。

また、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として低圧原子炉代替注水槽へ補給している場合は、あらかじめ大量送水車又は大型送水ポンプ車の水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。淡水から海水への切替えは、「1.13.2.3(2) 淡水から海水への切替え」の手順にて準備する。

(a) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給

i 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）が使用可能な場合。

ii 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-10図、タイムチャートを第1.13-11図に、ホース敷設図を第1.13-36図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備のため、大量送水車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③ 緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に決定し、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に配置し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の蓋を開放後、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、大量送水車の配置、低圧原子炉代替注水槽の蓋開放及びホースの挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧ 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を依頼する。
- ⑨ 当直長は、中央制御室運転員に低圧原子炉代替注水槽水位の監視を指示する。
- ⑩ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を指示する。
- ⑪ 緊急時対策要員は、大量送水車の起動後、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は、当直長に報告す

る。

- ⑫ 中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを低圧原子炉代替注水槽水位指示上昇により確認し、当直長に報告する。
- ⑬ 当直長は、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽の水位が規定水位に到達したことを当直長に報告する。
- ⑮ 当直長は、低圧原子炉代替注水槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽へホースを敷設し、送水ルートを確認する。

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

(添付資料 1.13.4-4)

(b) 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給

i 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要となった場合で、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合。

ii 操作手順

淡水タンク（純水タンク、1号ろ過水タンク、2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注

水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-12 図、タイムチャートを第 1.13-13 図に、ホース敷設図を第 1.13-37 図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備のため、大量送水車の配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車を淡水タンクに配置し、淡水タンク接続口から大量送水車吸入口へホースを接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、大量送水車の配置、低圧原子炉代替注水槽の蓋開放及びホースの挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧ 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を依頼する。
- ⑨ 当直長は、中央制御室運転員に低圧原子炉代替注水槽水位の監視を指示する。
- ⑩ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を指示する。
- ⑪ 緊急時対策要員は、淡水タンクの弁を全開後、大量送水車の起動操作を行い、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを低圧原子炉代替注水槽水位指示上昇により確認し、当直長に報告する。
- ⑬ 当直長は、大量送水車による淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽の水位が規定水位に到達したことを当直長に報告する。
- ⑮ 当直長は、低圧原子炉代替注水槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽への補給開始まで 1 時間 30 分以内で可能である。

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

大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へホースを敷設し、送水ルートを確認する。

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

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-4)

(c) 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による低圧原子炉代替注水槽への補給

i 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）並びに淡水タンクが使用できない場合。

ii 操作手順

海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-14 図に、タイムチャートを第 1.13-15 図に、ホース敷設図を第 1.13-38 図に示す。

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

「1.13.2.1(7) a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水」の操作手順と同様である。

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水]

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備開始を指示する。

- ② 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備のため、大量送水車の配置及びホースの接続を依頼する。
- ③ 緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車を海水取水箇所に配置し、大量送水車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所へ設置する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、海水取水箇所から低圧原子炉代替注水槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、大量送水車の配置、低圧原子炉代替注水槽の蓋開放及びホースの挿入を行う。
- ⑧ 緊急時対策要員は、「大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水準備」作業が完了していることを確認し、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨ 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を依頼する。
- ⑩ 当直長は、中央制御室運転員に低圧原子炉代替注水槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を指示する。
- ⑫ 緊急時対策要員は、大量送水車の起動操作を行い、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑬ 中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを低圧原子炉代替注水槽水位指示上昇により確認し、当直長に報告する。
- ⑭ 当直長は、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑮ 中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水槽の水位が規定水位に到達したことを当直長に報告する。
- ⑯ 当直長は、低圧原子炉代替注水槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii 操作の成立性

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

上記の操作は、緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による大量送水車への送水まで 2 時間 10 分以内、大型送水ポンプ車による大量送水車への送水まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海水取水箇所から中継する大量送水車へホースを敷設し、送水ルートを確認する。

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

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1. 13. 4-2)

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水]

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車(2 台)を使用する場合、2 時間 10 分以内、大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用する場合、2 時間 10 分以内で可能である。

大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水から大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の一連の作業は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから「大量送水車（2 台）使用の場合」2 時間 10 分以内、「大型送水ポンプ車及び大量送水車使用の場合」2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して大量送水車から低圧原子炉代替注水槽へホースを敷設し、送水ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、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. 13. 4-3, 4)

(2) 輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ水を補給するための対応手順

a. 輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合に輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水が枯渇する前に輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）の水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水が枯渇するおそれがある場合。

(b) 操作手順

輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-16 図に、タイムチャートを第 1.13-17 図に、ホース敷設図を第 1.13-39 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、大量送水車の配置及びホース等の接続を行う。
- ③ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）までのホース敷設を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車の配置、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の蓋開放並びにホース挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑤ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始を指示する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、大量送水車を起動後、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）及び輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）の水位を目視により確認し、補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）に水を補給するまで 1 時間 20 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-5)

b. 海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給

(a) 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給

輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）の水が枯渇により輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給ができなくなるおそれがある場合に、大型送水ポンプ車により海水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給する。

i 手順着手の判断基準

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）を水源とした補給ができない場合。

ii 操作手順

海を水源とした大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給手順の概略は以下のとおり。概略図を第 1.13-18 図に、タイムチャートを第 1.13-19 図に、ホース敷設図を第 1.13-40 図に示す。

① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給

を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。

- ② 緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を海水取水箇所配置し、大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所に設置する。
- ③ 緊急時対策要員は、海水取水箇所から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）までのホース敷設を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の配置、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の蓋開放並びにホースの挿入を行い、大型送水ポンプ車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給開始を指示する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動後、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）の水位を目視により確認し、補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大型送水ポンプ車による海水取水箇所から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給開始まで3時間40分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-6)

(b) 大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給

輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）の水が枯渇により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給ができなくなるおそれがある場合に、大量送水車により海水を輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽

槽（西 2）へ補給する。

i 手順着手の判断基準

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水を水源とした補給ができない場合。

ii 操作手順

海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給手順の概略は以下のとおり。概略図を第 1.13-20 図に、タイムチャートを第 1.13-21 図に、ホース敷設図を第 1.13-40 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ② 緊急時対策要員は、大量送水車を海水取水箇所に配置し、大量送水車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所に設置する。
- ③ 緊急時対策要員は、海水取水箇所から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）までのホース敷設を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車の配置、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の蓋開放並びにホースの挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始を指示する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、大量送水車を起動後、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）の水位を目視により確認し、補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による海水取水箇所から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始まで 2 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から輪谷貯水槽（西 1）又

は輪谷貯水槽（西 2）へホースを敷設し、送水ルートを確認する。

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

(添付資料 1.13.4-7)

(3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順

- a. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から復水貯蔵タンクへの補給
復水貯蔵タンクを水源として、各種注水を行う場合で、復水貯蔵タンクの水が枯渇するおそれがある場合は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水を復水貯蔵タンクへ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）が使用可能な場合。

(b) 操作手順

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図は第 1.13-22 図に、タイムチャートを第 1.13-23 図に、ホース敷設図を第 1.13-41 図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備のため、大量送水車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③ 緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に決定し、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車を輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に配置し、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の蓋を開放後、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から復水貯蔵タンクまでのホース敷設を行う。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、大量送水車の配置及び復水貯蔵タンクへのホース接続を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑧ 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑨ 当直長は、中央制御室運転員に復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑩ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を指示する。
- ⑪ 緊急時対策要員は、大量送水車を起動し、復水貯蔵タンク接続口元弁を全開にし、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は、当直長に報告する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位指示上昇により確認し、当直長に報告する。
- ⑬ 当直長は、大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、復水貯蔵タンクの水位が規定水位に到達したことを当直長に報告する。
- ⑮ 当直長は、復水貯蔵タンクへの補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から復水貯蔵タンクへの補給開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から復水貯蔵タンクへホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合。

(b) 操作手順

淡水タンク（純水タンク，1号ろ過水タンク，2号ろ過水タンク及び非常ろ過水タンク）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図は第1.13-24図，タイムチャートを第1.13-25図に，ホース敷設図を第1.13-42図に示す。

- ① 当直長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ② 当直長は，緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備のため，大量送水車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③ 緊急時対策本部は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し，緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は，大量送水車を淡水タンクに配置し，淡水タンク接続口から大量送水車吸入口へホースを接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員は，淡水タンクから復水貯蔵タンクまでのホース敷設を行う。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは，大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 緊急時対策要員は，大量送水車の配置及び復水貯蔵タンクへのホース接続を行い，大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧ 当直長は，緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑨ 当直長は，中央制御室運転員に復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑩ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を指示する。
- ⑪ 緊急時対策要員は，淡水タンクの弁及び復水貯蔵タンク接続口元弁を全開にし，大量送水車を起動操作を行い，補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫ 中央制御室運転員Aは，復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位指示上昇により確認し，当直長に報告する。
- ⑬ 当直長は，大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員Aは，復水貯蔵タンクの水位が規定水位に到達したことを当直長に報告する。

- ⑮ 当直長は、復水貯蔵タンクへの補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給開始まで 1 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して淡水タンクから復水貯蔵タンクへホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

c. 海から復水貯蔵タンクへの補給

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）並びに淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給ができない場合。

(b) 操作手順

海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図は第 1.13-26 図、タイムチャートを第 1.13-27 図に、ホース敷設図を第 1.13-43 図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの海水補給の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの海水補給の準備のため、大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③ 緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給準備を指示する。
- ④ 緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を海水取水箇所配置し、大量送水車又は大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所へ設置する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、海水取水箇所から低圧原子炉代替注水槽までの

ホース敷設を行う。

- ⑥ 中央制御室運転員 A は、大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの海水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置及び復水貯蔵タンクへのホース接続を行い、大量送水車又は大型送水ポンプ車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧ 当直長は、緊急時対策本部に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑨ 当直長は、中央制御室運転員に復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑩ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給開始を指示する。
- ⑪ 緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を起動し、復水貯蔵タンク接続口元弁を全開にし、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位指示上昇により確認し、当直長に報告する。
- ⑬ 当直長は、大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、復水貯蔵タンクの水位が規定水位に到達したことを当直長に報告する。
- ⑮ 当直長は、復水貯蔵タンクへの補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから「大量送水車使用の場合」2 時間 10 分以内、「大型送水ポンプ車使用の場合」3 時間 50 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して大量送水車又は大型送水ポンプ車から復水貯蔵タンクへホースを敷設し、送水ルートを確保する。

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

1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え

サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等によりサプレッション・チェンバが使用できない場合において，復水貯蔵タンクの水位計が健全であり，水位が確保されている場合は，重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源を切り替える。

なお，水源切替えにおいては，運転中の原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧炉心スプレイポンプを停止することなく水源を切り替えることが可能である。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時において，復水貯蔵タンクが使用可能な場合は，サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合

- ・サプレッション・プール水位が， -50cm 以下となった場合
- ・サプレッション・プール水温度が，原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-28 図に，タイムチャートを第 1.13-29 図に示す。

- ① 当直長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員にサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替え，その後の原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，中央制御室にて，トーラス水位高バイパス COS を「通常」から「バイパス」に切替える。
- ③ 中央制御室運転員 A は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系のポンプ復水貯蔵水入口弁を全開操作する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系のポンプ復水貯蔵水入口弁が全開となったことを確認後，ポンプトーラス水入口弁を全閉操作し，水源がサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切替わることを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，中央制御室にて，水源切替後における原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し，当直長に水

源切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから水源をサブレーション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで5分以内で可能である。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。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.13.4-8)

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水時の水源の切替え

高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水時において、サブレーション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サブレーション・チェンバが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合

- ・サブレーション・プール水位が、-50cm以下となった場合
- ・サブレーション・プール水温度が、高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-30図に、タイムチャートを第1.13-31図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系の水源をサブレーション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替え、その後の高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、トーラス水位高バイパスCOSを「通常」から「バイパス」に切替える。
- ③ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系のHPCSポンプ復水貯蔵水入口弁を全開操作する。
- ④ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、HPCSポンプ復水貯蔵水入口弁が全開となったことを確認後、HPCSポンプトーラス水入口弁を全閉操作し、水源が復水貯蔵タンクからサブレーション・チェンバへ切替わることを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて水源切替後における高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認し、当直長に水源切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで 5 分以内で可能である。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。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.13.4-8)

(2) 淡水から海水への切替え

a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、低圧原子炉代替注水槽への淡水供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

低圧原子炉代替注水槽への補給は、「1.13.2.2(1) a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 (淡水/海水)」の手順にて整備する。

(添付資料 1.13.4-9)

b. 輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とした大量送水車による送水中の場合

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への淡水供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への淡水補給は、「1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽 (東 1) 又は輪谷貯水槽 (東 2) から輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への補給」の手順にて、輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への海水補給は、「1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への補給」の手順にて整備する。

(添付資料 1.13.4-10)

c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、復水貯蔵タンクへの淡水供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

復水貯蔵タンクへの淡水補給は、「1.13.2.2(3) a. 輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) から復水貯蔵タンクへの補給」及び「1.13.2.2(3) b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給」の手順にて、復水貯蔵タンクへの海水補給は、「1.13.2.2(3) c. 海から復水貯蔵タンクへの補給」の手順にて整備する。

(3) 外部水源から内部水源への切替え

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に内部水源(サブプレッション・チェンバ)を水源とした高圧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、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、外部水源(低圧原子炉代替注水槽)を水源とした低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水又は外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))を水源としたペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL内への注水を行うが、その後、事故収束に必要な対応として、外部水源(低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替えを行う。

a. 外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」発生時の事故の収束に必要な対応として、外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)へ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷時、外部水源(低圧原子炉代替注水槽)を使用した低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水を実施している状態にて、原子炉水位がL0以上と判断され、かつ、残留熱代替除去系が使用可能な場合^{※1}

※1: 設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている場合

(b) 操作手順

外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお、内部水源(サブプレッション・チェンバ)を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.7.2.1(1)b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。また、外部水源(低圧原子炉代替注水槽)を使用した低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(a)低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」にて整備する

① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に外部水源(低圧原子炉代替注水槽)を使用した低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手段から、内部水源(サブプレッション・チェンバ)を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため、残留熱代替除去ポンプの起動を指示する。

② 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、内部水源(サブプレッショ

ン・チェンバ) を使用した残留熱代替除去系による原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し、当直長に報告する。

③ 当直長は、内部水源 (サブプレッション・チェンバ) を使用した残留熱代替除去系による原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱開始を確認後、中央制御室運転員に外部水源 (低圧原子炉代替注水槽) を使用した低圧原子炉代替注水系の停止操作を行うため、低圧原子炉代替注水ポンプ停止を指示する。

④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、低圧原子炉代替注水ポンプを停止する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、当直長に低圧原子炉代替注水ポンプが停止したことを報告する。

(c) 操作の成立性

内部水源 (サブプレッション・チェンバ) を使用した残留熱代替除去系による原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱操作の成立性については、「1.13.2.1(3) d. (b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整理する。

外部水源 (低圧原子炉代替注水槽) を使用した低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉压力容器内の注水操作の成立性については、

「1.13.2.1(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水」にて整理する。

b. 外部水源 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2)) から内部水源 (サブプレッション・チェンバ) への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」発生時の事故の収束に必要な対応として、外部水源 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2)) から内部水源 (サブプレッション・チェンバ) へ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉压力容器破損後、外部水源 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2)) を使用したペDESTAL 代替注水系 (可搬型) によるペDESTAL 内への注水を実施している状態にて、残留熱代替除去系が使用可能な場合※1

※1: 設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源 (サブプレッション・チェンバ) が確保されている場合

(b) 操作手順

外部水源 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2)) から内部水源 (サブプレッション・チェンバ) への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.7.2.1(1) b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。また、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水手順については、「1.8.2.1(1) e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水（淡水／海水）」にて整備する

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水手段から、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため、残留熱代替除去ポンプの起動を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し、当直長に報告する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の停止基準である、格納容器圧力 384kPa [gage] 以下及びドライウエル水位がベント管下端位置（ドライウエル床面+1m）に到達したことを当直長へ報告する。
- ④ 当直長は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の停止基準到達を確認後、中央制御室運転員に外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）の停止操作を行うため、ペDESTAL内への注水停止を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、当直長にペDESTAL内への注水が停止したことを報告する。

(c) 操作の成立性

内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱操作の成立性については、「1.13.2.1(3) d. (b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整理する。

外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水操作の成立性については、「1.13.2.1(6) e. (b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたペDESTAL内への注水」にて整理する。

1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

大量送水車による各接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 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」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて、それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて、それぞれ整備する。

中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備、大量送水車及び大型送水ポンプ車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は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

なお、大量送水車による送水に使用するホース結合金具付きの可搬型圧力計は、送水時に圧力を確認しながらポンプの回転数を操作し、送水圧力の調整を実施するため、使用する圧力計は健全性が確認されたものを使用する。

1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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 1.13-32 図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等時には、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器内の減圧及び除熱等の復水貯蔵タンク又はサプレッション・チェンバを水源とした注水をするため、必要となる十分な量の水を復水貯蔵タンク又はサプレッション・チェンバに確保する。

サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクを水源とした注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器等への各種注水を実施する。

復水貯蔵タンク、サプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源とした注水が実施できず、さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。

補助消火水槽及びろ過水タンクを水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として大量送水車により原子炉圧力容器等へ注水するため、必要となる十分な量の水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）に確保する。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として利用できない場合は、海を利用して大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）により原子炉圧力容器等へ注水することとなる。

a. 送水に利用する水源の優先順位

(a) 大量送水車又は大型送水ポンプ車による送水（注水等）に利用する水源の優先順位

重大事故等時、常設設備による注水等ができない場合は、大量送水車又は大型送水ポンプ車による注水等を実施する。

大量送水車による送水には、複数の水源から選択する必要があることから、送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては、注水継続性（可搬型設備による送水時の有効水源容量）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお、淡水タンクは湧水等を水源とする輪谷貯水槽（東 1）及び輪谷貯水槽（東 2）からの補給以外に現実的な水源補給の手段がなく、継続的な注水確保の観点からは有効な水源でないことから、補給用水源と位置付ける。

可搬型設備による送水（注水等）に利用する水源は、低圧原子炉代替注水槽よりも注水継続性がある輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を優先することから、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水／スプレイを実施するため、必要となる十分な量の水を輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に確保する。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として利用できない場合は、最終的な水源である海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水／スプレイを実施する。

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

重大事故等時には、注水等に使用している水源が枯渇しないように、大量送水車又は大型送水ポンプ車により、注水等に使用している水源への補給を実施する。なお、補給手段における水源と可搬型設備の組み合わせは、以下のようにする。

- ・ 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 1）を水源とする場合は、大量送水車を使用する。
- ・ 輪谷貯水槽（東 1）及び輪谷貯水槽（東 2）を水源とする場合は、大量送水車を使用する。

- ・淡水タンクを水源とする場合は，大量送水車を使用する。
- ・海を水源とする場合は，大量送水車又は大型送水ポンプを使用する。

a. 補給に利用する水源の優先順位

重大事故等時，注水等に使用している水源への補給には，複数の水源から選択する必要があることから，大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，信頼性（耐震性）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また，淡水タンクにおいては，消火系の水源であることを考慮する。

(a) 低圧原子炉代替注水槽への補給に利用する水源の優先順位

低圧原子炉代替注水槽を水源として，原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において，大量送水車が使用可能な場合は，大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へ補給する。

低圧原子炉代替注水槽を水源として，低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は淡水タンクより信頼性が高いことから，大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ補給する。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクを水源として利用できない場合は，海を利用して大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。なお，補給は送水流量の多い大型送水ポンプ車による海水補給を優先する。

(b) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給に利用する水源の優先順位

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，ペDESTAL内への注水及び燃料プールへの注水／スプレイにおいて，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が枯渇しないように，大量送水車又は大型送水ポンプ車により，各水源からの補給を実施する。

輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給できない場合は，海を利用して大量送水車又は大型送水ポンプ車により補給する。なお，補給は送水流量の多い大型送水ポンプ車による海水補給を優先する。

(c) 復水貯蔵タンクへの補給に利用する水源の優先順位

復水貯蔵タンクを水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、外部電源喪失により交流電源が確保できない場合で大量送水車を使用可能な場合は、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから復水貯蔵タンクへ補給する。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクを水源として利用できない場合は、海を利用して大量送水車又は大型送水ポンプ車により復水貯蔵タンクへ補給する。なお、補給は送水流量の多い大型送水ポンプ車による海水補給を優先する。

第 1.13-1 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, 対処設備及び手順書一覧(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	対処設備		手順書
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水系(常設)(低 圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順等」及 び「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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽 格納容器代替スプレイ系(常設)(低 圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「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。
	—	ペDESTAL内への注水	低圧原子炉代替注水槽 ペDESTAL代替注水系(常設)(低 圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備	手順書	
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉圧力容器 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 原子炉浄化系配管 所内常設蓄電式直流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等
		高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	高圧炉心スプレイポンプ 原子炉圧力容器 主蒸気系配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 原子炉浄化系配管 非常用交流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系(制御棒駆動水圧ポンプ)	自主対策設備	手順は「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」及び「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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(3 / 13)

類分	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「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。
	—	ペDESTアル内への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備	手順書		
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(高圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「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」及び「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」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却ポンプ) 高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			低圧炉心スプレイ系(低圧炉心スプレイポンプ) 残留熱除去系(残留熱除去ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	手順は「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。	
			残留熱除去系(残留熱除去ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		-	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「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。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備		手順書
補助消火水槽を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「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。
	-	ペDESTAL内への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「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」にて整備する。
		燃料プールへの注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(6 / 13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ろ過水タンクを水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	ろ過水タンク 消火系 (消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系 (消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「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。
	—	ペDESTAL内への注水	ろ過水タンク 消火系 (消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「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」にて整備する。
		燃料プールへの注水	ろ過水タンク 消火系 (消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(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	対処設備	手順書		
輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策 設備		
		原子炉圧力容器へ(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)の注水	低圧原子炉代替注水系(可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「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」にて整備する。
			輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策 設備		
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「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。
			輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策 設備		
	第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	大量送水車 ホース・接続口 輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策 設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「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。		
					ペDESTアル内への注水	格納容器代替スプレイ系(可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等) ペDESTアル代替注水系(可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)
		輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策 設備			
		原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系(大量送水車, ホース・接続口等) 輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2		自主対策 設備	手順は「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」にて整備する。
			燃料プールへの注水/スプレイ		燃料プールのスプレイ系(大量送水車, ホース・接続口等)	
		輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2			自主対策 設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備	手順書	
海を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大型送水ポンプ車 大量送水車 ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑	自主対策 設備	
	-	原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時)	低圧原子炉代替注水系(可搬型) (大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「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」にて整備する。
			格納容器代替スプレイ系(可搬型) (大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「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。
			ベデスタル内への注水	格納容器代替スプレイ系(可搬型) (大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・接続口等) ベデスタル代替注水系(可搬型) (大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備
	-	原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系(大型送水ポンプ車，大量送水車，ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「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」にて整備する。
			燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プールの冷却等のための手順等)にて整備する。	重大事故等 対処設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備	手順書	
海を水源とした対応手段	-	原子炉補機冷却系による冷却水の確保	原子炉補機代替冷却系(原子炉補機冷却水ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	手順は「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。
		最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系(移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「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。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 放水砲 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所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。
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所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。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「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」及び「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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備	手順書	
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした補給(淡水/海水)	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
			輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策設備	
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		海を水源とした補給	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(11/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
輪谷貯水槽(西1) 又は輪谷貯水槽(西2) へ水を補給するための対応	-	輪谷貯水槽(西2) への補給 輪谷貯水槽(東1) 又は 輪谷貯水槽(東2) から 輪谷貯水槽(西1) 又は 輪谷貯水槽(西2) への補給	大量送水車 輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2) ホース 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		輪谷貯水槽(西1) 又は輪谷貯水槽(西2) への海水補給	大型送水ポンプ車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2 大量送水車 2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑	自主対策設備
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	-	輪谷貯水槽(西1) 及び輪谷貯水槽(西2) を水源とした補給(淡水/海水)	大量送水車 輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		海を水源とした補給	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧(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	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	—	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（微候ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2 淡水タンク 2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑	自主対策設備		
		輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2 輪谷貯水槽（東1） 輪谷貯水槽（東2） 2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑	自主対策設備				

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(13/13)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水源を切り替えるための対応	-	輪谷貯水槽(西2)から海への切替え 輪谷貯水槽(西1)及び	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水/補給」
			輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2 2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑	自主対策設備	
		復水貯蔵タンクへ補給する 水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 2号炉放水槽 荷揚場 1号炉取水槽 3号炉取水管点検立坑 輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2 淡水タンク ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水/補給」
		内部水源(外部水源から内部水源への切替え) (外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から サブプレッジョン・チェンバ)への切替え)	低圧原子炉代替注水槽 サブプレッジョン・チェンバ 低圧原子炉代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対処設備	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」
外部水源から内部水源への切替え (外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))から内部水源(サブプレッジョン・チェンバ)への切替え)	サブプレッジョン・チェンバ ベDESTAL代替注水系(可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ) 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」		
	輪谷貯水槽(西1) ※2 輪谷貯水槽(西2) ※2	自主対策設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 1.13-2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

手順書	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)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水				
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水			
	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	HPCS-メタクラ母線電圧
原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
水源の確保			復水貯蔵タンク水位	
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	
		補機監視機能	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧(2/4)

手順書	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)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした対応手順 a. 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	水源の確保	海を利用
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用
1.13.2.2 水源への水を補給するための対応手順 (2) 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)へ水を補給するための対応手順			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)
原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)

監視計器一覧(3/4)

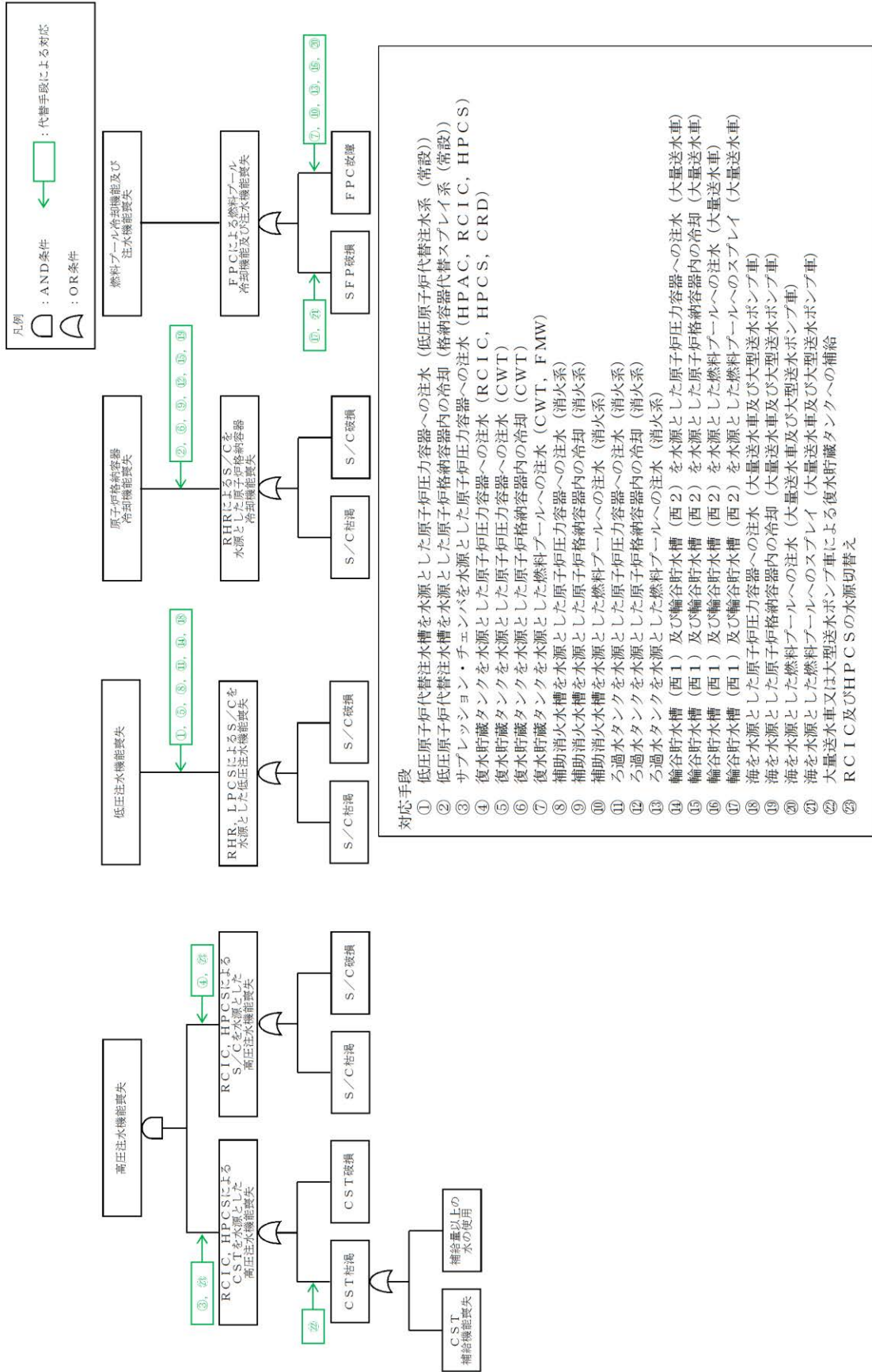
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ(計器)
1.13.2.2 水源への水を補給するための対応手順 (3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 淡水タンク
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 淡水タンク
原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 海を利用
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の水源地切替え a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水時の水源地切替え			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の水源地切替え b. 高压炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水時の水源地切替え			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え a. 低压原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保	低压原子炉代替注水槽 海を利用

監視計器一覧(4 / 4)

手順書	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. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え b. 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水中の場合			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用
1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用

表 1.13-3 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>【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等</p>	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系 計装C/C D系</p>



第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析

凡例:	フロントライン系	サポート系	故障を想定	対応手段あり
-----	----------	-------	-------	--------

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

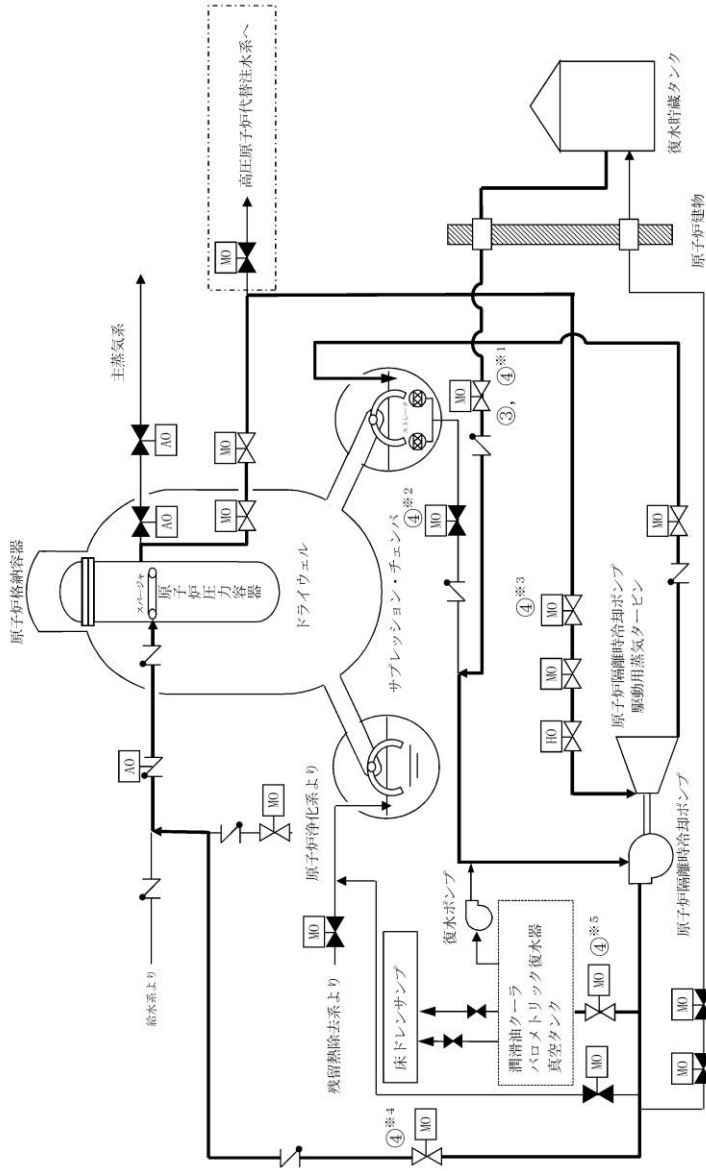
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4
高圧注水機能喪失	RCIC, HPCSによるCSTを水源とした高圧注水機能喪失	CST枯渇	CST補給機能喪失 補給量以上の水の使用	
		CST破損		
	RCIC, HPCSによるS/Cを水源とした高圧注水機能喪失	S/C枯渇		
		S/C破損		
低圧注水機能喪失	RHR, LPCSIによるS/Cを水源とした低圧注水機能喪失	S/C枯渇		
		S/C破損		
原子炉格納容器冷却機能喪失	RHRによるS/Cを水源とした原子炉格納容器冷却機能喪失	S/C枯渇		
		S/C破損		
燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	FPCIによる燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	SFP破損		
		FPC故障		

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析（補足）

凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③, ④※1	ポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	ポンプトローラス水入口弁
④※3	タービン蒸気入口弁
④※4	注水弁
④※5	復水器冷却水入口弁

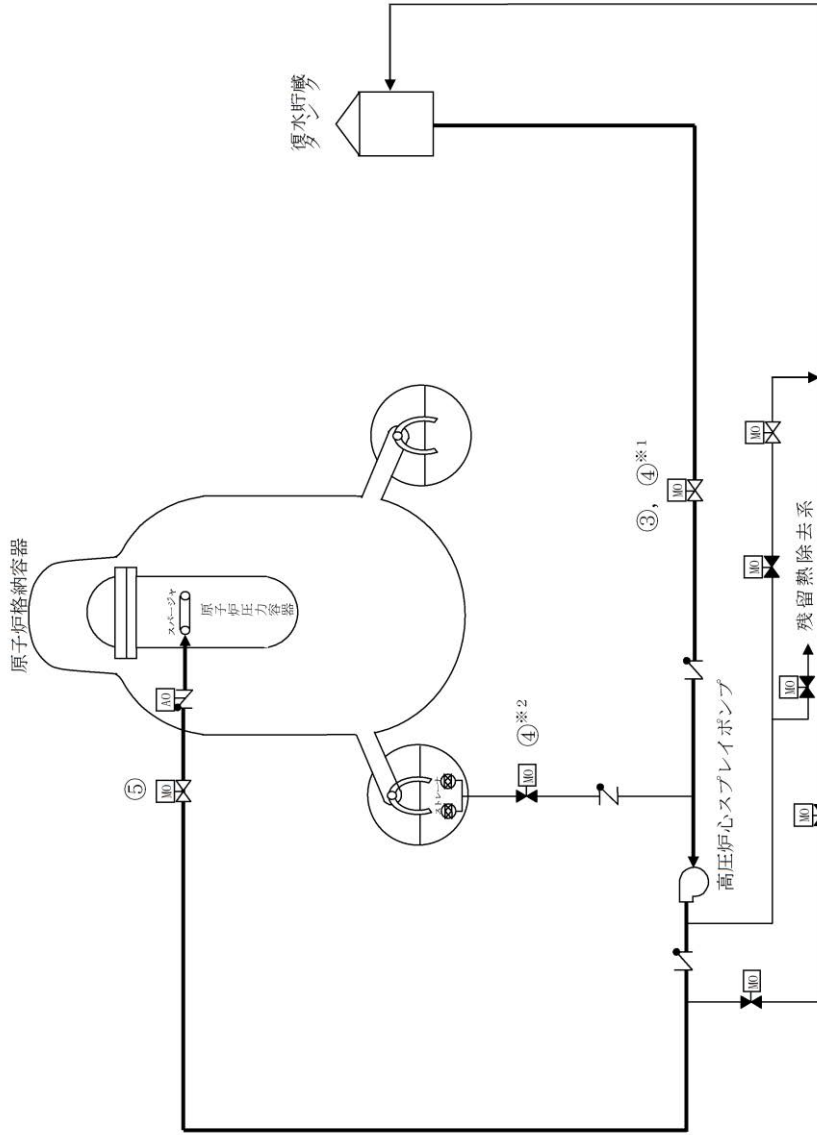
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.13-2 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6		
手順の項目	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 2分													
要員(数)														
原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水														
中央制御室運転員A														
1														

第 1.13-3 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例

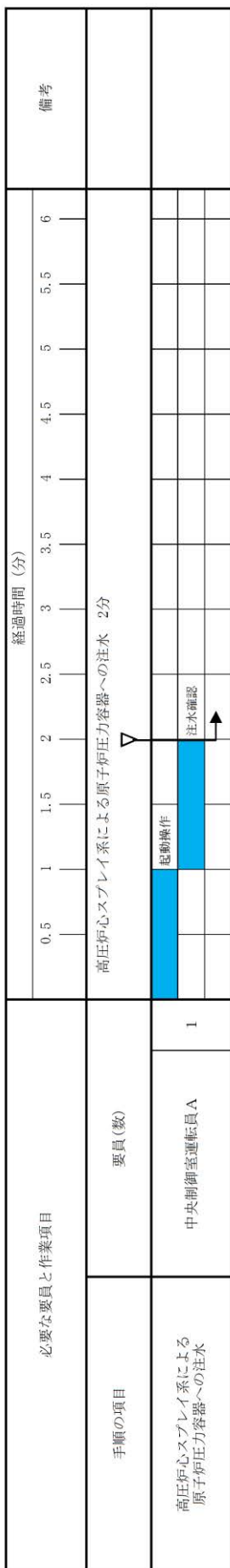
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
③, ④ ^{*1}	HPCS ポンプ復水貯蔵水入口弁
④ ^{*2}	HPCS トーラス水入口弁
⑤	HPCS 注水弁

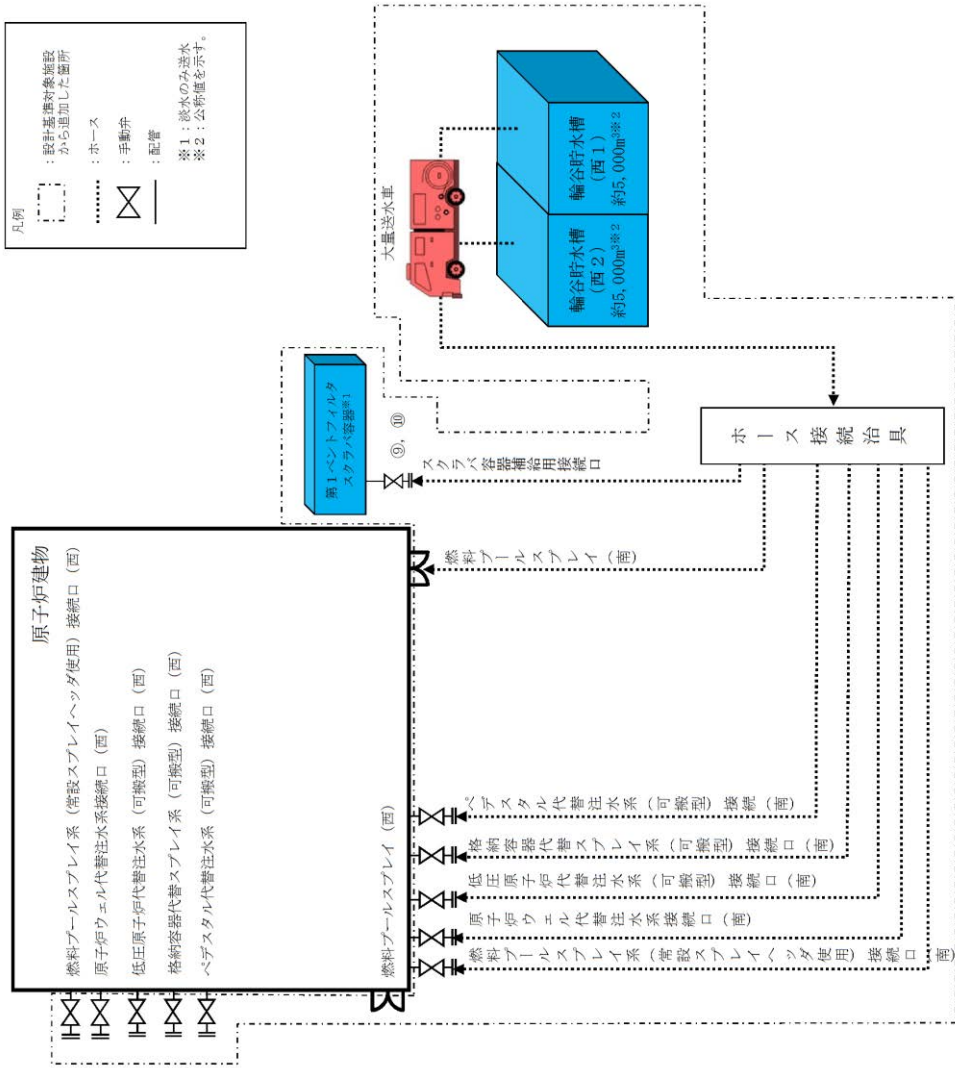
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.13-4 図 高圧炉心スプレー系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 概要図



第 1.13-5 図 高圧炉心スプレイス系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



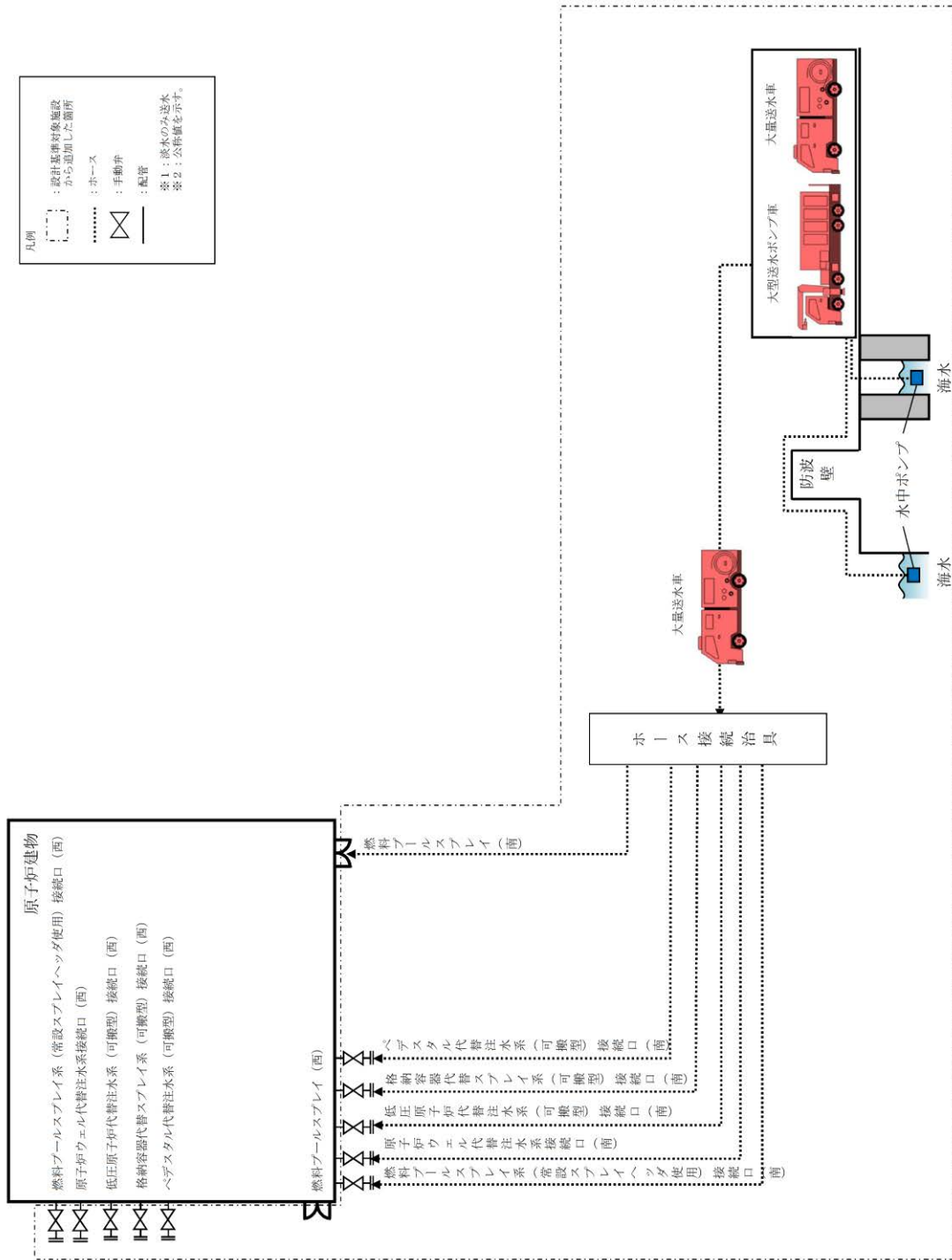
第 1.13-6 図 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間(分)															備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水	緊急時対策要員																輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水 2時間10分 ▽
	緊急時対策要員																
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水	緊急時対策要員																輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水 2時間10分 ▽
	緊急時対策要員																

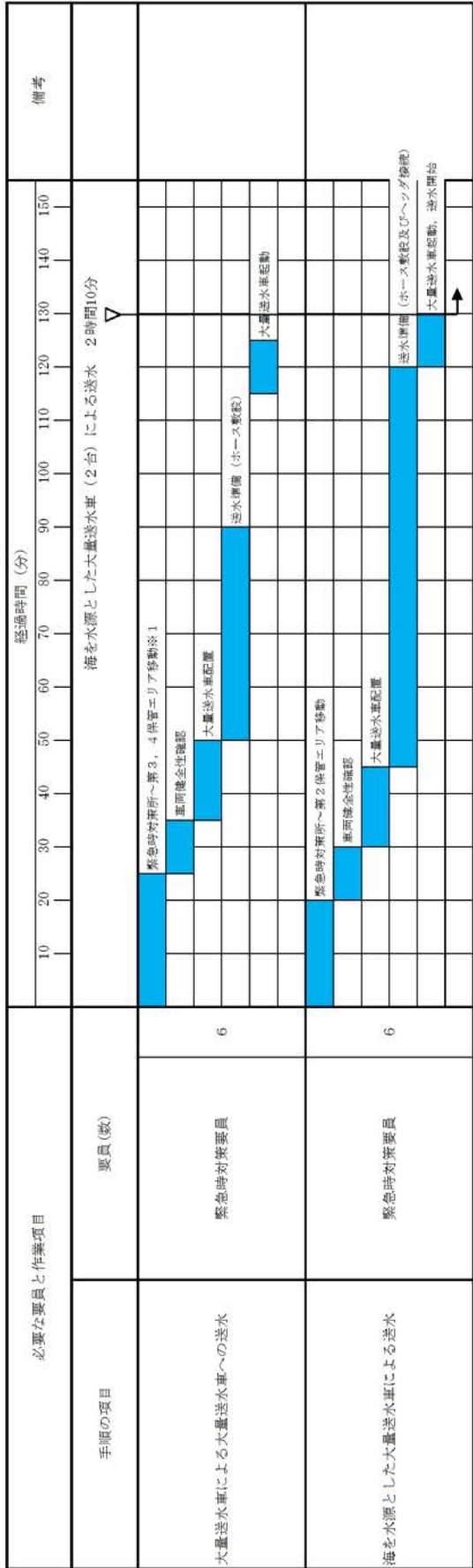
※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第1.13-7 図 輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水 タイムチャート



第 1.13-8 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水 概要図



※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

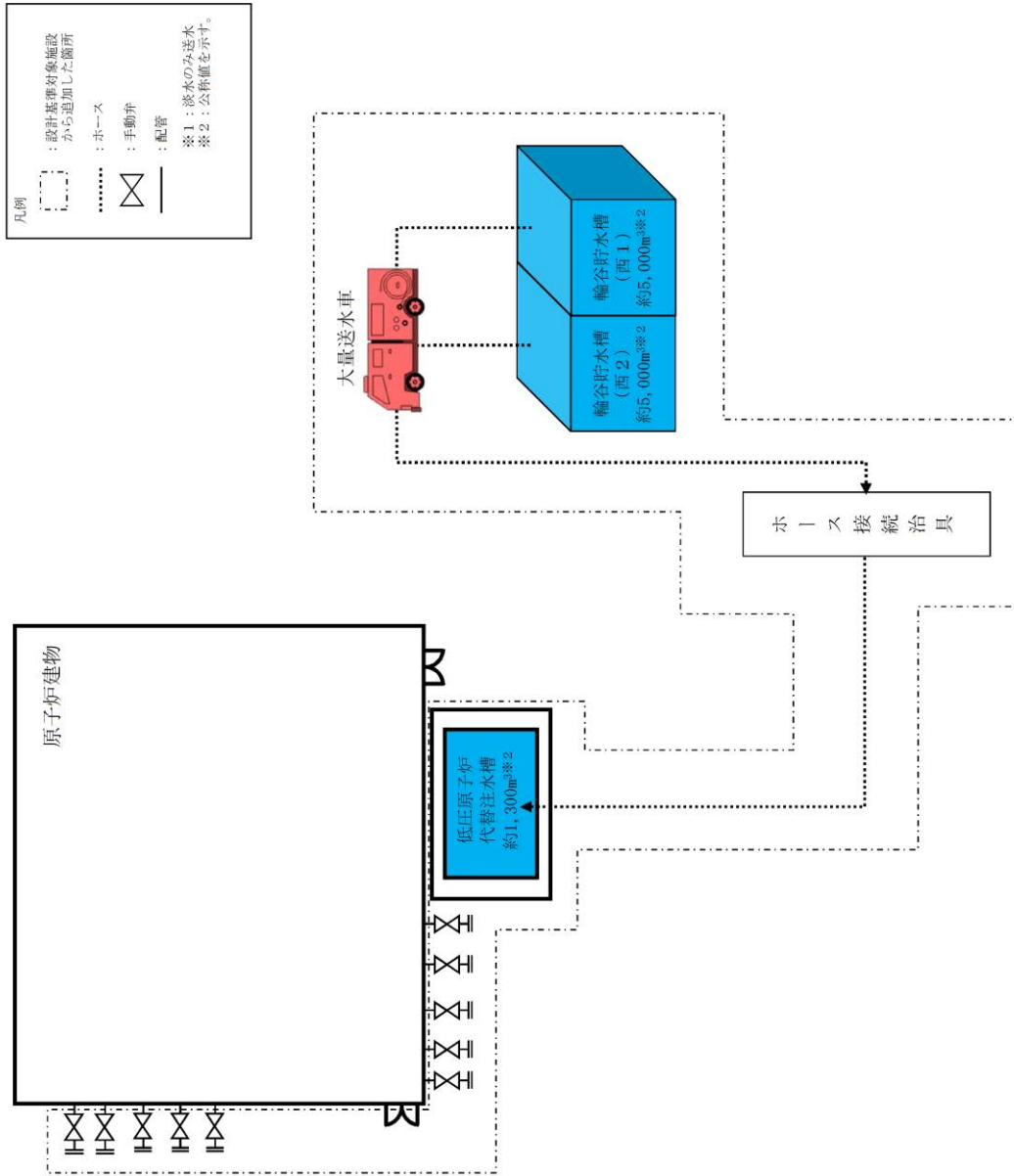
第 1.13-9 図 海を水源とした大連送水車及び大型送水ポンプ車又は大連送水車 (2台) による送水
タイムチャート(1/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
大型送水ポンプ車による大量送水車への送水	要員(数) 緊急時対策要員 6	海を水源とした大型送水ポンプ車又は大量送水車による送水 2時間10分															
		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 緊急時対策所へ第4保管エリア移動※1 車回健全性確認 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 大型送水ポンプ車配置 送水準備(ホース敷設) </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 大型送水ポンプ車起動 </div>															
海を水源とした大量送水車による送水	要員(数) 緊急時対策要員 6	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 緊急時対策所へ第3, 4保管エリア移動※2 車回健全性確認 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 大量送水車配置 送水準備(ホース敷設及びヘッド接続) </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 大量送水車起動, 送水開始 → </div>															

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第1.13-9 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による送水
タイムチャート(2/2)



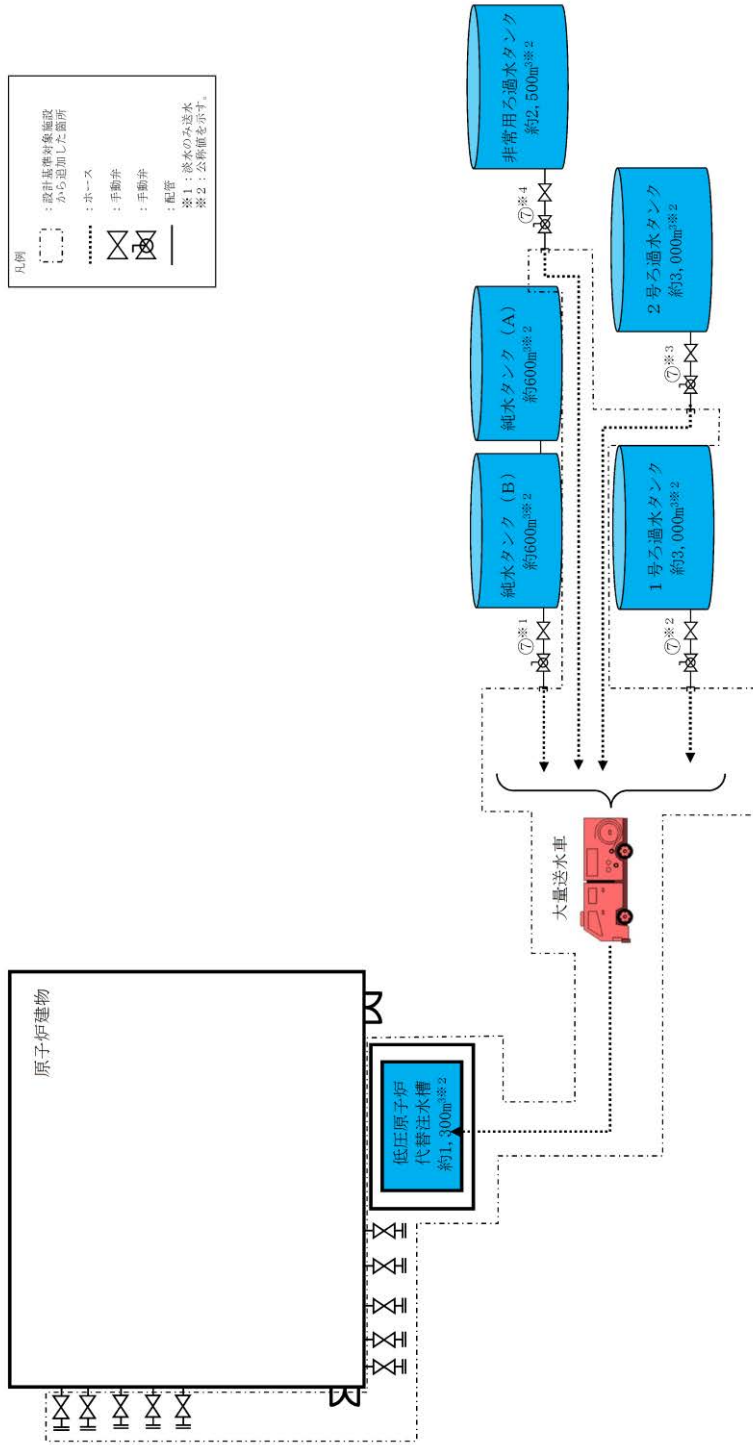
第 1.13-10 図 輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 2時間10分	要員(数)	中央制御室運転配員(A)	1														低圧原子炉代替注水槽の水位確認	
		緊急時対策要員	6															

※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第 1.13-11 図 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート



凡例
 □ : 設計基準対象施設から追加した箇所
 : ホース
 ⊗ : 手動弁
 ⊗ : 手動弁
 — : 配管
 ※1 : 淡水のみ送水
 ※2 : 公称値を示す。

操作手順	弁名称
⑦※1	Bー純水タンク消火用水取元弁及びBー純水タンク消火用水取出口止め弁
⑦※2	1号ろ過水タンク緊急時消火用水取元弁及び1号ろ過水タンク緊急時消火用水取元弁
⑦※3	2号ろ過水タンク緊急時消火用水取元弁及び2号ろ過水タンク緊急時消火用水取元弁
⑦※4	代替注水用水取元弁及び代替注水用水取出口

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。

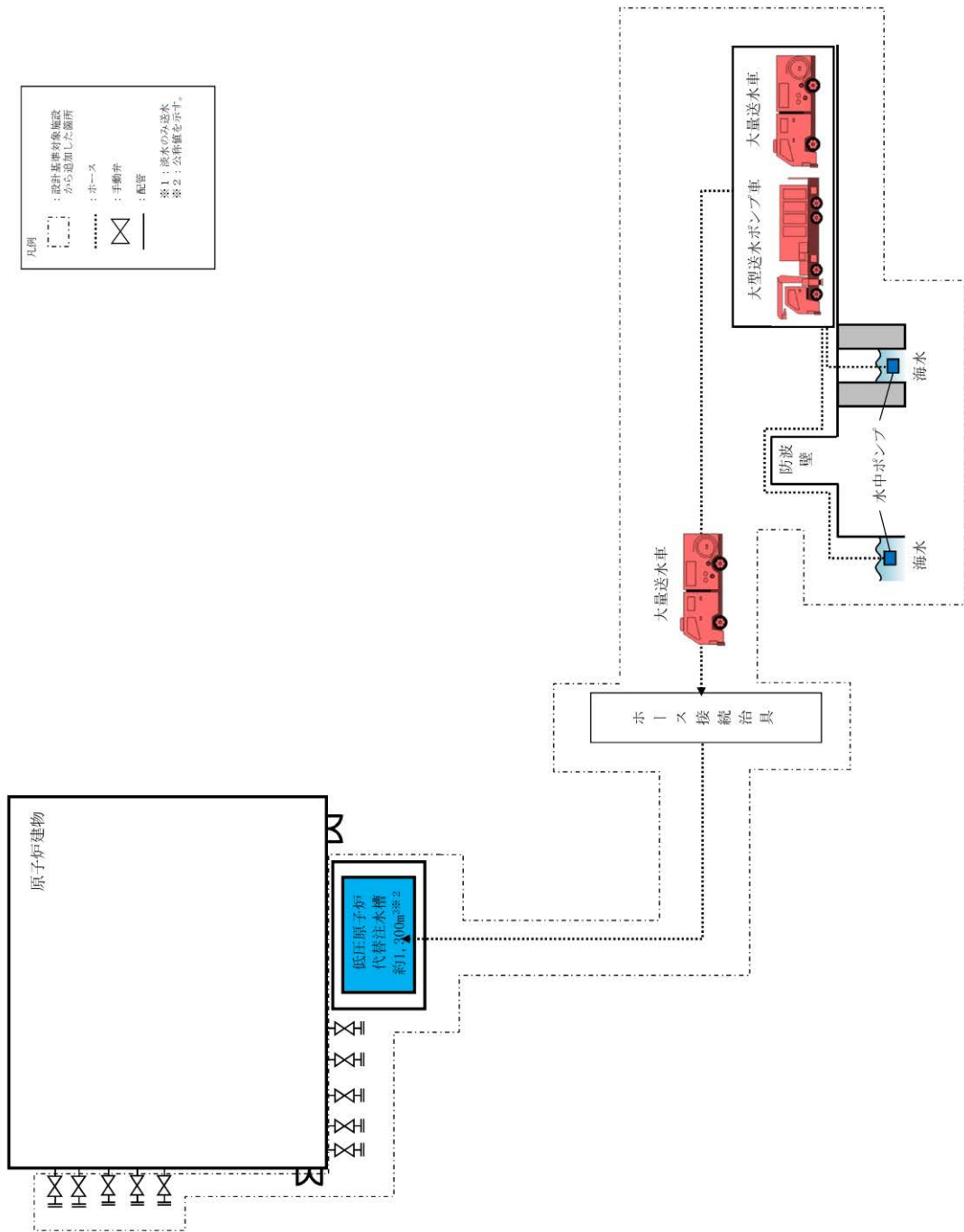
第 1.13-12 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	要員(数) 中央制御室運転員 (A)	淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 1時間30分															
		1													低圧原子炉代替注水槽の水位確認		
	緊急時対策要員	12	緊急時対策所へ第3, 4保管エリア移動※1														
			車内健全性確認														
			大量送水車配置														
			送水車槽 (ホース敷設)														
			フラジ取外し, ホース投入														
			非常用ろ過水タンク取水口元弁「開」操作														
			大量送水車起動, 補給開始														

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに実施可能である。

第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 20分以内で実施可能である。

第 1.13-13 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート



第 1.13-14 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)														備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	
海を水源とした大量送水車(2台)による低圧原子炉代替注水槽への補給	中央前御座運転転員(A)	海を水源とした大量送水車(2台)による低圧原子炉代替注水槽への補給 2時間10分														
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第3, 4保管エリア移動※1														
		車両健全性確認														
		大量送水車配置														
		送水準備(ホース敷設)														
		大量送水車起動														
		低圧原子炉代替注水槽の水位確認														
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第2保管エリア移動														
		車両健全性確認														
		大量送水車配置														
		送水準備(ホース敷設及びヘッド接続)														
大量送水車起動、補給開始																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第1.13-15 図 海を水源とした大量送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による低圧原子炉代替注水槽への補給
タイムチャート(1/2)

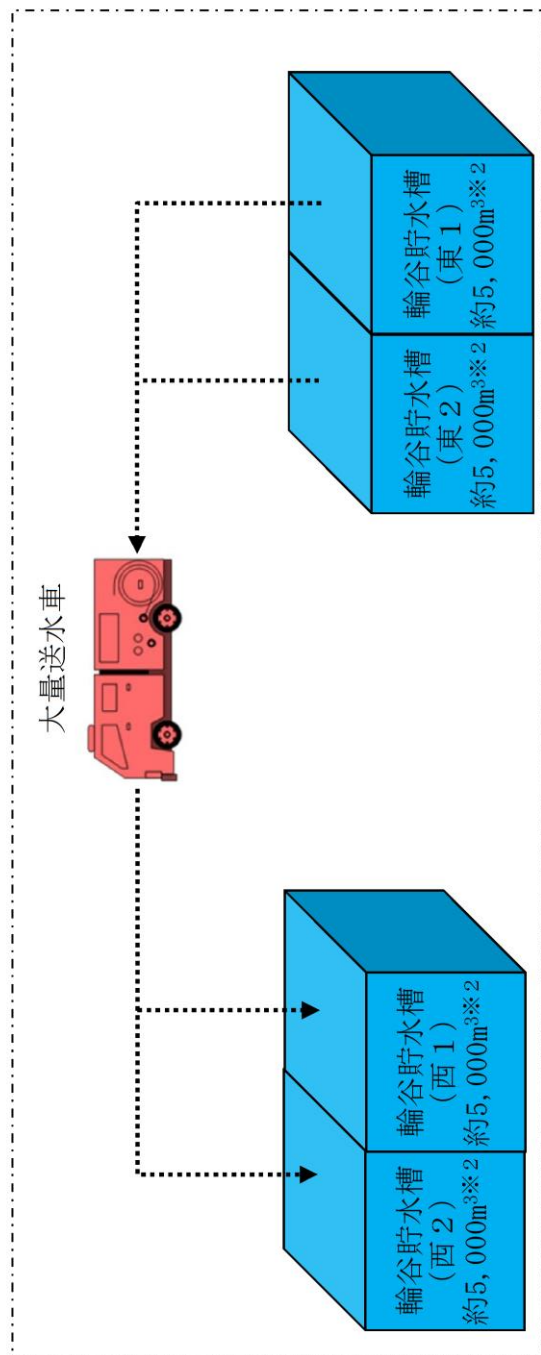
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 ※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。 ※2 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。 ※3 第2 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。	要員(数) 中央制御室運転員 (A) 1	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 2時間10分															
		緊急時対策所へ第4 保管エリア移動※1 車内健全性確認	低圧原子炉代替注水槽の水位確認														
	要員(数) 緊急時対策要員 6	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	大型送水ポンプ車配置、取水準備														
			送水準備 (ホース敷設)														
			大型送水ポンプ車起動														
			送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続)														
	要員(数) 緊急時対策要員 6	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	緊急時対策所へ第3、4 保管エリア移動※2 車内健全性確認														
			大量送水車配置														
			大型送水ポンプ車起動														
			送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続)														

※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※3 第2 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第 1.13-15 図 海を水源とした大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による低圧原子炉代替注水槽への補給
タイムチャート(2/2)

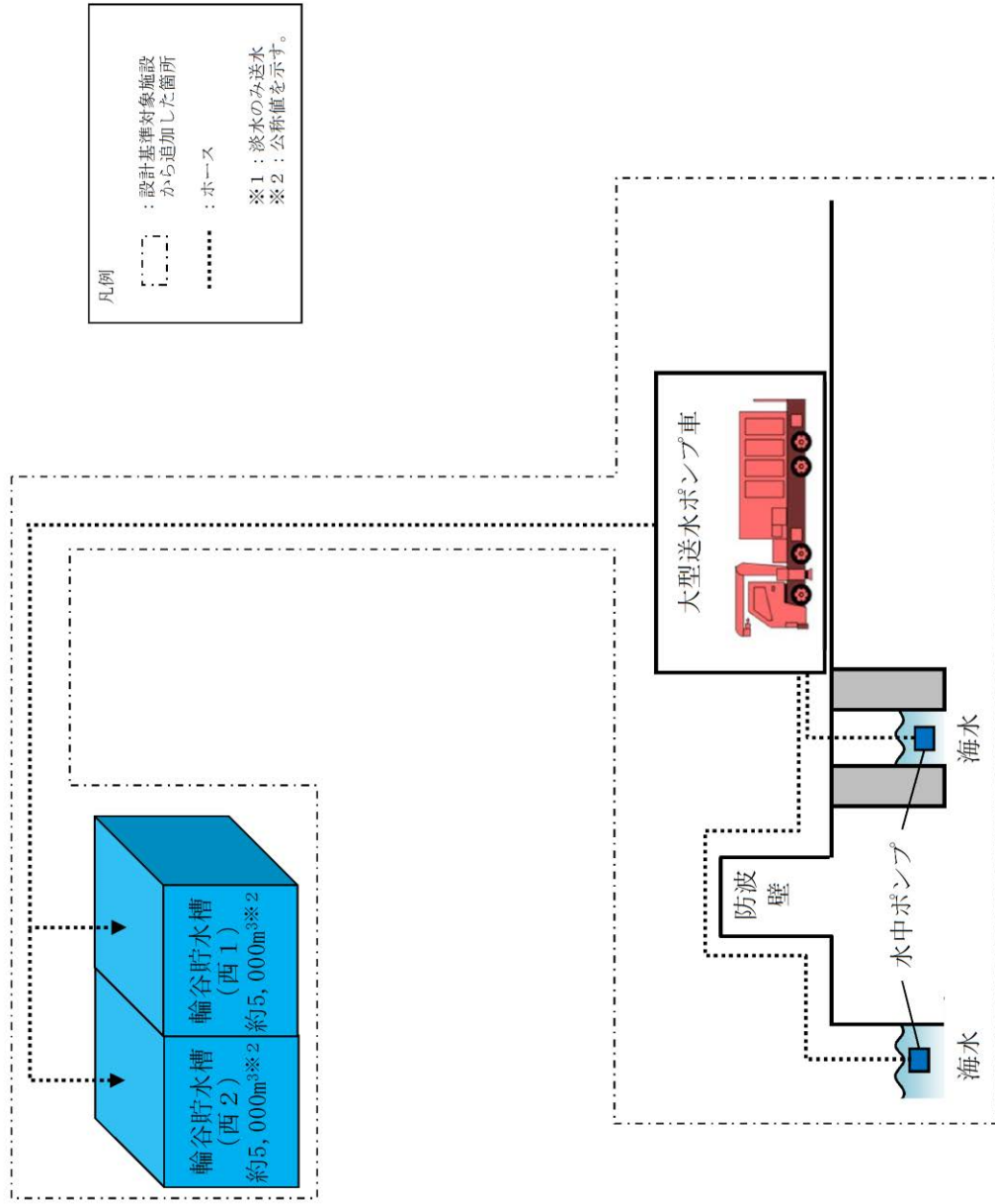


第 1.13-16 図 輪谷貯水槽 (東 1) 又は輪谷貯水槽 (東 2) から輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への補給 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
手順の項目	要員(数)	輸谷貯水槽(東1)又は輸谷貯水槽(東2)から輸谷貯水槽(西1)又は輸谷貯水槽(西2)への補給 1時間20分											
輸谷貯水槽(東1)又は輸谷貯水槽(東2)から輸谷貯水槽(西1)又は輸谷貯水槽(西2)への補給	緊急時対策要員 6	緊急時対策済～第3保管エリア移動※1											
		車両安全性確認											
		大量送水車配置											
		ホース展開											
		ハッチ開放, ホース投入											
		大量送水車起動, 補給開始											↑

※1 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第1.13-17 図 輸谷貯水槽(東1)又は輸谷貯水槽(東2)から輸谷貯水槽(西1)又は輸谷貯水槽(西2)への補給
タイムチャート

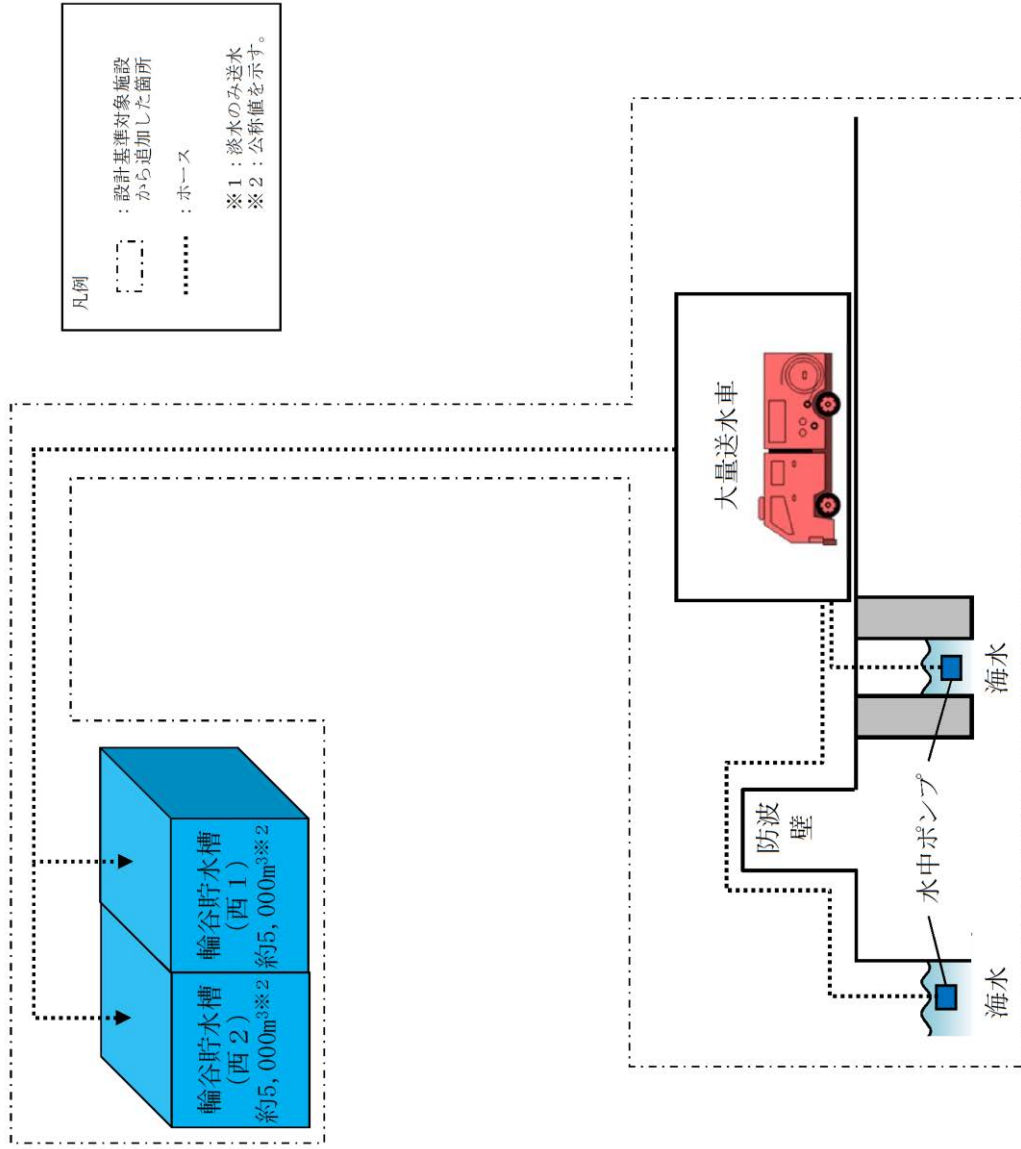


第 1.13-18 図 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への海水補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
			20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
大型送水ポンプ車による輸谷貯水槽(西1)又は輸谷貯水槽(西2)への海水補給	大型送水ポンプ車による輸谷貯水槽(西1)又は輸谷貯水槽(西2)への海水補給 3時間40分	緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1												▽
			車両健全性確認												
			大型送水ポンプ車配置												
			送水準備(ホース敷設)												
			大型送水ポンプ車起動, 補給開始												
			→												
			緊急時対策所～第4保管エリア移動※1												
			車両健全性確認												
			送水準備(ホース敷設)												
			ハッチ開放, ホース投入												

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに実施可能である。

第1.13-19 図 大型送水ポンプ車による輸谷貯水槽(西1)又は輸谷貯水槽(西2)への海水補給 タイムチャート



第 1.13-20 図 大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給 概要図

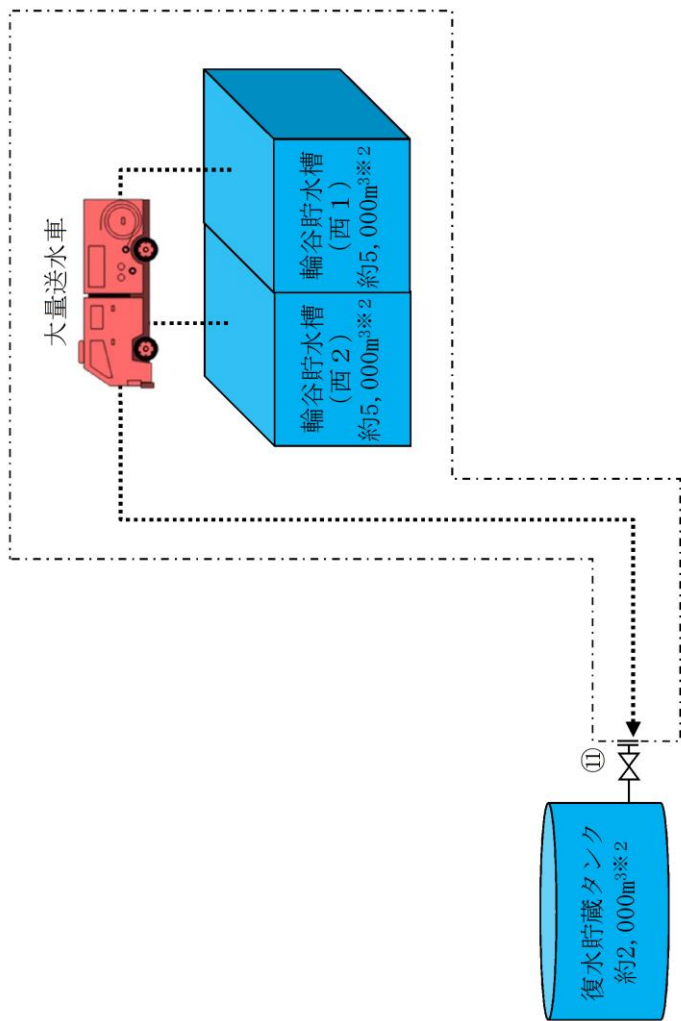
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)														備考		
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給	緊急時対策要員 12																	
		緊急時対策所へ第3, 4保管エリア移動※1																
		車両健全性確認																
		大量送水車配置																
		送水準備(ホース敷設及びハッチ開放)																
																大量送水車起動, 補給開始 ↑		

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに実施可能である。

第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 20分以内で実施可能である。

第1.13-21 図 大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給 タイムチャート

凡例
 [---] : 設計基準対象施設から追加した箇所
 [---] : ホース
 ※1 : 淡水のみ送水
 ※2 : 公称値を示す。



操作手順	弁名称
①	復水貯蔵タンク接続口元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

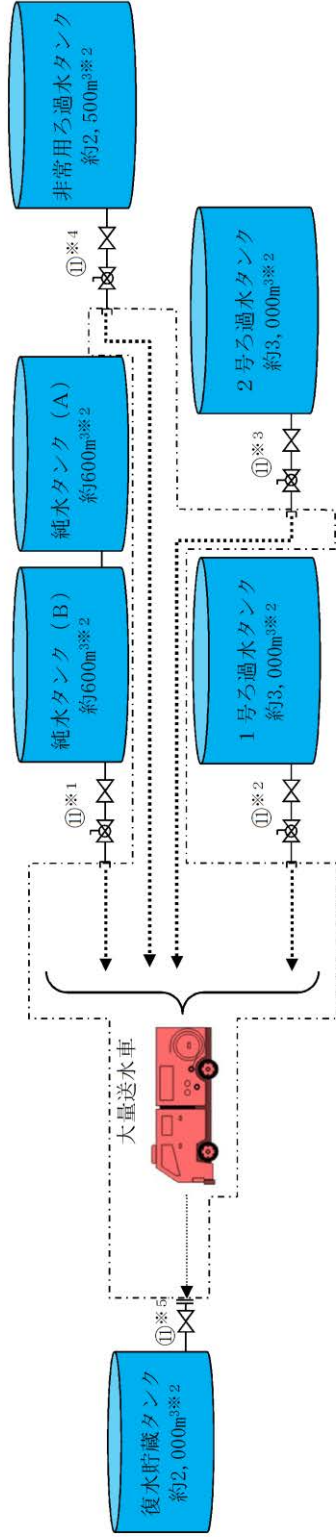
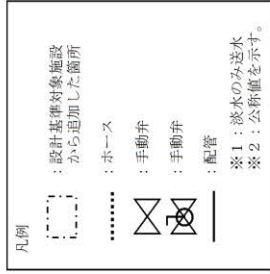
第 1.13-22 図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150			
輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給 2時間10分 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給 2時間10分	要員(数)	中央制御室運転員(A)	1																
				復水貯蔵タンクの水位確認															
	緊急時対策要員	緊急時対策所〜第4保管エリア移動※1	軍用健全性確認																
			送水準備(ホース敷設)																
			送水準備(タンク内敷設,接続)																
			復水貯蔵タンク接続元弁「開」操作																
	緊急時対策要員	緊急時対策所〜第3保管エリア移動※1	軍用健全性確認																
			大量送水車配置																
			送水準備(ホース敷設)																
			大量送水車起動, 補給開始																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第1.13-23 図 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
①※1	Bー純水タンク消火用水取出元弁及びBー純水タンク消火用水取出口止め弁
①※2	1号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁及び1号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁
①※3	2号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁及び2号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁
①※4	代替注水用水取出口元弁及び代替注水用水取出口
①※5	復水貯蔵タンク接続口元弁

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。

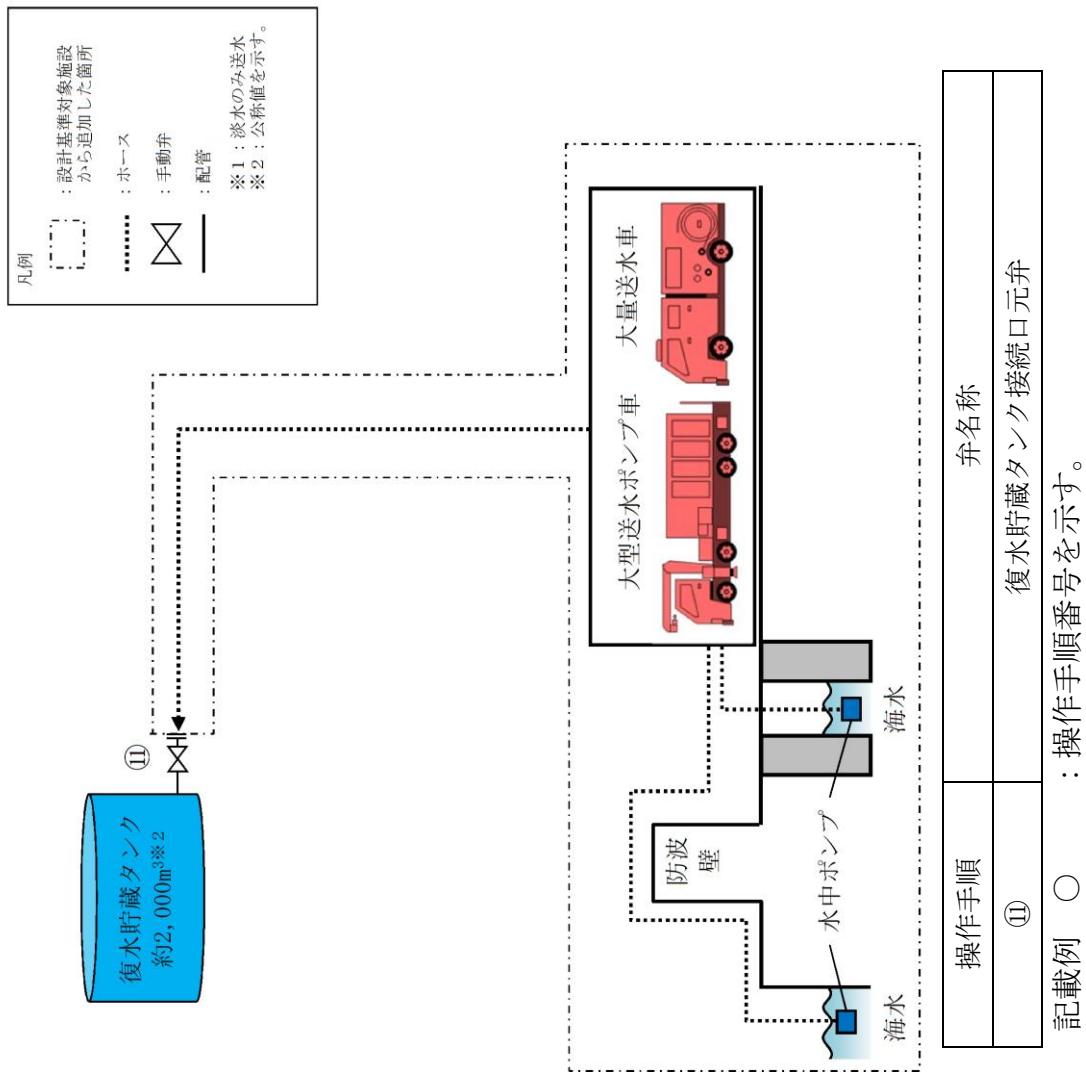
第 1.13-24 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120									
淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給	要員(数)	淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 1時間30分																				
	中央制御室運転員 (A)	1																				
	緊急対策要員	12																				
			緊急対策所へ第3, 4保管エリア移動※1																			
			車両健全性確認																			
			大量送水車配置																			
			送水準備 (ホース敷設)																			
			送水準備 (タンク内ホース敷設)																			
			復水貯蔵タンク接続元弁「開」操作																			
			大量送水車起動, 補給開始																			

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第 1.13-25 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート



第 1.13-26 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)													備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130		140	150	
海を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	要員(数)	海を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給 2時間10分																
	中央制御室運転員 (A)	1																復水貯蔵タンク の水位確認
	緊急時対策要員	12																
			緊急時対策所～第3, 4保管エリア移動※1 車両健全性確認 大量送水車配置 送水準備 (ホース敷設, タンク内敷設) 大量送水車起動, 補給開始															

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、20分以内で実施可能である。

第1.13-27 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート(1/2)

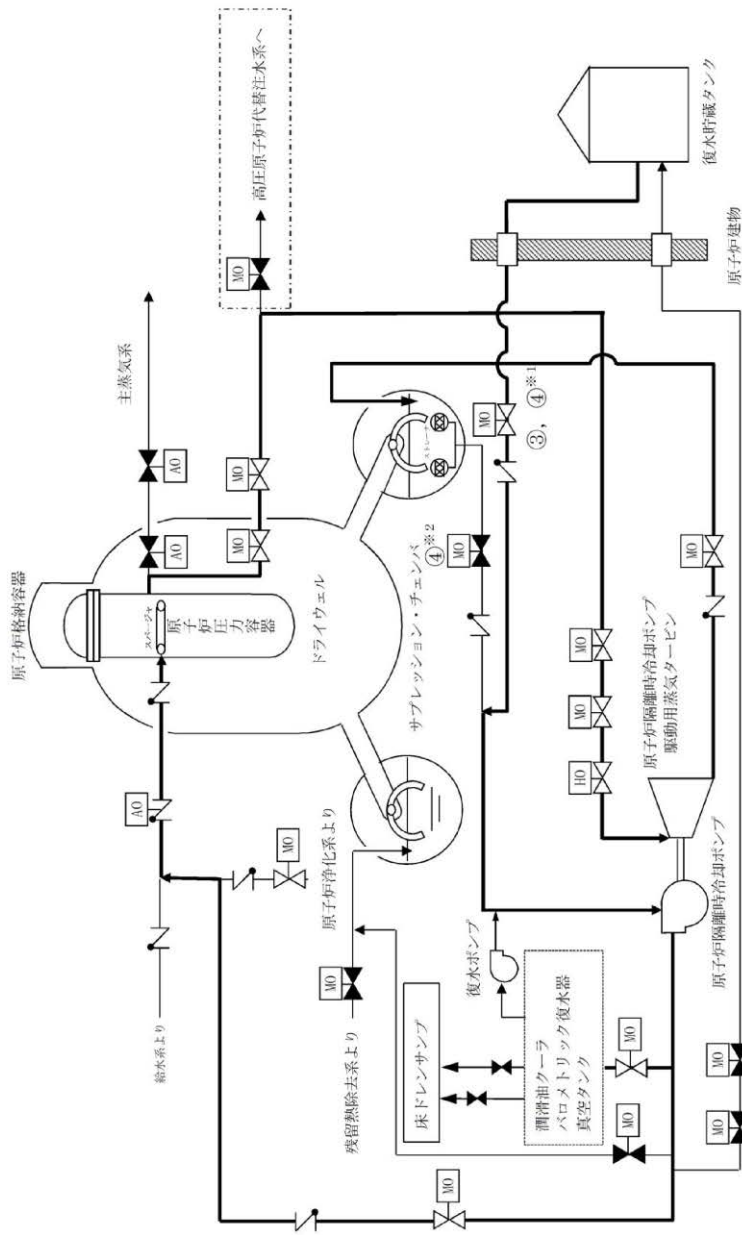
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240			
海を水源とした大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給	要員(数) 中央制御室運転員 (A)	1												復水貯蔵タンクの水位確認	海を水源とした大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給 3時間50分	
	緊急時対策要員															

※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第 1.13-27 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート(2/2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③, ④※1	ポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	ポンプトールラス水入口弁

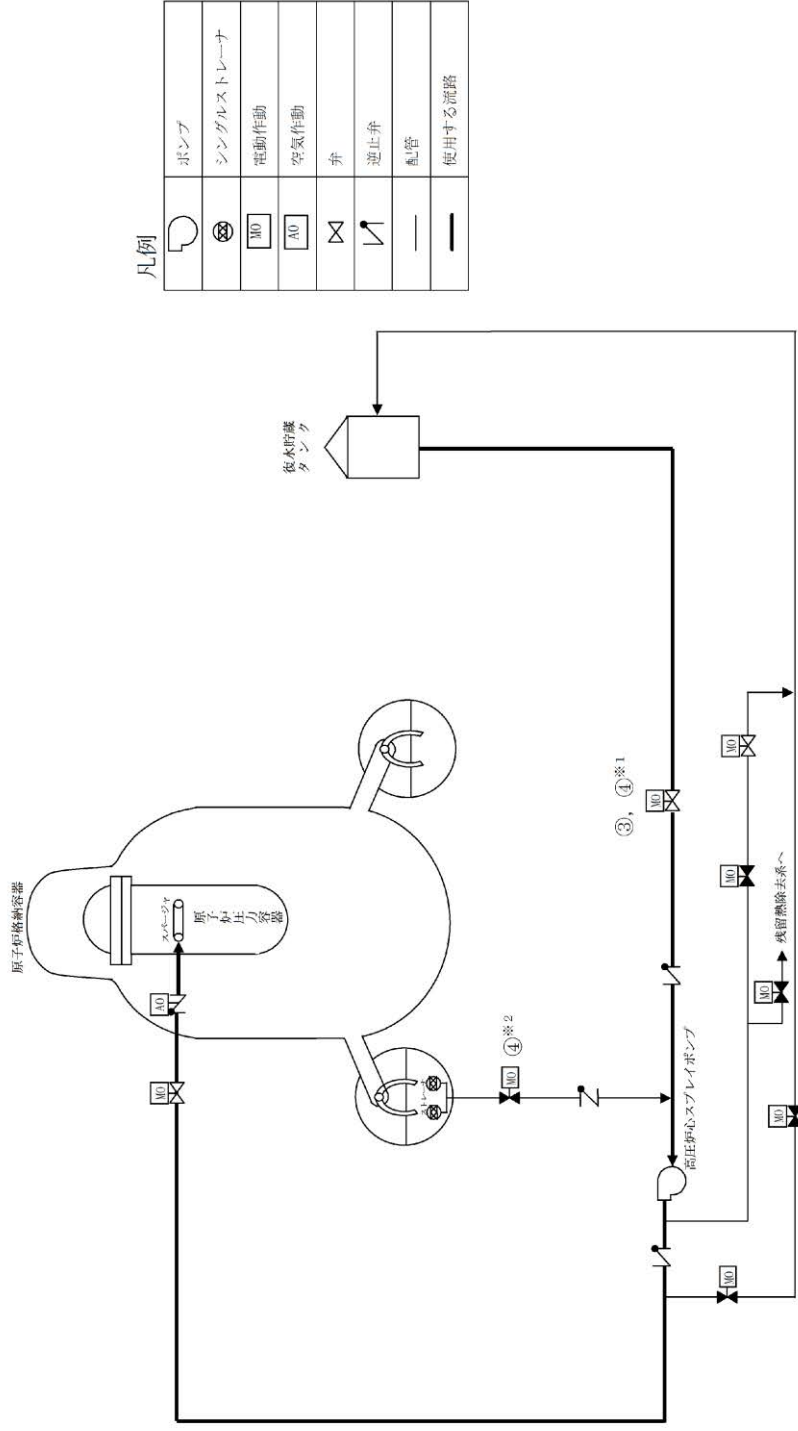
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.13-28 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え (サブプレッジョン・チェンバから復水貯蔵タンクの場合)	中央制御室運転員 1	サブプレッジョン・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え 5分						

第 1.13-29 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え タイムチャート



凡例

☐	ポンプ
⊗	シングルストレーナ
NO	電動作動
AO	空気作動
⊗	弁
∨	逆止弁
—	配管
—	使用する流路

操作手順	弁名称
③, ④※1	HPCSポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	HPCSポンプトローラス水入口弁

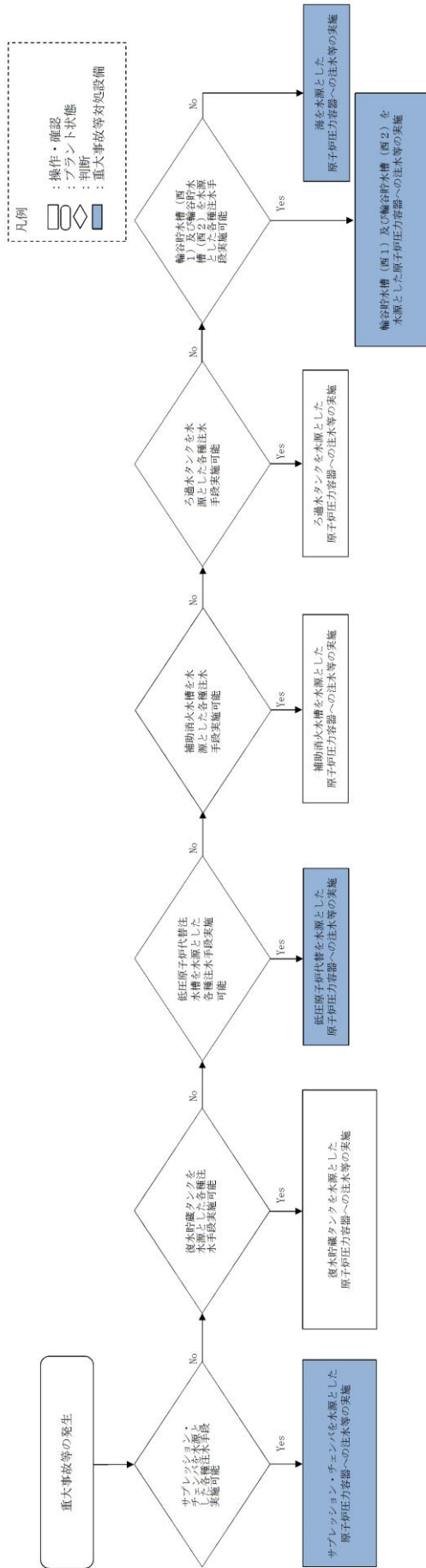
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

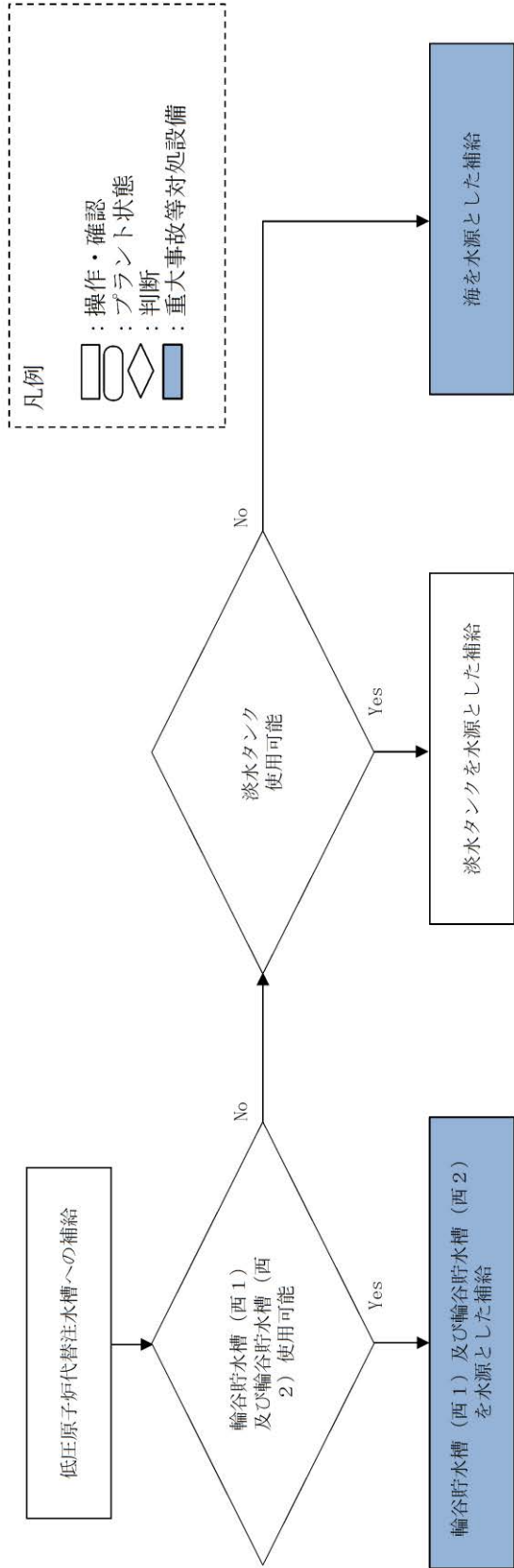
第 1.13-30 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員(数)	サブレーション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え 5分						
高圧炉心サブレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え (サブレーション・チェンバから復水貯蔵タンクの場合)	中央制御室運転員 1							

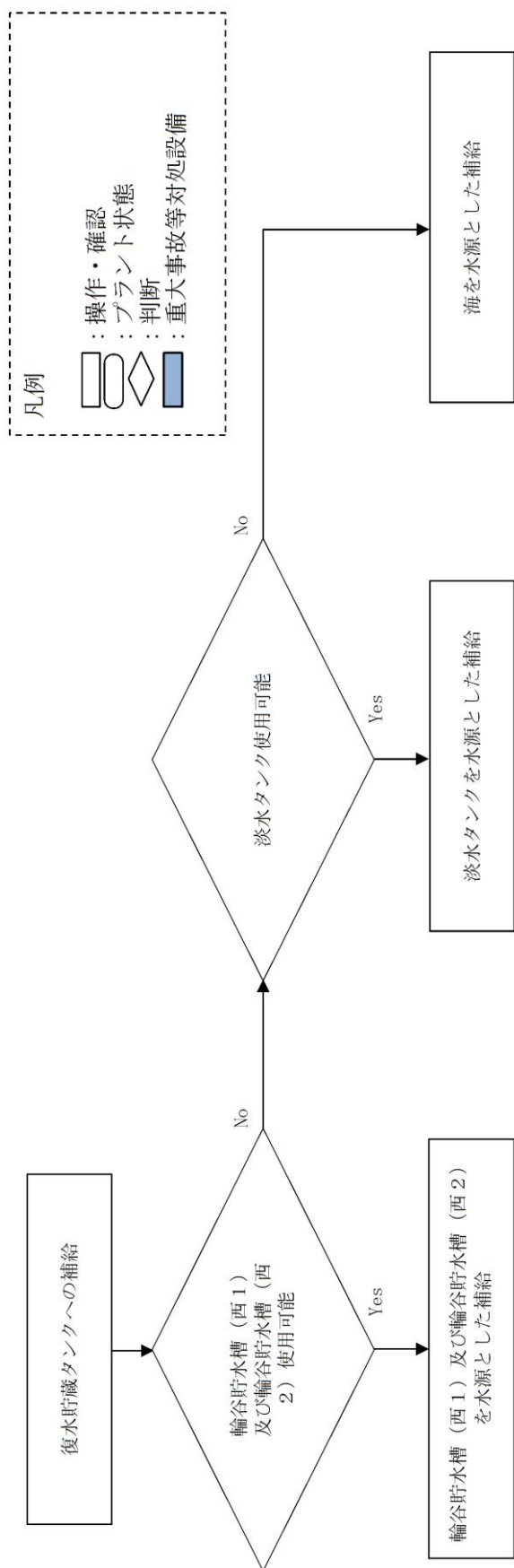
第 1.13-31 図 高圧炉心サブレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え タイムチャート



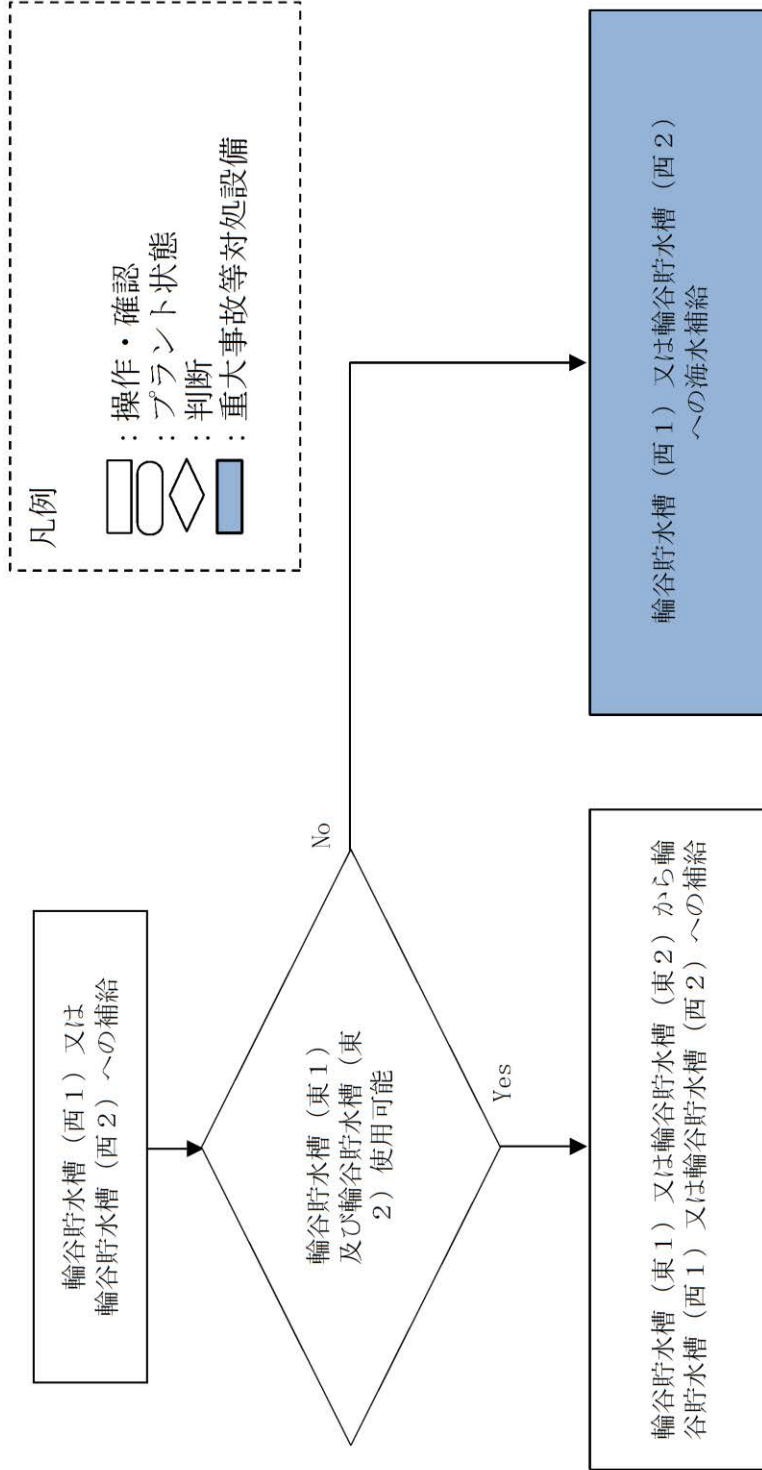
第 1.13-32 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (各種注水用) (1 / 4)



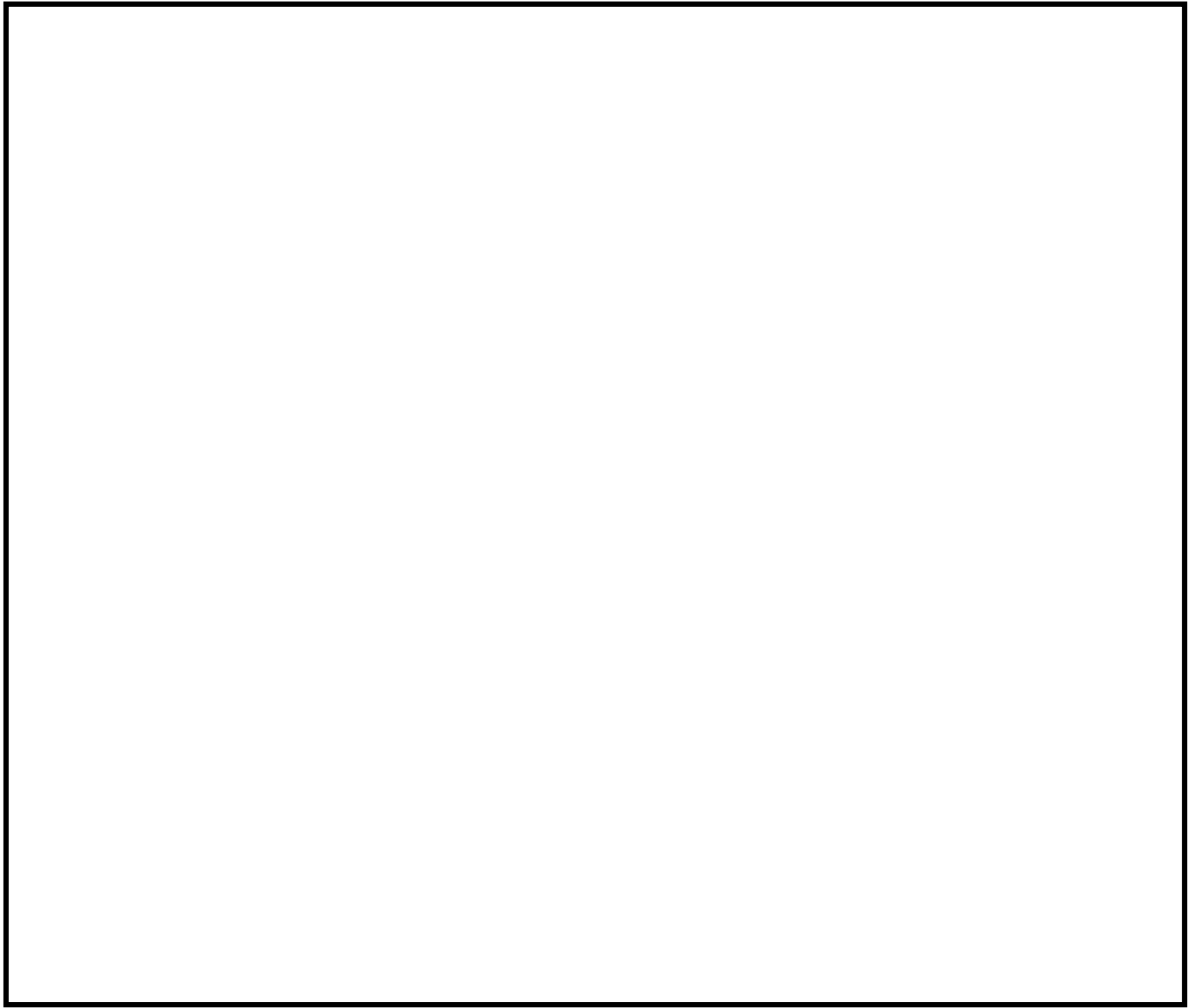
第 1.13-32 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（低圧原子炉代替注水槽補給用）（2 / 4）



第 1.13-32 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（復水貯蔵タンク補給用）（3 / 4）

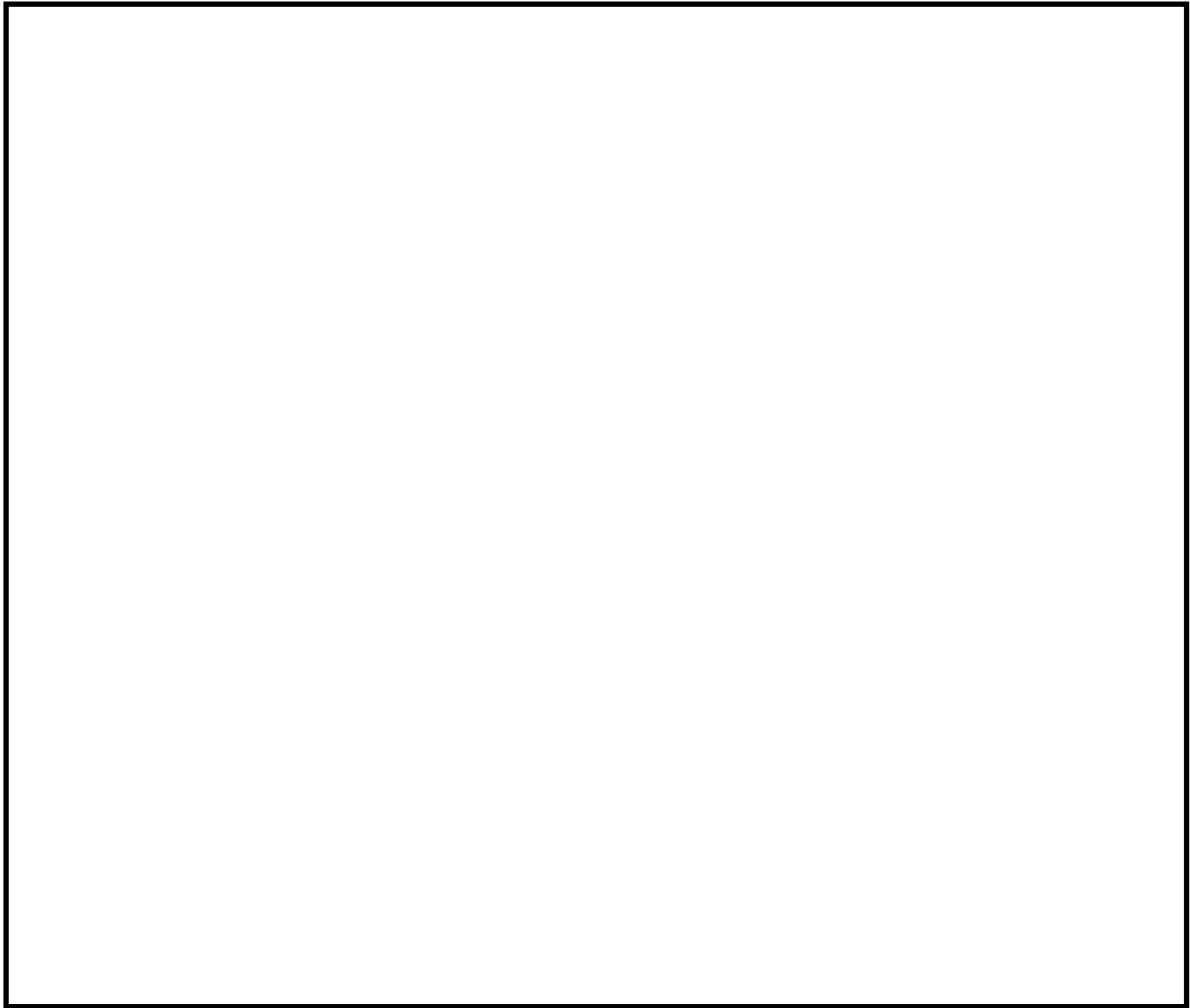


第 1.13-32 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）補給用）（4 / 4）



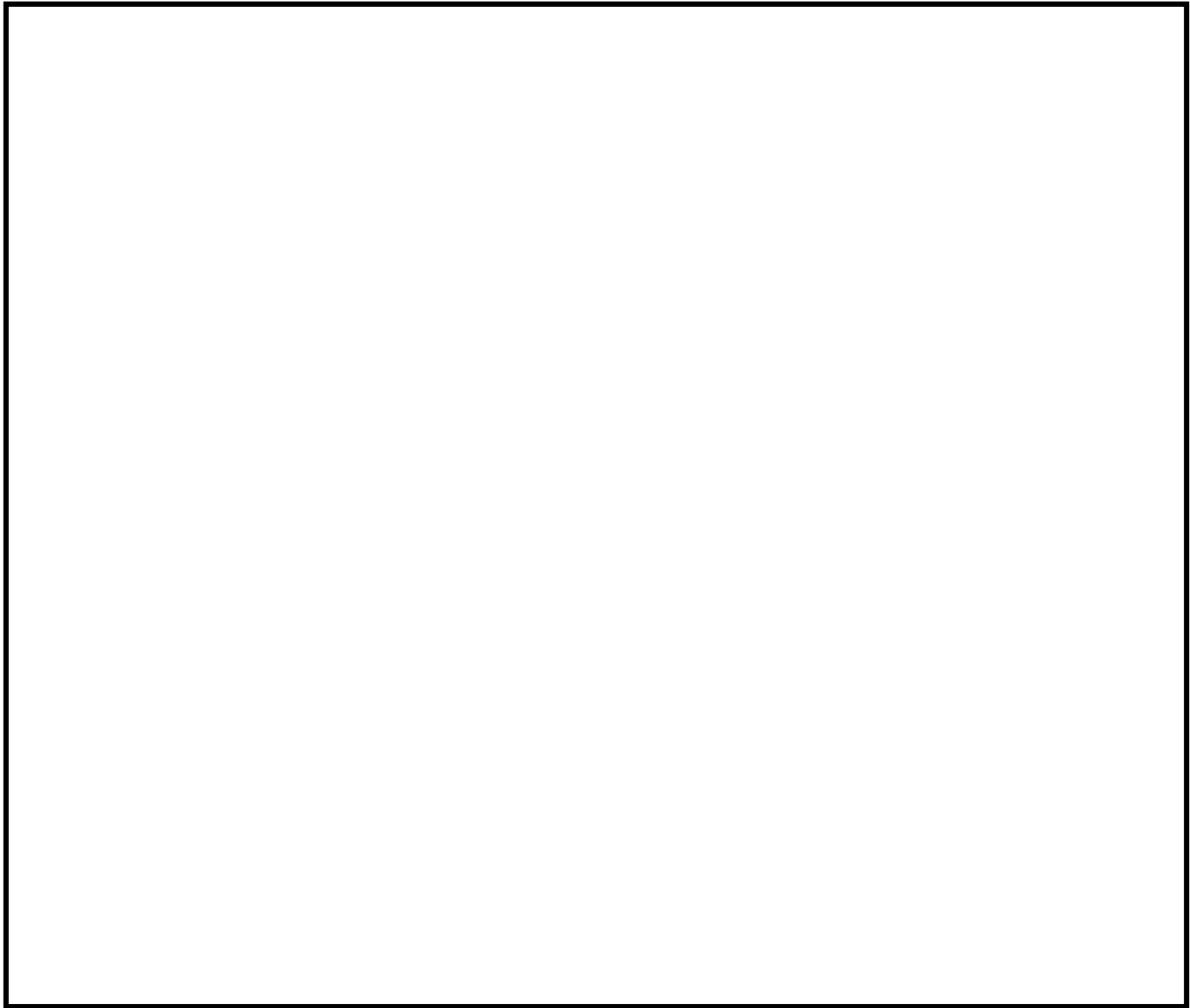
第 1.13-33 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）からの各種注水ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



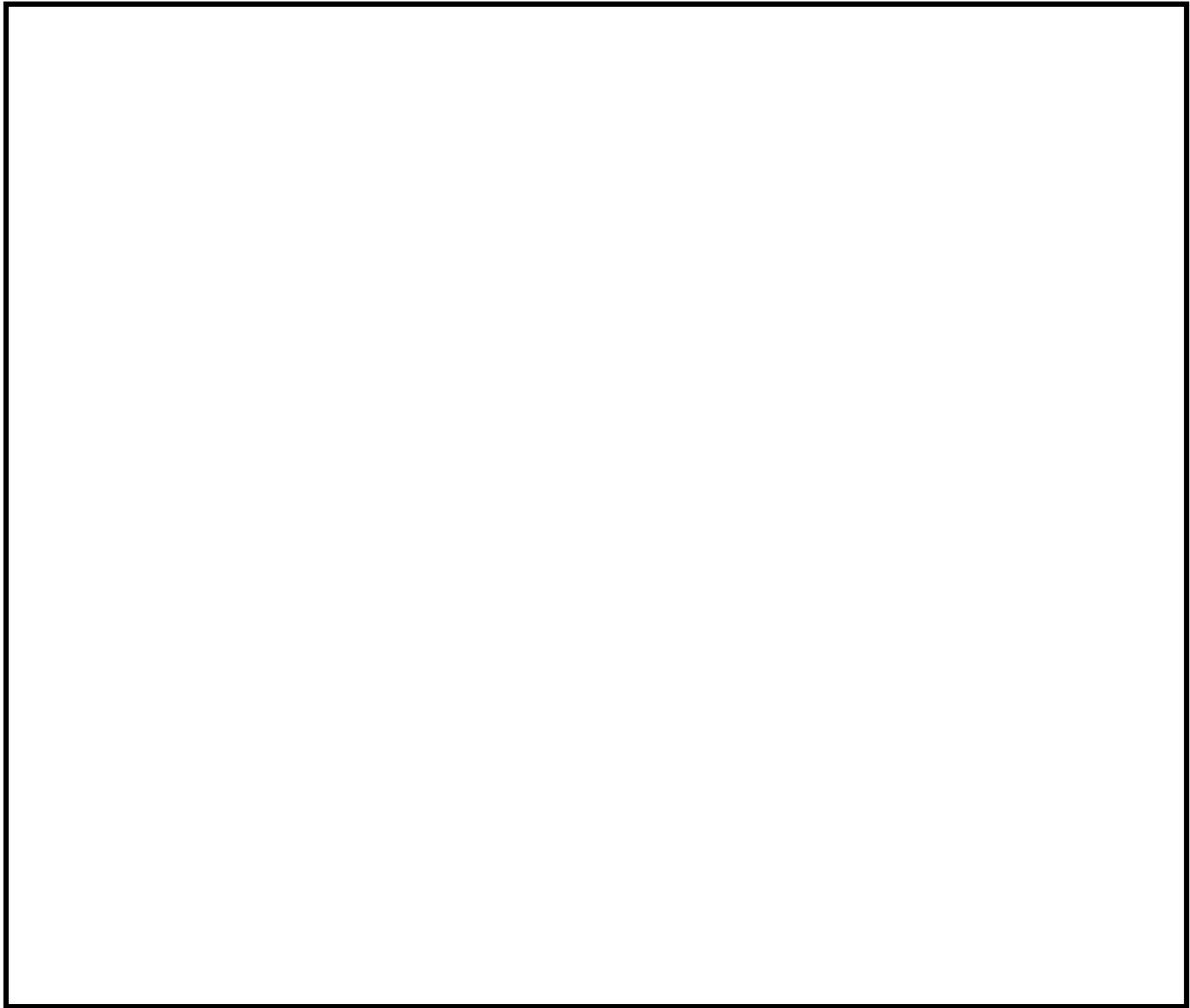
第 1.13-34 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から第 1 ベントフィルタ
スクラバ容器への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



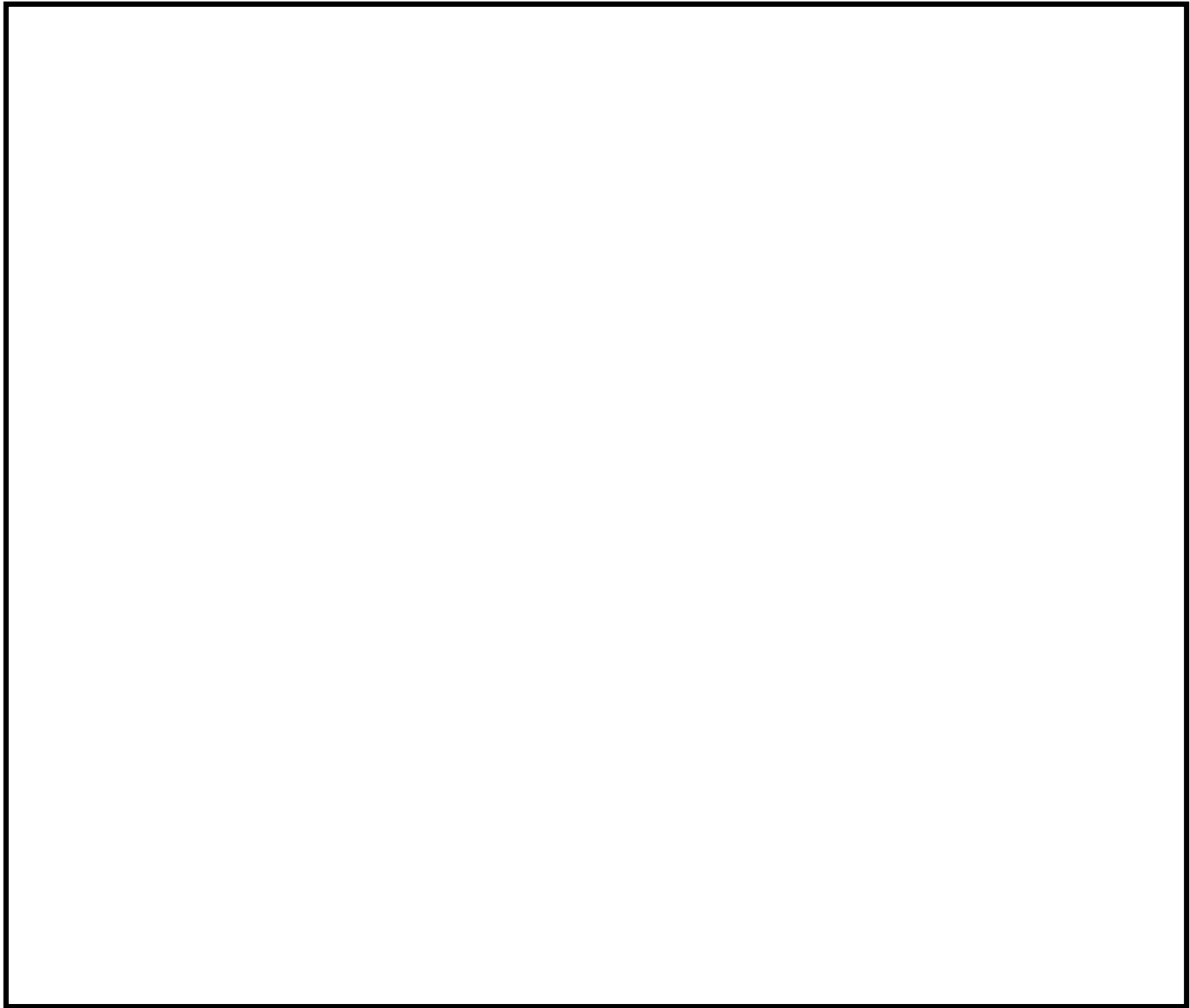
第 1.13-35 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は
大量送水車（2 台）による各種注水ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



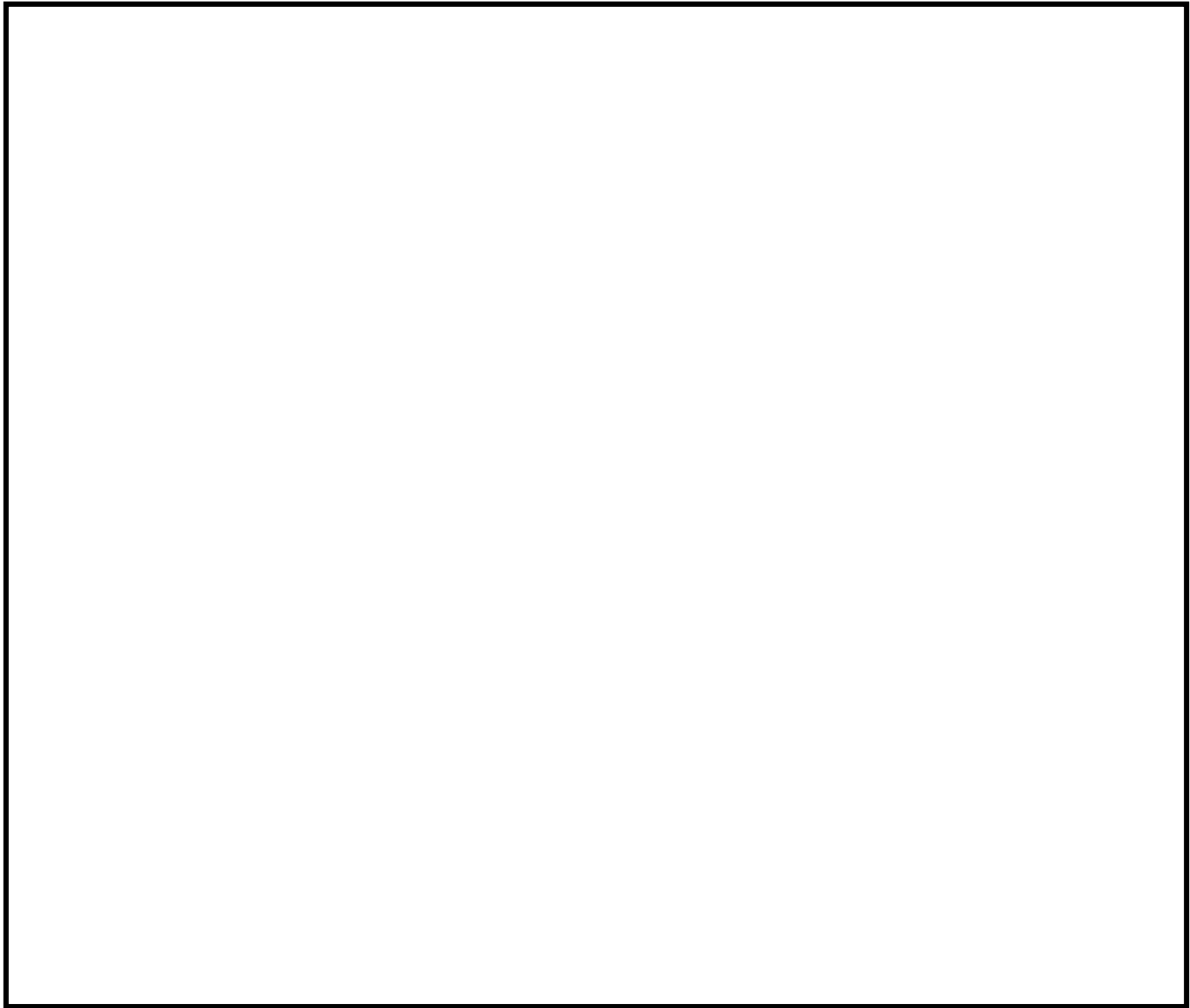
第 1.13-36 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



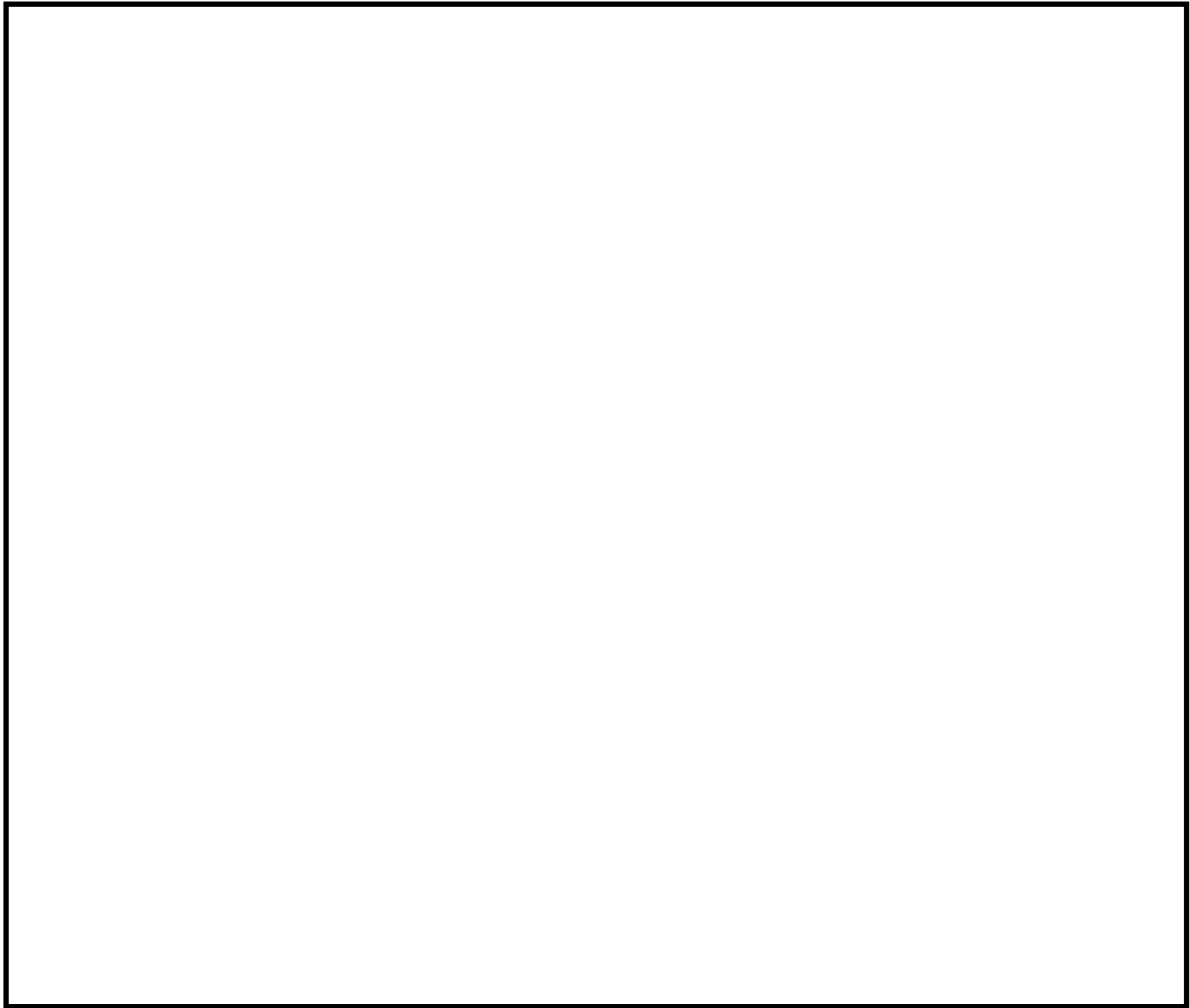
第1.13-37図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



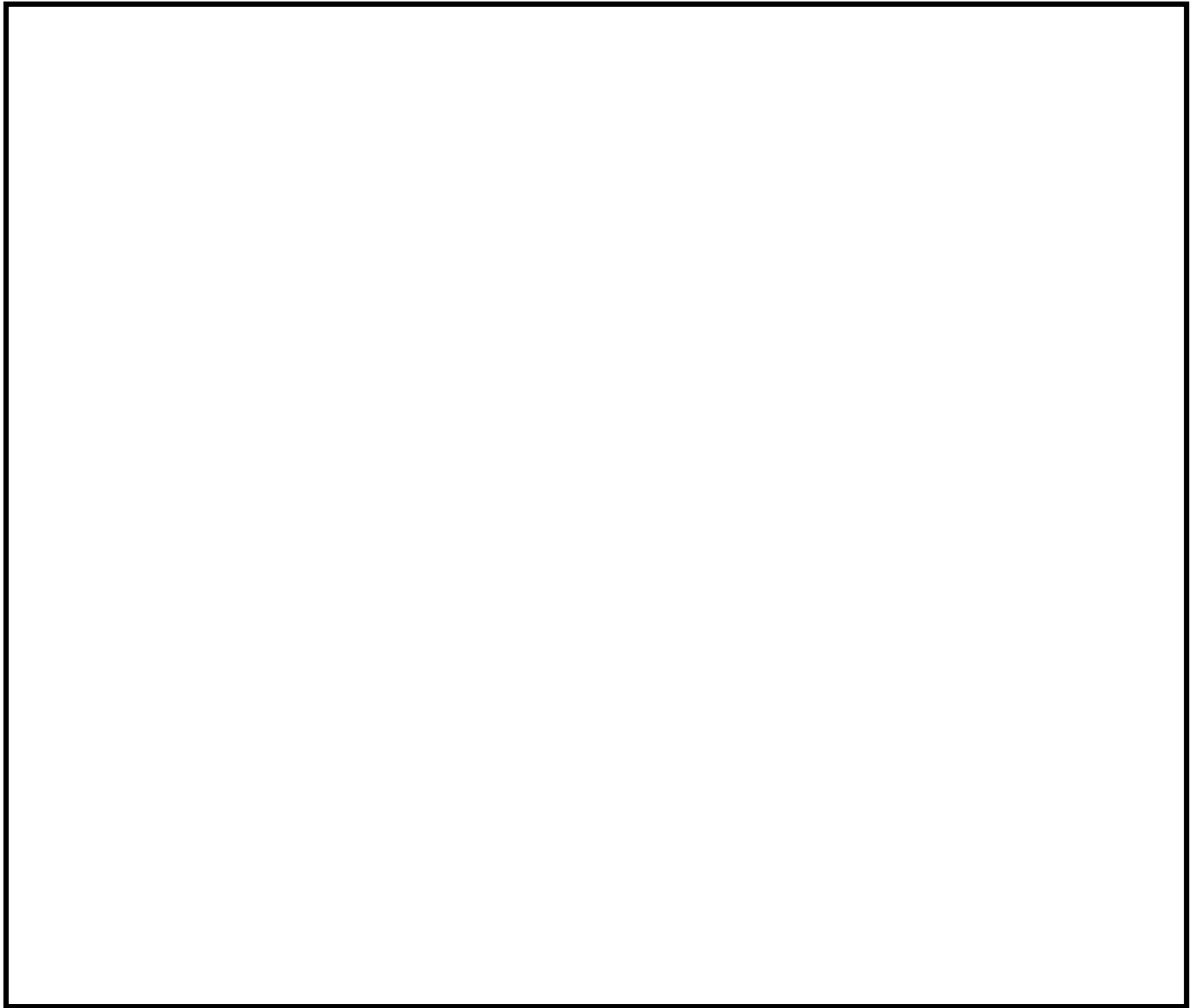
第 1.13-38 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車
(2 台) による低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



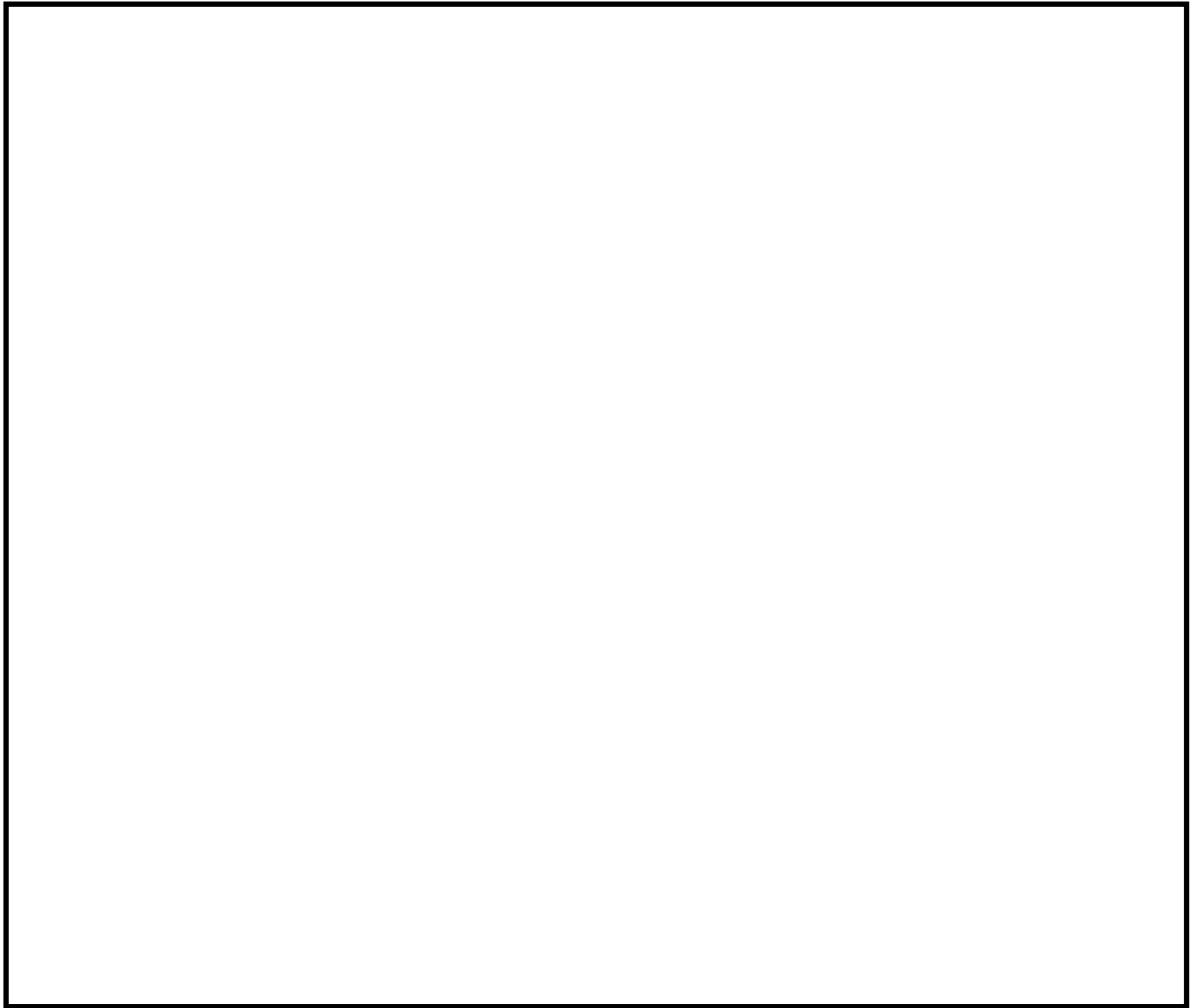
第 1.13-39 図 輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から
輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



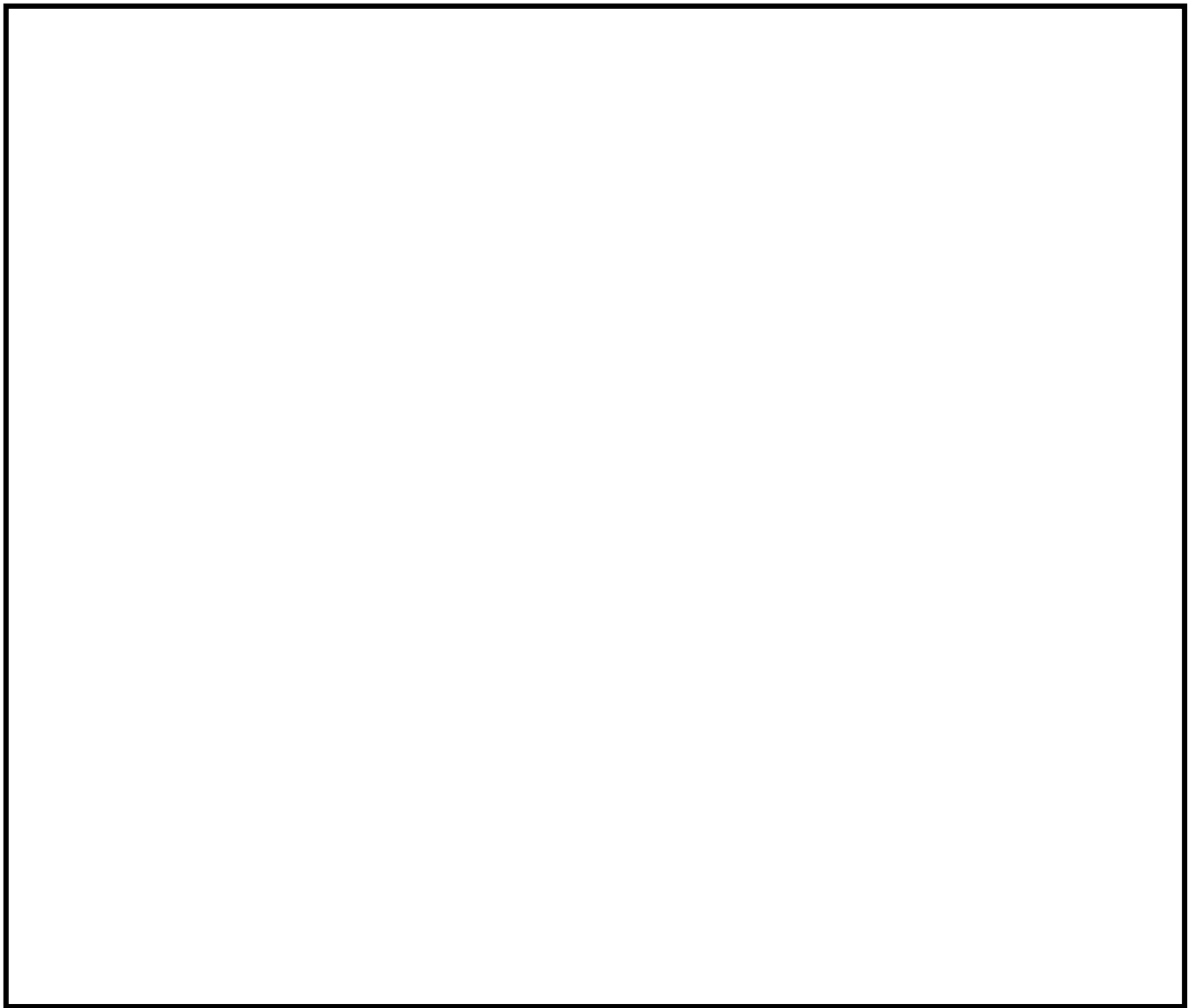
第 1.13-40 図 大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）
又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



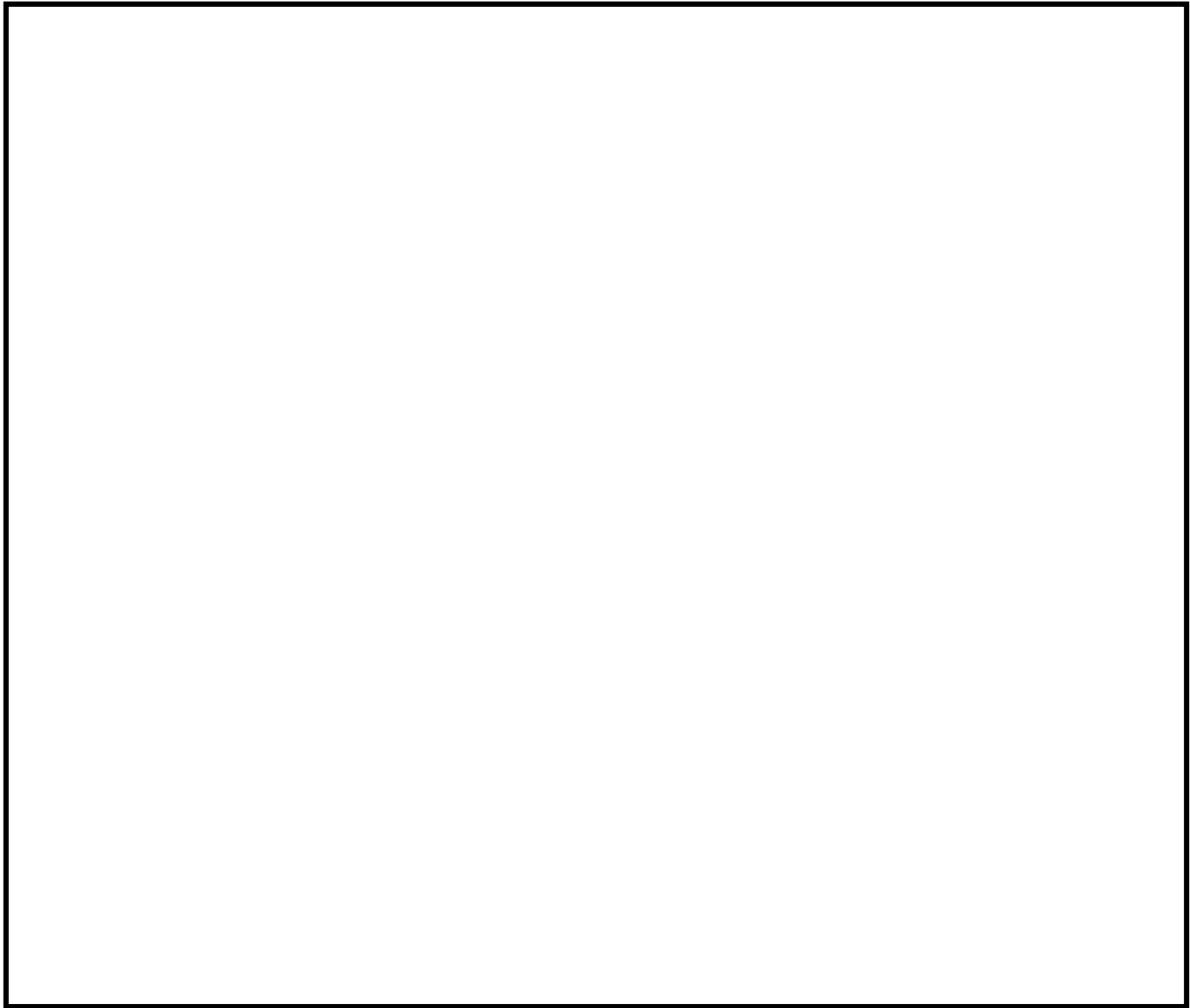
第 1.13-41 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした
大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.13-42 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による
復水貯蔵タンクへの補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.13-43 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車
(2 台) による復水貯蔵タンクへの補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1 / 7)

技術的能力審査基準 (1.13)	番号	設置許可基準規則 (56 条)	技術基準規則 (71 条)	番号
<p>【本文】 発電所原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	—

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 7)

重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
低圧原子炉代替注水槽を 水源とした対応	低圧原子炉代替注水槽	新設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑫⑬	復水貯蔵タンクを 水源とした対応	復水貯蔵タンク	常設	-	-	-
	低圧原子炉代替注水系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	新設			制御棒駆動水圧系 (制御棒駆動水圧ポンプ)	常設			
	格納容器代替スプレイ系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	新設			復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	常設			
	ベデスタル代替注水系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	新設			-	-			
サブプレッション・チェンバを 水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	既設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑫⑬	補助消火水槽を水源とした対応	補助消火水槽	常設	-	-	-
	原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却ポンプ)	既設			消火系 (補助消火ポンプ)	常設			
	高圧原子炉代替注水系 (高圧原子炉代替注水ポンプ)	新設			-	-			
	高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイポンプ)	既設			-	-			
	残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)	既設			-	-			
	低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイポンプ)	既設			-	-			
	残留熱代替除去系 (残留熱代替除去ポンプ)	新設			-	-			
輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした対応	輪谷貯水槽 (西1)・輪谷貯水槽 (西2) ※1	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	ろ過水タンクを水源とした対応	ろ過水タンク	常設	-	-	-
	大量送水車	新設			消火系 (消火ポンプ)	常設			
	ホース・接続口	新設			-	-			
	燃料補給設備	新設			-	-			
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設			-	-			
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設			-	-			
	第1ベントフィルタスクラバ容器への補給 (大量送水車, ホース・接続口)	既設 新設			-	-			
	ベデスタル代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設			-	-			
	原子炉ウエル代替注水系 (大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設			-	-			
	燃料プールのスプレイ系 (大量送水車, ホース・接続口等)	新設			-	-			

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 7)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
海を水源とした対応	大型送水ポンプ車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	大量送水車	新設							
	非常用取水設備	既設							
	2号炉放水槽	既設							
	1号炉取水槽	既設							
	荷揚場	既設							
	3号炉取水管点検立坑	既設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料補給設備	新設							
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (大型送水ポンプ車, 大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設	-						
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大型送水ポンプ車, 大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設							
	ベデスタル代替注水系 (可搬型) (大型送水ポンプ車, 大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設							
	原子炉ウエル代替注水系 (大型送水ポンプ車, 大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設							
	燃料プールのスプレイ系 (大型送水ポンプ車, 大量送水車, ホース・接続口等)	新設							
	原子炉補機冷却系 (原子炉補機冷却水ポンプ)	既設							
	原子炉補機代替冷却系 (移動式代替熱交換設備, 大型送水ポンプ車, ホース・接続口等)	既設 新設							
	大型送水ポンプ車	新設							
	放水砲	新設							
	泡消火薬剤容器	新設							
	ホース	新設							
燃料補給設備	既設 新設								
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	① ② ⑧ ⑨						
	ほう酸水注入系 (ほう酸水注入ポンプ)	既設							

※1: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 7)

重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考			
輪谷貯水槽(西2)を水源とした 低圧原子炉代替注水槽への補給	輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-			
	大量送水車	新設										
	ホース・接続口	新設										
	低圧原子炉代替注水槽	新設										
	燃料補給設備	新設										
海を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給	大量送水車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	淡水タンクを水源とした 低圧原子炉代替注水槽への補給	大量送水車	可搬	1時間30分	12名	-			
	大型送水ポンプ車	新設			純水タンク	常設						
	非常用取水設備	既設			1号ろ過水タンク	常設						
	2号炉放水槽	既設			2号ろ過水タンク	常設						
	1号炉取水槽	既設			非常用ろ過水タンク	可搬						
	荷揚場	既設			ホース・接続口	可搬						
	3号炉取水管点検立坑	既設			低圧原子炉代替注水槽	常設						
	ホース	新設			燃料補給設備	常設 可搬						
	低圧原子炉代替注水槽	新設			-	-				-	-	-
	燃料補給設備	新設			-	-				-	-	-
大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給	大型送水ポンプ車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は 輪谷貯水槽(西2)への海水補給	大量送水車	可搬	2時間30分	12名	-			
	非常用取水設備	既設			非常用取水設備	常設						
	2号炉放水槽	既設			2号炉放水槽	常設						
	1号炉取水槽	既設			1号炉取水槽	常設						
	荷揚場	既設			荷揚場	常設						
	3号炉取水管点検立坑	既設			3号炉取水管点検立坑	常設						
	ホース	新設			ホース	可搬						
	輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	既設			輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	常設						
	燃料補給設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬						
					大量送水車	可搬				1時間20分	6名	-
					輪谷貯水槽(東1)・輪谷貯水槽(東2)	常設						
					ホース	可搬						
					輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	常設						
					燃料補給設備	常設 可搬						

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 7)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
-	-	-	-	復水貯蔵タンク(西2)から 輪谷貯水槽(西1)及び 輪谷貯水槽(西2)への補給	大量送水車	可搬	2時間 10分	12名	-
					輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	常設			
					ホース	可搬			
					復水貯蔵タンク	常設			
					燃料補給設備	常設 可搬			
				淡水タンクから復水貯蔵 タンクへの補給	大量送水車	可搬	1時間 30分	12名	-
					淡水タンク	常設			
					ホース	可搬			
					復水貯蔵タンク	常設			
					燃料補給設備	常設 可搬			
				大量送水車による復水貯蔵タンクへの海水補給	大量送水車	可搬	2時間 10分	12名	-
					非常用取水設備	常設			
					2号炉放水槽	常設			
					1号炉取水槽	常設			
					荷揚場	常設			
					3号炉取水管点検立坑	常設			
					ホース	可搬			
					復水貯蔵タンク	常設			
				燃料補給設備	常設 可搬				
				大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの 海水補給	大型送水ポンプ車	可搬	3時間 50分	12名	-
非常用取水設備	常設								
2号炉放水槽	常設								
1号炉取水槽	常設								
荷揚場	常設								
3号炉取水管点検立坑	常設								
ホース	可搬								
復水貯蔵タンク	常設								
燃料補給設備	常設 可搬								

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(6 / 7)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人 数 で 使用可能か	備考
原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイス系の水源切替え	復水貯蔵タンク	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系	既設							
	高压炉心スプレイス系	既設							
水源を切替えるための対応(淡水から海水への切替え(低圧原子炉代替注水槽へ)補給する水源の切替え)	大型送水ポンプ車	新設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	大量送水車	新設							
	非常用取水設備	既設							
	2号炉放水槽	既設							
	1号炉取水槽	既設							
	荷揚場	既設							
	3号炉取水管点検立坑	既設							
	輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	既設							
	淡水タンク	既設 新設							
	ホース	新設							
	低圧原子炉代替注水槽	新設							
燃料補給設備	新設								
水源を切替えるための対応(淡水から海水への切替え)輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)へ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車	新設	① ⑦ ⑧	復水貯蔵タンク(淡水から海水への切替え)補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車	可搬	-	-	-
	大量送水車	新設			大量送水車	可搬			
	非常用取水設備	既設			非常用取水設備	常設			
	2号炉放水槽	既設			2号炉放水槽	常設			
	1号炉取水槽	既設			1号炉取水槽	常設			
	荷揚場	既設			荷揚場	常設			
	3号炉取水管点検立坑	既設			3号炉取水管点検立坑	常設			
	ホース	新設			輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	常設			
	燃料補給設備	新設			淡水タンク	常設			
	輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	輪谷貯水槽(東1)・輪谷貯水槽(東2)	既設			燃料補給設備	常設 可搬			
水源を切替えるための対応(外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え)	低圧原子炉代替注水槽	新設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	低圧原子炉代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ)	既設 新設							
	残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	新設							
水源を切替えるための対応(外部水源(輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え)	輪谷貯水槽(西1)・輪谷貯水槽(西2) ※1	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	ベデスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	既設 新設							
	残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(7 / 7)

技術的能力審査基準 (1.13)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に定められていること。</p>	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクとは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びにほう酸水貯蔵タンクに確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なサプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p>	<p>想定される重大事故等の収束までの間、重大事故等の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給できる手順等を整備する。</p>
<p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p>	<p>複数の代替淡水源として、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を確保する。</p>
<p>c) 海を水源として利用できること。</p>	<p>海水取水箇所から大量送水車又は大型送水ポンプ車を用いて海水を取水することにより、海を水源として利用する。</p>
<p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p>	<p>構内のアクセスルートの状況を考慮してホースを敷設することで、代替水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、淡水タンク、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）並びに海（海水取水箇所）からの移送ルートを確保する。</p>
<p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p>	<p>代替水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、淡水タンク、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）並びに海（海水取水箇所）からの水の移送に使用するホース、大量送水車又は大型送水ポンプ車を準備する。</p>
<p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>	<p>水の供給が中断することがないように、淡水から海水へ水源を切替える手順等を整備する。</p>

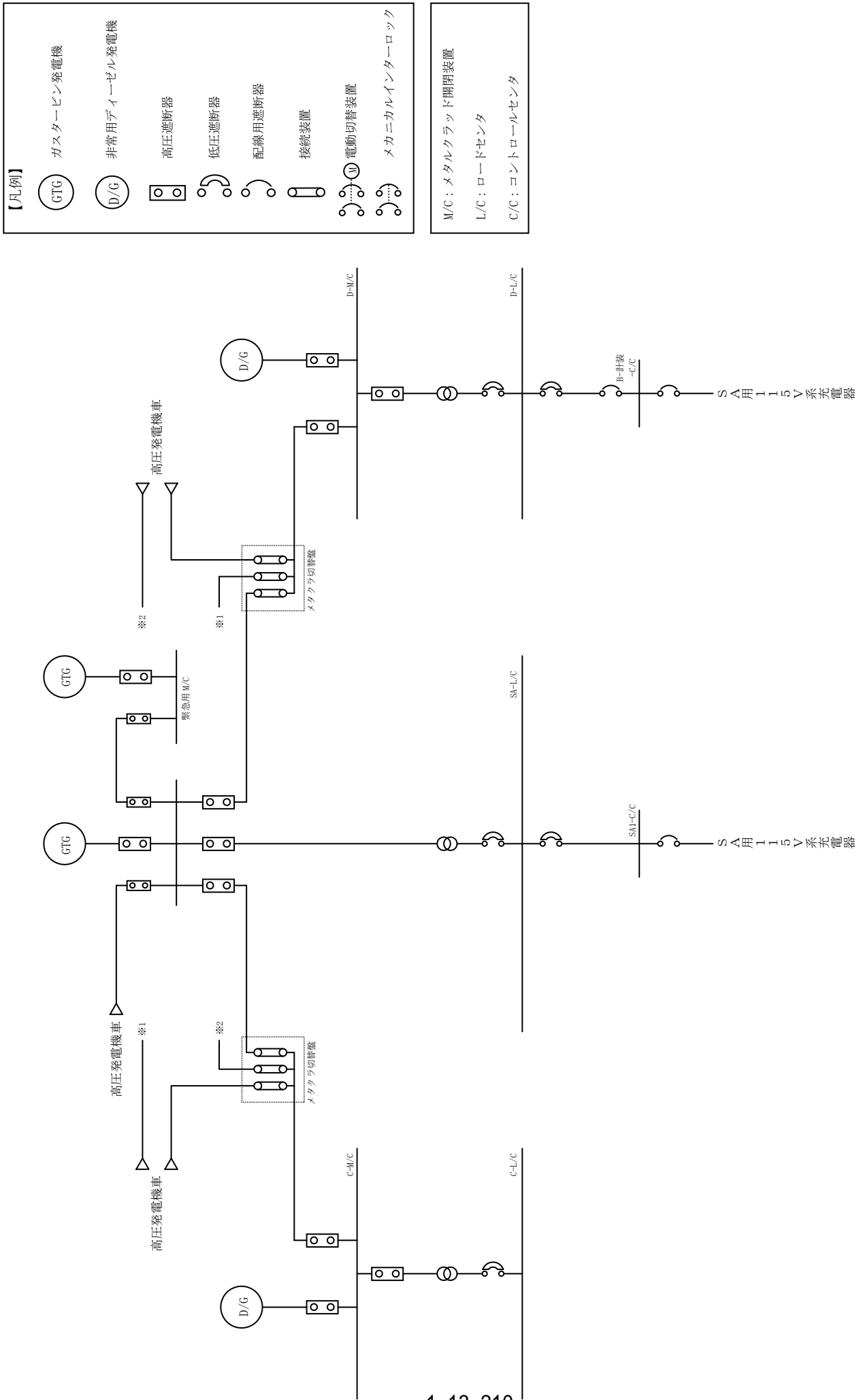


図1 電源構成図 (交流電源)

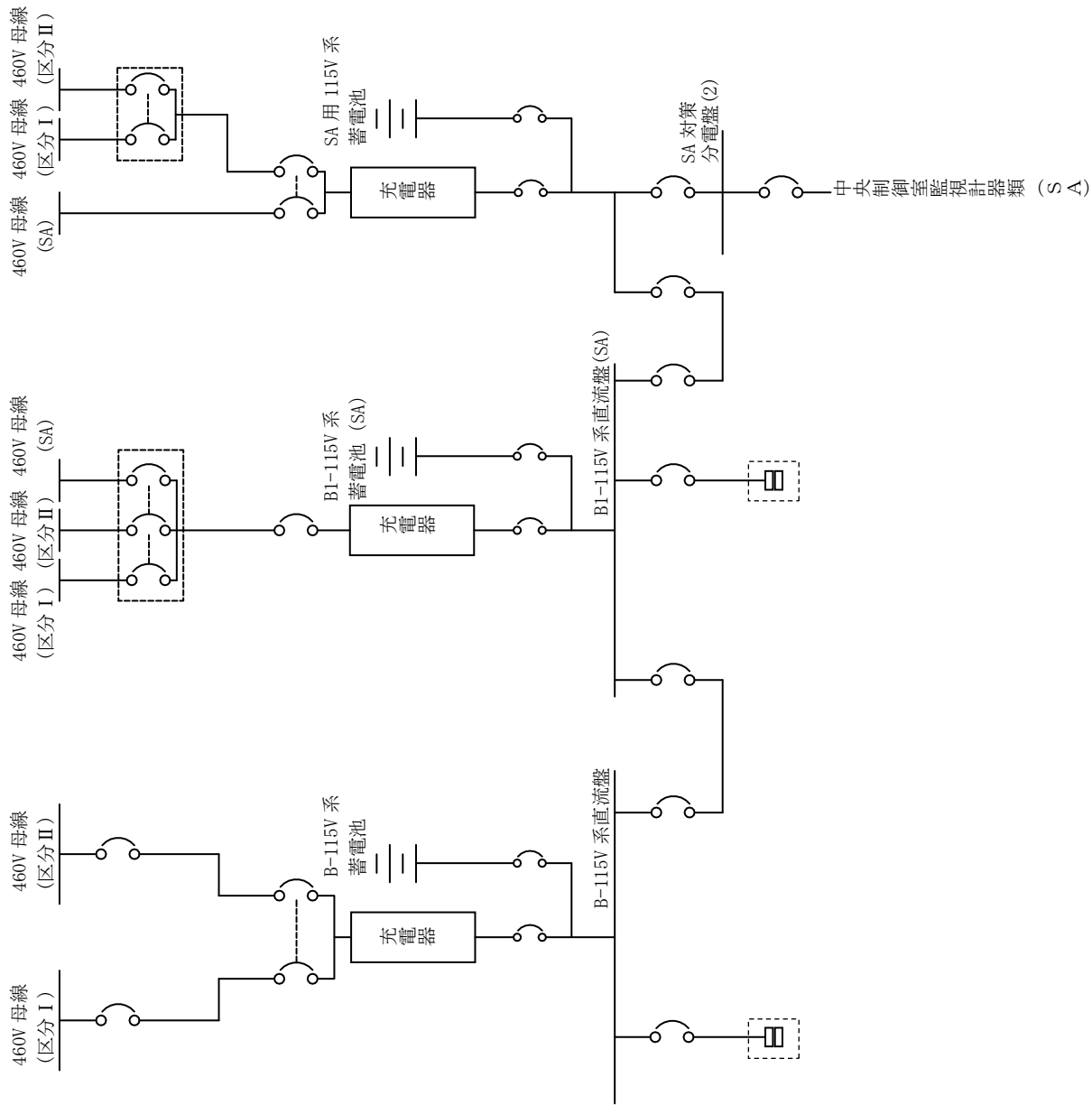


図 2 電源構成図 (直流電源)

自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
純水タンク	常設	Cクラス	約 600m ³ ※1	—	2基
1号ろ過水タンク	常設	—	約 3,000m ³ ※1	—	1基
2号ろ過水タンク	常設	—	約 3,000m ³ ※1	—	1基
非常用ろ過水タンク	常設	—	約 2,500m ³ ※1	—	1基
補助消火水槽	常設	Cクラス	約 200m ³ ※1	—	2基
輪谷貯水槽（東1）・ 輪谷貯水槽（東2）	常設	—	約 5,000m ³ ※1	—	2基

※1：公称値を示す

重大事故対策の成立性

1. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水

(1) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水が必要な状況において、接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車により送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物西側周辺，原子炉建物南側周辺，取水箇所（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

(a) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口を使用した送水

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，ペダスタル内への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレー）として，原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「原子炉建物西側接続口を使用した場合」12名（緊急時対策要員12名）

「原子炉建物南側接続口を使用した場合」12名（緊急時対策要員12名）

想定時間 : 「原子炉建物西側接続口を使用した場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間33分）

「原子炉建物南側接続口を使用した場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間33分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員 6 名】（原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第 4 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所～第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 4 保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：想定時間 1 時間 5 分，所要時間目安 34 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（第 4 保管エリア～原子炉建物西側法面）
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：所要時間目安 30 分（原子炉建物西側法面，原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
- 送水準備（ヘッド～原子炉建物西側接続口・南側接続口）：想定時間 25 分，所要時間目安 21 分
 - ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～原子炉建物西側接続口・南側接続口）
 - ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物西側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））

- 大量送水車起動，送水開始：10分，所要時間目安10分
 - ・大量送水車起動，送水開始：所要時間目安10分（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺）

(b) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器接続口を使用した場合

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水（第1ベントフィルタスクラバ容器水張り）として，第1ベントフィルタスクラバ容器接続口を使用した送水に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：12名（緊急時対策要員12名）

想定時間：2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間33分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（第1ベントフィルタスクラバ容器接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安22分
 - ・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：想定時間1時間5分，所要時間目安34分
 - ・移動：所要時間目安4分（第4保管エリア～原子炉建物西側法面）
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッダ接続）：所要時間目安30分（原子炉建物西側法面，第1ベントフィルタスクラバ容器接続口周辺）
- 送水準備（ヘッダ～第1ベントフィルタスクラバ容器接続口）：想定時間25分，所要時間目安21分
 - ・送水準備：所要時間目安15分（ヘッダ～第1ベントフィルタスクラバ容器接続口）
 - ・系統構成：所要時間目安6分（操作対象2弁：第1ベントフィルタスクラバ容器接続口周辺）

【緊急時対策要員6名】（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2），原子炉建物西側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第3保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安23分

- ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
- 大量送水車起動，送水開始：10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動，送水開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺）

d. 操作の成立性について

- 作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。
- 移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性：大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

2. 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水

(1) 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、海を水源として大量送水車又は大型送水ポンプ車により大量送水車へ送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建物周辺, 取水箇所(非常用取水設備))

c. 必要要員数及び想定時間

(a) 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水

海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水に必要な要員数, 想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「大量送水車から大量送水車への送水による水源確保の場合」 6名(緊急時対策要員6名)

「大型送水ポンプ車から大量送水車への送水による水源確保の場合」 6名(緊急時対策要員6名)

想定時間 : 「大量送水車から大量送水車への送水による水源確保の場合」 2時間10分以内(所要時間目安^{※1}: 1時間25分)

「大型送水ポンプ車から大量送水車への送水による水源確保の場合」 2時間10分以内(所要時間目安^{※1}: 2時間6分)

※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間
想定時間内訳

「大量送水車から大量送水車への送水による水源確保の場合」

【緊急時対策要員6名】(非常用取水設備, 原子炉建物周辺作業)

●緊急時対策所～第3保管エリア移動: 想定時間25分, 所要時間目安23分

・移動: 所要時間目安23分(移動経路: 緊急時対策所～第3保管

エリア)

- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 11 分
 - ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：第 3 保管エリア～非常用取水設備）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（非常用取水設備周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 40 分，所要時間目安 34 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 34 分（非常用取水設備，原子炉建物周辺）
- 大量送水車起動，送水開始：10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動，送水開始：所要時間目安 10 分（非常用取水設備周辺）

「大型送水ポンプ車から大量送水車への送水による水源確保の場合」

【緊急時対策要員 6 名】（非常用取水設備，原子炉建物周辺作業）

- 緊急時対策所～第 4 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所～第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 4 保管エリア）
- 大型送水ポンプ車配置：想定時間 1 時間 15 分，所要時間目安 1 時間 5 分
 - ・移動，大型送水ポンプ車配置：所要時間目安 1 時間 5 分（移動経路：第 3 保管エリア～非常用取水設備，非常用取水設備周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 25 分，所要時間目安 20 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 20 分（非常用取水設備，原子炉建物周辺）
- 大型送水ポンプ車起動，送水開始：5 分，所要時間目安 4 分
 - ・大型送水ポンプ車起動，送水開始：所要時間目安 4 分（非常用取水設備周辺）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性 : 大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により、緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



接続口までのホース展張

3. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車並びに大量送水車（2台）による送水
- (1) 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車並びに大量送水車（2台）による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車並びに大量送水車（2台）による送水が必要な状況において、水源の確保（海から大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）、接続口（ホース接続箇所）を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、海を水源とした大量送水車により送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建物西側周辺、原子炉建物南側周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車並びに大量送水車（2台）による送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車による原子炉建物西側接続口への送水の場合」6名（緊急時対策要員6名）

「海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車による原子炉建物南側接続口への送水の場合」6名（緊急時対策要員6名）

「海を水源とした大量送水車（2台）による原子炉建物南側接続口への送水の場合」6名（緊急時対策要員6名）

「海を水源とした大量送水車（2台）による原子炉建物西側接続口への送水の場合」6名（緊急時対策要員6名）

想定時間 : 「海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車による原子炉建物西側接続口への送水の場合」2時間10分以内（所要時間目安^{*1}：2時間6分）

「海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車による原子炉建物南側接続口への送水の場合」2時間10分以内

分以内（所要時間目安^{※1}：2時間6分）

「海を水源とした大量送水車（2台）による原子炉建物西側接続口への送水の場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間25分）

「海を水源とした大量送水車（2台）による原子炉建物南側接続口への送水の場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間25分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間想定時間内訳

「海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車による原子炉建物西側接続口・南側接続口への送水の場合」

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第3保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安23分
 - ・移動：所要時間目安23分（移動経路：緊急時対策所～第3保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第3保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間15分，所要時間目安12分
 - ・移動：所要時間目安5分（第3保管エリア～原子炉建物周辺）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安7分（原子炉建物周辺）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：想定時間1時間15分，所要時間目安1時間8分
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：所要時間目安53分（原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
- 大量送水車起動，送水開始：5分，所要時間目安4分
 - ・系統構成：所要時間1分^{※2}（操作対象1弁：原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
 - ・大量送水車起動，送水開始：所要時間目安4分^{※2}（原子炉建物周辺）

※2：並行して作業を行う。

「海を水源とした大量送水車（2台）による原子炉建物西側接続口・南側接続口への送水の場合」

【緊急時対策要員6名】（原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺作業）

- 緊急時対策所～第2保管エリア移動：想定時間20分，所要時間目安16分
 - ・移動：所要時間目安16分（移動経路：緊急時対策所～第2保管エリア）

- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 2 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（第 2 保管エリア～原子炉建物周辺）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 7 分（原子炉建物周辺）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：想定時間 1 時間 15 分，所要時間目安 35 分
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：所要時間目安 30 分（原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
- 大量送水車起動，送水開始：10 分，所要時間目安 10 分
 - ・系統構成：所要時間 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
 - ・大量送水車起動，送水開始：所要時間目安 4 分（原子炉建物周辺）

d. 操作の成立性について

- 作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。
- 移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性：大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続作業（夜間）



ホース展張作業（昼間）



ポンプ起動操作（昼間）

4. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給

(1) 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）

a. 操作概要

緊急時対策本部は、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給が必要な状況において、接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、補給ルートを決める。

現場では、指示された補給ルートを確認した上で、大量送水車により補給する。

b. 作業場所

屋外（取水箇所（輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）, 淡水タンク, 非常用取水設備）, 原子炉建物周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）, 淡水タンク及び海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給として、水源ごとの補給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車を使用する場合」12名（緊急時対策要員12名）

「淡水タンクを水源とした場合」12名（緊急時対策要員12名）

「海を水源とした大量送水車（2台）を使用した場合」12名（緊急時対策要員12名）

「海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用した場合」12名（緊急時対策要員12名）

想定時間 : 「輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車を使用する場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間33分）

「淡水タンクを水源とした場合」1時間30分以内（所要時間目安^{※1}：1時間17分）

「海を水源とした大量送水車（2台）を使用した場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：1時間25分）

「海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用した場合」2時間10分以内（所要時間目安^{※1}：2時

間 5 分)

※ 1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

「輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車を使用する場合」

【緊急時対策要員 6 名】（低圧原子炉代替注水槽周辺作業）

- 緊急時対策所～第 4 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所～第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 4 保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：想定時間 55 分，所要時間目安 34 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（第 4 保管エリア～原子炉建物西側法面）
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：所要時間目安 30 分（低圧原子炉代替注水槽周辺）
- 送水準備（ヘッド～低圧原子炉代替注水槽補給口）：想定時間 25 分，所要時間目安 21 分
 - ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッド～低圧原子炉代替注水槽補給口）
 - ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：低圧原子炉代替注水槽補給口周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物西側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 4 分（第 3 保管エリア～輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺）

- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間 10 分，所要時間目安 37 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 32 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物西側法面）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
- 大量送水車起動，補給開始：10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動，補給開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺）

「淡水タンクを水源とした場合」

【緊急時対策要員 12 名】（非常用ろ過水タンク，低圧原子炉代替注水槽周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（第 3 保管エリア～非常用ろ過水タンク）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 5 分（非常用ろ過水タンク周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 40 分，所要時間目安 36 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 36 分（非常用ろ過水タンク，低圧原子炉代替注水槽）
- フランジ取外し，ホース投入：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・フランジ取外し，ホース投入：所要時間目安 10 分（低圧原子炉代替注水槽周辺）
- 非常用ろ過水タンク取水口元弁「開」操作：想定時間 5 分，所要時間目安 3 分
 - ・非常用ろ過水タンク取水口元弁「開」操作：所要時間目安 3 分（非常用ろ過水タンク周辺）
- 大量送水車起動，補給開始：5 分，所要時間目安 4 分
 - ・大量送水車起動，補給開始：所要時間目安 4 分（非常用ろ過水タンク周辺）

「海を水源とした大量送水車（2 台）を使用した場合」

【緊急時対策要員 6 名】（非常用取水設備，原子炉建物周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 11 分
 - ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：第 3 保管エリア～非常用取水設備）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 8 分（非常用取水設備周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 40 分，所要時間目安 34 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 22 分（非常用取水設備，原子炉建物周辺）
- 大量送水車起動，送水開始：10 分，所要時間目安 10 分
 - ・大量送水車起動，送水開始：所要時間目安 10 分（非常用取水設備周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（低圧原子炉代替注水槽周辺作業）

- 緊急時対策所～第 2 保管エリア移動：想定時間 20 分，所要時間目安 16 分
 - ・移動：所要時間目安 16 分（移動経路：緊急時対策所～第 2 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 2 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（第 2 保管エリア～原子炉建物周辺）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 7 分（原子炉建物周辺）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：想定時間 1 時間 15 分，所要時間目安 35 分
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：所要時間目安 30 分（低圧原子炉代替注水槽周辺）
- 大量送水車起動，補給開始：10 分，所要時間目安 10 分
 - ・系統構成：所要時間 6 分（操作対象 2 弁：低圧原子炉代替注水槽周辺）
 - ・大量送水車起動，補給開始：所要時間目安 4 分（原子炉建物周辺）

「海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車を使用した場合」

【緊急時対策要員 6 名】（非常用取水設備，原子炉建物周辺作業）

- 緊急時対策所～第 4 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所～第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 4 保管エリア）
- 大型送水ポンプ車配置：想定時間 1 時間 15 分，所要時間目安 1 時間 5 分
 - ・移動，大型送水ポンプ車配置：所要時間目安 1 時間 5 分（移動経路：第 3 保管エリア～非常用取水設備，非常用取水設備周辺）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 25 分，所要時間目安 20 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 20 分（非常用取水設備，原子炉建物周辺）
- 大型送水ポンプ車起動，送水開始：5 分，所要時間目安 4 分
 - ・大型送水ポンプ車起動，送水開始：所要時間目安 4 分（非常用取水設備周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（低圧原子炉代替注水槽周辺作業）

- 緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 23 分
 - ・移動：所要時間目安 23 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（第 3 保管エリア～原子炉建物周辺）
 - ・大量送水車配置：所要時間目安 7 分（原子炉建物周辺）
- 送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：想定時間 1 時間 15 分，所要時間目安 1 時間 8 分
 - ・送水準備（ホース敷設及びヘッド接続）：所要時間目安 53 分（原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
- 大量送水車起動，補給開始：5 分，所要時間目安 4 分
 - ・系統構成：所要時間 1 分^{※2}（操作対象 1 弁：原子炉建物西側接続口・南側接続口周辺）
 - ・大型送水ポンプ車起動，補給開始：所要時間目安 4 分^{※2}（原子炉建物周辺）

※2：並行して作業を行う。

d. 操作の成立性について

- 作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。
- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性 : 大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により、緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続作業（昼間）



水中ポンプ設置準備（夜間）



ポンプ起動操作（夜間）

5. 大量送水車による輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給

(1) 大量送水車による輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、大量送水車による輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給が必要な状況において、接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、補給ルートを決定する。

現場では、指示された補給ルートを確認した上で、大量送水車により補給する。

b. 作業場所

屋外(輪谷貯水槽（東1）・輪谷貯水槽（東2）、輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）周辺)

c. 必要要員数及び想定時間

輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（緊急時対策要員）

想定時間 : 1時間20分以内（所要時間目安^{※1} : 55分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間
想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺作業）

- 緊急時対策所～第3保管エリア移動：想定時間25分，所要時間目安23分
 - ・移動：所要時間目安23分（移動経路：緊急時対策所～第3保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第3保管エリア）
- 大量送水車配置：想定時間15分，所要時間目安13分
 - ・移動：所要時間目安3分（第3保管エリア～輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2））
 - ・大量送水車配置：所要時間目安10分（輪谷貯水槽（東1）及び

輪谷貯水槽（東2）周辺）

- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 20 分，所要時間目安 16 分
 - ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 16 分（輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2），輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））
- ハッチ開放，ホース投入：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分
 - ・ハッチ開放，ホース投入：所要時間目安 5 分（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））
- 大量送水車起動，補給開始：5 分，所要時間目安 4 分
 - ・大量送水車起動，補給開始：所要時間目安 4 分（輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）周辺）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



大量送水車起動



ホース接続

6. 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給

(1) 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、大型送水ポンプ車により補給する。

b. 作業場所

屋外（取水箇所（非常用取水設備）、輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）周辺）

c. 必要要員数及び想定時間

海を水源とした大型送水ポンプ車による送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 12名（緊急時対策要員）

想定時間 : 3時間40分以内（所要時間目安^{※1} : 2時間57分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員6名】（非常用取水設備、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺作業）

●緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間25分、所要時間目安22分

・移動 : 所要時間目安22分（移動経路 : 緊急時対策所～第4保管エリア）

●車両健全性確認 : 想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全性確認 : 所要時間目安10分（第4保管エリア）

●大型送水ポンプ車配置 : 想定時間1時間15分、所要時間目安1時間8分

・大型送水ポンプ車配置 : 所要時間目安1時間5分（非常用取水設備周辺）

●送水準備（ホース敷設） : 想定時間1時間40分、所要時間目安1

時間 13 分

- ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 1 時間 13 分（非常用取水設備，輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
- 大型送水ポンプ車起動，補給開始：10 分，所要時間目安 4 分
- ・大型送水ポンプ車起動，補給開始：所要時間目安 4 分（非常用取水設備周辺）

【緊急時対策要員 6 名】（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物南側法面周辺作業）

- 緊急時対策所～第 4 保管エリア移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
- ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所～第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
- ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 4 保管エリア）
- 送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間 5 分，所要時間目安 1 時間 2 分
- ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 57 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2），原子炉建物南側法面周辺）
- ハッチ開放，ホース投入：10 分，所要時間目安 5 分
- ・ハッチ開放，ホース投入：所要時間目安 5 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））

d. 操作の成立性について

- 作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。
- 移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性：大型送水ポンプ車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備に

より、緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続作業（夜間）



水中ポンプ設置準備（昼間）



ポンプ起動操作（夜間）

7. 大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給

(1) 大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、大量送水車により補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(非常用取水設備), 輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）周辺)

c. 必要要員数及び想定時間

海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 12名(緊急時対策要員)

想定時間 : 2時間30分以内(所要時間目安^{※1}: 1時間11分)

※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員12名】(非常用取水設備, 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺作業)

●緊急時対策所～第3, 4保管エリア移動: 想定時間25分, 所要時間目安23分【第3保管エリア】, 22分【第4保管エリア】

・移動: 所要時間目安23分【第3保管エリア】(移動経路: 緊急時対策所～第3保管エリア), 22分【第4保管エリア】(移動経路: 緊急時対策所～第4保管エリア)

●車両健全性確認: 想定時間10分, 所要時間目安10分

・車両健全性確認: 所要時間目安10分(第3, 4保管エリア)

●大量送水車配置: 想定時間15分, 所要時間目安11分

・移動: 所要時間目安3分(第3保管エリア～非常用取水設備)

・大量送水車配置: 所要時間目安8分(非常用取水設備周辺)

●送水準備(ホース敷設及びハッチ開放): 想定時間1時間35分, 所要時間目安26分

- ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 26 分（非常用取水設備，輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
- ・ハッチ開放：所要時間目安 5 分（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））
- 大量送水車起動，補給開始：5 分，所要時間目安 4 分
- ・大量送水車起動，補給開始：所要時間目安 4 分（非常用取水設備周辺）

d. 操作の成立性について

- 作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。
- 移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性：大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備により，緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



ホース展張作業（夜間）



ホース接続作業（昼間）



ポンプ起動操作（夜間）

8. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え

a. 操作概要

サプレッション・プール水枯渇，サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等によりサプレッション・チェンバが使用できない場合において，復水貯蔵タンクの水位計が健全であり，水位が確保されている場合は，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える。

b. 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

中央制御室からの原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時におけるサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えに必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 5分以内（所要時間目安^{※1}：5分）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●水源切替え：想定時間5分，所要時間目安5分

・水源切替え：所要時間目安5分（水源切替え操作開始：中央制御室）

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，LEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

9. 低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え

(1) 低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え

a. 操作概要

緊急時対策本部は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中において、水源を低圧原子炉代替注水槽から海へ切替えが必要となった場合、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ海水補給を行い、水源を低圧原子炉代替注水槽から海に切り替える。

なお、水源切替えを速やかに実施するためには、事前に「大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水」準備を完了させておくことが重要である。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(非常用取水設備)、原子炉建物周辺)

c. 必要要員数及び想定時間

海を水源とした低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替えに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数	: 12名(緊急時対策要員)
想定時間	: 「海を水源とし大量送水車(2台)を使用した場合」 2時間10分以内(所要時間目安 ^{※1} : 1時間25分) 「海を水源とし大量送水車及び大型送水ポンプ車を使用した場合」2時間10分以内(所要時間目安 ^{※1} : 2時間5分)

※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

「海を水源とし大量送水車及び大型送水ポンプ車を使用した場合」

添付資料 1.13.4-4 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の「海を水源とし大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用した場合」と同様。

「海を水源とし大量送水車(2台)を使用した場合」

添付資料 1.13.4-4 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の「海を水源とし大量送水車(2台)を使用した場合」と同様。

d. 操作の成立性について

- 作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。
温度についても、作業は屋外のため支障はない。
- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性 : 大量送水車及び大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により、緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

10. 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替え

(1) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替え

a. 操作概要

緊急時対策本部は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車の送水中において、水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海へ切替えが必要となった場合、大型送水ポンプ車又は大量送水車により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ海水補給を行い、水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海に切り替える。

b. 作業場所

屋外(輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺，取水箇所（非常用取水設備）)

c. 必要要員数及び想定時間

海を水源とした輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替えに必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：「海を水源とし大量送水車を使用した場合」12名（緊急時対策要員）

「海を水源とし大型送水ポンプ車を使用した場合」12名（緊急時対策要員）

想定時間：「海を水源とし大量送水車を使用した場合」2時間30分以内（所要時間目安^{※1}：1時間11分）

「海を水源とし大型送水ポンプ車を使用した場合」3時間40分以内（所要時間目安^{※1}：2時間57分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

「海を水源とし大量送水車を使用した場合」

添付資料 1.13.4-7 大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給手順と同様。

「海を水源とし大型送水ポンプ車を使用した場合」

添付資料 1.13.4-6 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給手順と同様。

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，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、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性 : 大量送水車及び大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により、緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

11. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

a. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち、残留熱代替除去系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施3時間後とする。

なお、低圧原子炉代替注水槽への補給準備作業及び大量送水車への燃料給油準備作業は、必要時に補給作業が可能となる状態とするため、あらかじめ格納容器ベント前に実施する。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第1表に示す。

d. その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第1表 評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から 原子炉建物に漏えいする 放射性物質	原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される 放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）
格納容器フィルタベント系の放射性物質 ^{※1}	格納容器フィルタベント系の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）付近の作業は，原子炉建物から距離が離れているため考慮しない。

e. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第2表，大量送水車による水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第3表に示す。水源の補給準備作業における作業員の実効線量は約31mSv，補給作業における作業員の実効線量は約14mSv，燃料の給油準備作業における作業員の実効線量は約1.9mSv，給油作業における作業員の実効線量は約3.6mSvとなり作業可能である。

第2表 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備・補給作業				大量送水車への燃料給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	
	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業	給油作業	
線量評価点	輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）付近	低圧原子炉代替注水槽 付近	輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）付近		G T発電機用軽油タンク 付近	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）付近
作業時間帯	事象開始後20分後		格納容器ベント実施3時間以降		格納容器ベント実施3時間 以降	
作業時間（移動時間含む）	1時間10分	1時間20分	20分	6時間	1時間40分	2時間20分（20分×7回）
線量率（最大）	約2.8mSv/h	約21mSv/h	約2.7mSv/h	約4.5mSv/h	約1.1mSv/h	約1.9mSv/h
実効線量（マスク考慮）	約31mSv		約14mSv		約1.9mSv 約3.6mSv	
主な評価条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいする放射性物質 					
	<ul style="list-style-type: none"> 大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量をもとに、ANISNコード及びG33-GP2RCコードを用いて作業員の実効線量を評価する。 					
	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器フィルタベント系に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは、フィルタ格納槽に十分な厚さの遮蔽を設ける設計としていることから作業員の被ばく線源として考慮していない。 					

作業内容	対応要員数	1時間	2時間	3時間	
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備作業	12名 (2班)	出勤準備, 移動			
		ストレート運転・設置 ハッチ開放, 水中ポンプ投入			
		ホース敷設 (法面含む)			
		ポンプ等設置作業 1時間10分 (輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)周辺作業)			
		ホース敷設等作業 1時間20分 (低圧原子炉代替注水槽周辺作業)			
		資機材搬卸し			
		ホース敷設, ハッチ等設置			
		ホース接続			
		補給準備			
		補給開始			
燃料の給油準備作業	2名				
		燃料の給油準備作業 1時間40分 (輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)周辺作業)			

作業内容	対応要員数	10時間	20時間	25時間
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給監視作業	2名	3時間		
	2名	3時間		3時間
	2名		3時間	
	2名		3時間	
	2名		3時間	
	2名		3時間	
	計12名		補給監視作業 2時間(最大1名; 6時間)	
燃料の給油作業	2名			
			燃料の給油作業【水の補給監視作業時間のうち2時間20分(20分/回×7回)】	

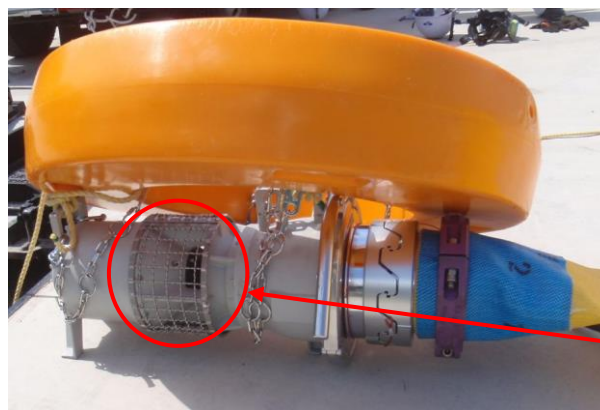
第3表 大量送水車による水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャート

12. 取水源からの取水時の異物管理について

重大事故等時には、常設設備の水源より原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及びペDESTAL内への注水を実施するが、常設設備の水源は水量が有限であるため、大量送水車又は大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）、淡水タンク並びに海（海水取水箇所）を水源とした接続口への直接送水又は注水等で使用している水源への補給を実施する。

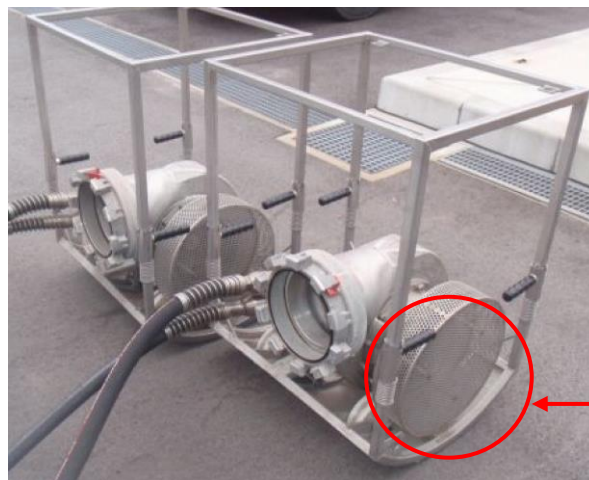
常設設備へ送水する際は、津波等の自然災害の影響により、取水箇所にごれき等の漂流物が浮遊又は水底に堆積していることが懸念されるが、大量送水車又は大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニットについては、吸込み部を水面より低く着底しない位置に固定して設置するため、漂流物の影響を受けにくい。

また、水中ポンプユニットの吸込み部にはストレーナを設置しているため、異物の吸込み防止を図ることが可能である。



ストレーナ

大量送水車付属の水中ポンプユニット



ストレーナ

大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニット

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海への水源切替えの判断基準について

1. はじめに

原子炉圧力容器への注水等の各種注水において低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバを水源として使用できない場合に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として使用することとしている。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が枯渇した場合は、水源を海へ切り替える必要があることから、水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海へ切り替える際の判断基準の考え方を示す。

2. 水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海へ切り替える際の考え方

水源の輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海への切り替えは、原子炉圧力容器への注水等の各種注水が途切れることがなく、かつ淡水をできる限り使用する運用とする。

よって、海を水源とする対応の準備中における各種注水での必要水量を算出し、その必要水量を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から送水できなくなる前に、海を水源とした各種注水の準備作業を開始する。

3. 1, 2号炉の必要注水量の設定について

1, 2号炉の必要注水量については、1号炉の使用済燃料プール及び2号炉の燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量以上の注水量と原子炉圧力容器への注水や格納容器スプレイを実施していることも考慮し、低圧原子炉代替注水槽への補給量を必要注水量とする。

(1) 1, 2号炉の使用済崩壊熱相当以上の注水量について

使用済燃料プール及び燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量は、1, 2号炉の運転中の使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量を算出し、保守的に1号炉にもその蒸発量を適用する。

2号炉の運転中の燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量を以下の条件で求める。（保守的に評価するため顕熱は考慮しない。）

【条件】

運転中の燃料プール中の崩壊熱：2.2[MWt]

100℃の水の蒸発潜熱：2256[kJ/kg]

100°Cの水の密度：958[kg/m³]

$$2. 2 \times 10^3 \text{kJ/s} \div 2256 \text{kJ/kg} \div 958 \text{kg/m}^3 \times 3600 \text{s/h} = 3.67 \text{m}^3/\text{h} \doteq 4 \text{m}^3/\text{h}$$

以上から2号炉の燃料プールへの必要注水量は4m³/hであり、1、2号炉全体で8m³/hが使用済燃料崩壊熱相当以上の注水量となる。

(2) 2号炉の低圧原子炉代替注水槽への補給量について

2号炉は原子炉圧力容器への注水や格納容器スプレイを実施していることも考慮し、低圧原子炉代替注水槽へ120m³/h（低圧原子炉代替注水槽への最大補給量）で補給を行うこととする。

(3) 大量送水車の水中ポンプが送水可能な必要最低水位について

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車の水中ポンプを使用して原子炉圧力容器への注水等を実施するためには、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は770mm（1,301m³）の水位が必要

4. 水源切替え時の輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水位

水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海に切り替える作業に掛かる時間は最大で約3時間40分であり、保守性を見込んで約4時間とすると、水源切替え時の必要水量は以下のとおりとなる。

使用済燃料崩壊熱相当以上の注水に必要な水量

$$4 \text{m}^3/\text{h} \times 4 \text{h} \times 2 \text{プラント} = 32 \text{m}^3$$

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給に必要な水量

$$120 \text{m}^3/\text{h} \times 4 \text{h} = 480 \text{m}^3$$

大量送水車水中ポンプ必要最低水位

$$770 \text{mm} \quad (1,301 \text{m}^3)$$

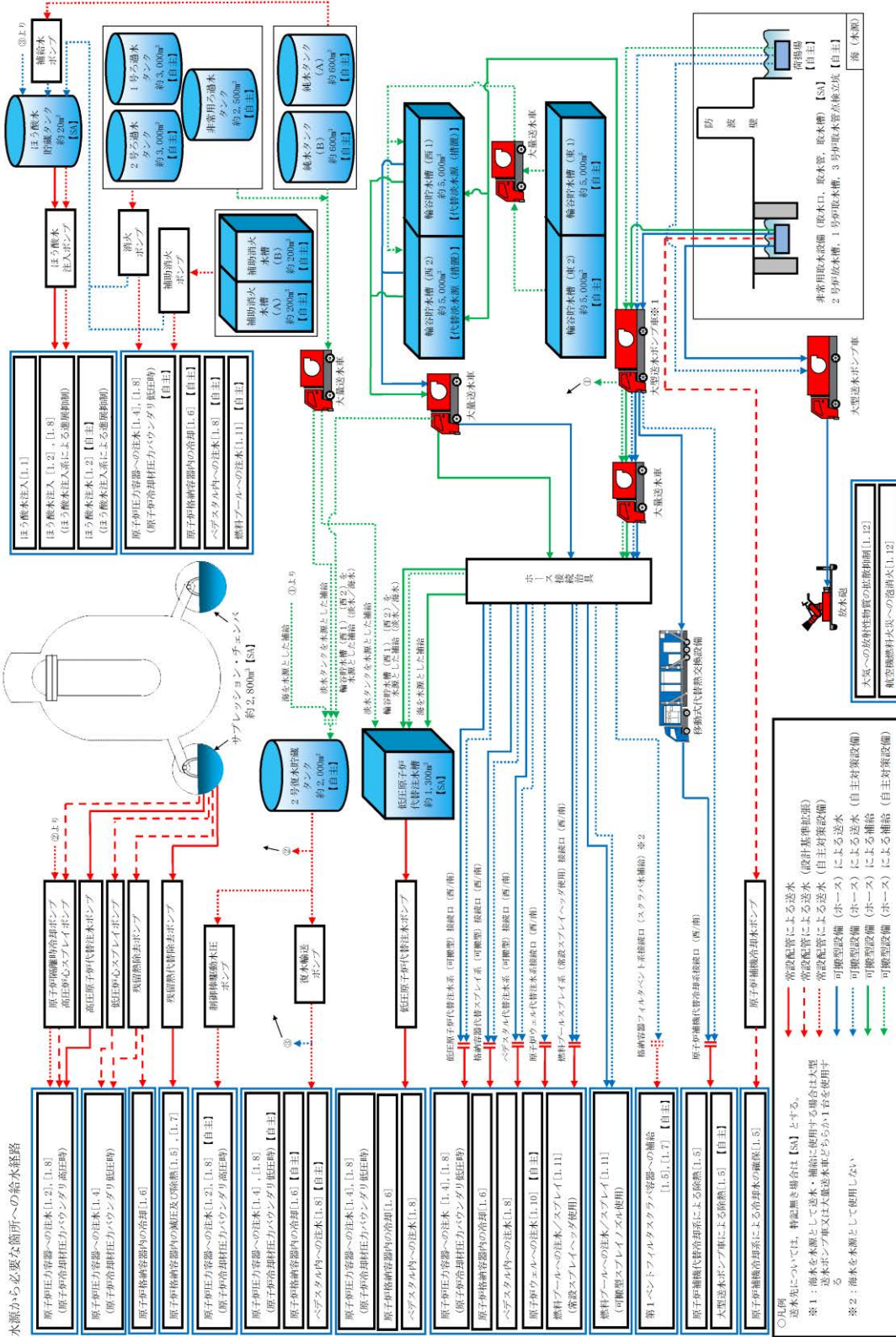
全体の必要水量

$$32 \text{m}^3 + 480 \text{m}^3 + 1,301 \text{m}^3 = 1,813 \text{m}^3$$

以上のことから1,813m³の必要水量が輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から送水可能であれば、海を水源とした各種注水の準備中であっても、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした各種注水が途切れることはない。よって、水源切替え時の必要水量1,813m³を上回る2,202m³送水可能な輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水位1.3mで、海を水源とした各種注水の準備作業を開始する。

5. まとめ

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から海への水源の切替えについては、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水位 1.3m で切替え作業を実施する。輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水位確認については、原子炉圧力容器への注水等の各種注水での水の使用量を確認し、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水位の計算を行っていることから、1 日／回の目安で輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に設置した水位計を目視にて確認する。



解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.13.2.2	水源へ水を補給するための対応手順	(1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための手順	a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	低圧原子炉代替注水槽が+10,350mmに到達

解釈一覧
 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
V 8 3 - 3 0 0 9 B	B-純水タンク消火用水取出元弁	屋外
V 8 3 - 3 0 1 0 B	B-純水タンク消火用水取出口止め弁	屋外
V 8 3 - 2 0 0 3	1号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁	屋外
V 2 8 3 - 2 0 1 9	1号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁	屋外
V 2 8 3 - 2 0 5	2号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁	屋外
V 2 8 3 - 2 0 7	2号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁	屋外
V 2 8 3 - 0 1 4	代替注水用取水口元弁	屋外
V 2 8 3 - 0 1 5	代替注水用取水口元弁	屋外
V 2 7 1 - 2 3 0	復水貯蔵タンク接続口元弁	屋外
V 2 B 3 - 1 1 0	F C V S 補給止め弁	屋外
M V 2 2 1 - 1	ポンプ復水貯蔵水入口弁	中央制御室 原子炉棟地下2階R C I Cポンプ室(管理区域)
M V 2 2 1 - 3	ポンプトローラス水入口弁	中央制御室 原子炉棟地下2階R C I Cポンプ室(管理区域)
M V 2 2 1 - 2 2	タービン蒸気入口弁	中央制御室 原子炉棟地下2階R C I Cポンプ室(管理区域)
M V 2 2 1 - 2	注入弁	中央制御室 原子炉棟地下2階R C I Cポンプ室(管理区域)
M V 2 2 1 - 7	復水器冷却水入口弁	中央制御室 原子炉棟地下2階R C I Cポンプ室(管理区域)
M V 2 2 4 - 1	H P C S ポンプ復水貯蔵水入口弁	中央制御室 原子炉棟地下2階H P C S ポンプ室(管理区域)
M V 2 2 4 - 2	H P C S ポンプトローラス水入口弁	中央制御室 原子炉棟地下2階H P C S ポンプ室(管理区域)
M V 2 2 4 - 3	H P C S 注水弁	中央制御室 原子炉棟地上1階南側P C V ペネトレーション室(管理区域)

手順のリンク先について

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

リンク先一覧 (1 / 10)

手順等		リンク先
1.13.2.1 水源を利用した対応手順		
1.13.2.1(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手順		
1.13.2.1(1) a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水		
1.13.2.1(1) a. (a)	低圧原子炉代替注水系 (常設) による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水	【1.4.2.1(1) a. (a)】 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水
1.13.2.1(1) a. (a)	低圧原子炉代替注水系 (常設) による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水	【1.4.2.1(3) a. (a)】 低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(1) b.	低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.8.2.2(1) d.】 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水
1.13.2.1(1) b. (a)	格納容器代替スプレイ系 (常設) による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1) a. (a)】 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(1) c.	低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水	【1.6.2.2(1) a. (a)】 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(1) c. (a)	ペDESTAL代替注水系 (常設) による低圧原子炉代替注水槽を水源としたペDESTAL内への注水	【1.8.2.1(1) a.】 ペDESTAL代替注水系 (常設) によるペDESTAL内への注水

リンク先一覧（2 / 10）

手順等	リンク先
1.13.2.1(2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順	
1.13.2.1(2) a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	
1.13.2.1(2) a. (a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	本資料に記載
1.13.2.1(2) a. (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	本資料に記載
1.13.2.1(2) a. (c) 制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）	【1.2.2.3(1) a.】 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2) b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.8.2.2(1) c.】 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2) b. (a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1) a. (b)】 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2) b. (b) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(3) a. (b)】 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(2) c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.8.2.2(1) e.】 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(2) c. (a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1) a. (b)】 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(2) d. 復水貯蔵タンクを水源としたペデスタル内への注水	【1.6.2.2(1) a. (b)】 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(2) d. (a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源としたペデスタル内への注水	【1.8.2.1(1) b.】 復水輸送系によるペデスタル内への注水
1.13.2.1(3) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順	
1.13.2.1(3) a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブレーション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	
1.13.2.1(3) a. (a) 高圧原子炉代替注水系によるサブレーション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	【1.2.2.1(1) a.】 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動
1.13.2.1(3) a. (b) 高圧原子炉代替注水系によるサブレーション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	【1.2.2.1(1) b.】 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

リンク先一覧 (3 / 10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(3) a. (c)	原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 (中央制御室操作)	【1.2.2.4(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3) a. (d)	原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 (現場手動操作)	【1.2.2.2(1) a.】	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動
1.13.2.1(3) a. (e)	高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.4(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3) a. (f)	高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のベデスタル内への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1) a.】	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3) b.	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(3) b. (a)	残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.3(1)】	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(2) a. (a)】	残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3) b. (b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.3(3)】	低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(2) a. (b)】	低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3) c.	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱		
1.13.2.1(3) c. (a)	残留熱除去系によるサブプレッション・プールの除熱	【1.6.2.3(1)】	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プールの除熱
		【1.6.2.1(2) a. (a)】	残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱
		【1.6.2.2(2) a. (a)】	残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱

リンク先一覧 (4 / 10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(3)d.	サブレシジョン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱		
1.13.2.1(3)d.(a)	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (炉心損傷前)	【1.5.2.1(1)a.(a)】	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
1.13.2.1(3)d.(b)	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (炉心損傷後)	【1.7.2.1(1)b.(a)】	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
1.13.2.1(3)d.(c)	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (炉心損傷前)	【1.5.2.1(1)a.(b)】	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保
1.13.2.1(3)d.(d)	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (炉心損傷後)	【1.7.2.1(1)b.(b)】	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保
1.13.2.1(4)	補助消火水槽を水源とした対応手順		
1.13.2.1(4)a.	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(4)a.(a)	消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	【1.4.2.1(1)a.(c)】	消火系による原子炉圧力容器への注水
		【1.4.2.1(3)a.(c)】	消火系による残存熔融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1)f.】	消火系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(4)b.	補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(4)b.(a)	消火系による原子炉格納容器へのスプレイ	【1.6.2.1(1)a.(c)】	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
		【1.6.2.2(1)a.(c)】	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(4)c.	補助消火水槽を水源としたペDESTアル内への注水		
1.13.2.1(4)c.(a)	消火系による補助消火水槽を水源としたペDESTアル内への注水の注水	【1.8.2.1(1)c.】	消火系によるペDESTアル内への注水
1.13.2.1(4)d.	補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水		
1.13.2.1(4)d.(a)	消火系による燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)a.】	消火系による燃料プールへの注水

リンク先一覧 (5 / 10)

手順等		リンク先
1.13.2.1(6)	ろ過水タンクを水源とした対応手順	
1.13.2.1(5) a.	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水	
1.13.2.1(5) a. (a)	消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水	【1.4.2.1(1) a. (c)】 消火系による原子炉压力容器内への注水
		【1.4.2.1(3) a. (c)】 消火系による残存溶融炉心の冷却
		【1.8.2.2(1) f.】 消火系による原子炉压力容器への注水
1.13.2.1(5) b.	ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	
1.13.2.1(5) b. (a)	消火系による原子炉格納容器へのスプレー	【1.6.2.1(1) a. (c)】 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー
		【1.6.2.2(1) a. (c)】 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー
1.13.2.1(5) c.	ろ過水タンクを水源としたペデスタル内への注水	
1.13.2.1(5) c. (a)	消火系によるろ過水タンクを水源としたペデスタル内への注水	【1.8.2.1(1) c.】 消火系によるペデスタル内への注水
1.13.2.1(5) d.	ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水	
1.13.2.1(5) d. (a)	消火系による燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1) a.】 消火系による燃料プールへの注水
1.13.2.1(6)	輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした対応手順	
1.13.2.1(6) a.	輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水 (淡水/海水)	本資料に記載
1.13.2.1(6) b.	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉压力容器への注水	
1.13.2.1(6) b. (a)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉压力容器への注水	【1.4.2.1(1) a. (d)】 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)
		【1.4.2.1(3) a. (d)】 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)
		【1.8.2.2(1) g.】 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)

リンク先一覧 (6 / 10)

手順等		リンク先
1.13.2.1(6) c.	輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)
1.13.2.1(6) c. (a)	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉格納容器内の冷却	【1.6.2.1(1) a. (d)】
1.13.2.1(6) d.	輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした第1ペントフィルタスクラバ容器への補給	【1.6.2.2(1) a. (d)】
1.13.2.1(6) d. (a)	大量送水車による第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)	【1.5.2.1(2) a. (b)】 【1.5.2.1(3) a. (b)】
1.13.2.1(6) d. (b)	調整 (水張り)	【1.7.2.1(1) a. (b)】 【1.7.2.1(2) a. (b)】
1.13.2.1(6) e.	輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源としたペDESTAL内への注水	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるペDESTAL内への注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(6) e. (a)	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源としたペDESTAL内への注水	【1.8.2.1(1) d.】
1.13.2.1(6) e. (b)	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源としたペDESTAL内への注水	【1.8.2.1(1) e.】
1.13.2.1(6) f.	輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(6) f. (a)	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水)	【1.10.2.1(1)】

リンク先一覧 (7 / 1 0)

手順等		リンク先
1.13.2.1(6) g. 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ		
1.13.2.1(6) g. (a)	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水) 【1.11.2.1(1) b.】
1.13.2.1(6) g. (b)	燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水	燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水) 【1.11.2.1(1) c.】
1.13.2.1(6) g. (c)	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 【1.11.2.2(1) a.】
1.13.2.1(6) g. (d)	燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ	燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 【1.11.2.2(1) b.】
1.13.2.1(7) 海を水源とした対応手順		
1.13.2.1(7) a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による送水		本資料に記載
1.13.2.1(7) b. 原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の海を水源とした原子炉压力容器への注水		
1.13.2.1(7) b. (a)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による海を水源とした原子炉压力容器への注水	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水) 【1.4.2.1(1) a. (d)】
1.13.2.1(7) b. (b)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による海を水源とした原子炉压力容器への注水	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水) 【1.4.2.1(3) a. (d)】
1.13.2.1(7) c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却		低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水) 【1.8.2.2(1) g.】
1.13.2.1(7) c. (a)	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 【1.6.2.1(1) a. (d)】
		格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 【1.6.2.2(1) a. (d)】

リンク先一覧 (8 / 10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(7)d.	海を水源としたペDESTタル内への注水		
1.13.2.1(7)d.(a)	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による海を水源としたペDESTタル内への注水	【1.8.2.1(1)d.】	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるペDESTタル内への注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)d.(b)	ペDESTタル代替注水系 (可搬型) による海を水源としたペDESTタル内への注水	【1.8.2.1(1)e.】	ペDESTタル代替注水系 (可搬型) によるペDESTタル内への注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)e.	海を水源とした原子炉ウエルへの注水		
1.13.2.1(7)e.(a)	原子炉ウエル代替注水系による海を水源とした原子炉ウエルへの注水	【1.10.2.1(1)】	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)f.	海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ		
1.13.2.1(7)f.(a)	海を水源とした燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)b.】	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)f.(b)	海を水源とした燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1)c.】	燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)f.(c)	海を水源とした燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水	【1.11.2.2(1)a.】	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)f.(d)	海を水源とした燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水	【1.11.2.2(1)b.】	燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(7)g.	海を水源とした原子炉補機冷却系による冷却水の確保		
1.13.2.1(7)g.(a)	原子炉補機冷却系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1)】	原子炉補機冷却系による除熱
1.13.2.1(7)h.	海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送		
1.13.2.1(7)h.(a)	海を水源とした原子炉補機代替冷却系による除熱	【1.5.2.2(1)a.】	原子炉補機代替冷却系による除熱
1.13.2.1(7)h.(b)	大型送水ポンプ車による除熱	【1.5.2.2(1)b.】	大型送水ポンプ車による除熱
1.13.2.1(7)i.	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制		
1.13.2.1(7)i.(a)	海を水源とした大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	【1.12.2.1(1)a.】	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

リンク先一覧（9 / 10）

手順等		リンク先
1.13.2.1(7) j.	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	
1.13.2.1(7) j. (a)	大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	【1.12.2.2(2) a.】 大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火
1.13.2.1(8)	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順	
1.13.2.1(8) a.	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	
1.13.2.1(8) a. (a)	事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」	【1.1.2.1(2)】 EOP「反応度制御」
1.13.2.1(8) a. (b)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.3(1) b.】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水
1.13.2.1(8) a. (c)	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	【1.8.2.2(1) b.】 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
1.13.2.2	水源へ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(1)	低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(1) a.	大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）	
1.13.2.2(1) a. (a)	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(1) a. (b)	淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(1) a. (c)	海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2)	輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(2) a.	輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給	本資料に記載

リンク先一覧（10／10）

手順等		リンク先
1.13.2.2(2) b.	海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給	
1.13.2.2(2) b. (a)	大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) b. (b)	大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給	本資料に記載
1.13.2.2(3)	復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(3) a.	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給	本資料に記載
1.13.2.2(3) b.	淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給	本資料に記載
1.13.2.2(3) c.	海から復水貯蔵タンクへの補給	本資料に記載
1.13.2.3	水源を切替えるための対応手順	
1.13.2.3(1)	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	
1.13.2.3(1) a.	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(1) b.	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2)	淡水から海水への切替え	
1.13.2.3(2) a.	低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水の場合	本資料に記載
1.13.2.3(2) b.	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水の場合	本資料に記載
1.13.2.3(2) c.	復水貯蔵タンクを水源とした送水の場合	本資料に記載
1.13.2.3(3)	外部水源から内部水源への切替え	
1.13.2.3(3) a.	外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サブレーション・チェンバ）への切替え	本資料に記載
1.13.2.3(3) b.	外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブレーション・チェンバ）への切替え	本資料に記載

1.14 電源の確保に関する手順等

<目次>

1.14.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備
 - (a) 代替交流電源設備による給電
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備
 - (a) 代替直流電源設備による給電
 - (b) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保
 - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備
 - (a) 代替所内電気設備による給電
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備
 - (a) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 燃料補給のための対応手段及び設備
 - (a) 燃料補給設備による給油
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - f. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

- (1) 代替交流電源設備による給電
 - a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
 - b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 - c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

- (1) 代替直流電源設備による給電
 - a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 - b. 可搬型直流電源設備による給電
 - c. 直流給電車による直流盤への給電
- (2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保
 - a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電
 - b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電
- (3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

- a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電
- 1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順
 - (1) 代替所内電気設備による給電
 - a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
- 1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順
 - (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電
 - a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
 - b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 - c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電
 - d. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電
- 1.14.2.5 燃料の補給手順
 - (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
 - (2) タンクローリから各機器等への給油
- 1.14.2.6 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
 - (1) 非常用交流電源設備による給電
 - (2) 非常用直流電源設備による給電
- 1.14.2.7 その他の手順項目について考慮する手順
- 1.14.2.8 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料1.14.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.14.2 重大事故対策の成立性

- (1) ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
- (2) 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
- (3) 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電
- (4) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
- (5) 可搬型直流電源設備による給電
- (6) 直流給電車による直流盤への給電
- (7) SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電
- (8) 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電
- (9) 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電
- (10) ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
- (11) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電
- (12) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
- (13) タンクローリから各機器等への給油
- (14) 不要直流負荷(A系)の切離し

添付資料1.14.3 不要直流負荷切離しリスト

添付資料1.14.4 動的負荷自動起動防止措置

- (1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備(M/C C系(又はD系))への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置
- (2) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備(L/C C系(又はD系))への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置

添付資料1.14.5 受電前準備操作対象リスト

- (1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備(M/C C系)への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
- (2) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備(M/C D系)への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
- (3) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備(L/C C系)への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
- (4) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備(L/C D系)への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

添付資料1.14.6 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からSA電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト

添付資料1.14.7 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

添付資料1.14.8 解釈一覧

- (1) 判断基準の解釈一覧
- (2) 操作手順の解釈一覧
- (3) 操作の成立性の解釈一覧

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

- a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。
- b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。
- c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。
- d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備を設置している。

また、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備のうち、非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.14-1 図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、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

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・ディーゼル燃料デイタンク
- ・非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線H P C S系電路
- ・原子炉補機冷却系
- ・ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

非常用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A-115V 系蓄電池
- ・ B-115V 系蓄電池
- ・ 高圧炉心スプレイ系蓄電池
- ・ A-原子炉中性子計装用蓄電池
- ・ B-原子炉中性子計装用蓄電池
- ・ B 1-115V 系蓄電池 (S A)
- ・ 230V 系蓄電池 (R C I C)
- ・ A-115V 系充電器
- ・ B-115V 系充電器
- ・ 高圧炉心スプレイ系充電器
- ・ A-原子炉中性子計装用充電器
- ・ B-原子炉中性子計装用充電器
- ・ B 1-115V 系充電器 (S A)
- ・ 230V 系充電器 (R C I C)
- ・ A-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器～直流母線電路
- ・ 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～直流母線電路

機能喪失原因対策分析の結果、設計基準事故対処設備の故障として、非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.14-1 表に整理する。

a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により非常用高圧母線 C 系、D 系及び H P C S 系への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電

力を確保する。

i 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

また、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び燃料プールの除熱を実施するため、常設代替交流電源設備を原子炉補機代替冷却系に接続し、給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

なお、原子炉補機代替冷却系への給電の操作手順については、「1.5.2.2(1)a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」にて整備する。

ii 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続し、給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・高圧発電機車
- ・高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路

- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロール
センタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

iii 号炉間電力融通電気設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の非常用高圧母線から自号炉の非常用高圧母線C系又はD系までの電路を構築し、他号炉からの給電により、自号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-3図に示す。

- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）
- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線A系～非常用高
圧母線C系電路
- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線B系～非常用高
圧母線D系電路

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路及びガスタービン発電機用軽油タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、高圧発電機車、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセン

タ及びS A 2コントロールセンタ電路，ガスタービン発電機用軽油タンク，ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁，ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路

給電開始までに時間を要するが，給電が可能であれば重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク

燃料確保までに時間を要するが，燃料確保が可能であれば重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保するための手段として有効である。

- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）
- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系
- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系

耐震性は確保されていないが，当該電路及び1号炉のディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は，代替直流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は，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る給電を開始するまでの間，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設

代替直流電源設備により24時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-5図に示す。

- ・ B-115V系蓄電池
- ・ B1-115V系蓄電池 (SA)
- ・ 230V系蓄電池 (RCIC)
- ・ B-115V系充電器
- ・ B1-115V系充電器 (SA)
- ・ 230V系充電器 (RCIC)
- ・ B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B1-115V系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路
- ・ 230V系蓄電池 (RCIC) 及び充電器～直流母線電路

また、共通要因によって非常用直流電源設備A系及びHPCS系の安全機能と同時に機能が喪失することがないように物理的に分離を図った常設代替直流電源設備があり、その常設代替直流電源設備により重大事故等時の対応に必要な直流設備へ給電する手段がある。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-5図に示す。

- ・ SA用115V系蓄電池
- ・ SA用115V系充電器
- ・ SA用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路

ii 可搬型直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、高圧発電機車、代替所内電気設備及び充電器 (B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器 (常用)) を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図及び第1.14-5図に示す。

- ・ 高圧発電機車
- ・ B1-115V系充電器 (SA)
- ・ SA用115V系充電器
- ・ 230V系充電器 (常用)
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)～充電器 (B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器 (常用))～直流母線電路
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～充電器 (B1-115V系充電器 (SA)、SA用115V系充電器、230V

系充電器（常用）～直流母線電路

- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～充電器（B 1－115V系充電器（S A），S A用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用）～直流母線電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

iii 直流給電車による給電

非常用交流電源設備の故障，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，直流給電車及び高圧発電機車の組み合わせにより直流設備へ給電する手段がある。

直流給電車による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14-5 図に示す。

- ・ 高圧発電機車
- ・ 直流給電車 115V
- ・ 直流給電車 230V
- ・ 高圧発電機車～直流給電車～直流母線電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

(b) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

交流電源及び直流電源の喪失により設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機が起動できない場合は，他号炉の非常用低圧母線から自号炉の非常用低圧母線へ給電することにより非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する手段がある。

号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 号炉間連絡ケーブル（1号炉）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち，B－115V系蓄電池，B 1－115V系蓄電池（S A），230V系蓄電池（R C I C），

B-115V系充電器，B1-115V系充電器（SA），230V系充電器（RCIC），B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路，B1-115V系蓄電池（SA）及び充電器～直流母線電路及び230V系蓄電池（RCIC）及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備のうち，SA用115V系蓄電池，SA用115V系充電器及びSA用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備のうち，高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器，230V系充電器（常用），高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～充電器（B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器，230V系充電器（常用））～直流母線電路，高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～充電器（B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器，230V系充電器（常用））～直流母線電路，ガスタービン発電機用軽油タンク，ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁，ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で直流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～充電器（B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器，230V系充電器（常用））～直流母線電路

給電開始までに時間を要するが，給電が可能であれば重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

- ・直流給電車 115V
- ・直流給電車 230V

代替交流電源設備による給電時に高圧発電機車を配備することから，可搬型直流電源設備としての給電は可能である。直流給電車は追加で配備することにより，重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

- ・ディーゼル燃料貯蔵タンク

燃料確保までに時間を要するが，燃料確保が可能であれば重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保するための手段として有効である。

- ・号炉間連絡ケーブル（1号炉）

号炉間融通によって確保できる電源の容量は小さく、使用用途及び使用条件が限定されるが、直流電源の喪失が原因で非常用ディーゼル発電機を起動することができない場合において、非常用ディーゼル発電機の起動のために必要な直流電源（制御電源）を確保するための手段として有効である。

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・緊急用メタクラ
- ・メタクラ切替盤
- ・緊急用メタクラ接続プラグ盤
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱
- ・SAロードセンタ
- ・SA1コントロールセンタ
- ・SA2コントロールセンタ
- ・充電器電源切替盤
- ・SA電源切替盤
- ・非常用コントロールセンタ切替盤
- ・重大事故操作盤
- ・非常用高圧母線C系
- ・非常用高圧母線D系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替所内電気設備による給電で使用する設備のうち、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準

及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・緊急用メタクラ接続プラグ盤

給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・非常用コントロールセンタ切替盤

耐震性はあるが、非常用コントロールセンタ母線を経由することから、非常用コントロールセンタの破損時には使用できないものの、非常用コントロールセンタ及び切替盤の双方の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備

(a) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機の故障によりM/C系及びD系への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

また、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び燃料プールの除熱を実施するため、常設代替交流電源設備を原子炉補機代替冷却系に接続し、給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路

タ電路

- ・ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

なお、原子炉補機代替冷却系への給電の操作手順については、
「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」にて整備する。

ii 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続し、給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。
単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・ 高圧発電機車
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）
～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系
及びD系電路
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）
～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロール
センタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

iii 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C C系（又はD系）
へ給電する手段がある。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系（又はD系）
への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-4図に示
す。

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・ ディーゼル燃料デイタンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系

～常用高压母線A系～非常用高压母線C系電路

- ・ 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高压母線H P C S系
～常用高压母線A系～常用高压母線B系～非常用高压母線D系電路
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・ 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

iv 号炉間電力融通電気設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の非常用高压母線から自号炉の非常用高压母線C系又はD系までの電路を構築し、他号炉からの給電により、自号炉の非常用高压母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-3図に示す。

- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）
- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高压母線A系～非常用高压母線C系電路
- ・ 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高压母線B系～非常用高压母線D系電路

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高压母線C系及びD系電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路及びガスタービン発電機用軽油タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、高压発電機車、高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高压母線C系及びD系電路、高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高压母線C系及びD系電路、高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路、高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、ホース及びタンクローリは重

大事故等対処設備として位置付ける。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電で使用する設備のうち、高圧炉心スプレイ系ディーゼル、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉補機冷却系、ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路

給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・ディーゼル燃料貯蔵タンク

燃料確保までに時間を要するが、燃料確保が可能であれば重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保するための手段として有効である。

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路

耐震性は確保されていないが、常用高圧母線A系（及びB系）を経由する電路の健全性が確認でき、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全であり、かつ高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合において、事故対応時に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・号炉間電力融通ケーブル（1号炉）
- ・号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系
- ・号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系

耐震性は確保されていないが、当該電路及び1号炉のディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確

保するための手段として有効である。

e. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、燃料補給設備により給油する手段がある。

燃料補給設備による給油で使用する設備は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ディーゼル燃料貯蔵タンク
- ・ホース
- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料補給設備による給油で使用する設備のうち、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備と位置付ける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し、必要な期間運転を継続することができる。

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

- ・ディーゼル燃料貯蔵タンク

燃料確保までに時間を要するが、燃料確保が可能であれば重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保するための手段として有効である。

f. 手順等

上記「a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備」、「b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備」、「c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備」、「d. 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備」及び「e. 燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として「事故時操作要領書（徴候ベース）」（以下「EOP」という。）、「原子力災害対策手順書」（以下「EHP」という。）、「AM設備別操作要領書」に定める（第1.14-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.14

－2表)。

さらに、他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

(添付資料1.14.7)

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合、並びに外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な非常用高圧母線C系（以下、「M/C C系」という。）及び非常用高圧母線D系（以下、「M/C D系」という。）の電源を復旧する。なお、M/C D系受電を優先させ、その後にM/C C系へ給電する。

M/C C系及びD系受電操作完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（RCIC）及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

代替交流電源設備によるM/C C系及びM/C D系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）
3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）

なお、優先2の手順については「c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先3、優先4及び優先5の手順については「b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。なお、ガスタービン発電機への燃料補給は自動給油である。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系、M/C D系及びM/C HPCS系へ給電できない場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、

概要図を第1.14-8図に、タイムチャートを第1.14-9図に示す。

〔優先1. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電の場合〕

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にガスタービン発電機の起動及び緊急用メタクラの受電開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、ガスタービン発電機を起動及び緊急用メタクラの受電を電圧確認により実施する。
- ③当直長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C D系への受電準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、受電前準備としてM/C D系、L/C D系及びC/C D系の動的機器の自動起動防止のため操作スイッチ（以下、「CS」という。）を「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑤現場運転員B及びCは、M/C D系及びL/C D系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直長に受電準備完了を報告する。
- ⑥当直長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C D系の受電開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、M/C D系を受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作を実施する。
- ⑧現場運転員B及びCは、M/C D系の受電遮断器を「入」とし、M/C D系、L/C D系及びC/C D系の受電操作を実施する。
- ⑨現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C D系、L/C D系及びC/C D系の受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告する。
- ⑩当直長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C C系への受電準備開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員Aは、受電前準備としてM/C C系、L/C C系及びC/C C系の動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑫現場運転員B及びCは、M/C C系及びL/C C系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直長にM/C C系の受電準備完了を報告する。
- ⑬当直長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C C系の受電開始を指示する。
- ⑭中央制御室運転員Aは、M/C C系を受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作を実施する。
- ⑮現場運転員B及びCは、M/C C系の受電遮断器を「入」とし、M/C C系、L/C C系及びC/C C系の受電操作を実施する。

⑩現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C C系、L/C C系及びC/C C系の受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩a～と同様である。

(c) 操作の成立性

優先1のガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による給電開始まで10分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了まで40分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C C系受電完了まで1時間10分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(1))

b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

外部電源、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによるM/C C系及びM/C D系への給電が見込めない場合、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C C系又はM/C D系を受電し、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な設備の電源を確保する。M/C C系又はM/C D系の受電完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合。

(b) 操作手順

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-10図に、タイムチャートを第1.14-11図から第1.14-13図に示す。

〔優先3．高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物西側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ④当直長は、運転員に高圧発電機車によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、受電前準備として受電するM/C、L/C、C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として高圧発電機車によるM/C、L/C、C/Cへの給電のための電路を構成し、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直長にM/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において受電するM/Cへの切替作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からL/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に給電開始を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、C/C母線までの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直長は、運転員に受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態の確認を指示する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
- ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器

盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫ a～と同様である。

〔優先4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物南側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ④当直長は、運転員に高圧発電機車によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、受電前準備として受電するM/C、L/C、C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として高圧発電機車によるM/C、L/C、C/Cへの給電のための電路を構成し、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直長にM/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において受電するM/Cへの切替作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からL/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に給電開始を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、C/C母線までの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直長は、運転員に受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態の確認を指示する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
- ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器

盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩ a ～と同様である。

〔優先5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、高圧発電機車をガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ④当直長は、運転員に高圧発電機車によるM/C（C系又はD系）受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、受電前準備として受電するM/C、L/C、C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とし、M/Cを受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作し、当直長にM/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として高圧発電機車によるM/C、L/C、C/Cへの給電のための電路を構成し、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直長にM/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、緊急用メタクラの受電遮断器を「入」操作するとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からL/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に給電開始を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、C/C母線までの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直長は、運転員に受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態の確認を指示する。

- ⑫中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
- ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫a～と同様である。

(c) 操作の成立性

優先3の高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間20分以内で可能である。

優先4の高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間20分以内で可能である。

優先5の高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間30分以内で可能である。

緊急用メタクラ接続プラグ盤、原子炉建物西側及び原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱からメタクラ切替盤間のケーブルは常時敷設されており、ケーブル敷設作業が円滑に行うことが可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

高圧発電機車はプラント監視機能等を維持する上で必要な最低限度の電力を供給する。プラントの被災状況に応じて使用可能な設備の電源を供給する。

(添付資料1.14.2(2))

c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電
当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合において，号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉のM/C C系又はM/C D系から当該号炉のM/C C系又はM/C D系までの電路を構成し，他号炉から給電することにより，発電用原子炉及び燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

また，他号炉で全交流動力電源が喪失し，当該号炉の電源が確保されている場合は，同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に，概要図を第1.14-14図に，タイムチャートを第1.14-15図に示す。

〔優先2. 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

（当該号炉で全交流動力電源が喪失し，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から号炉間電力融通ケーブルによる当該号炉のM/C C系又はM/C D系へ受電する場合）

- ①当直長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に号炉間電力融通ケーブルによる他号炉の非常用ディーゼル発電機A系による当該号炉のM/C（C系又はD系）の受電準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，受電前準備として受電するM/C，L/C，C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ③現場運転員B及びCは，M/C，L/C，C/C負荷抑制のため，あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。
- ④中央制御室運転員Aは，号炉間電力融通に伴う受電遮断器の1号炉の遮断器のインターロック解除処置を実施する。
- ⑤現場運転員B及びCは，号炉間電力融通に伴う受電遮断器のインターロック解除処置を実施し，号炉間電力融通の受電準備が完了したことを当直長に報告する。

- ⑥当直長は、中央制御室運転員に号炉間電力融通ケーブルによる他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から当該号炉のM/Cへの給電開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、2号炉の常用高圧母線の予備変受電遮断器及び非常用高圧母線の母線連絡遮断器の「入」操作を行う。
- ⑧中央制御室運転員Aは、1号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線の母線連絡操作及び予備変受電遮断器を「入」操作及び受電したM/Cの電圧確認を行い、給電が開始したことを当直長に報告する。
- ⑨現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩a～と同様である。

(c) 操作の成立性

優先2の号炉間電力融通ケーブル(1号炉)を使用したM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は1時間35分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(3))

1.14.2.2 代替電源(直流)による対応手順

(1) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び高圧発電機車による交流電源の復旧ができない場合、B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)から、24時間以上にわたり直流母線へ給電する。また、SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)については、負荷切離しなしで蓄電池にて24時間以上にわたり直流母線へ給電する。

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線への給電から、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、SA用115V系蓄電池、230V系蓄電池(RCIC)、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による直流母線への給

電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点で、B-115V系直流盤の不要な負荷の切り離しを実施する。その後、B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)による給電に切り替えることで、24時間以上にわたり直流母線へ給電する。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から直流母線へ給電している24時間以内に、ガスタービン発電機による給電の場合、M/C、L/C、C/CのC系及びD系を受電し、その後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)を受電して直流電源の機能を回復させる。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から直流母線へ給電している24時間以内に、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車による給電の場合、M/C、L/C、C/CのC系又はD系を受電し、その後、A-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)を受電して直流電源の機能を回復させる。

なお、蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため、バッテリー室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。また、ガスタービン発電機によるM/C、L/C、C/CのC系及びD系の受電完了後は、中央制御室監視計器C系及びD系の復旧を行う。号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車によるM/C、L/C、C/CのC系又はD系の受電完了後は、中央制御室監視計器C系又はD系の復旧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、SA用115V系蓄電池、230V系蓄電池(RCIC)、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電の判断基準]

全交流動力電源喪失により、A-115V系充電器、B-115V系充電器、高圧炉心スプレイ系充電器、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(RCIC)、A-原子炉中性子計装用充電器及びB-原子炉中性子計装用充電器の交流入力電源の喪失が発生した場合。

[B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えの判断基準]

全交流動力電源喪失後、8時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは高圧発電機車による給電操作が完了する見込みがない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。

〔A-115V系充電器盤の受電及び中央制御室監視計器C系の復旧の判断基準〕

全交流動力電源喪失時に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車による給電により、M/C、L/C、C/CのC系の受電が完了している場合。

〔B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の受電及び中央制御室監視計器D系の復旧の判断基準〕

全交流動力電源喪失時に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車による給電により、M/C、L/C、C/CのD系の受電が完了している場合。

(b) 操作手順

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-16図から第1.14-18図に、タイムチャートを第1.14-19図から第1.14-25図に示す。なお、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、230V系蓄電池(RCIC)、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電手順については、「1.14.2.6(2) 非常用直流電源設備による給電」にて整備する。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池による給電が開始されたことの確認を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及びSA用115V系充電器による給電が停止したことをM/C D系電圧にて確認し、当直長に報告する。
- ③現場運転員B及びCは、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池による給電が開始され、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)及びSA用115V系充電器盤にて負荷電圧が規定電圧であることを確認し、当直長に報告する。
- ④当直長は、中央制御室運転員に8時間経過後の蓄電池切替え操作の時間的裕度を確保するため、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位高(レベル8)近傍まで上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止するよう指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、8時間経過後の蓄電池切替え操作の時間的裕度を確保するため、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位高(レベル8)近傍まで上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ⑥当直長は、現場運転員に全交流動力電源喪失から8時間を経過する時

点でB-115V系蓄電池の不要な負荷の切り離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えを指示する。なお、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えを指示する。

- ⑦現場運転員B及びCは、蓄電池の延命処置として全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点で制御電源及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。
- ⑧現場運転員B及びCは、全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点でB-115V系蓄電池による給電からB1-115V系蓄電池(SA)による給電への切替え操作を実施し、廃棄物処理建物地下1階中階(非管理区域)のB1-115V系充電器盤(SA)蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認し、切替え完了を当直長に報告する。
- ⑨当直長は、中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系の再起動を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、原子炉隔離時冷却系を再起動する。
- ⑪^a当直長は、蓄電池による給電開始から24時間経過するまでにガスタービン発電機によるM/C, L/C, C/CのC系及びD系の受電が完了したことを確認した場合、運転員に交流電源によるA-115V系充電器盤, B-115V系充電器盤, B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の受電開始を指示する。
- ⑪^b当直長は、蓄電池による給電開始から24時間経過するまでに号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車によるM/C, L/C, C/CのC系又はD系の受電が完了したことを確認した場合、運転員に交流電源によるA-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤, B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の受電開始を指示する。
- ⑫^aA-115V系充電器盤受電の場合
当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、A-中央制御室排風機及びA-115V系充電器盤が使用可能か確認する。
- ⑬^a緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、A-中央制御室排風機及びA-115V系充電器盤の使用可否を当直長に報告する。
- ⑭^a当直長は、緊急時対策本部からの報告で、A-中央制御室排風機及びA-115V系充電器盤が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、A-中央制御室排

風機によるバッテリー室の換気を指示する。

- ⑮^a 現場運転員B及びCは、A－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。
- ⑯^a 中央制御室運転員Aは、A－中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直長に報告する。
- ⑰^a 当直長は、運転員にA－115V系充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑱^a 現場運転員B及びCは、C/C C系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地上1階（非管理区域）のA－115V系充電器盤の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直長に報告する。
- ⑲^a 当直長は、L/C C系及びL/C D系復旧完了後、運転員に中央制御室監視計器の復旧開始を指示する。
- ⑳^a 現場運転員B及びCは、中央制御室監視計器C系の遮断器操作又は受電確認を実施し、中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認し、当直長に報告する。
- ㉑^a 現場運転員B及びCは、中央制御室監視計器D系の遮断器操作又は受電確認を実施し、中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認し、当直長に報告する。
- ㉒^a 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室監視計器が復旧されたことを状態表示にて確認し、当直長に報告する。

⑫^b B－115V系充電器盤受電の場合

当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、B－中央制御室排風機及びB－115V系充電器盤が使用可能か確認する。

- ⑬^b 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B－中央制御室排風機及びB－115V系充電器盤の使用可否を当直長に報告する。
- ⑭^b 当直長は、緊急時対策本部からの報告で、B－中央制御室排風機及びB－115V系充電器盤が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B－中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。
- ⑮^b 現場運転員B及びCは、B－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。
- ⑯^b 中央制御室運転員Aは、B－中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直長に報告する。
- ⑰^b 当直長は、運転員にB－115V系充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑱^b 現場運転員B及びCは、C/C D系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地下1階中階（非管理区域）のB－115V系充電器盤の運

転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直長に報告する。

B-115V系充電器盤受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A-115V系充電器盤受電の場合」の操作手順⑱a～㉔aと同様である。

⑫^c B 1-115V系充電器盤 (S A) 受電の場合

当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、B-中央制御室排風機及びB 1-115V系充電器盤 (S A) が使用可能か確認する。

⑬^c 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B-中央制御室排風機及びB 1-115V系充電器盤 (S A) の使用可否を当直長に報告する。

⑭^c 当直長は、緊急時対策本部からの報告で、B-中央制御室排風機及びB 1-115V系充電器盤 (S A) が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B-中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。

⑮^c 現場運転員B及びCは、B-中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。

⑯^c 中央制御室運転員Aは、B-中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直長に報告する。

⑰^c 当直長は、運転員にB 1-115V系充電器盤 (S A) の受電開始を指示する。

⑱^c 現場運転員B及びCは、C/C D系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地下1階中階(非管理区域)のB 1-115V系充電器盤 (S A) の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直長に報告する。

B 1-115V系充電器盤 (S A) 受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A-115V系充電器盤受電の場合」の操作手順⑱a～㉔aと同様である。

⑫^d S A用115V系充電器盤受電の場合

当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、B-中央制御室排風機及びS A用 115V系充電器盤が使用可能か確認する。

⑬^d 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼ

ル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B－中央制御室排風機及びSA用115V系充電器盤の使用可否を当直長に報告する。

⑭^d当直長は、緊急時対策本部からの報告で、B－中央制御室排風機及びSA用115V系充電器盤が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B－中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。

⑮^d現場運転員B及びCは、B－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。

⑯^d中央制御室運転員Aは、B－中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直長に報告する。

⑰^d当直長は、運転員にSA用115V系充電器盤の受電開始を指示する。

⑱^d現場運転員B及びCは、C/C D系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地下1階中階（非管理区域）のSA用115V系充電器盤の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直長に報告する。

SA用115V系充電器盤受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A－115V系充電器盤受電の場合」の操作手順

⑲a～⑳aと同様である。

⑫^e 230V系充電器盤（RCIC）受電の場合

当直長は、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、B－中央制御室排風機及び230V系充電器盤（RCIC）が使用可能か確認する。

⑬^e緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B－中央制御室排風機及び230V系充電器盤（RCIC）の使用可否を当直長に報告する。

⑭^e当直長は、緊急時対策本部からの報告で、B－中央制御室排風機及び230V系充電器盤（RCIC）が使用可能であれば、中央制御室運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B－中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。

⑮^e現場運転員B及びCは、B－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。

⑯^e中央制御室運転員Aは、B－中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直長に報告する。

⑰^e当直長は、運転員に230V系充電器盤（RCIC）の受電開始を指示する。

⑱^e現場運転員B及びCは、C/C D系の遮断器を「入」操作し、廃

棄物処理建物地下1階中階（非管理区域）の230V系充電器盤（R C I C）の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直長に報告する。

230V系充電器盤（R C I C）受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A-115V系充電器盤受電の場合」の操作手順①a～②aと同様である。

(c) 操作の成立性

B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（S A）及びS A用115V系蓄電池による給電は、現場運転員2名にて直流母線（B-115V系直流盤、B-115V系直流盤（S A）及びS A対策設備用分電盤（2））へ自動で給電されることを確認する。中央制御室近傍での電圧確認であるため、速やかに対応ができる。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（S A）受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで30分以内で可能である。
- ・ A-115V系充電器盤受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ B-115V系充電器盤受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ B1-115V系充電器盤（S A）受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ S A用115V系充電器盤受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ 230V系充電器盤（R C I C）受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ 中央制御室監視計器C系及びD系復旧まで40分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(4))

b. 可搬型直流電源設備による給電

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時に、B1-115V系蓄電池（S A）、230V系蓄電池（R C I C）及びS A用115V系蓄電池による給電ができない場合に、可搬型直流電源設備（高圧発電機車及び充電器盤（B1-115V系充電器盤（S A）、S A用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））により直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型直流電源設備による給電（高圧発電機車によるS A低圧母線、充電器盤への給電）の優先順位は以下のとおり。

1. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
2. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
3. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1. 14. 2. 5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1. 14-6図に、概要図を第1. 14-26図及び第1. 14-27図に、タイムチャートを第1. 14-28図から第1. 14-30図に示す。

なお、高圧発電機車によるSAコントロールセンタ受電の操作手順については「1. 14. 2. 3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順のうち、「高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順と同様であるため、当該手順にて実施する。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧発電機車による充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車による充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））への給電準備を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車による充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））への給電準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員A及び緊急時対策要員は、充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））の受電に先立ち、「1. 14. 2. 3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順のうち、「高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順にてSAコントロールセンタの受電を実施する。
- ⑤現場運転員B及びCは、仮設ケーブル接続のためC/C C系又はC

／C D系の負荷「中央制御室排風機」の遮断器を「切」とし、当直長に報告する。

- ⑥緊急時対策要員は、SAコントロールセンタから中央制御室排風機用のC/C C系又はC/C D系に仮設ケーブルを敷設する。
- ⑦現場運転員B及びCは、A－中央制御室排風機又はB－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、SAコントロールセンタから中央制御室排風機用のC/C C系又はC/C D系に仮設ケーブルを接続するとともに、絶縁抵抗測定によりSAコントロールセンタから中央制御室排風機用のC/C C系又はC/C D系までの間の電路の健全性を確認し、仮設ケーブル接続完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑩当直長は、現場運転員に中央制御室排風機の電源の復旧を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、仮設ケーブルを接続したSAコントロールセンタの遮断器を「入」とし、中央制御室排風機の電源が復旧したことを当直長に報告する。
- ⑫当直長は、中央制御室運転員に中央制御室排風機の起動操作を指示する。
- ⑬中央制御室運転員Aは、中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを確認し、起動操作が完了したことを当直長に報告する。
- ⑭当直長は、現場運転員にSAコントロールセンタから充電器盤への給電開始を指示する。
- ⑮現場運転員B及びCは、充電器切替盤にて「C/C C系又はC/C D系」から「SAコントロールセンタ」へ受電切替操作を行い、充電器盤（B1－115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））の運転状態及び充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

優先1の高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電完了まで5時間以内で可能である。

優先2の高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電完了まで5時間以内で可能である。

優先3の高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の

緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)による給電完了まで5時間10分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(5))

c. 直流給電車による直流盤への給電

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ可搬型直流電源設備による直流電源の給電ができない場合に、直流給電車をB-115V系直流盤、230V系直流盤(RCIC)、B-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)に接続し、直流電源を給電する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車による給電操作が完了する見込みがない場合において、可搬型直流電源設備による給電ができない場合。

(b) 操作手順

直流給電車による直流盤への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-31図に、タイムチャートを第1.14-32図及び第1.14-33図に示す。

[優先1. 廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電]

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策本部に直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備開始を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に直流給電車(廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続)によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備開始を指示する。
- ④現場運転員B及びCは、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備のためB-115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の出力遮断器を「切」とし、当直長にB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電前準備完了

を報告する。

- ⑤緊急時対策要員は、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備として直流電路の回路構成、高圧発電機車及び直流給電車の起動準備を行い、緊急時対策本部に給電準備完了を報告する。
- ⑥当直長は、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備が完了したことを緊急時対策本部へ報告するとともに、給電開始を依頼する。
- ⑦緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車の起動及び直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、高圧発電機車の起動後、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電操作を実施し、給電が開始したことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電が開始したことを報告する。
- ⑩当直長は、現場運転員にB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)の電圧確認を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、外観点検によりB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることの確認を行い、給電が開始されたことを当直長に報告する。

[優先2. 原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電]

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は、緊急時対策本部に直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備開始を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に直流給電車(原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続)によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備開始を指示する。
- ④現場運転員B及びCは、直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備のためB1-115V系充電器盤(SA)及び230V系充電器盤(常用)の出力遮断器を「切」とし、当直長にB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電前準備完了を報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び

230V系直流盤（常用）への給電準備として直流電路の回路構成、高圧発電機車及び直流給電車の起動準備を行い、緊急時対策本部に給電準備完了を報告する。

- ⑥当直長は、直流給電車によるB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）への給電準備が完了したことを緊急時対策本部へ報告するとともに、給電開始を依頼する。
- ⑦緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車の起動及び直流給電車によるB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）への給電開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、高圧発電機車の起動後、直流給電車によるB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）への給電操作を実施し、給電が開始したことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に直流給電車によるB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）への給電が開始したことを報告する。
- ⑩当直長は、現場運転員にB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）の電圧確認を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、外観点検によりB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることの確認を行い、給電が開始されたことを当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

優先1の廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電操作は、現場運転員2名、緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電完了まで3時間25分以内で可能である。

優先2の原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電操作は、現場運転員2名、緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから直流給電車によるB-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）への給電完了まで3時間25分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(6))

(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

- a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時に、M/C D系への給電のため、SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤への給電を実施し、M/C D系の受電遮断器の制御電源を確保する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時、SA用115V系蓄電池の電圧が規定電圧である場合で、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車によるM/C D系への給電が可能となった場合。

(b) 操作手順

SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-34図に、タイムチャートを第1.14-35図に示す。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員にSA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電準備開始を指示する。
- ②現場運転員B及びCは、B-115V系直流盤の負荷抑制として、B-115V系直流盤にてM/C D系遮断器制御電源以外の負荷の遮断器を「切」とする。
- ③現場運転員B及びCは、SA用115V系蓄電池からB-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)へ放電させないために、B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)の遮断器を「切」とする。
- ④現場運転員B及びCは、SA用115V系充電器盤のB-115V系直流盤(SA)の遮断器並びにB-115V系直流盤(SA)のSA用115V系充電器盤受電遮断器及びB-115V系直流盤の遮断器を「入」操作し、当直長にB-115V系直流盤受電準備完了を報告する。
- ⑤当直長は、現場運転員にSA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤の受電開始を指示する。
- ⑥現場運転員B及びCは、B-115V系直流盤にてB-115V系直流盤(SA)の遮断器を「入」とし、B-115V系直流盤受電を実施する。
- ⑦現場運転員B及びCは、廃棄物処理建物地上1階(非管理区域)のSA用115V系充電器盤蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認し、受電完了を当直長に報告する。
- ⑧当直長は、運転員にM/C D系の受電操作開始を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからB-115V系直流盤受電完了まで30分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(7))

b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電

外部電源、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用直流電源喪失後、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車による給電が可能な場合、M/C C系を受電後、A-115V系充電器盤からA-115V系直流盤へ給電し、遮断器の制御電源を確保する。

なお、M/C C系の受電時に、M/C C系の受電遮断器の制御電源が喪失している場合には、手動にて遮断器を投入後、受電操作を実施する。

また、給電手段、電路構成及びM/C C系受電前準備については「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」、「1.14.2.1(1) b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」及び「1.14.2.1(1) c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電」と同様である。

代替交流電源設備によるM/C C系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）
3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）

(a) 手順着手の判断基準

A-115V系直流盤の電圧が喪失した場合で、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車のいずれかの手段によるM/C C系への給電のための電路構成、M/C C系受電前準備及び起動操作が完了している場合。

(b) 操作手順

非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-36図から第1.14-38図に、タイムチャートを第1.14-39図から第1.14-41図に示す。

なお、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は高圧発電機車

のいずれかの手段によるM/C C系への給電のための電路構成，M/C C系受電前準備及び起動操作については「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」，「1.14.2.1(1) b. 高圧発電機によるM/C C系又はM/C D系受電」又は「1.14.2.1(1) c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電」の操作手順にて実施し，その後，本手順を実施する。

- ①当直長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にA-115V系直流盤受電準備開始を指示する。
- ②現場運転員B及びCは，M/C C系の受電遮断器を手動操作にて「入」とし，当直長にM/C C系の受電準備完了を報告する。号炉間電力融通ケーブルを使用した給電の場合，M/C C系の母線連絡遮断器及びM/C A系の受電遮断器を手動操作にて「入」とし，当直長にM/C C系の受電準備完了を報告する。

〔優先1. ガスタービン発電機によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③^a当直長は，ガスタービン発電機による給電が可能な場合は，運転員にM/C C系への給電開始を指示する。
- ④^a中央制御室運転員Aは，ガスタービン発電機からM/C C系へ給電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」とし，ガスタービン発電機から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑤^a現場運転員B及びCは，外観点検によりM/C，L/C，C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後，当直長に報告する。
M/C，L/C，C/CのC系の受電完了後，A-115V系充電器盤の受電開始を指示する。

操作手順については，「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫a～と同様である。

〔優先2. 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③^b当直長は，号炉間電力融通ケーブル（1号炉）による電力融通が可能な場合は，運転員にM/C C系への電力融通開始を指示する。
- ④^b中央制御室運転員Aは，1号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線の母線連絡及び予備変受電の遮断器を「入」とし，号炉間電力融通ケーブル（1号炉）による電力融通を開始する。
- ⑤^b現場運転員B及びCは，外観点検によりM/C，L/C，C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後，当直長に報告する。
M/C，L/C，C/CのC系の受電完了後，A-115V系充電器盤の受電開始を指示する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫ a～と同様である。

〔優先3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③[°]当直長は、高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部にM/C-C系の受電開始を依頼する。
- ④[°]緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C-C系の受電開始を指示する。
- ⑤[°]緊急時対策要員は、高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電を実施し、高圧発電機車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥[°]緊急時対策本部は、当直長に高圧発電機車によるM/C-C系への給電が開始したことを報告する。
- ⑦[°]当直長は、現場運転員に高圧発電機車によるM/C-C系への給電が開始されたことの確認を指示する。
- ⑧[°]現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C、L/C、C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告する。
M/C、L/C、C/CのC系の受電完了後、A-115V系充電器盤の受電開始を指示する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫ a～と同様である。

〔優先4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③^d当直長は、高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部にM/C-C系の受電開始を依頼する。
- ④^d緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C-C系の受電開始を指示する。
- ⑤^d緊急時対策要員は、高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電を実施し、高圧発電機車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥^d緊急時対策本部は、当直長に高圧発電機車によるM/C-C系への

給電が開始したことを報告する。

⑦^d当直長は、現場運転員に高圧発電機車によるM/C C系への給電が開始されたことの確認を指示する。

⑧^d現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C, L/C, C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告する。

M/C, L/C, C/CのC系の受電完了後、A-115V系充電器盤の受電開始を指示する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫a～と同様である。

[優先5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるA-115V系直流盤受電の場合]

③^e当直長は、高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部にM/C C系の受電開始を依頼する。

④^e緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるM/C C系の受電開始を指示する。

⑤^e緊急時対策要員は、高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）による給電を実施し、高圧発電機車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑥^e緊急時対策本部は、当直長に高圧発電機車によるM/C C系への給電が開始したことを報告する。

⑦^e当直長は、現場運転員に高圧発電機車によるM/C C系への給電が開始されたことの確認を指示する。

⑧^e現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C, L/C, C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告する。

M/C, L/C, C/CのC系の受電完了後、A-115V系充電器盤の受電開始を指示する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫a～と同様である。

(c) 操作の成立性

上記優先1の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからガスタ

ービン発電機によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間35分以内で可能である。

上記優先2の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから号炉間電力融通ケーブル（1号炉）によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間45分以内で可能である。

上記優先3、優先4及び優先5の操作は、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）、高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）又は高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間35分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料1.14.2(8)）

(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電

当該号炉で外部電源喪失及び非常用直流電源設備の機能喪失により非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保できない場合において、他号炉のC/Cから号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤を受電し、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する。

また、他号炉で外部電源喪失及び非常用直流電源設備が機能喪失し、当該号炉の電源が確保されている場合は、同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源の喪失により非常用ディーゼル発電機が起動できず、外部電源、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び高圧発電機車による給電が不可能な状況において、他号炉のL/C C系又はL/C D系の電圧が正常で他号炉のC/C C系又はC/C D系からの給電が可能である場合。

(b) 操作手順

号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、

概要図を第1.14-42図に、タイムチャートを第1.14-43図に示す。

(本手順は、当該号炉で外部電源喪失並びに非常用直流電源設備が機能喪失した状況において、他号炉のC/C C系又はC/C D系から号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤を受電する操作手順を示す。)

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に他号炉のC/C C系又はC/C D系を経由した当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤の受電準備を指示する。
- ②現場運転員B及びCは、バッテリー室換気のための空調機電源が確保できないため、A-115V系蓄電池又はB-115V系蓄電池の遮断器を「切」とする。
- ③現場運転員B及びCは、当該号炉のC/C C系及びA-115V系直流盤の受電前準備、又はC/C D系及びB-115V系直流盤の受電前準備としてC/C C系又はC/C D系の負荷抑制のためにあらかじめ定められた負荷の遮断器を「切」とし、当直長に受電準備完了を報告する。
- ④当直長は、現場運転員に他号炉のC/C C系又はC/C D系による当該号炉のC/C C系又はC/C D系への給電開始を指示する。
- ⑤現場運転員B及びCは、他号炉のC/C C系又はC/C D系の母線連絡ラインの遮断器を「入」とし、当該号炉への給電を開始したことを当直長に報告する。
- ⑥当直長は、他号炉のC/C C系又はC/C D系による当該号炉のC/C C系又はC/C D系への給電完了後、現場運転員に交流電源によるA-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑦現場運転員B及びCは、A-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤へ給電するための遮断器を「入」とし、廃棄物処理建物地上1階（非管理区域）のA-115V系充電器盤充電器電圧指示値及びA-115V系直流盤電圧指示値又は廃棄物処理建物地下1階中階（非管理区域）のB-115V系充電器盤充電器電圧指示値及びB-115V系直流盤電圧指示値が規定電圧であることにより確認するとともに、当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから他号炉のC/Cによる当該号炉A-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電完了まで55分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に、ガスタービン発電機又は高圧発電機車から代替所内電気設備へ給電することで、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

なお、負荷への給電にあたっては、非常用コントロールセンタ及び非常用コントロールセンタ切替盤の双方が健全であれば、非常用コントロールセンタ切替盤での給電を優先して使用する。

代替交流電源設備によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ(以下、「SA-L/C及びSA-C/C」という。)への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
3. 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
4. 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。なお、ガスタービン発電機への燃料補給については、自動給油である。

(a) 手順着手の判断基準

非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大時等対処設備が必要な場合で、ガスタービン発電機又は高圧発電機車からSA-L/C及びSA-C/Cへ給電が可能な場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSA-L/C及びSA-C/C受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-44図に、タイムチャートを第1.14-45図から第1.14-48図に示す。

〔優先1．ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合〕

- ①^a当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/Cへの受電開始を指示する。
- ②^a中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、ガスタービン発電機を起動及び緊急用メタクラの受電を電圧確認により実施し、緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器の「入」操作を実施する。
- ③^a中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、ガスタービン発電機から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ④^a当直長は、SA電源切替盤による給電の場合には、現場運転員にSA電源切替盤による負荷への給電開始を指示する。
当直長は、非常用コントロールセンタ切替盤による給電の場合には、中央制御室運転員に非常用コントロールセンタ切替盤による給電開始を指示する。
- ⑤^a現場運転員B及びCは、SA電源切替盤による給電の場合には、SA電源切替盤にて各電動弁電源を「SA側」へ切り替えを行い、切替作業完了を当直長へ報告する。
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤による給電の場合には、CSで切り替えを行い、切替作業完了を当直長へ報告する。
- ⑥^a中央制御室運転員Aは、電動弁の電源が復旧したことを状態表示ランプにて確認する。

〔優先2．高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合〕

- ①^b当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。
- ②^b当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電を依頼する。
- ③^b緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電準備開始を指示する。
- ④^b中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの遮断器の「切」を確認した後、緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器及び非常用高圧母線用遮断器の「入」操作を行い、当直長にSA-L/C及びSA-C/C

Cの受電準備完了を報告する。

- ⑤^b当直長は、緊急時対策本部に緊急用メタクラ、SA-L/C及びSA-C/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥^b緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物西側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ⑦^b緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において給電する緊急用メタクラへの切替作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からSA-L/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧^b緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電開始を指示する。
- ⑨^b緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cまでの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩^b緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、高圧発電機車から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑪^b当直長は、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電の確認を指示する。
- ⑫^b中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、SA-L/C及びSA-C/Cが受電されたことを当直長へ報告する。
SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順④a～⑥aと同様である。

[優先3. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合]

- ①^c当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。
- ②^c当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電を依頼する。
- ③^c緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及び

SA-C/Cへの給電準備開始を指示する。

- ④° 中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの遮断器の「切」を確認した後、緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器及び非常用高圧母線用遮断器の「入」操作を行い、当直長にSA-L/C及びSA-C/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑤° 当直長は、緊急時対策本部に緊急用メタクラ、SA-L/C及びSA-C/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥° 緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物南側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ⑦° 緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において給電する緊急用メタクラへの切替作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からSA-L/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧° 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電開始を指示する。
- ⑨° 緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cまでの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩° 緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、高圧発電機車から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑪° 当直長は、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電の確認を指示する。
- ⑫° 中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、SA-L/C及びSA-C/Cが受電されたことを当直長へ報告する。
SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順④a～⑥aと同様である。

〔優先4．高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合〕

- ①^d 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。

- ②^d当直長は、緊急時対策本部に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電を依頼する。
- ③^d緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電準備開始を指示する。
- ④^d中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの遮断器の「切」を確認した後、緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器の「入」操作を行い、当直長にSA-L/C及びSA-C/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑤^d当直長は、緊急時対策本部に緊急用メタクラ、SA-L/C及びSA-C/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥^d緊急時対策要員は、高圧発電機車をガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ⑦^d緊急時対策要員は、緊急用メタクラの受電遮断器を「入」操作するとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からSA-L/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧^d緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）による給電開始を指示する。
- ⑨^d緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cまでの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩^d緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、高圧発電機車から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑪^d当直長は、中央制御室運転員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電の確認を指示する。
- ⑫^d中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、SA-L/C及びSA-C/Cが受電されたことを当直長へ報告する。
SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順④a～⑥aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先1のガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで10分以内で可能である。

優先2の高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで4時間20分以内で可能である。

優先3の高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで4時間20分以内で可能である。

優先4の高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで4時間30分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(10))

1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順

(1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合、並びに外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となるM/C C系及びM/C D系への給電を実施する。なお、M/C D系受電を優先させ、その後にM/C C系へ給電する。

M/C C系及びM/C D系受電操作完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、

230V系充電器盤(R C I C)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

代替交流電源設備によるM/C C系及びM/C D系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
3. 号炉間電力融通ケーブル(1号炉)
4. 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
5. 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
6. 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)

なお、優先2の手順については「c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先3の手順については「d. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先4、優先5及び優先6の手順については「b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。なお、ガスタービン発電機への燃料補給は自動給油である。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機の故障によりM/C C系及びD系へ給電ができない場合。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-8図に、タイムチャートを第1.14-9図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先1. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電の場合〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作のガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による給電開始まで10分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了まで40分以内で可能である。

- ・ガスタービン発電機によるM/C C系受電完了まで1時間10分以内で可能である。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先1. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電の場合〕の操作の成立性と同様である。

(添付資料1.14.2(1))

b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び号炉間電力融通ケーブルによるM/C C系及びM/C D系への給電が見込めない場合、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C C系又はM/C D系を受電し、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。M/C C系又はM/C D系の受電完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合。

(b) 操作手順

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-10図に、タイムチャートを第1.14-11図から第1.14-13図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先3. 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕、〔優先4. 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕及び〔優先5. 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先4の高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間20分以内で可能である。

優先5の高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間20分以内で可能である。

優先6の高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間30分以内で可能である。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕、〔優先4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕及び〔優先5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作の成立性と同様である。

(添付資料1.14.2(2))

c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電

外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障により、非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系の母線電圧が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C HPCS系及びM/C C A系を経由して非常用所内電気設備であるM/C C系（又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C HPCS系、M/C A系及びM/C B系を経由して非常用所内電気設備であるM/C D系）へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障により、M/C C系及びD系の母線電圧が喪失している状態で、非常用ディーゼル発電機による受電ができない場合において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、M/C HPCS系、M/C A系（及びB系）及びM/C C系（又はD系）の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合。

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系への受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-49図及び第1.14-50図に、タイムチャートを第1.14-51図に示す。

〔高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C C系受電の場合〕

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系を経由したM/C C系の受電準備開始を指示する。
 - ②中央制御室運転員Aは、受電前準備として、受電するM/C、L/C、C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引きロック」又は「停止」とし、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系及びC系の受電準備が完了したことを当直長に報告する。
 - ③現場運転員B及びCは、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。
 - ④現場運転員B及びCは、M/C HPCS系の受電遮断器のインターロック解除処置を実施し、受電準備が完了したことを当直長に報告する。
 - ⑤当直長は、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系への給電開始を指示する。
 - ⑥中央制御室運転員Aは、M/C HPCS系及びC系の受電遮断器の「入」操作及び受電したM/Cの電圧確認を行い、給電が開始したことを当直長に報告する。
 - ⑦現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩a～と同様である。

- 〔高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C D系受電の場合〕
- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系及びM/C B系を経由したM/C D系の受電準備開始を指示する。
 - ②中央制御室運転員Aは、受電前準備として、受電するM/C, L/C, C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とし、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系, B系及びD系の受電準備が完了したことを当直長に報告する。
 - ③現場運転員B及びCは、M/C, L/C, C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。
 - ④現場運転員B及びCは、M/C HPCS系, M/C A系及びM/C B系の受電遮断器のインターロック解除処置を実施し、受電準備が完了したことを当直長に報告する。
 - ⑤当直長は、中央制御室運転員Aに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C D系への給電開始を指示する。
 - ⑥中央制御室運転員Aは、M/C HPCS系, A系, B系及びD系の受電遮断器の「入」操作及び受電したM/Cの電圧確認を行い、給電が開始したことを当直長に報告する。
 - ⑦現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C, L/C, C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩ a～と同様である。

(c) 操作の成立性

優先2の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系（又はD系）受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は1時間15分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(11))

- d. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電
- 当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない場合において、号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉のM/C C系又はM/C D

系から当該号炉のM/C C系又はM/C D系までの電路を構成し、他号炉から給電することにより、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

また、他号炉で全交流動力電源が喪失し、当該号炉の電源が確保されている場合は、同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない状況において、他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-14図に、タイムチャートを第1.14-15図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先2.号炉間電力融通ケーブル（1号炉）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先3の号炉間電力融通ケーブル（1号炉）を使用したM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は1時間35分以内と想定する。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先2.号炉間電力融通ケーブル（1号炉）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作の成立性と同様である。

(添付資料 1.14.2(3))

1.14.2.5 燃料の補給手順

(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給

重大事故等の対処に必要なとなる大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に給油する。

上記設備に給油するため、ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクとタンクローリをホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行う。

燃料補給設備によるタンクローリへの補給の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機用軽油タンク
2. ディーゼル燃料貯蔵タンク

なお、補給する軽油は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されているディーゼル燃料貯蔵タンクの軽油を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置を使用する場合。

b. 操作手順

〔優先1. ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへ補給する場合〕

ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-52図に、タイムチャートを第1.14-53図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員にガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへ軽油の補給開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備し、車両保管場所へ移動し、タンクローリの健全性を確認する。
- ③緊急時対策要員は、ガスタービン発電機用軽油タンクへ移動し、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁の閉止フランジを取り外し、燃料抜き用バルブ付アタッチメントを取り付ける。
- ④緊急時対策要員は、タンクローリの吐出口にホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、タンクローリに接続したホースをガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁に取り付けた燃料抜き用バルブ付アタッチメントへ接続し、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁を「開」操作する。
- ⑥緊急時対策要員は、燃料抜き用バルブ付アタッチメントの弁を「開」操作する。
- ⑦緊急時対策要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、車両付ポンプを作動させた後、タンクローリの各バルブを「開」操作し、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。
- ⑧緊急時対策要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、満タンとなったことを確認後、車両付ポンプを停止し、タンクローリの各バルブ及び燃料抜き用バルブ付アタッチメントの弁を「閉」操作し、タンクローリからホースを取り外した後（継続的にホースを使用する場合は、当該ホースをガスタービン発電機用軽油タンク側に接続したままとする）、ガスタービン発電機用軽油タンクからタ

ンクローリへの補給が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

- ⑨緊急時対策要員は、「(2)タンクローリから各機器等への給油」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記操作手順④から⑧（⑤は軽油タンク側にホースを接続済みのため実施不要）を繰り返す。

〔優先2．ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへ補給する場合〕
ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-54図に、タイムチャートを第1.14-55図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されているディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへ軽油の補給開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備し、車両保管場所へ移動し、タンクローリの健全性を確認する。
- ③緊急時対策要員は、補給先に指定されたディーゼル燃料貯蔵タンクへ移動し、閉止フランジを取り外し、ホースを挿入する。
- ④緊急時対策要員は、タンクローリの吐出口にホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、車両付ポンプを作動させた後、タンクローリの各バルブを「開」操作し、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給を開始する。
- ⑥緊急時対策要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、満タンとなったことを確認後、車両付ポンプを停止し、タンクローリの各バルブを「閉」操作し、タンクローリからホースを取り外した後（継続的にホースを使用する場合は、当該ホースをディーゼル燃料貯蔵タンク側に挿入したままとする）、ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給が完了したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、「(2)タンクローリから各機器等への給油」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記操作手順④から⑥を繰り返す。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ1台当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからタンクローリへの補給完了までガスタービン発電機用軽油タンクは1時間40分以内、ディーゼル燃料貯蔵タンクは2時間20分以内で可能である。

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

(添付資料1.14.2(12))

(2) タンクローリから各機器等への給油

重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に対して、タンクローリを用いて給油する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置を運転した場合において、各機器の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃費からあらかじめ算出した給油時間^{※1}となった場合。

※1：給油間隔は以下のとおりであり、各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。

ただし、以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に給油することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、給油間隔を考慮して作業を実施する。

- ・大量送水車：運転開始後約1時間40分
- ・高圧発電機車：運転開始後約1時間35分
- ・大型送水ポンプ車：運転開始後約1時間30分
- ・可搬式窒素供給装置：運転開始後約1時間40分

b. 操作手順

タンクローリから各機器等への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-56図に、タイムチャートを第1.14-57図及び第1.14-58図に示す。

- ①緊急時対策本部は、緊急時対策要員にタンクローリによる給油対象設備への給油を指示する。
- ②緊急時対策要員は、給油対象設備の近傍まで移動し、タンクローリの給油前準備を行い、必要な距離分の給油ホースを引き出す。
- ③緊急時対策要員は、タンクローリの車両付ポンプを作動させる。
- ④緊急時対策要員は、給油対象設備の燃料タンクの蓋を「開」とし、給油ノズルレバーを握り、タンクローリによる給油対象設備への給油を開始する。
- ⑤緊急時対策要員は、給油対象設備の給油状態を目視で確認し、必要量の給油完了を確認後、給油ノズルレバーを開放し、タンクローリによる給油対象設備への給油を完了する。
- ⑥緊急時対策要員は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に、上記操作手順②から⑤を繰り返す。また、タンクローリの軽油の残量に応じて、「(1)ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリへ軽油を補給する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・タンクローリによる給油対象設備への給油は30分以内（1 台当たり）で可能である。

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

なお、各設備の燃料が枯渇しないよう以下の時間までに給油を実施する。

- ・大量送水車の燃費は、定格容量にて約65L/hであり、起動から燃料枯渇までの時間は約 3 時間
- ・高圧発電機車の燃費は、定格容量にて約115L/hであり、起動から燃料枯渇までの時間は約 2 時間
- ・大型送水ポンプ車の燃費は、定格容量にて約310L/hであり、起動から燃料枯渇までの時間は約 3 時間
- ・可搬式窒素供給装置の燃費は、定格容量にて約36L/hであり、起動から燃料枯渇までの時間は約10時間

また、多くの給油対象設備が必要となる事象（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合）を想定した場合、事象発生後 7 日間、それらの設備（ガスタービン発電機、大量送水車及び大型送水ポンプ車等）の運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約421kLである。ガスタービン発電機用軽油タンクにおいては、500kL以上となるよう管理する。

（添付資料 1. 14. 2(13)）

1. 14. 2. 6 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 非常用交流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合は、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動、又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線に給電する。

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は、ディーゼル燃料デイタンクの油面が規定値以下まで低下するとディーゼル燃料移送ポンプが自動起動し、ディーゼル燃料貯蔵タンクからディーゼル燃料デイタンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、ディーゼル燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は非常用高圧母線の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

非常用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-59図に、タイムチャートを第1.14-60図に示す。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に非常用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し、受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは、中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、受電遮断器を投入する。
- ③中央制御室運転員Aは、非常用高圧母線へ給電が開始されたことをM/C電圧指示値の上昇及び非常用ディーゼル又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル電力指示値の上昇により確認し、当直長に報告する。

c. 操作の成立性

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の自動起動は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し、受電遮断器が投入される（M/C C系、D系又はHPC S系が受電する）ことの確認完了まで1分以内で可能である。

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を手動起動し、受電遮断器が投入（M/C C系、D系又はHPC S系が受電する）完了まで3分以内で可能である。

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) 非常用直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線への給電から、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による直流母線への給電に自動で切り替わることを確認する。蓄電池による給電が開始されたことを確認後、A-115V系蓄電池については、蓄電池の延命のため、A-115V系直流盤の不要な負荷の切離しを実施する。また、B-115V系蓄電池については、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後8時間が経過する時点で、B-115V系直流盤の不要な負荷の切離しを実施し、B-115V系蓄電池による給電からB1-

115V系蓄電池（S A）による給電に切替を実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、A-115V系充電器、B-115V系充電器、高圧炉心スプレイ系充電器、B 1-115V系充電器（S A）、230V系充電器（R C I C）、A-原子炉中性子計装用充電器及びB-原子炉中性子計装用充電器の交流入力電源の喪失が発生した場合。

b. 操作手順

A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、230V系蓄電池（R C I C）、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-61図に、タイムチャートを第1.14-62図に示す。なお、B-115V系蓄電池及びB 1-115V系蓄電池（S A）による給電手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」にて整理する。

- ①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にA-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、230V系蓄電池（R C I C）、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、A-115V系充電器、高圧炉心スプレイ系充電器、230V系充電器（R C I C）、A-原子炉中性子計装用充電器及びB-原子炉中性子計装用充電器による給電が停止したことをM/C C系電圧、M/C H P C S系電圧及びM/C D系電圧にて確認し、当直長に報告する。
- ③現場運転員B及びCは、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、230V系蓄電池（R C I C）、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電が開始され、A-115V系直流盤、高圧炉心スプレイ系直流盤、230V系直流盤（R C I C）、A-原子炉中性子計装用充電器盤及びB-原子炉中性子計装用充電器盤電圧指示値が規定値であることを確認し、当直長に報告する。
- ④現場運転員B及びCは、A-115V系蓄電池の延命処置として制御電源及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。

c. 操作の成立性

A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、230V系蓄電池（R C I C）、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池からの給電は、現場運転員2名にて直流母線（A-115V系直流盤、高圧炉心スプレイ系直流盤、230V系直流盤（R C I C）、A-原子炉中性子計装用分電盤及びB-原子炉中性子計装用分電盤）へ自動で給電されることを確認する。

A-115V系直流盤、230V系直流盤（R C I C）、A-原子炉中性子計装用

充電器盤及びB－原子炉中性子計装用充電器盤は、中央制御室近傍での電圧確認であるため、速やかに対応ができる。

高圧炉心スプレイ系直流盤は、現場にて速やかに対応する。

不要な負荷の切離し操作は、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから不要な負荷の切離し完了まで30分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(14))

1.14.2.7 その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備による原子炉補機代替冷却系への給電手順については、「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。

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

1.14.2.8 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.14-63図に示す。

(1) 代替電源（交流）による対応手順

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として、ガスタービン発電機による給電、高圧発電機車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。

短期的には、低圧代替注水で用いる低圧原子炉代替注水系（常設）への給電、中長期的には、発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で給電が可能であるガスタービン発電機による給電を優先する。

ガスタービン発電機（優先1）から給電できず他号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は、号炉間電力融通ケーブル（優先2）を使用した電力融通を行う。なお、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通を行う場合は、電源を供給する号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する号炉の受電体制を確認した上で実施する。

ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合は、高圧発電機車を原子炉建物近傍又はガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）へ移動させ、複数ある接続口から給電ルートを選択して非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。高圧発電機車から非常用所内電気設

備へ給電する場合は、高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）（優先3）、高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）（優先4）、高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）（優先5）の順で高圧発電機車の給電ルートを選択する。また、高圧発電機車から代替所内電気設備へ給電する場合も同様な順で高圧発電機車の給電ルートを選択する。

上記の優先1から優先3までの手順を連続して実施した場合、充電器盤の受電完了まで7時間5分以内（あらかじめ他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通ができないと判断した場合は5時間30分以内）で実施可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

(2) 代替電源（直流）による対応手順

全交流動力電源喪失時、直流母線への給電ができない場合の対応手段として、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系、発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系、原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる格納容器フィルタベント系への給電が主な目的となる。短時間で給電が可能であり、長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失によりB-115V系充電器を経由したB-115V系直流盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、B-115V系蓄電池にて8時間30分、B1-115V系蓄電池（SA）を組み合わせ使用することで合計24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

なお、蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、蓄電池の切替えを実施する。

全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車を用いて直流母線へ給電するが、短時間で給電が可能な可搬型直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合は、充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。

全交流動力電源の喪失によりA-115V系充電器を経由したA-115V系直流盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、A-115V系蓄電池により自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。A-115V系蓄電池が枯渇した場合は、遮断器の制御電源が喪失しているため、遮断器を手動で投入してから代替交流電源設備により交流電源を復旧し、A-115V系充電器を受電して直流電源の機能を回復させる。

第 1.14-1 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, 対処設備, 手順書一覧 (1 / 5)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ディーゼル燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 線電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～ 非常用高圧母線電路 原子炉補機冷却系 ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系配 管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」
		非常用直流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系蓄電池 ※1 A-原子炉中性子計装用蓄電池 ※1 B-原子炉中性子計装用蓄電池 ※1 高圧炉心スプレイ系充電器 A-原子炉中性子計装用充電器 B-原子炉中性子計装用充電器 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路 A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電 器～直流母線電路 B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電 器～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」
		非常用直流電源設備による給電	A-115V 系蓄電池 ※1 B-115V 系蓄電池 ※1 B1-115V 系蓄電池 (SA) ※1 230V 系蓄電池 (R C I C) ※1 A-115V 系充電器 B-115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) 230V 系充電器 (R C I C) A-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線 電路 B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線 電路 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器 ～直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～ 直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」

対応手段, 対処設備, 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	対処設備	手順書	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる非常用母線受電」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続ブラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続ブラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続ブラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続ブラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続ブラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続ブラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続ブラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ディーゼル燃料貯蔵タンク	自主対策設備	
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (1号炉) 号炉間電力融通ケーブル (1号炉) ～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路 号炉間電力融通ケーブル (1号炉) ～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による非常用母線受電」

対応手段、対処設備、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処設備	対応手段	対処設備	手順書	
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	B-115V 系蓄電池 ※1 B1-115V 系蓄電池 (SA) ※1 230V 系蓄電池 (RCIC) ※1 B-115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) 230V 系充電器 (RCIC) B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「B1-115V 系蓄電池 (SA) によるB-115V 系直流盤受電」 「充電器復旧」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	常設代替直流電源設備による給電	SA用 115V 系蓄電池 ※1 SA用 115V 系充電器 SA用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SA用 115V 系蓄電池によるB-115V 系直流盤受電」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	高压発電機車 B1-115V 系充電器 (SA) SA用 115V 系充電器 230V 系充電器 (常用) 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)～充電器 (B1-115V 系充電器 (SA), SA用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))～直流母線電路 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～充電器 (B1-115V 系充電器 (SA), SA用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 ホース タンクローリ 高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～充電器 (B1-115V 系充電器 (SA), SA用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))～直流母線電路 ディーゼル燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高压発電機車による緊急用母線受電」 「充電器復旧」 原子力災害対策手順書 「高压発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高压発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保」 「高压発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
		自主対策設備		自主対策設備	
	直流給電車による給電	高压発電機車 直流給電車 115V 直流給電車 230V 高压発電機車～直流給電車～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 ディーゼル燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル (1号炉)	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による非常用低圧母線受電」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ メタクラ切替盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 SAロードセンタ SA1コントロールセンタ SA2コントロールセンタ 充電器電源切替盤 SA電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTTによる緊急用母線受電」 「主要補機の電源切替」 「高圧発電機車による緊急用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			緊急用メタクラ接続プラグ盤 非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備
非常用ディーゼル発電機による給電	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTTによる非常用母線受電」

対応手段, 対処設備, 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処設備	対応手段	対処設備	手順書	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（微候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ディーゼル燃料貯蔵タンク	自主対策設備	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ディーゼル燃料デイトンク 原子炉補機冷却系 ディーゼル燃料貯蔵タンク ディーゼル燃料移送ポンプ ディーゼル燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書（微候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「HPCS-DEGによる非常用母線受電」
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	自主対策設備	
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（1号炉） 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路 号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	自主対策設備	事故時操作要領書（微候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による非常用母線受電」
		燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 ホース タンクローリ
ディーゼル燃料貯蔵タンク	自主対策設備				

※1 : A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, SA用115V系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 1.14-2 表 重大事故等対処に係わる監視計器
監視計器一覧 (1 / 9)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる非常用母線受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		ガスタービン発電機 運転監視	ガスタービン発電機電圧 ガスタービン発電機電流 ガスタービン発電機電力
	操作	電源	緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続 プラグ盤からの電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
	操作	電源	緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧

監視計器一覧 (2 / 9)

手順書	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)	
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	高圧発電機車運転監視
	操作	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による非常用母線受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧 (他号炉) D-メタクラ母線電圧 (他号炉) HPCS-メタクラ母線電圧
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
	操作	非常用ディーゼル発電機運転監視 (他号炉)	A-ディーゼル発電機電圧 (他号炉) B-ディーゼル発電機電圧 (他号炉) A-ディーゼル発電機電力 (他号炉) B-ディーゼル発電機電力 (他号炉) A-ディーゼル発電機周波数 (他号炉) B-ディーゼル発電機周波数 (他号炉)

監視計器一覧 (3 / 9)

手順書	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)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」	判断基準	電源 220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 D-メタクラ母線電圧
	操作	電源 B-115V 系直流盤母線電圧 B-115V 系直流盤 (SA) 母線電圧 SA 対策設備用分電盤 (2) 母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「B1-115V 系蓄電池 (SA) によるB-115V 系直流盤受電」	判断基準	電源 220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 D-メタクラ母線電圧
		蓄電池放電継続時間 B-115V 系蓄電池の放電時間が8時間以上となるおそれ
	操作	電源 B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (SA)
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判断基準	電源 C-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源 A-115V 系充電器電圧 A-115V 系直流盤母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判断基準	電源 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源 B-115V 系充電器電圧 B-115V 系直流盤母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判断基準	電源 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源 B1-115V 系充電器 (SA) 電圧 B-115V 系直流盤 (SA) 母線電圧

監視計器一覧（4／9）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判断基準	電源	D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	SA用115V系充電器電圧 SA対策設備用分電盤（2）母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判断基準	電源	D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	230V系充電器（RCIC）電圧 230V系直流盤（RCIC）母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判断基準	電源	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	-	-
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 b. 可搬型直流電源設備による給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急用母線受電」 「充電器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B1-115V系蓄電池（SA）電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	B1-115V系充電器（SA）電圧 SA用115V系充電器電圧 230V系充電器（常用）電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急用母線受電」 「充電器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B1-115V系蓄電池（SA）電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	B1-115V系充電器（SA）電圧 SA用115V系充電器電圧 230V系充電器（常用）電圧
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 c. 直流給電車による直流盤への給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B1-115V系蓄電池（SA）電圧 230V系直流盤（RCIC）母線電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧
	操作	直流給電車運転監視	直流給電車電圧
		電源	B-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤（SA）母線電圧 230V系直流盤（RCIC）母線電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧

監視計器一覧 (5 / 9)

手順書	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)	
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電			
事故時操作領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電」	判断基準	電源	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
	操作	電源	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 B-115V系直流盤母線電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電			
事故時操作領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる非常用母線受電」 「号炉間融通による非常用母線受電」 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	A-115V系直流盤母線電圧
	操作	電源	A-115V系充電器電圧 A-115V系直流盤母線電圧 C-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保 a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電			
事故時操作領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による非常用低圧母線受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉) D-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)
	操作	電源	A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉) D-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)

監視計器一覧 (6 / 9)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる緊急用母線受電」	判断基準	電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	
	操作	ガスタービン発電機 運転監視	ガスタービン発電機電圧 ガスタービン発電機電流 ガスタービン発電機電力
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続 プラグ盤からの電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を 使用した緊急用M/C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる非常用母線受電」	判断基準	電源 220kV 第2原子力幹線 1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	
	操作	ガスタービン発電機 運転監視	ガスタービン発電機電圧 ガスタービン発電機電流 ガスタービン発電機電力
		電源	緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧

監視計器一覧 (7 / 9)

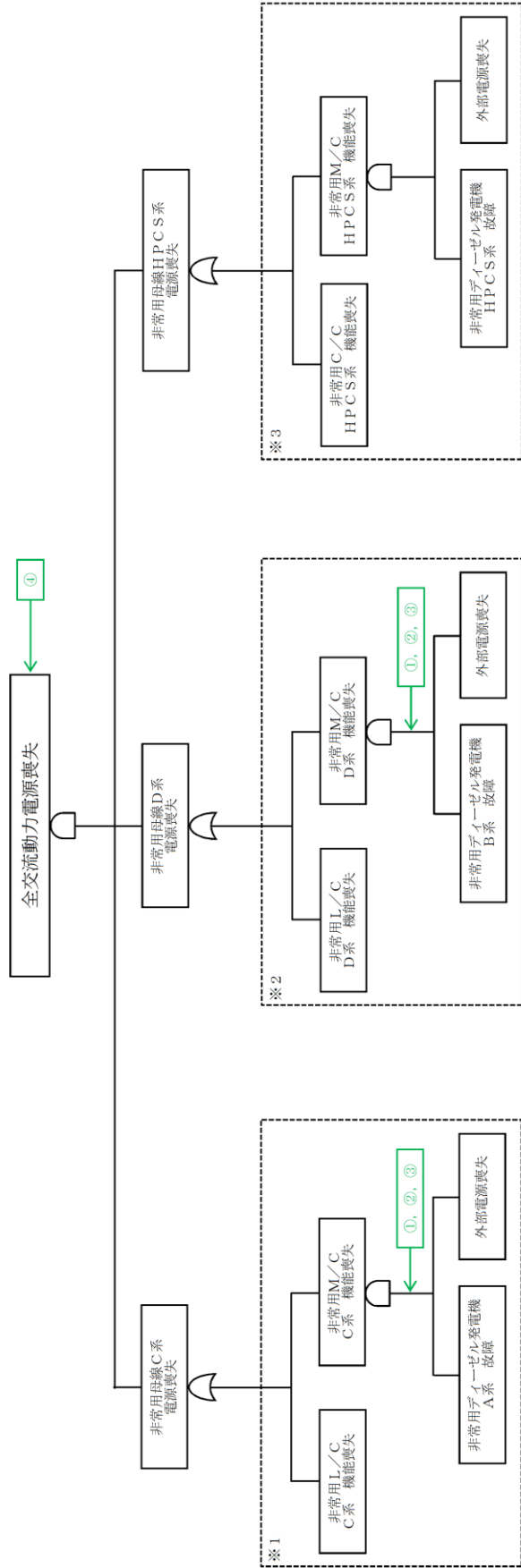
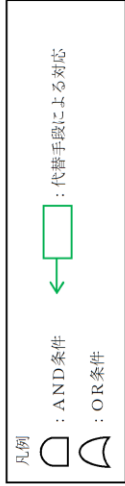
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続 プラグ盤からの電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源 220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による非常用母線受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用 したM/C C系又はM/C D系電源 確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源 220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 c. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「HPCS-DEGによる非常用母線受電」	判断基準	電源 220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	
	操作	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 運転監視	HPCS-ディーゼル発電機電圧 HPCS-ディーゼル発電機電力 HPCS-ディーゼル発電機周波数

監視計器一覧 (8 / 9)

手順書	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)
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 d. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による非常用母線受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧 (他号炉) D-メタクラ母線電圧 (他号炉)
		操作	電源
	非常用ディーゼル発電機運転監視 (他号炉)		A-ディーゼル発電機電圧 (他号炉) B-ディーゼル発電機電圧 (他号炉) A-ディーゼル発電機電力 (他号炉) B-ディーゼル発電機電力 (他号炉) A-ディーゼル発電機周波数 (他号炉) B-ディーゼル発電機周波数 (他号炉)
1.14.2.5 燃料の補給手順 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給			
原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」	判断基準	補機監視機能	ガスタービン発電機用軽油タンク 油面 タンクローリ油タンク レベル
	操作	補機監視機能	ガスタービン発電機用軽油タンク 油面 タンクローリ油タンク レベル
原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」	判断基準	補機監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル タンクローリ油タンク レベル
	操作	補機監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル タンクローリ油タンク レベル
1.14.2.5 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器等への給油			
原子力災害対策手順書 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル

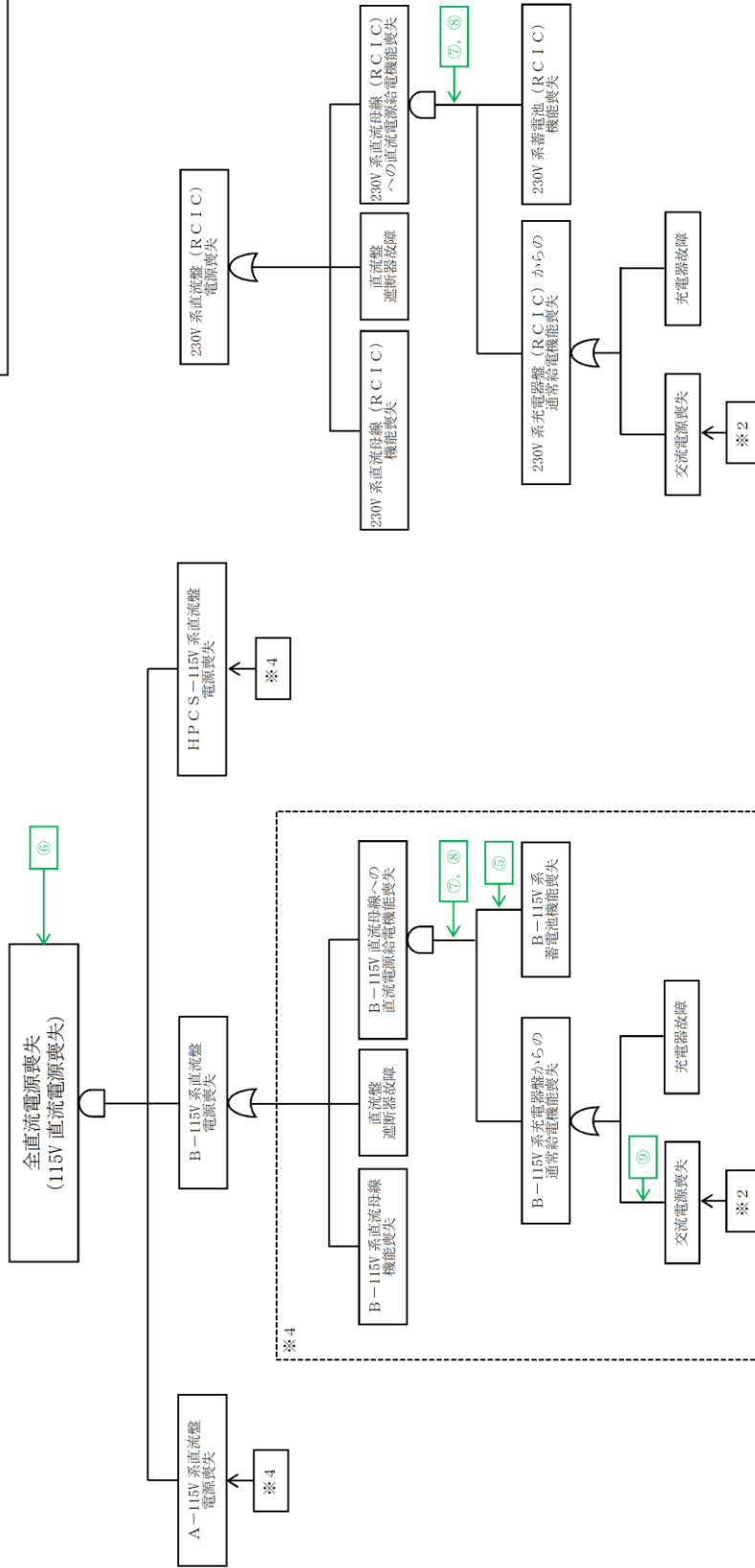
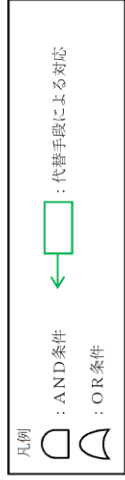
監視計器一覧 (9 / 9)

手順書	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)
1.14.2.6 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
	操作	非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機運転監視	A-ディーゼル発電機電圧 B-ディーゼル発電機電圧 HPCS-ディーゼル発電機電圧 A-ディーゼル発電機電力 B-ディーゼル発電機電力 HPCS-ディーゼル発電機電力 A-ディーゼル発電機周波数 B-ディーゼル発電機周波数 HPCS-ディーゼル発電機周波数
	補機監視機能	ディーゼル燃料デイトンレベル ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル A-原子炉補機冷却ポンプ圧力 B-原子炉補機冷却ポンプ圧力 I-RCW熱交出口温度 II-RCW熱交出口温度	
1.14.2.6 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 非常用直流電源設備による給電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	電源



- 対応手段
- ① 常設代替交流電源設備による給電
 - ② 可搬型代替交流電源設備による給電
 - ③ 号炉間電力融通電気設備による給電
 - ④ 代替所内電気設備による給電

第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)



- 対応手段
- ⑤ 所内常設蓄電式直流電源設備による給電^{注1}
 - ⑥ 常設代替直流電源設備による給電
 - ⑦ 可搬型直流電源設備による給電^{注2}
 - ⑧ 直流給電車による給電^{注2}
 - ⑨ 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保^{注3}

注1：⑤の対策はB-115V系蓄電池機能喪失が対象
 注2：⑦、⑧の対策はB-115V系直流母線及び230V系直流母線 (R C I C) への給電が対象
 注3：⑨の対策はA-115V系直流母線及びB-115V系直流母線への給電が対象

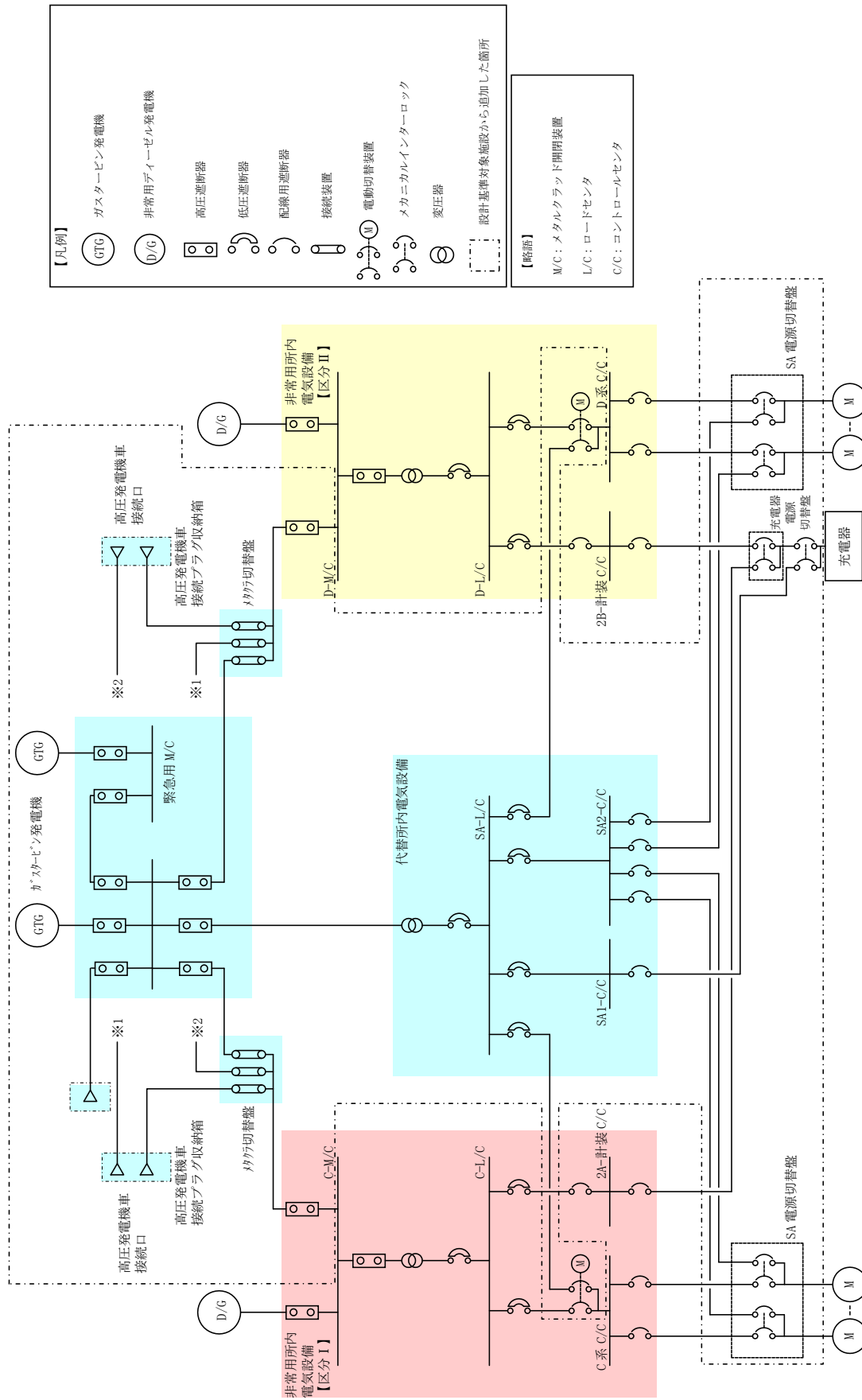
第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

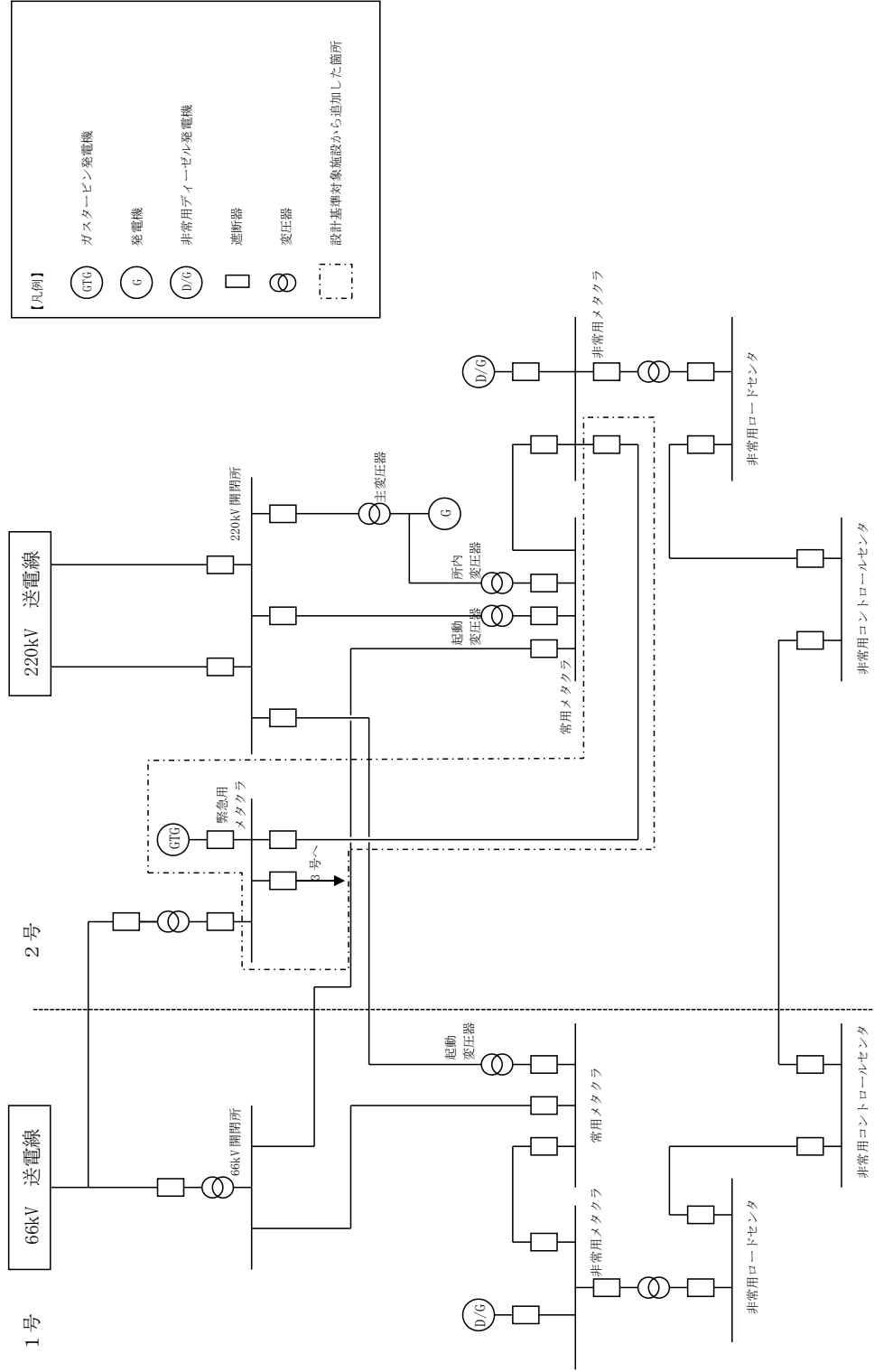
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
全交流電源喪失	非常用母線C系電源喪失	非常用L/C系機能喪失						
		非常用M/C系機能喪失	非常用DEG A系故障					
			外部電源喪失					
	非常用母線D系電源喪失	非常用L/C系機能喪失						
		非常用M/C系機能喪失	非常用DEG B系故障					
			外部電源喪失					
	非常用母線HPCS系電源喪失	非常用C/C系機能喪失						
		HPCS系機能喪失		HPCS系非常用DEG故障				
		非常用M/C系機能喪失		外部電源喪失				
全直流電源喪失 (115V直流電源喪失)	A-115V系 直流盤 電源喪失	A-115V系 直流母線機能喪失						
		直流盤遮断器故障						
		A-115V系 直流母線への 直流電源給電 機能喪失	A-115V系蓄電池 機能喪失	充電器故障	非常用L/C 系機能喪失			
			A-115V系 充電器からの 通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用M/C 系機能喪失	非常用DEG A系故障	外部電源喪失	
	B-115V系 直流盤 電源喪失	B-115V系 直流母線機能喪失						
		直流盤遮断器故障						
		B-115V系 直流母線への 直流電源給電 機能喪失	B-115V系蓄電池 機能喪失	充電器故障	非常用L/C 系機能喪失			
			B-115V系 充電器からの 通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用M/C 系機能喪失	非常用DEG B系故障	外部電源喪失	
HPCS-115V系 直流盤 電源喪失	HPCS-115V系 直流母線機能喪失							
	直流盤遮断器故障							
	HPCS-115V系 直流母線への 直流電源給電 機能喪失	HPCS-115V系 蓄電池機能喪失	充電器故障	非常用C/C HPCS系機能喪失				
		HPCS-115V系 充電器からの 通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用M/C HPCS系機能喪失	HPCS系非常用 DEG故障	外部電源喪失		
230V系 直流盤 (RCIC) 電源喪失	230V系直流母線 (RCIC) 機能喪失							
	直流盤遮断器故障							
	230V系直流母線 (RCIC) への 直流電源給電 機能喪失	230V系蓄電池 (RCIC) 機能喪失	充電器故障	非常用L/C D系機能喪失				
		230V系充電器盤 (RCIC) からの 通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用M/C D系機能喪失	非常用DEG B系故障	外部電源喪失		

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

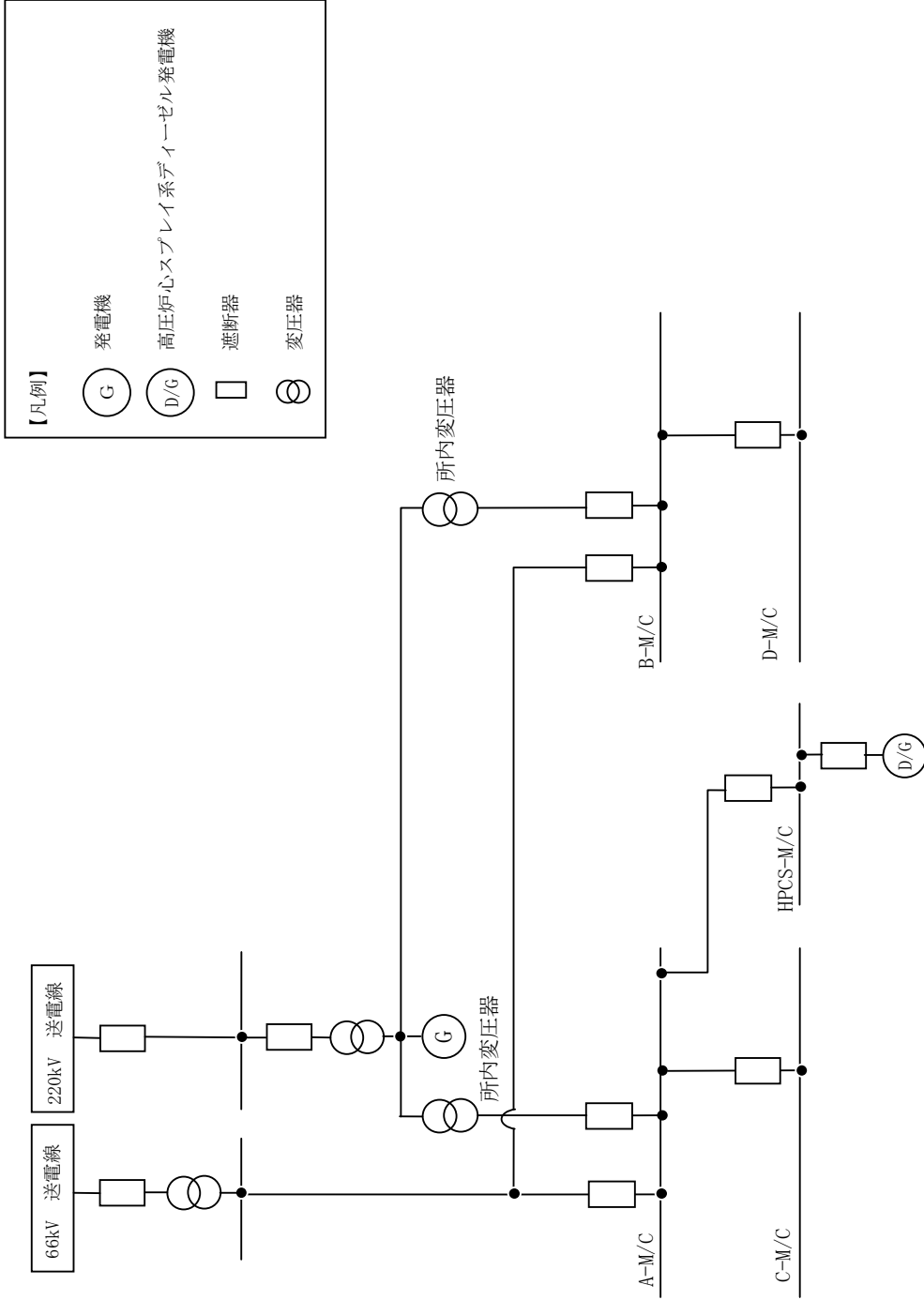
第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



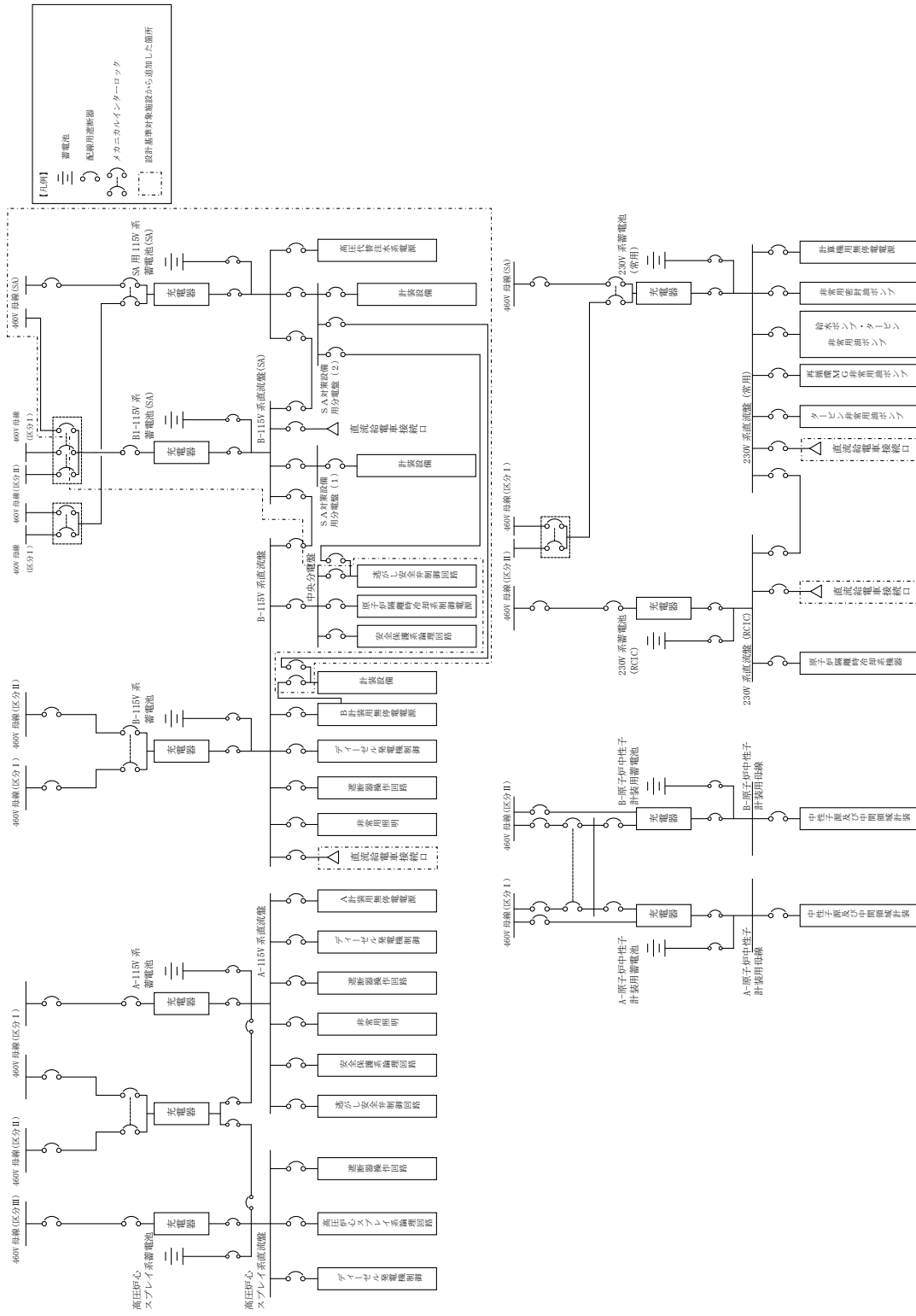
第 1.14-2 図 交流電源単線結線図



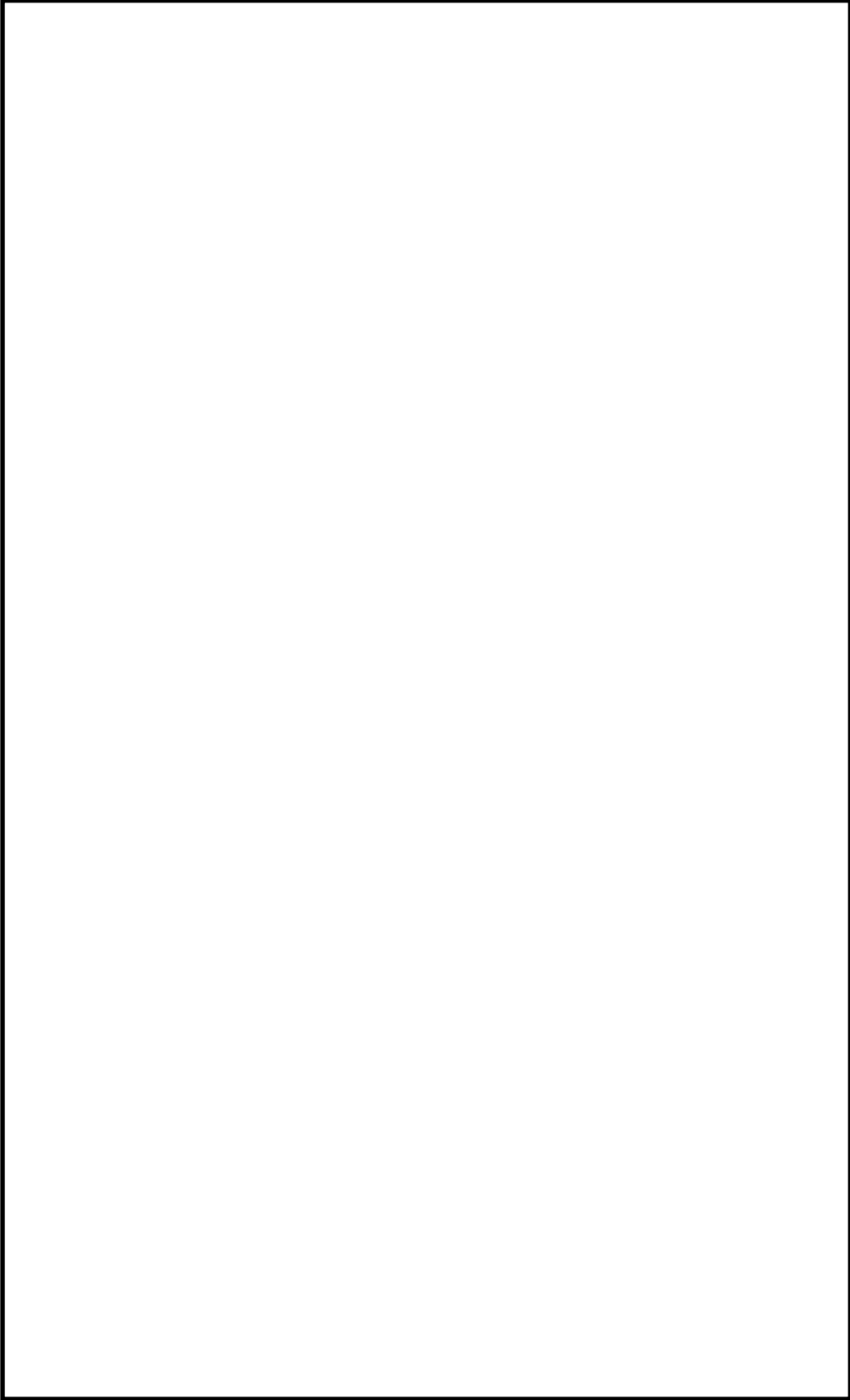
第1.14-3 図 電力融通単線結線図（1号炉及び2号炉）



第 1.14-4 図 所内電気設備単線結線図

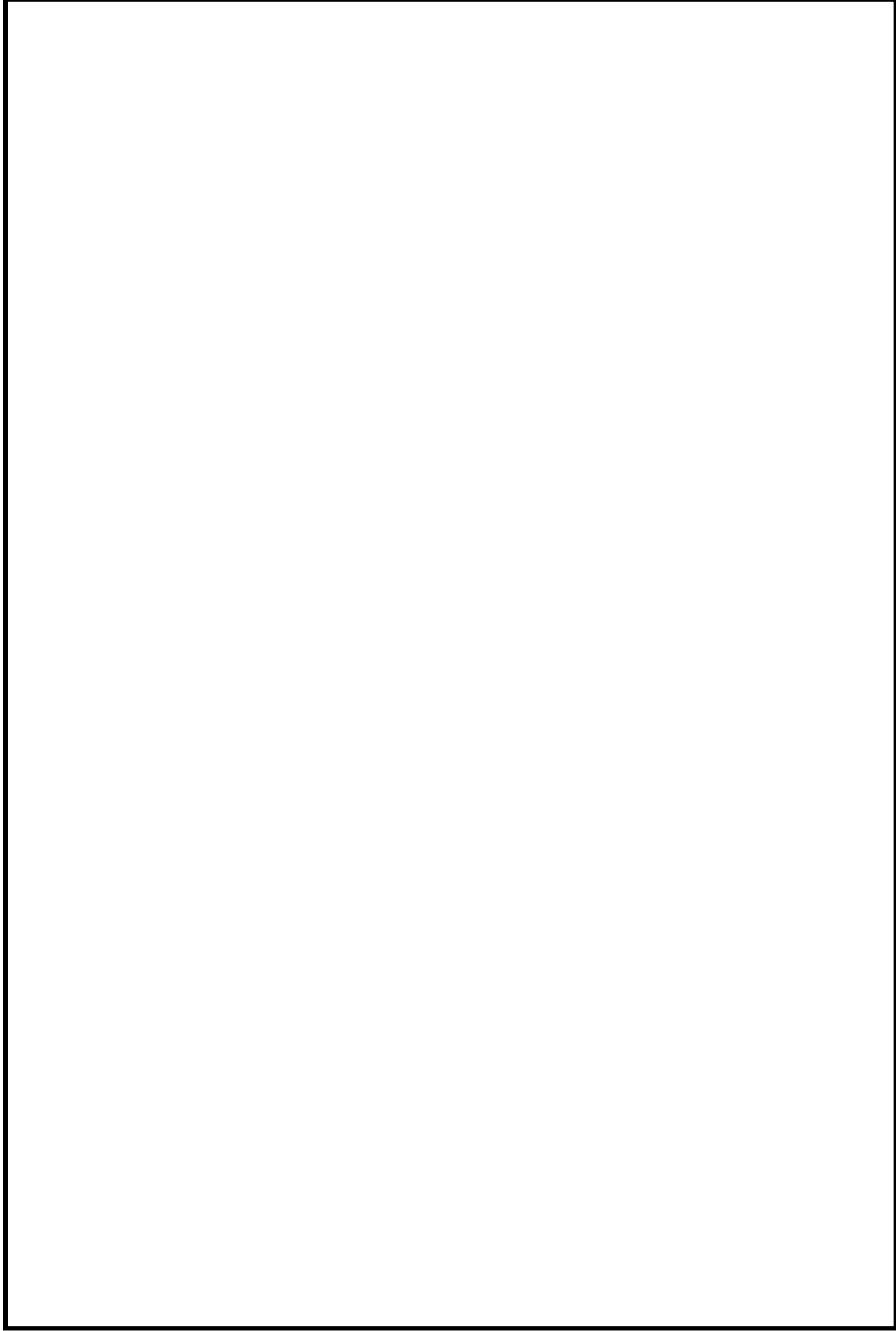


第1.14-5 図 直流電源単線結線図



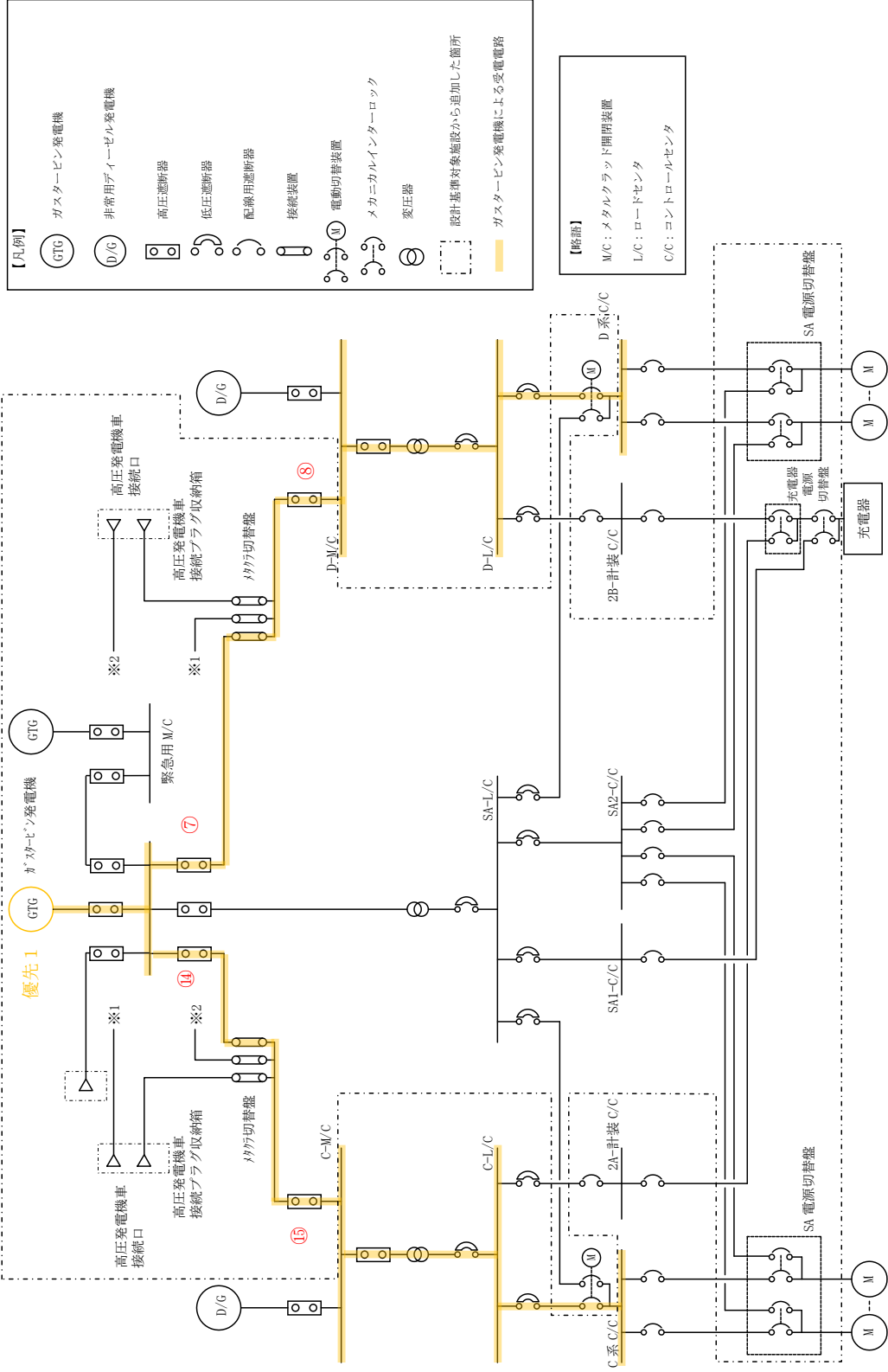
第1.14-6図 EOP [電源復旧]における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.14-7 図 EOP [外部電源喪失時対応手順]における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



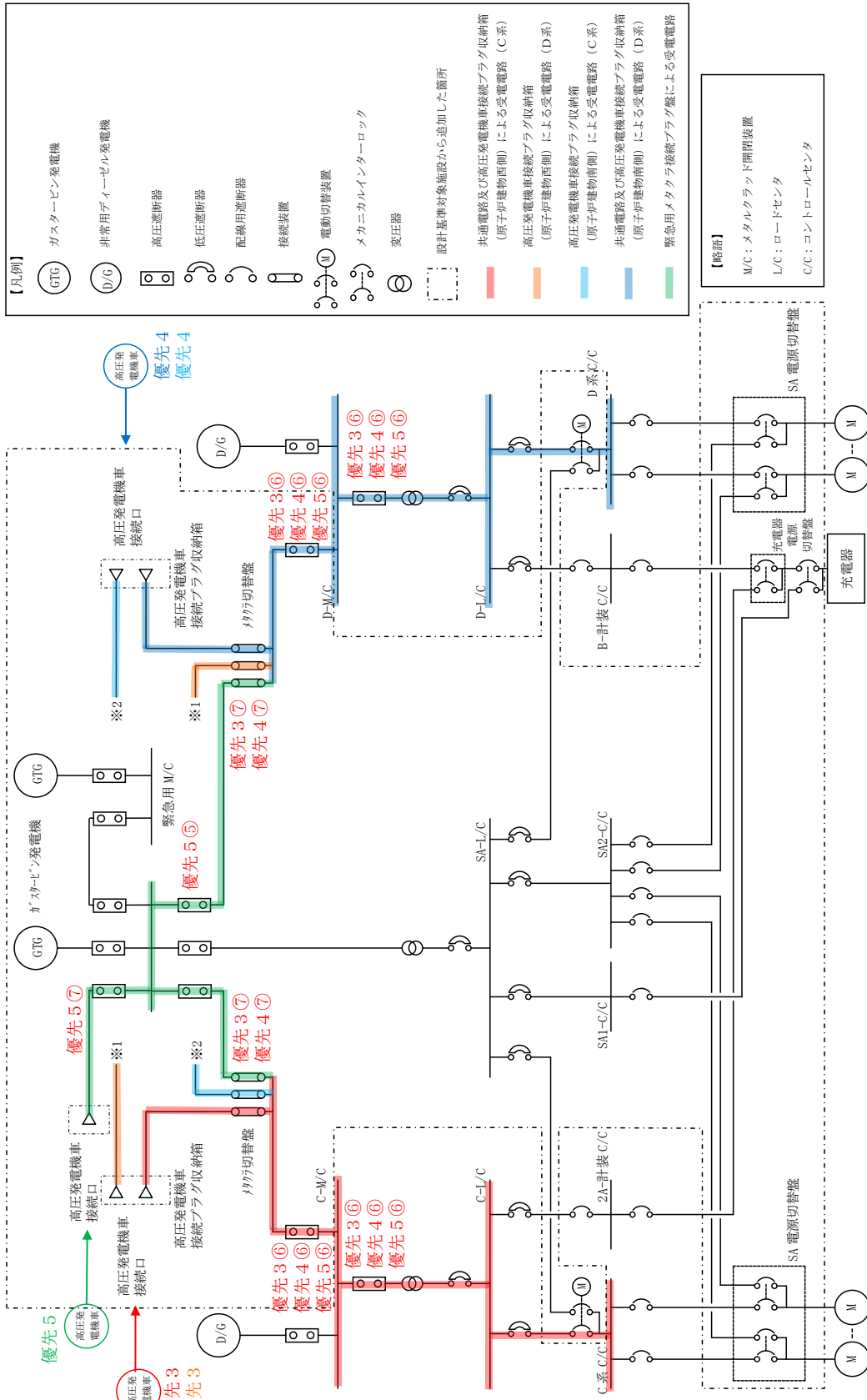
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.14-8 図 ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
ガスタービン発電機による M/C C系及びM/C D系受電	要員(数)	40分 ガスタービン発電機によるM/C D系への給電※ 1時間10分 ガスタービン発電機によるM/C C系への給電※																	
		中央制御室運転員A	1																
	現場運転員 B, C	2	ガスタービン発電機起動、緊急用メタクラの受電操作																
			M/C D系受電準備																
			M/C D系受電確認																
			M/C C系受電準備																
			M/C C系受電確認																
			移動, D-M/C受電準備																
			D-M/C受電操作																
			移動, C-M/C受電準備																
C-M/C受電操作																			

※M/C受電はD系を優先して受電することとする。なお、状況によっては、C系から受電する可能性もある。

第 1.14-9 図 ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-10 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C C系受電 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車 接続プラグ収納に接続)によるM/C C系 又はM/C D系受電 【第1保管エリアを使用する場合】	要員(数)	高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間20分 ※1												※3	
		中央制御室運転員A	M/C受電準備												
	現場運転員B, C	移動, M/C受電準備													
	緊急時対策要員	車両健全性確認 ※2													
		高圧発電機車配置 ※2													
		高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続													
		移動, メタクリル防護作業													
		移動, 送電操作													

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間15分以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合は、移動, 車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間15分以内で可能である。
 ※3 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続)によるM/C C系受電を示す。
 また、高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続)によるM/C C系受電については4時間20分以内で可能である。

第 1.14-11 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続)による
 M/C C系又はM/C D系受電の場合)
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納)によるM/C C系又はM/C D系受電 【第1保管エリアを使用する場合】	要員(数) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員B, C 3 緊急時対策要員	高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間20分 ※1												※3	
		M/C受電準備													
		移動, M/C受電準備													
		車両健全性確認 ※2													
		高圧発電機車配置 ※2													
		高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続													
		移動, メタクリル設置作業													
		移動, 送電操作													

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間15分以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合は、移動、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間15分以内で可能である。
 ※3 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納)によるM/C D系受電を示す。
 また、高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納)によるM/C C系受電については4時間20分以内で可能である。

第1.14-12 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納)に接続)による
 M/C C系又はM/C D系受電の場合)
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電 【第4保管エリアを使用する場合】	要員(数) 1 中央制御室運転員A	高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間30分 ※1												※3	
		M/C受電準備													
		受電確認													
	2 現場運転員B, C	移動, M/C受電準備													
		受電確認													
	3 緊急時対策要員	移動 ※2													
		車両健全性確認													
		高圧発電機車配置													
		高圧発電機車準備													
		遮断器操作													
		移動, 送電操作													

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間5分以内で可能である。

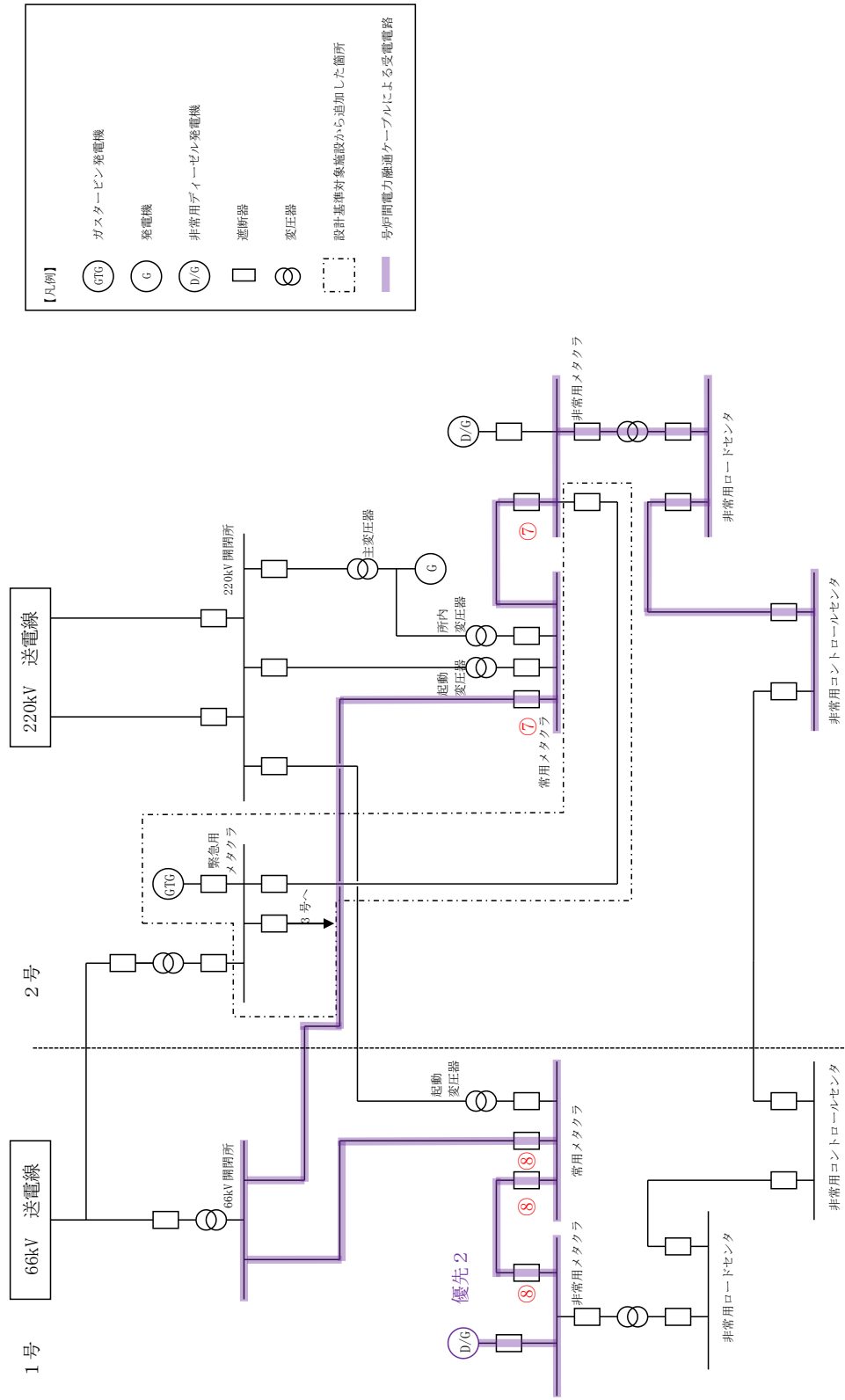
※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

※3 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C D系受電を示す。

なお、高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系受電については、4時間30分以内で可能である。

第 1.14-13 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 (高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合)

タイムチャート



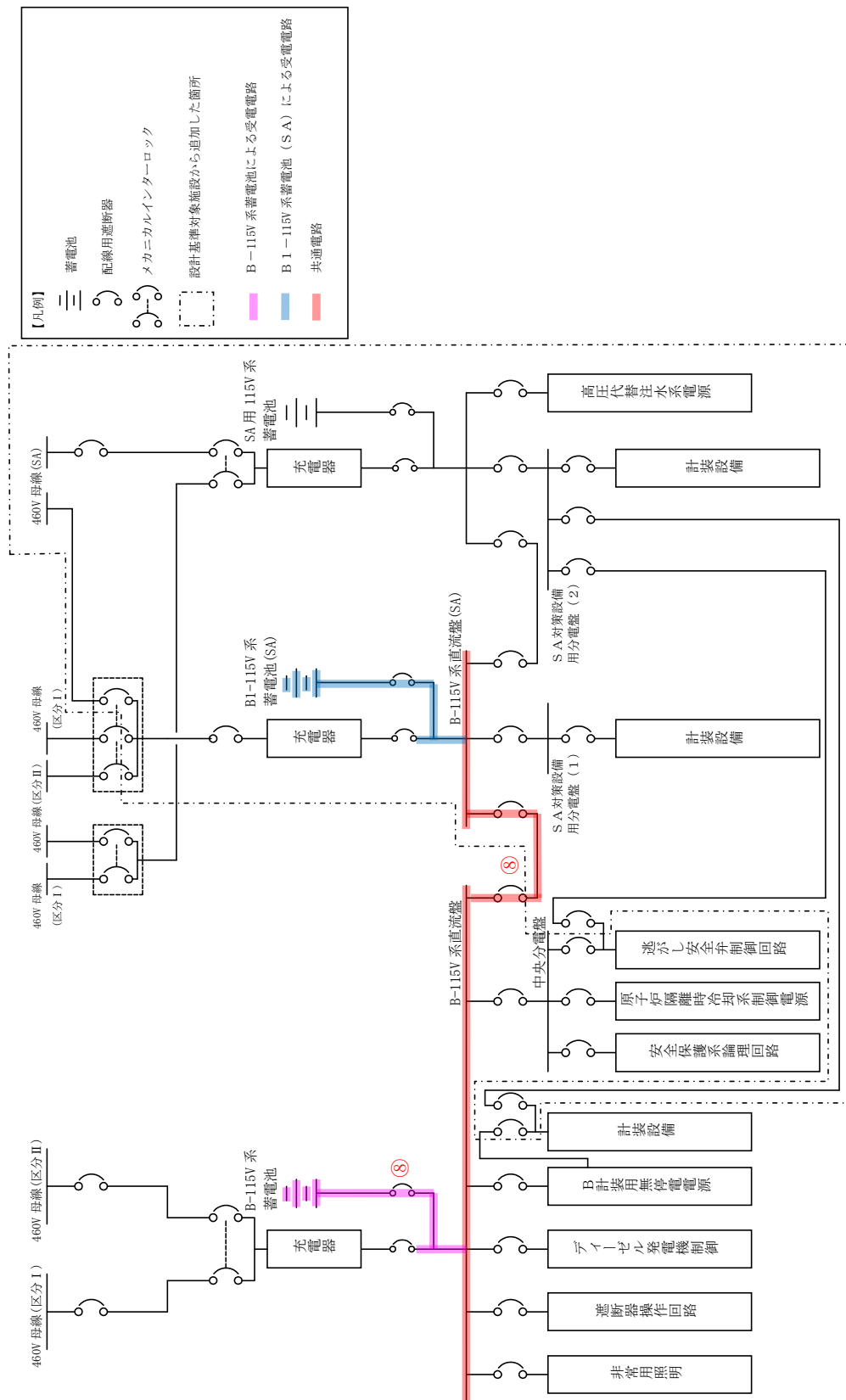
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-14 図 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C C系又はM/C C系受電 (号炉間電力融通ケーブル (1号炉) を使用したM/C C系又はM/C C系受電の場合) 概要図

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)												備考									
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240										
手順の項目		1時間35分 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通																					
号炉間電力融通ケーブル(1号炉)を使用したM/C C系又はM/C D系受電	中央制御室運転員A	1	M/C C系(又はM/C D系)受電準備																				
	現場運転員B, C	2	移動, 受電準備	インターロック処置	受電確認	移動, インターロック解除処置																	

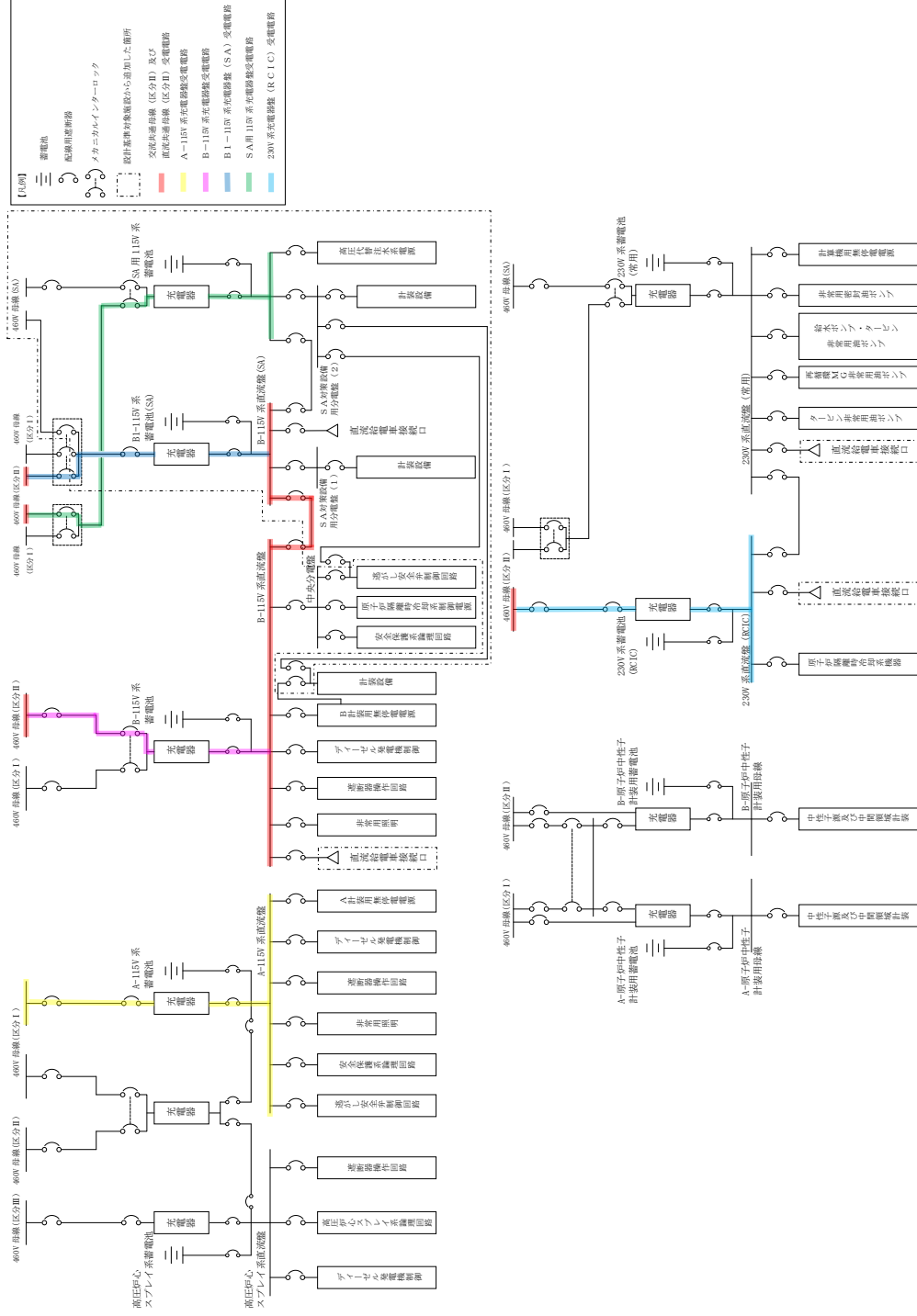
※1 号炉間電力融通ケーブル(1号炉)を使用したM/C C系受電を示す。また、号炉間電力融通ケーブル(1号炉)を使用したM/C D系受電については1時間35分以内で可能である。

第 1.14-15 図 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電 (号炉間電力融通ケーブル(1号炉)を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合) タイムチャート



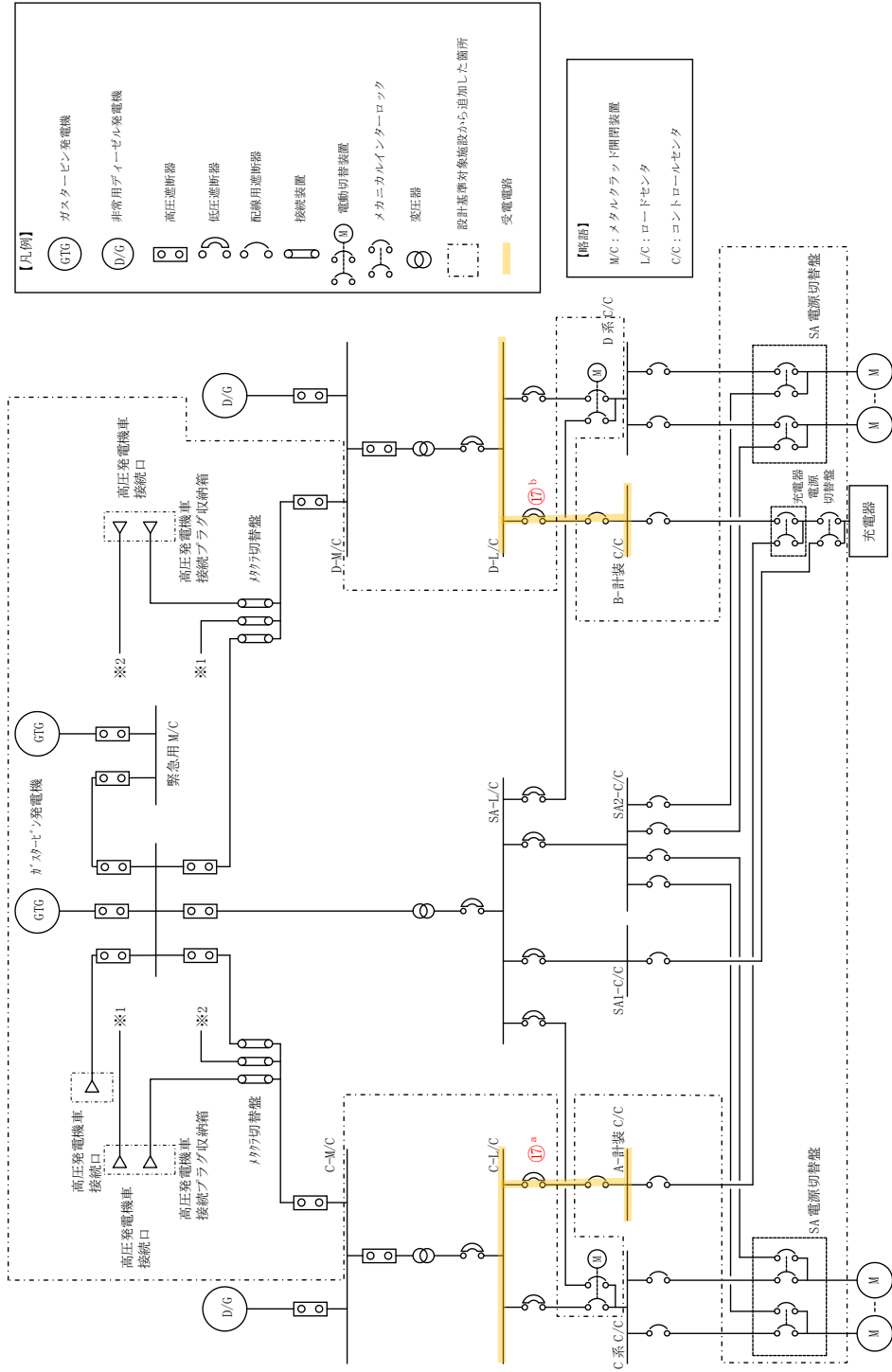
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-16 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 (B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA) 切替え) 概要図



第 1.14-17 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 (A-115V 系充電器盤, B-115V 系充電器盤, B1-115V 系充電器盤 (SA), SA 用 115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤 (RCIC) 受電)

概要図



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○¹ : 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を示す。

第 1.14-18 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電（中央制御室監視計器の復旧）概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)											備考		
	6	7	8	9	10	11								
手順の項目	8時間30分 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替													
要員(数)														
所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C	2												



第 1.14-19 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 (B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)切替え) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
A-115V系充電器盤受電	要員(数)	1 時間20分 A-115V系充電器盤受電												
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

第 1.14-20 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(A-115V系充電器盤受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
B-115V系充電器盤受電	要員(数)	1 時間20分 B-115V系充電器盤受電												
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

第 1.14-21 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(B-115V系充電器盤受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120
B1-115V系充電器盤(SA)受電	要員(数)	1 時間20分 B1-115V系充電器盤(SA)受電												
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

第1.14-22 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(B1-115V系充電器盤(SA)受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)											備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120				
SA用115V系充電器盤受電	要員(数)	1 時間20分 SA用115V系充電器盤受電																
	中央制御室運転員A	1																
	現場運転員B, C	2																

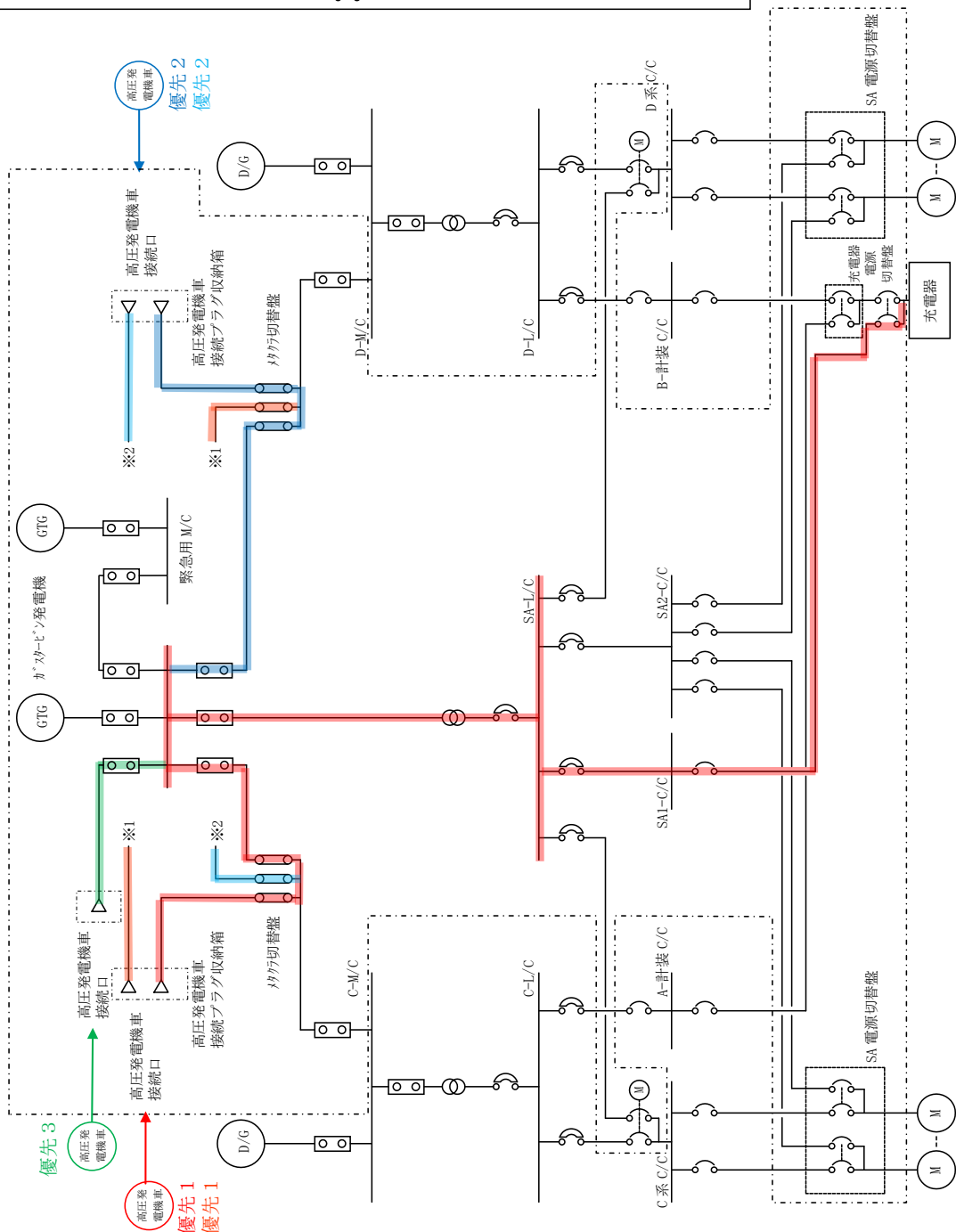
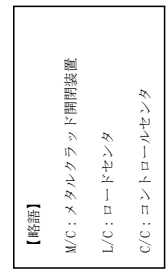
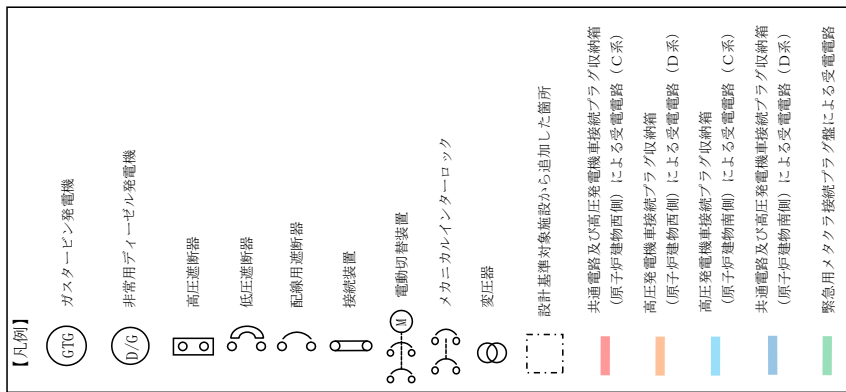
第 1.14-23 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(SA用 115V 系充電器盤受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120	
230V系充電器盤 (R C I C) 受電	要員(数)	1 時間20分 230V系充電器盤 (R C I C) 受電													
		中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C	2													

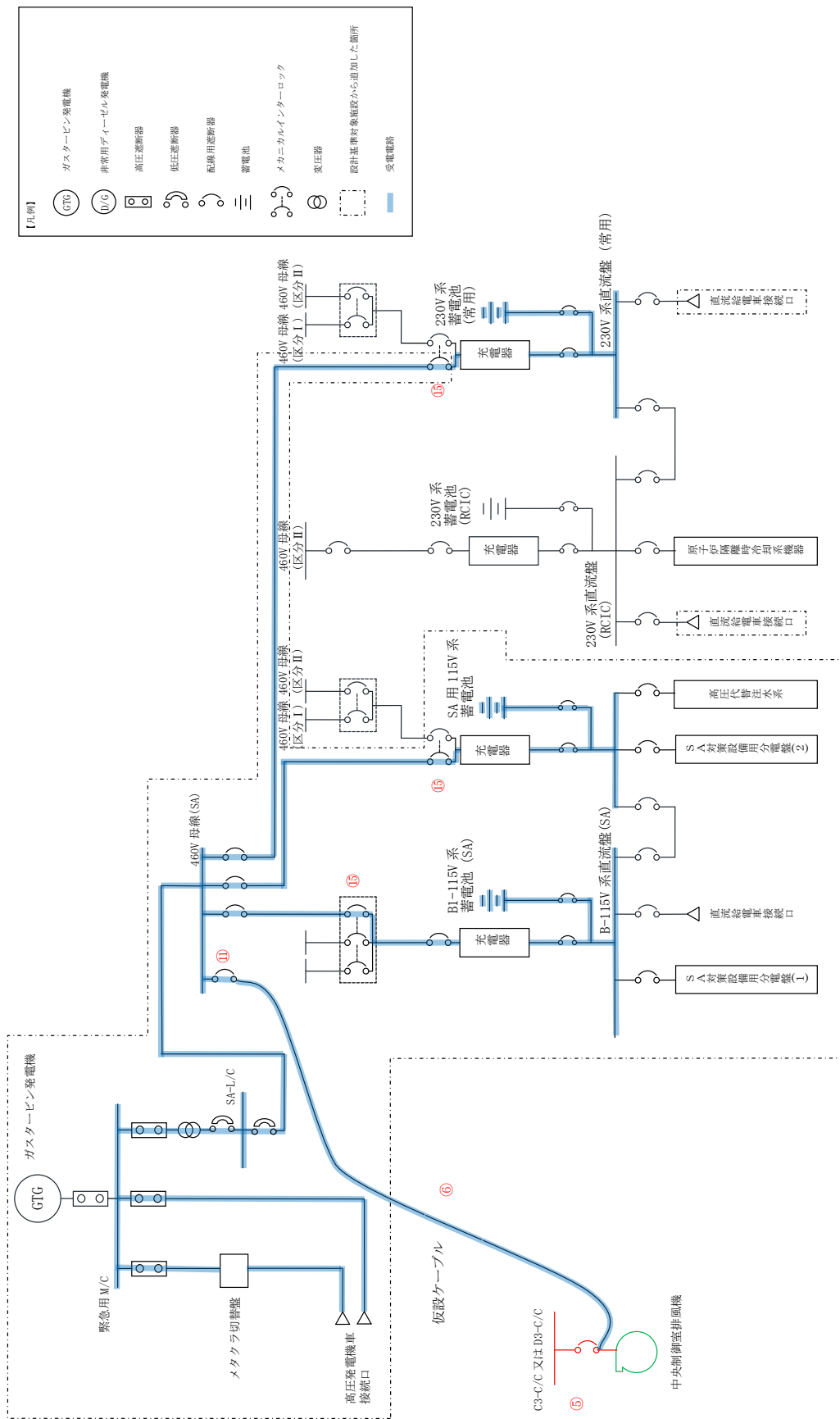
第 1.14-24 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(230V 系充電器盤 (R C I C) 受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)											備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120				
中央制御室監視計器の復旧	要員(数)	40分 △ 中央制御室監視計器の復旧																
	中央制御室運転員A	1	中央制御室監視計器C系復旧確認															
			中央制御室監視計器D系復旧確認															
	現場運転員B, C	2	C/C, C系受電操作(又はC/C, C系受電確認)															
		C/C, D系受電操作(又はC/C, D系受電確認)																

第 1.14-25 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(中央制御室監視計器C系及びD系復旧) タイムチャート



第 1.14-26 図 可搬型直流電源設備による給電 概要図



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-27 図 可搬型直流電源設備による給電（空調起動用仮設ケーブル接続）概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
手順の項目	2時間30分 高圧発電機車による給電 ※1												5時間 充電器盤受電	
要員(数)	緊急用メタクラフ及びVSA低圧母線の受電準備													
	中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C	2												
可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納槽に接続)による給電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	移動 ※2													
	車両健全性確認													
	高圧発電機車配置, 高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続プラグ収納箱の検電, 接続作業													
	移動, メタクラフ切替操作													
緊急時対策要員	3													

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間5分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第 1.14-28 図 可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納槽に接続)による給電の場合) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	要員(敬)	2時間30分 高圧発電機車による給電 ※1												5時間 充電器盤受電	
		緊急用メタクラフ及びVSA低圧母線の受電準備													
	中央制御室運転員A	1	受電確認												
	現場運転員B, C	2													
	緊急時対策要員	3	移動 ※2												

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間5分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第 1.14-29 図 可搬型直流電源設備による給電
 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続) による給電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	要員(数) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員 B, C 3 緊急時対応要員	2時間30分 高圧発電機車による給電 ※1												5時間10分 充電器受電	
		緊急用メタクラ及びVSA低圧母線の受電準備													
		受電確認													
		排風機運転													
		移動、仮設ケーブル接続前準備、排風機運転準備													
		移動、排風機電源復旧													
		移動、充電器盤への給電、受電操作													
		移動 ※2													
		車両健全性確認													
		高圧発電機車配置 ※3													
		遮断器操作													
		高圧発電機車による送電													
移動、仮設ケーブル敷設、接続															

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

※3 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、高圧発電機車配置作業は1時間以内で可能である。

第 1.14-30 可搬型直流電源設備による給電

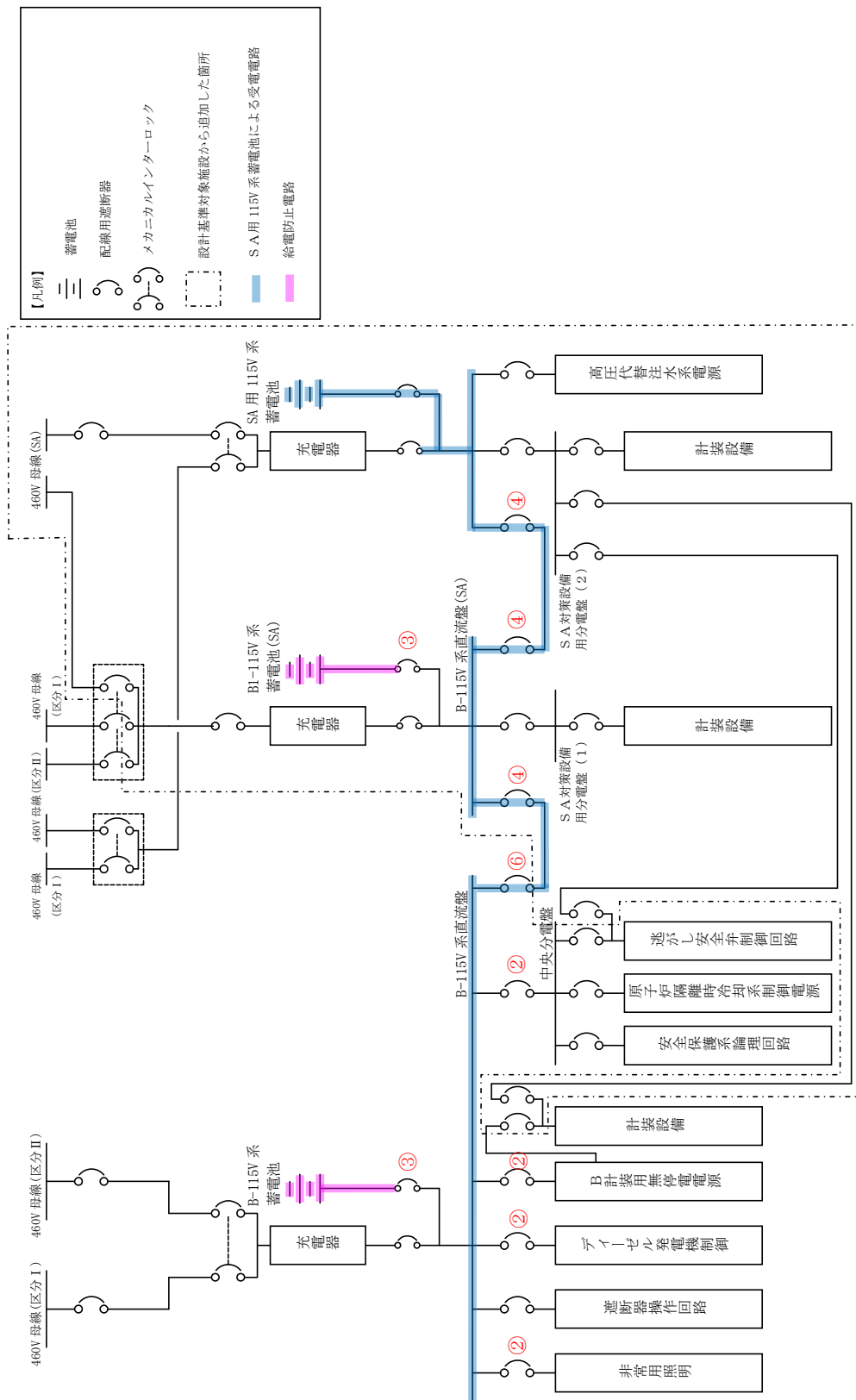
(高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続) による給電の場合)
 タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
手順の項目	直流給電車による給電												
	3 時間25分												
直流給電車による給電 (廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ 収納箱に接続による直流盤への給電の場合)	要員(数)												
	現場運転員 B, C												
	緊急時対策要員												

第 1.14-32 図 直流給電車による給電
 (廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電)
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
直流給電車による給電 (原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電)	要員(数) 現場運転員 B, C	直流給電車による給電 3時間25分												
	緊急時対策要員	車両健全性確認 高圧発電機車, 直流給電車配置												

第 1.14-33 図 直流給電車による給電
 (原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電)
 タイムチャート



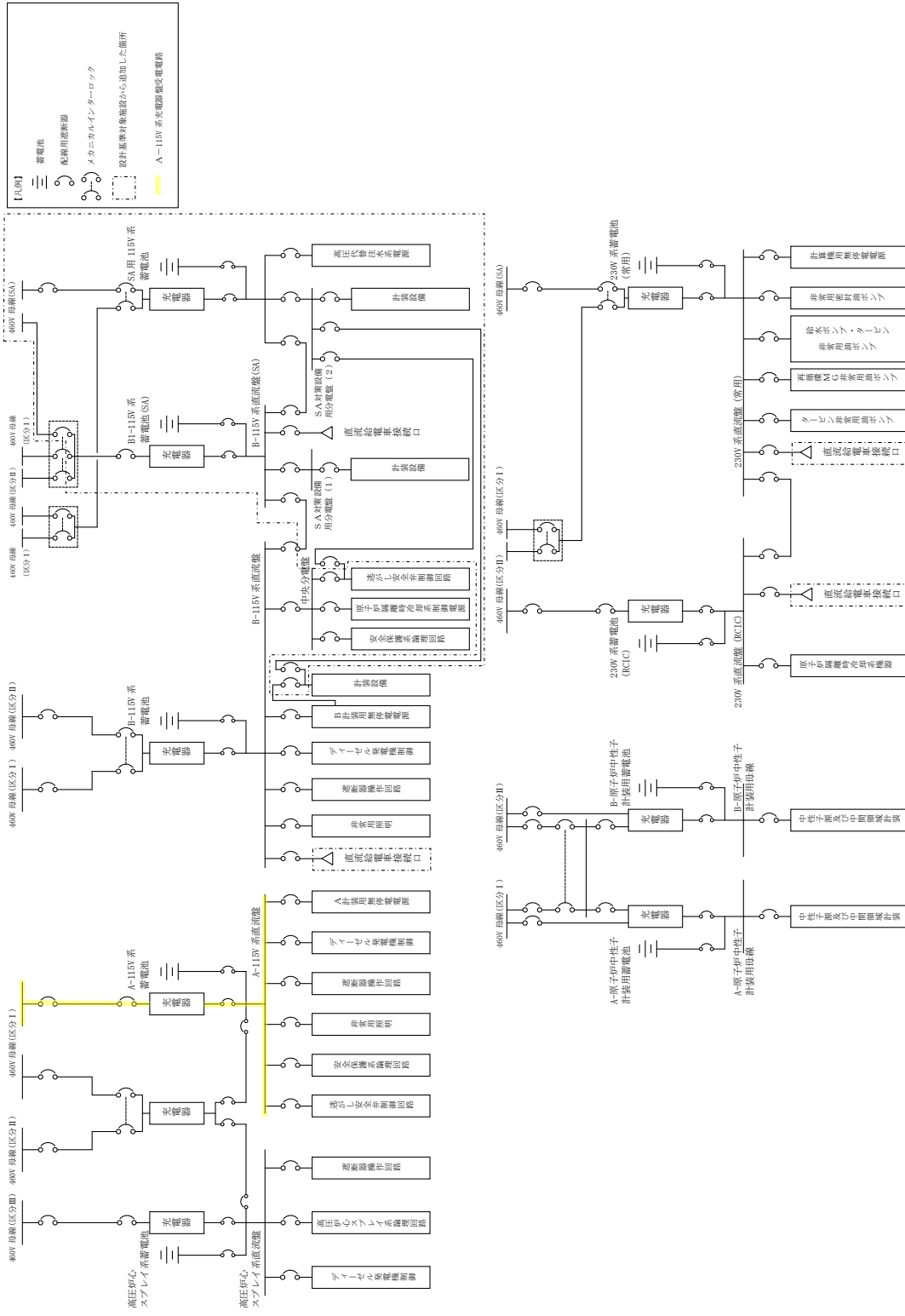
記載例 ○：操作手順番号を示す。

概要図

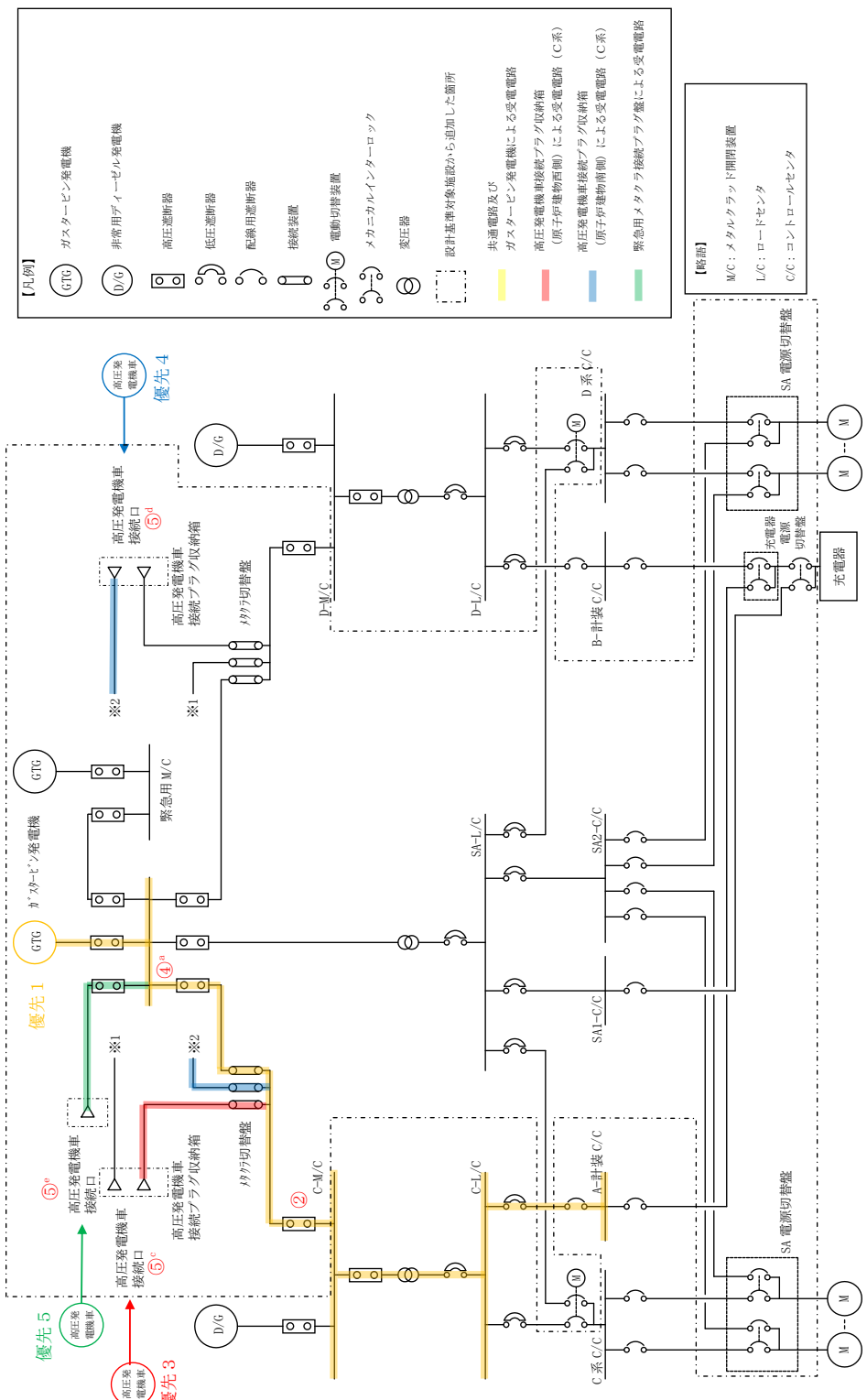
第1.14-34図 SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120		
手順の項目	要員(数)	B-115V系直流盤受電 30分														
SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電	現場運転員B, C 2															

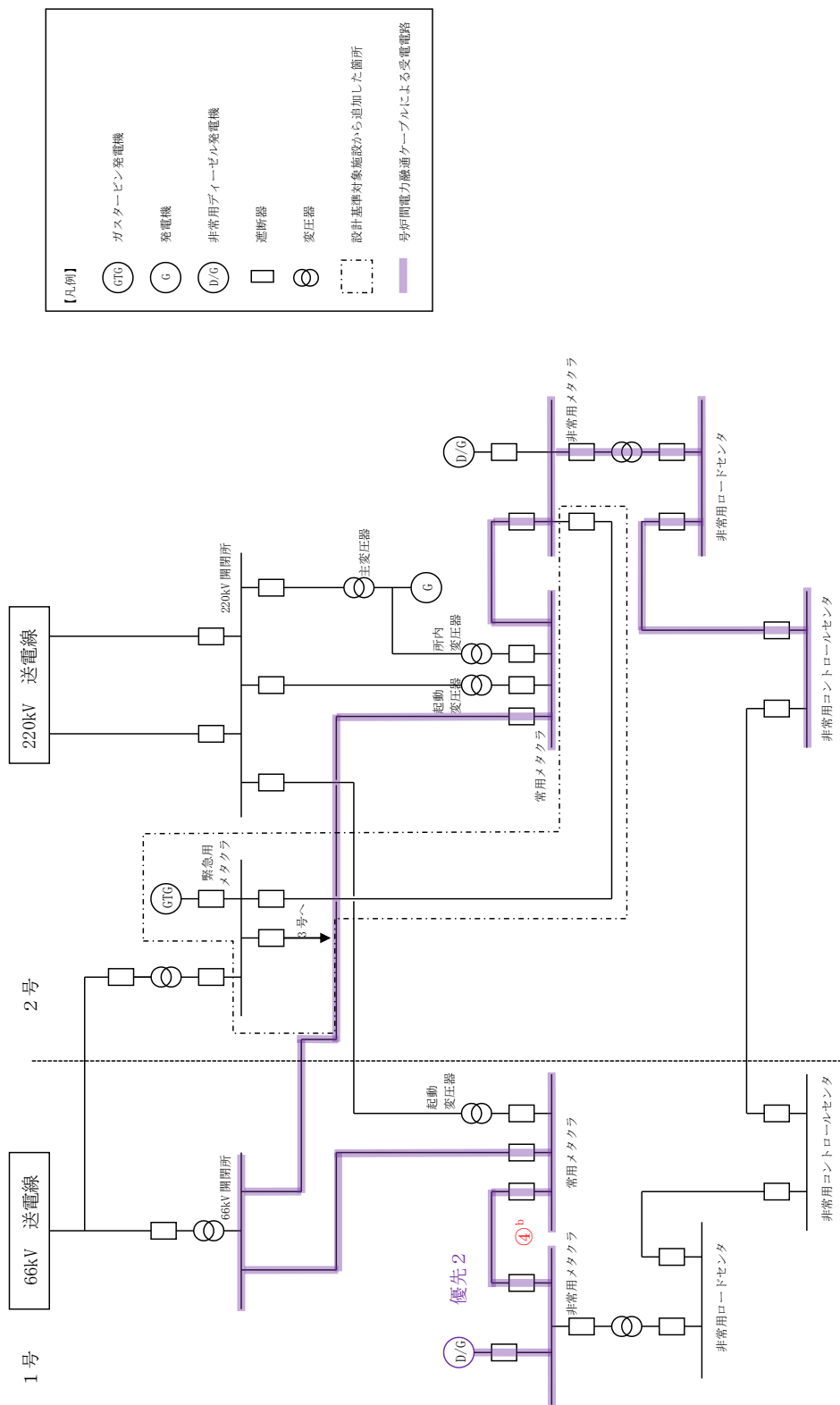
第 1.14-35 図 SA用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤受電
タイムチャート



第 1.14-36 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電 概要図



第 1.14-37 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電 (ガスタービン発電機, 高圧発電機車による給電) 概要図



記載例 ○ ○^a ○^b : 操作手順番号を示す。

: 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 1.14-38 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電 (号炉間電力融通ケーブルによる給電) 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流盤受電 (ガスタービン発電機による A-115V系直流盤受電の場合)	要員(数)	1 時間35分 A-115V系充電器受電														
		中央制御室運転員A	1													
	現場運転員B, C	2														
			M/C C系受電操作													
			M/C C系受電用遮断器「A」													
			M/C C系受電確認													
			移動, 中央制御室排風機起動準備													
			A-115V系充電器受電													

第 1.14-39 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電
 (ガスタービン発電機による A-115V 系直流盤受電の場合)
 タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	備考												
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120
手順の項目	1 時間35分	A-115V系充電器受電												
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流流盤受電 (高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機 車接続プラグ収納箱に接続) による A-115V系直流流盤受電の場合) (高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機 車接続プラグ収納箱に接続) による A-115V系直流流盤受電の場合) (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊 急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤 への接続) によるA-115V系直流流盤受電の場 合)	要員(数)													
	中央制御室運転員A	1	M/C C系受電確認											
	現場運転員B, C	2	M/C C系受電用遮断器「入」											
			M/C C系受電確認											
	緊急時対策要員	3	高圧発電機車による給電											

第 1.14-40 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流流盤受電

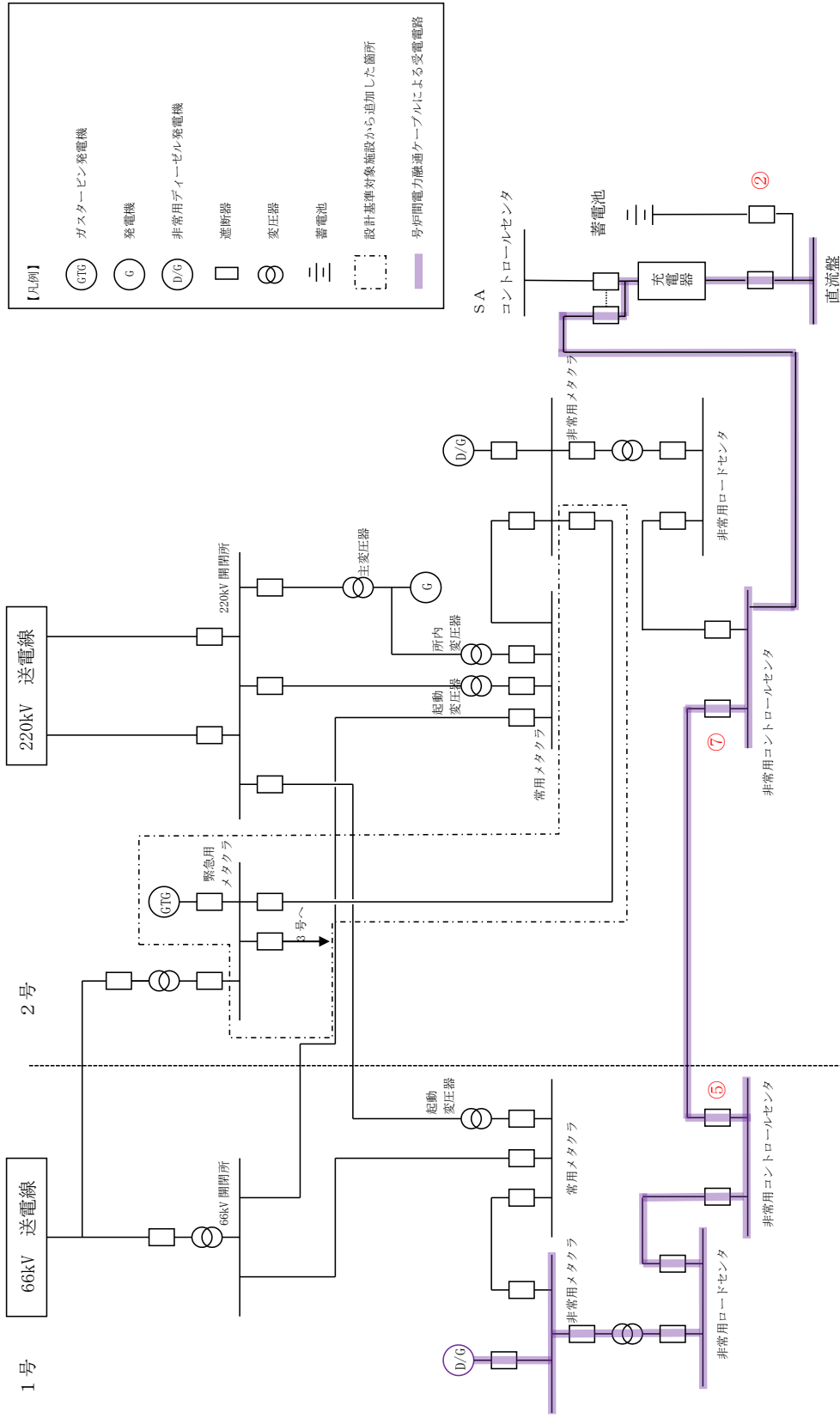
- (高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による A-115V 系直流流盤受電の場合)
- (高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による A-115V 系直流流盤受電の場合)
- (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) による

A-115V 系直流流盤受電の場合)

タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流盤受電 (号炉間電力融通ケーブルによる A-115V系直流盤受電の場合)	要員(数)	1時間45分 A-115V系充電器盤受電																	
		中央制御室運転員A																	
	現場運転員B, C																		
		M/C																	

第 1.14-41 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電
 (号炉間電力融通ケーブルによる A-115V 系直流盤受電の場合)
 タイムチャート



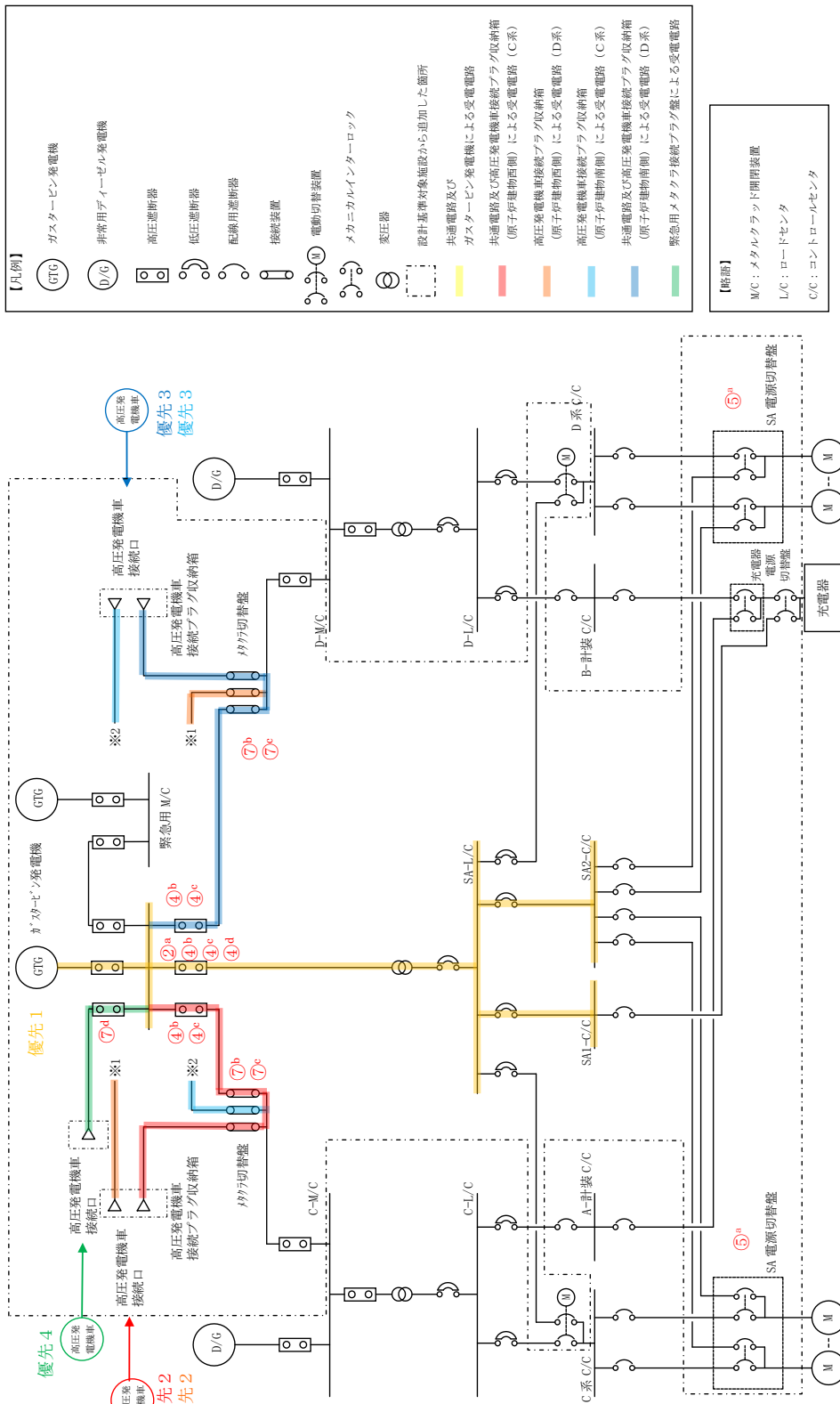
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-42 図 号炉間連絡ケーブルを使用した A-115V 系直流流盤又は B-115V 系直流流盤受電
 (1号炉から2号炉) 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
	要員(数)	55分 号炉間連絡ケーブル(1号炉)を使用したA-115V系直流流盤受電 ▽															
号炉間連絡ケーブル(1号炉)を使用したA-115V系直流流盤又はB-115V系直流流盤受電	現場運転員B, C 2	移動,蓄電池運搬器「切」															
		受電準備															
		融通作業															
		充電器受電															
																※1	

※1 号炉間連絡ケーブル(1号炉)を使用したB-115V系直流流盤受電を示す。なお、号炉間連絡ケーブル(1号炉)を使用したA-115V系直流流盤受電は55分以内で可能である。

第1.14-43 図 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流流盤又はB-115V系直流流盤受電
(1号炉から2号炉) タイムチャート



第1.14-44図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントローラ受電 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)													備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	10分 ガスタービン発電機によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電													
必要な要員と作業項目 ガスタービン発電機によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電 (SA電源切替盤による負荷への受電の場合)	要員(数)													
	中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C	2												

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)													備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	10分 ガスタービン発電機によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電 非常用コントロールセクタ切替盤操作													
必要な要員と作業項目 ガスタービン発電機によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電 (非常用コントロールセクタ切替盤による負荷への受電の場合)	要員(数)													
	中央制御室運転員A	1												

第 1.14-45 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電
(ガスタービン発電機によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電の場合)

タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(時間)												備考				
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360					
高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合 【第1保管エリアを使用する場合】	要員(数)	高圧発電機車によるSAロードセンタ 4時間20分 ※1 及びSAコントロールセンタ受電																
	中央制御室運転員A	1															緊急用メタクラ及びSA底圧母線の受電準備 受電確認	
	現場運転員B, C	2																移動, SA電源切替稼働操作(A系) 移動, SA電源切替稼働操作(B系)
緊急時対策要員	3																	車両健全性確認 ※2 高圧発電機車準備 ※2 高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続 移動, メタクラ切替稼働作業 移動, 送電操作

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間15分以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間15分以内で可能である。

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(時間)												備考				
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360					
高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合 【第1保管エリアを使用する場合】	要員(数)	高圧発電機車によるSAロードセンタ 4時間20分 ※1 及びSAコントロールセンタ受電																
	中央制御室運転員A	1																緊急用メタクラ及びSA底圧母線の受電準備 受電確認 非常用コントロールセンタ切替稼働操作
	緊急時対策要員	3																車両健全性確認 ※2 高圧発電機車準備 ※2 高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続 移動, メタクラ切替稼働作業 移動, 送電操作

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間15分以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間15分以内で可能である。

第1.14-46 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合)
 タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)												備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	
高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) による SA ロードセンター及び SA コントロールセンター受電の場合 (SA 電源切替による負荷への受電の場合) 【第 1 保管エリアを使用する場合】	緊急用メタタラ及び SA 駆圧母線の受電準備													
	中央制御室運転員 A	1												
	現場運転員 B, C	2												
【第 1 保管エリアを使用する場合】 緊急時対策要員	3													

※1 第 4 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4 時間 15 分以内で可能である。
 ※2 第 4 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第 4 保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第 4 保管エリアを使用した場合は、移動、車両健全性確認及び高圧発電機車配管作業で 1 時間 15 分以内で可能である。

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)												備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	
高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) による SA ロードセンター及び SA コントロールセンター受電の場合 (非常用コントロールセンター切替による負荷への受電の場合) 【第 1 保管エリアを使用する場合】	緊急用メタタラ及び SA 駆圧母線の受電準備													
	中央制御室運転員 A	1												
	緊急時対策要員	3												

※1 第 4 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4 時間 15 分以内で可能である。
 ※2 第 4 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第 4 保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第 4 保管エリアを使用した場合は、移動、車両健全性確認及び高圧発電機車配管作業で 1 時間 15 分以内で可能である。

第 1.14-47 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車による SA ロードセンター及び SA コントロールセンター受電
 (高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納に接続) による SA ロードセンター及び SA コントロールセンター受電の場合)
 タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)												備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンター受電の場合 (SA 電源切替盤による負荷への受電の場合) 【第 4 保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員 A	1												
	現場運転員 B, C	2												
	緊急時対策要員	3												

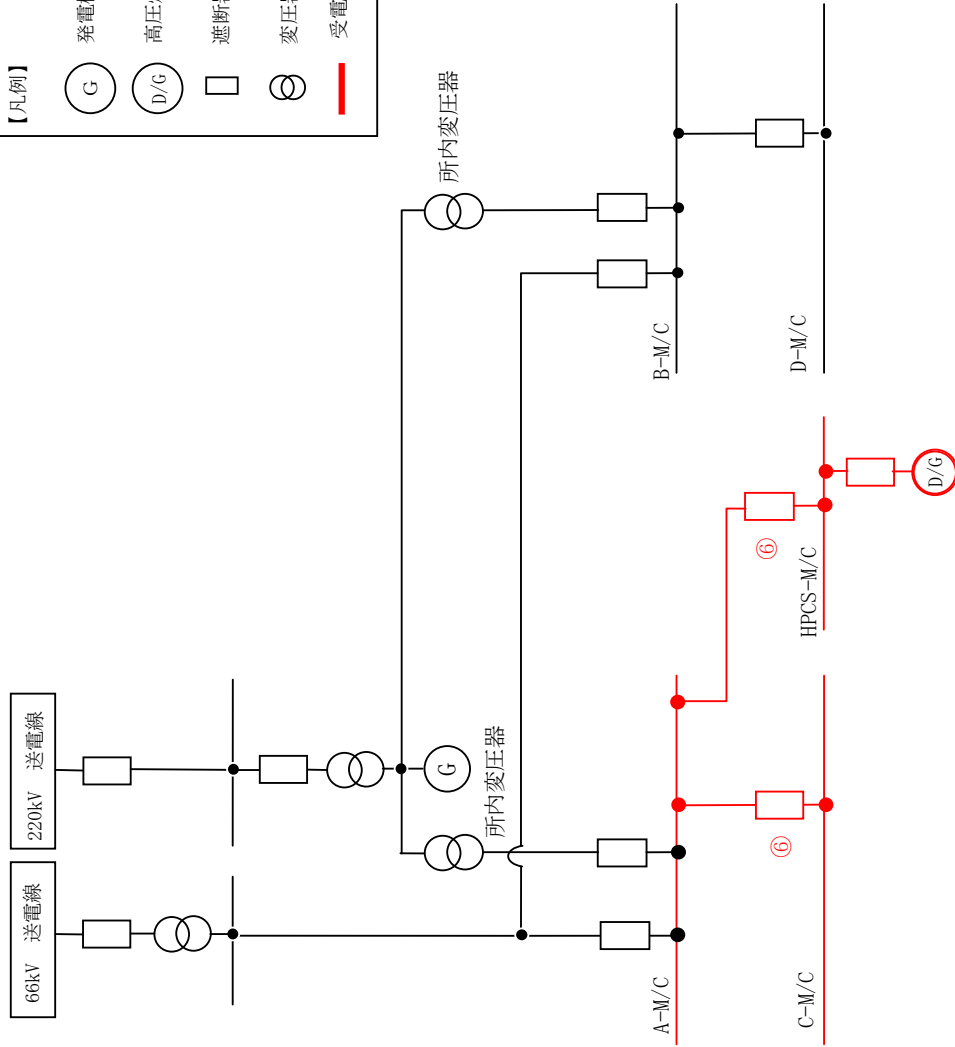
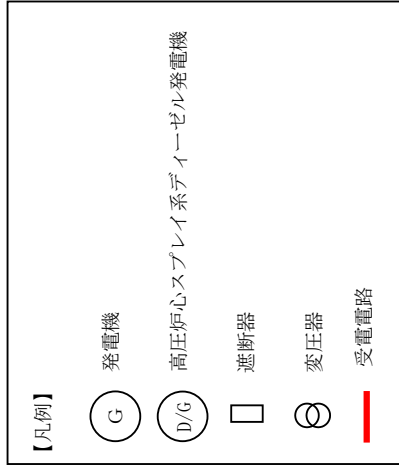
※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間5分以内で可能である。
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)												備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンター受電の場合 (非常用コントロールセンター切替盤による負荷への受電の場合) 【第 4 保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員 A	1												
	緊急時対策要員	3												

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間5分以内で可能である。
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

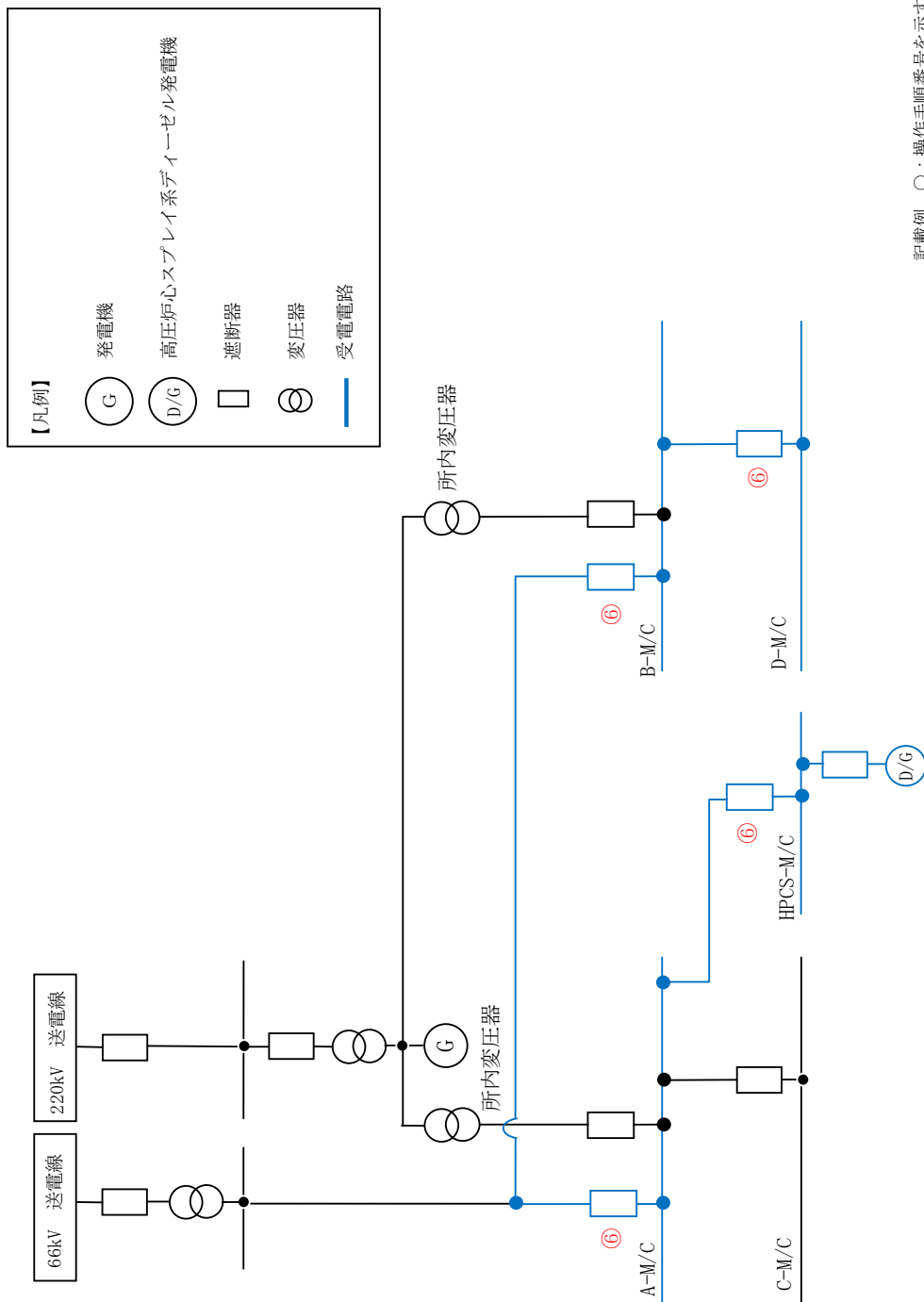
第 1.14-48 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンター受電 (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンター受電の場合)

タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-49 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C C系又はM/C D系受電 概要図
 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系受電)

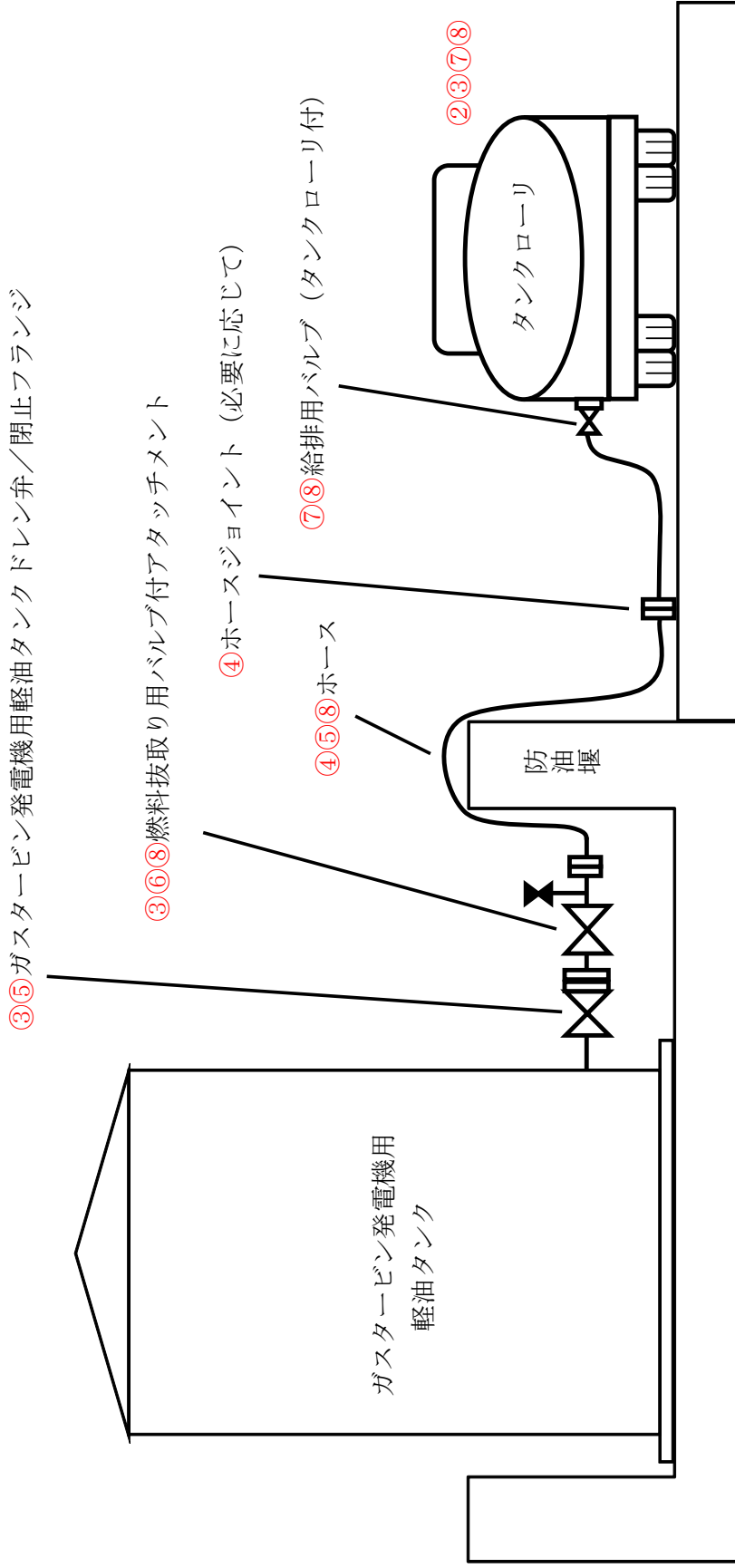


第 1.14-50 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C C系又はM/C D系受電 概要図
 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系受電)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機によるM/C D系受電	要員(数)	1 時間20分 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電													
		中央制御室運転員A	1	M/C C系 (又はM/C D系) 受電準備											
	現場運転員B, C	2	移動, M/C C系 (又はM/C D系) 受電準備												
			移動, インターロック処置												

※1 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機によるM/C C系受電を示す。なお、高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機によるM/C D系受電については1時間20分以内で可能である

第1.14-51 図 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電
タイムチャート

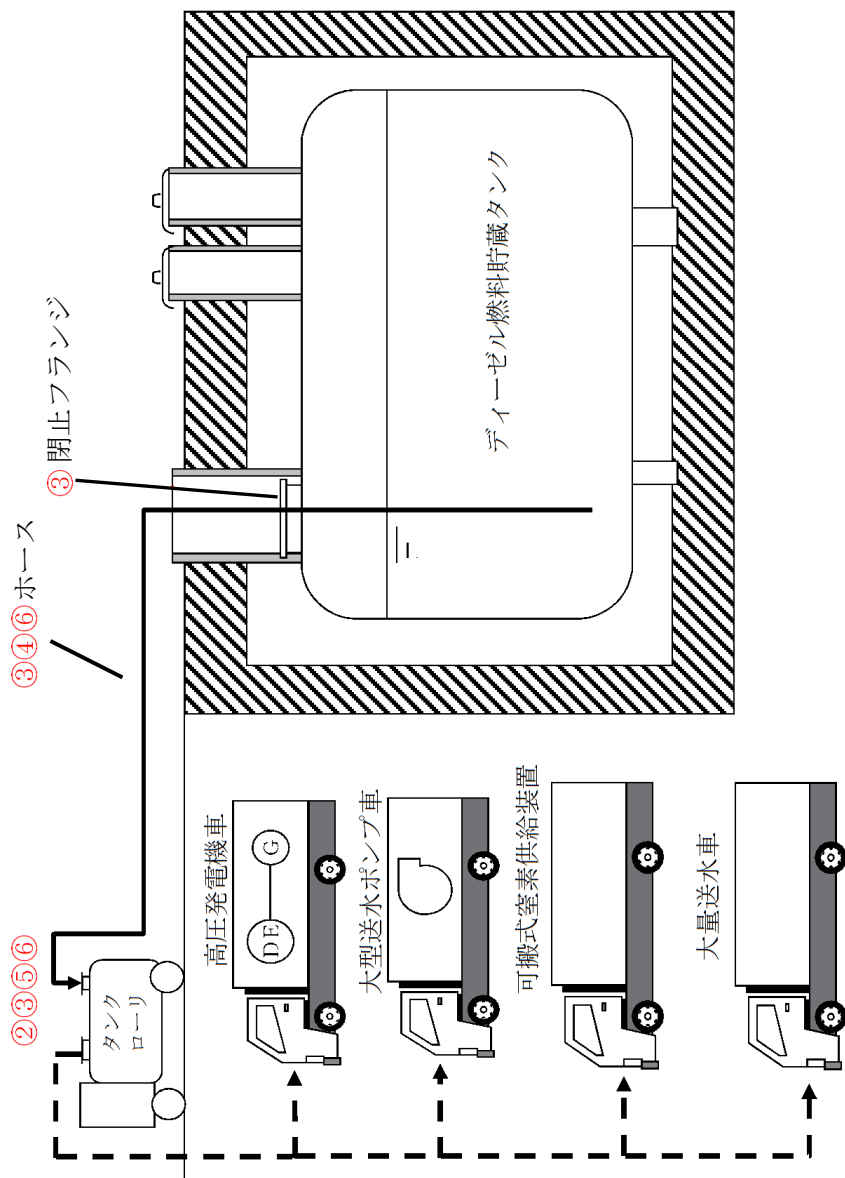


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-52 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
 (ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給) 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	備考									
			10	20	30	40	50	60	70	80	90
手順の項目	要員(数)										
ガスタービン発電機用軽油タンクから タンクローリへの補給	緊急時対策要員 2	移動									
		車両健全性確認									
		タンクローリ配置									
		バルブ付アタッチメント接続									
		補給準備									
		補給									
		補給片付け									

第 1.14-53 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
(ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給) タイムチャート

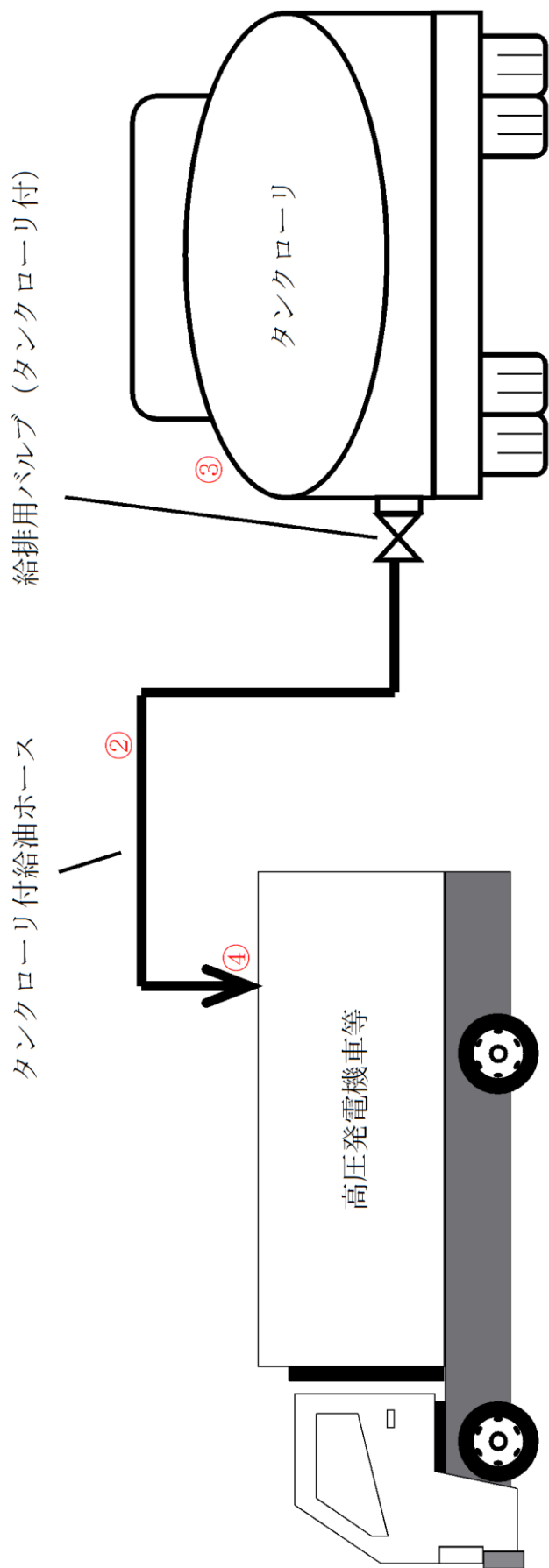


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-54 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
(ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給) 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	
ディーゼル燃料貯蔵タンクから タンクローリへの補給	要員(数) 緊急時対策要員 2	移動	20	25													
		車両検査確認	25	30													
		タンクローリ配置	30	35													
		抜き取り準備	35	100													
		給油	100	135													
		補給片付け	135	140													
		▲		140													

第1.14-55 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給
(ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給) タイムチャート



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.14-56 図 タンクローリから各機器等への給油 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返し、タンクローリーの軽油残量に応じて ガスタタービン発電機用軽油タンクからタンクローリーへの補給を繰り返す。											
タンクローリーから各機器等への給油	要員(数)											
	緊急時対策要員 2	移動、補給準備										
		補給										
		片付け										
↑												

※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間前後する。

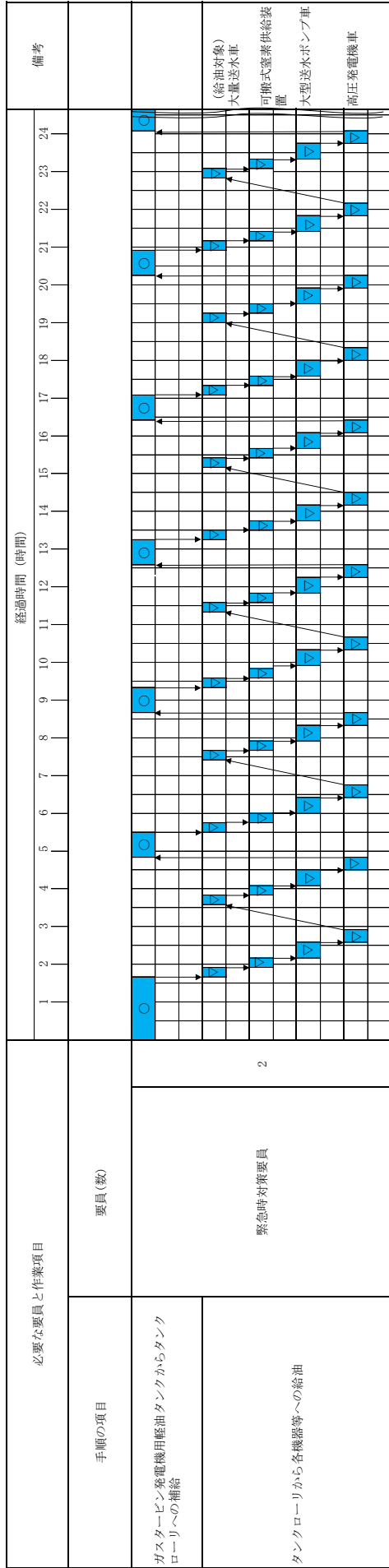
大量送水車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル13分で可能である。

高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を6分、給油時間を5分、片付け時間を5分、トータル21分で可能である。

大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を7分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル23分で可能である。

可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を1分、給油時間を5分、片付け時間を5分、トータル16分で可能である。

第1.14-57 図 タンクローリーから各機器等への給油 タイムチャート



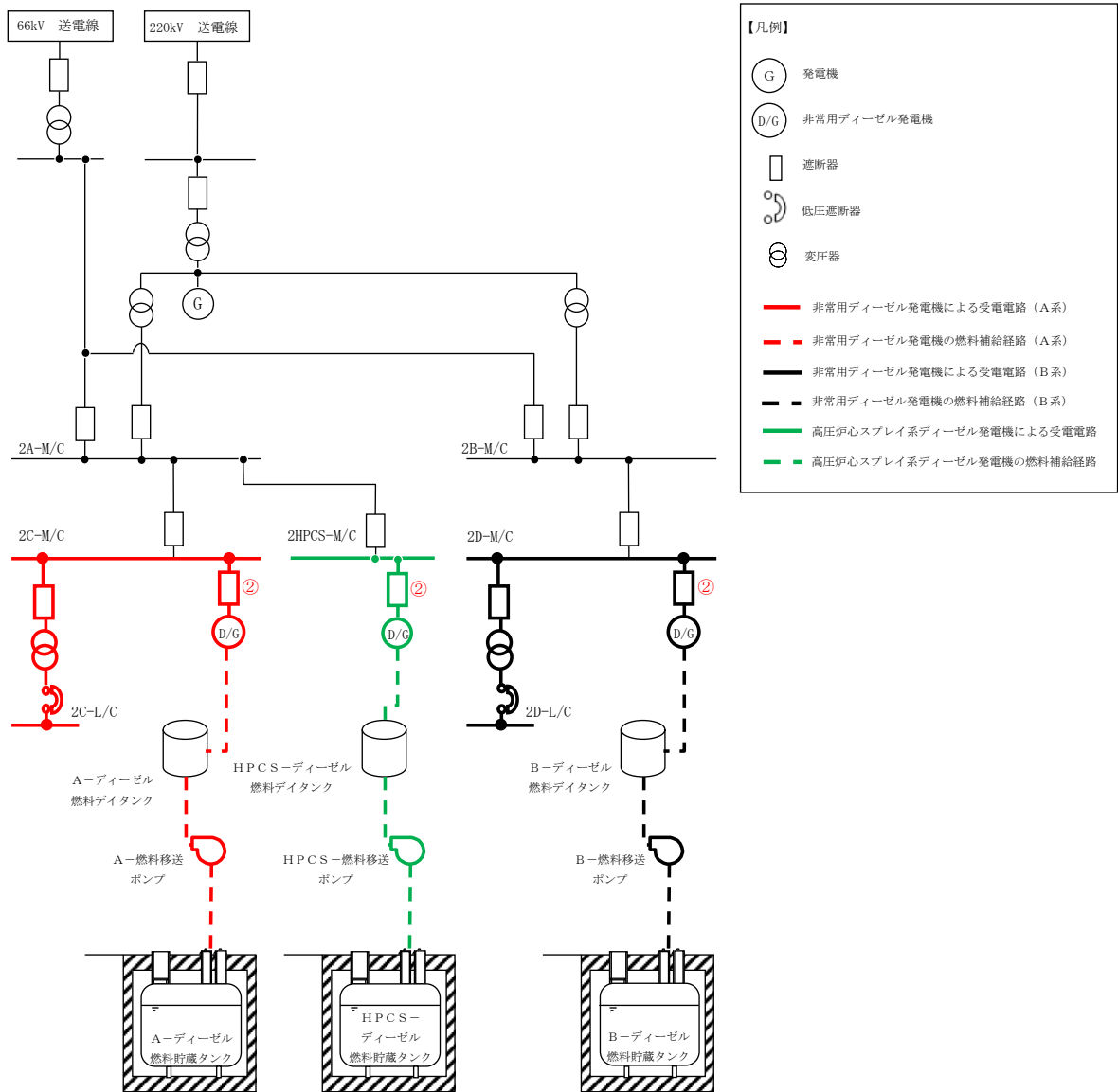
○ ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給

▽ タンクローリから各機器等への給油

注：上記以外の可搬設備を使用する場合は、各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

第 1.14-58 図 ガスタービン発電機用軽油タンク、タンクローリから各機器等への給油 7 日間サイクル
タイムチャート

(1 日間分の記載。内訳については各タイムチャートの軽油補給、燃料給油時間参照)



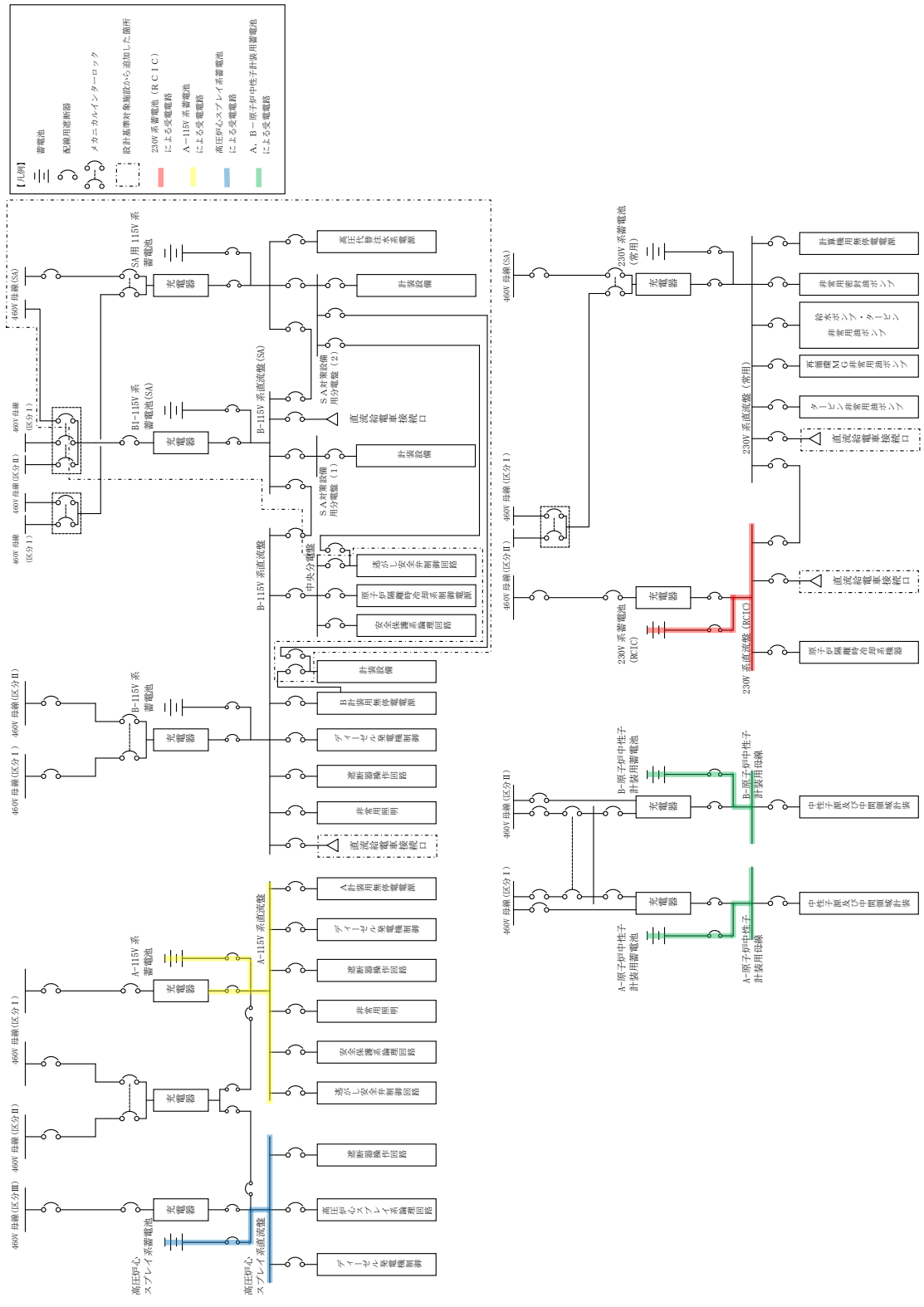
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-59 図 非常用交流電源設備による給電 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	1分 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による給電確認												
要員(敬)	▽												
非常用交流電源設備による給電 (非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレ イス系ディーゼル発電機の自動起動)	■												
中央制御室運転員A	1												
	非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による給電確認												
	↑												

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	3分 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機の 中央制御室からの起動による給電												
要員(敬)	▽												
非常用交流電源設備による給電 (非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレ イス系ディーゼル発電機の中央制御室からの起 動)	■												
中央制御室運転員A	1												
	非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機の中央制御室からの起動による給電												
	↑												

第 1.14-60 図 非常用交流電源設備による給電 タイムチャート



第 1.14-61 図 非常用直流電源設備による給電 概要図

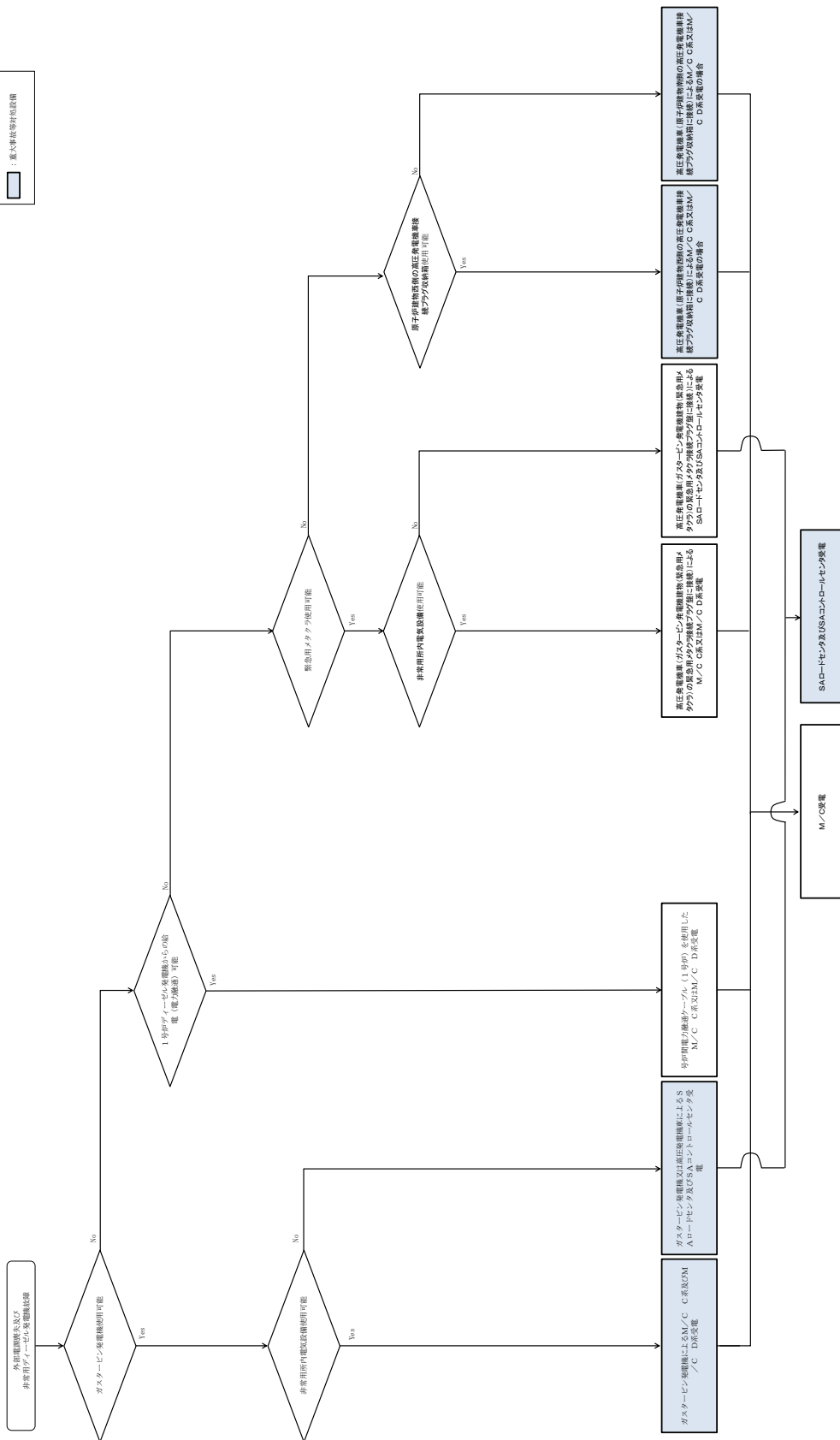
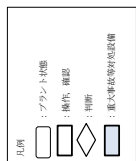
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220			
手順の項目	要員(数)	1時間40分 A-115V系蓄電池による不要負荷の切り離し													
非常用直流電源設備による給電	現場運転員B, C														

移動, 不要負荷の切離し



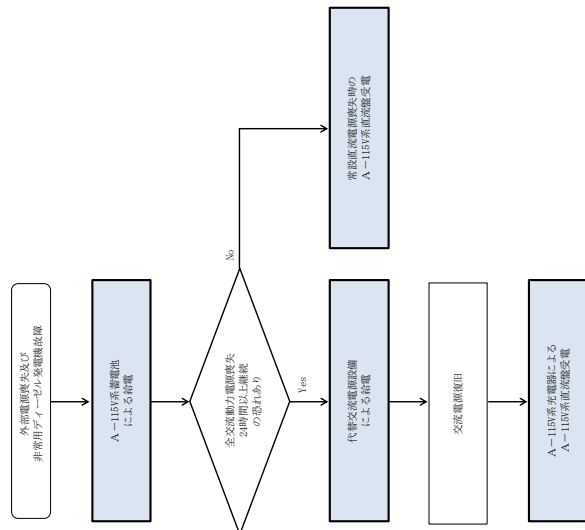
第 1.14-62 図 非常用直流電源設備による給電 タイムチャート

(1) 代替電源（交配）による対応手段

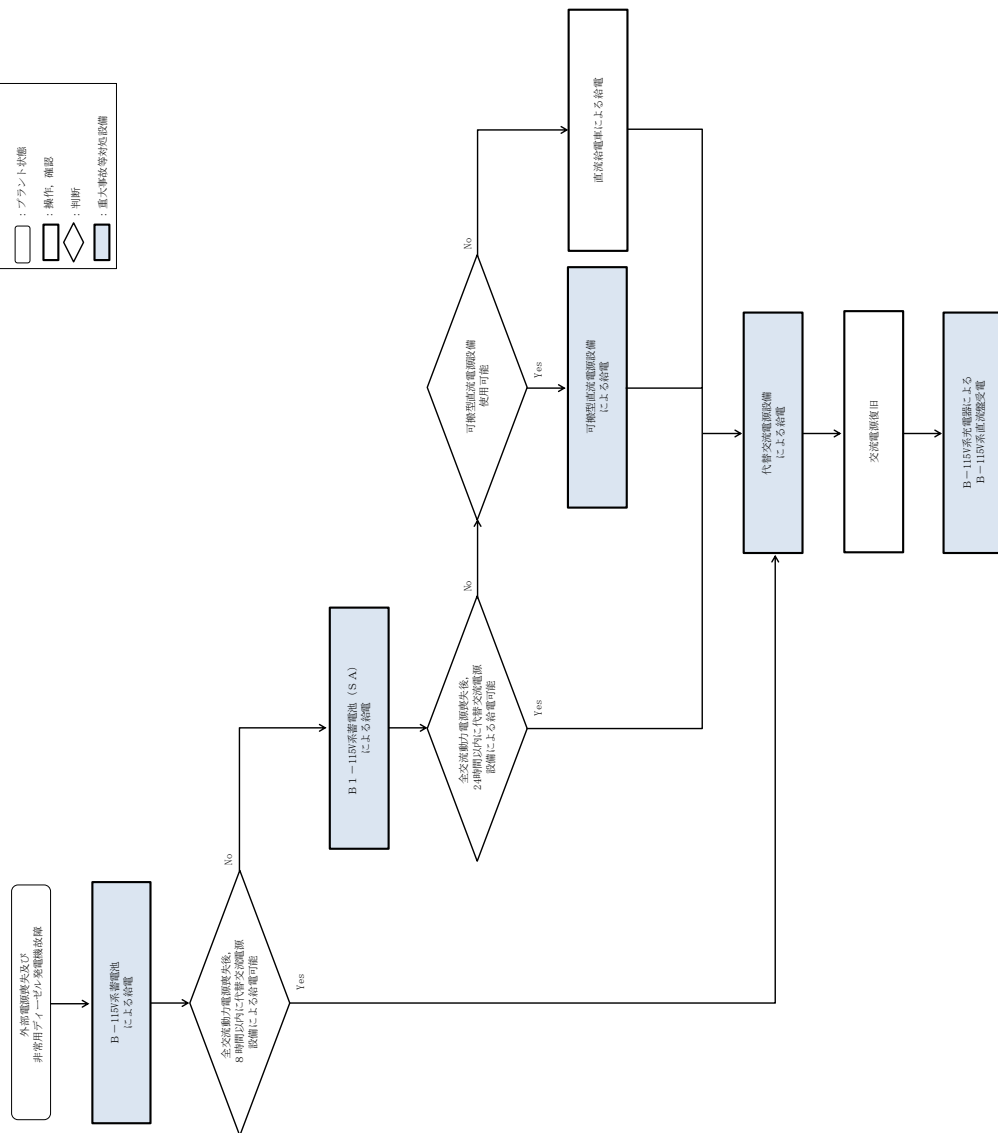


第 1.14-63 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1 / 2）

(2) 代替電源（直流）による対応手段
（直流電源A系喪失時）



(3) 代替電源（直流）による対応手段
（直流電源B系喪失時）



凡例
 □ : プラント状態
 □ : 操作、確認
 ◇ : 判断
 □ : 重大事故等対応設備

第 1.14-63 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 (1.14)	番号	設置許可基準規則 (57 条)	技術基準規則 (72 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑥ ⑦ ⑧

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 8）

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（57条）	技術基準規則（72条）	番号
b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。	③	b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	⑨
c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。	—	d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	—
d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	④	e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	⑪
		2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。	2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設							
	ディーゼル燃料デイトンク	既設							
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系電路	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	ディーゼル燃料貯蔵タンク	既設							
	ディーゼル燃料移送ポンプ	既設							
	非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	既設							
非常用直流電源設備による給電	A-115V系蓄電池	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	B-115V系蓄電池	既設							
	高圧炉心スプレイ系蓄電池	既設							
	A-原子炉中性子計装用蓄電池	既設							
	B-原子炉中性子計装用蓄電池	既設							
	B1-115V系蓄電池(SA)	新設							
	230V系蓄電池(RCIC)	新設							
	A-115V系充電器	既設							
	B-115V系充電器	既設							
	高圧炉心スプレイ系充電器	既設							
	A-原子炉中性子計装用充電器	既設							
	B-原子炉中性子計装用充電器	既設							
	B1-115V系充電器(SA)	新設							
	230V系充電器(RCIC)	新設							
	A-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路	既設							
	B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路	既設							
	高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路	既設							
	A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路	既設							
B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路	既設								
B1-115V系蓄電池(SA)及び充電器～直流母線電路	新設								
230V系蓄電池(RCIC)及び充電器～直流母線電路	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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考			
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	-								
	ガスタービン発電機用サービスタンク	新設										
	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設										
	ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	新設										
	ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設										
	ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路	新設										
	ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路	新設										
	ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路	新設										
	ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系電路	新設										
	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設										
可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧	可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	可搬	4時間 30分	3名	自主対策とする理由は本文参照			
	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路	常設						
	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路	常設						
	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路	新設			ガスタービン発電機用軽油タンク	常設	-	-				
	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路	新設			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	常設						
	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設			ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設						
	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	新設			ホース	可搬	-	-				
	ホース	新設			タンクローリ	可搬						
	タンクローリ	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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考			
-	-	-	-	号炉間電力融通電気設備 による給電	号炉間電力融通ケーブル（1号炉）	常設	1時間 35分	3名	自主対策とする理由は本文参照			
					号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路	常設						
					号炉間電力融通ケーブル（1号炉）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	常設						
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	常設	1時間 45分	3名	自主対策とする理由は本文参照			
					ディーゼル燃料デイトンク	常設						
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路	常設						
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	常設						
					原子炉補機冷却系	常設						
					ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設						
					ディーゼル燃料移送ポンプ	常設						
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	常設							
				所内常設蓄電池式直流電源設備による給電	B-115V系蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑧ ⑨	-	-	-	-	-
					B1-115V系蓄電池（SA）	新設						
					230V系蓄電池（RCIC）	新設						
B-115V系充電器	既設											
B1-115V系充電器（SA）	新設											
230V系充電器（RCIC）	新設											
B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路	既設											
B1-115V系蓄電池（SA）及び充電器～直流母線電路	新設											
230V系蓄電池（RCIC）及び充電器～直流母線電路	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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考	
常設代替直流電源設備 による給電	S A用 115V 系蓄電池	新設	① ② ⑤ ⑧ ⑨	-	-	-	-	-	-	
	S A用 115V 系充電器	新設			-	-	-	-	-	-
	S A用 115V 系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路	新設			-	-	-	-	-	-
可搬型直流電源設備による給電	高压発電機車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	可搬型直流電源設備による給電	高压発電機車	可搬	5時間 10分	5名	自主対策とする理由は本文参照	
	B 1 - 115V 系充電器 (S A)	新設			高压発電機車～緊急用メタ クラ接続プラグ盤～充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) ～直 流母線電路	常設				
	S A用 115V 系充電器	新設			ガスタービン発電機用軽油 タンク	常設				
	230V 系充電器 (常用)	新設			ガスタービン発電機用軽油 タンクドレン弁	常設	-	-		
	高压発電機車～高压発電機車接続 プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～ 充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) ～直流母線電路	新設			ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設				
	高压発電機車～高压発電機車接続 プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～ 充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用)) ～直流母線電路	新設			ホース	可搬				
	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設			タンクローリ	可搬	3時間 25分	5名		
	ガスタービン発電機用軽油タンク ドレン弁	新設			高压発電機車	可搬				
	ホース	新設			直流給電車 115V	可搬				
	タンクローリ	新設			直流給電車 230V	可搬				
					高压発電機車～直流給電車 ～直流母線電路	常設				
					ガスタービン発電機用軽油 タンク	常設				
					ガスタービン発電機用軽油 タンクドレン弁	常設	-	-		
		ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設							
		ホース	可搬							
				タンクローリ	可搬					
-	-	-	-	号炉間連絡ケーブルを 使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル (1号 炉)	常設	55分	2名	自主対策とする理由は本文参照	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7 / 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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	新設	① ④ ⑤ ⑩	(緊急用メタクラ接続プラグ盤経由) 代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	常設	4時間 30分	5名	自主対策とする理由は本文参照
	メタクラ切替盤	新設			緊急用メタクラ接続プラグ盤	常設			
	高圧発電機車接続プラグ収納箱	新設			SAロードセンタ	常設			
	SAロードセンタ	新設			SA1コントロールセンタ	常設			
	SA1コントロールセンタ	新設			非常用コントロールセンタ切替盤	常設			
	SA2コントロールセンタ	新設			重大事故操作盤	常設			
	充電器電源切替盤	新設			非常用高圧母線C系	常設			
	SA電源切替盤	新設			非常用高圧母線D系	常設			
	緊急用メタクラ	新設	① ④ ⑤ ⑩	(非常用コントロールセンタ切替盤使用の場合) 代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	重大事故操作盤	新設			メタクラ切替盤	常設			
	非常用高圧母線C系	既設			緊急用メタクラ接続プラグ盤	常設			
	非常用高圧母線D系	既設			高圧発電機車接続プラグ収納箱	常設			
	-	-			SAロードセンタ	常設			
	-	-			SA1コントロールセンタ	常設			
-	-	非常用コントロールセンタ切替盤	常設						
-	-	-	-	重大事故操作盤	常設	-	-	-	
-	-	-	-	非常用高圧母線C系	常設	-	-	-	
-	-	-	-	非常用高圧母線D系	常設	-	-	-	
燃料補給設備による給油	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設	① ② ⑤	(ディーゼル燃料貯蔵タンクによる給油) 燃料補給設備による給油	ディーゼル燃料貯蔵タンク	常設	2時間 20分	2名	自主対策とする理由は本文参照
	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	新設			ホース	可搬			
	ホース	新設			タンクローリ	可搬			
	タンクローリ	新設			-	-			

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(1.14)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び燃料補給設備を設置又は配備し、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備に給電するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p>	<p>可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備を設置又は配備し、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び充電器（B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器、230V系充電器（常用））を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	—
<p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>非常用所内電気設備と共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とした代替所内電気設備を設置し、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧するために必要な手順等を整備する。</p>

重大事故対策の成立性

(1) ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

(a) 操作概要

外部電源，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びM/C D系へ給電できない場合において，ガスタービン発電機を起動後，現場でのM/C C系及びM/C D系の受電操作を実施する。

なお，M/C D系受電を優先させ，その後にM/C C系へ給電する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電のうち，最長時間を要する現場でのM/C D系受電操作に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

想定時間：40分以内（所要時間目安^{※1}:25分）

なお，M/C C系の受電操作に必要な時間は，30分以内と想定する。

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●ガスタービン発電機起動，緊急用メタクラの受電操作：想定時間10分，所要時間目安4分

・ガスタービン発電機起動，緊急用メタクラの受電操作：所要時間目安4分

●M/C D系受電準備：想定時間25分，所要時間目安18分

・負荷抑制操作，電路構成：所要時間目安18分

●M/C D系受電確認：想定時間5分，所要時間目安1分

・M/C D系受電確認：所要時間目安1分

●M/C C系準備：想定時間25分，所要時間目安18分

・負荷抑制操作，電路構成：所要時間目安18分

- M/C C系受電確認：想定時間5分，所要時間目安1分
 - ・M/C C系受電確認：所要時間目安1分

【現場運転員B，C】

- 移動，M/C D系受電準備：想定時間35分，所要時間目安24分
 - ・移動：所要時間目安2分（移動経路：中央制御室からA-計装電気室）
 - ・M/C D系受電準備：所要時間目安4分（電路構成：A-計装電気室）
 - ・移動：所要時間目安2分（移動経路：A-計装電気室からB-計装電気室）
 - ・M/C D系受電準備：所要時間目安4分（電路構成：B-計装電気室）
 - ・移動：所要時間目安5分（移動経路：B-計装電気室から原子炉建物付属棟 地上2階）
 - ・M/C D系受電準備：所要時間目安7分（電路構成：原子炉建物付属棟 地上2階）
- M/C D系受電操作：想定時間5分，所要時間目安1分
 - ・M/C D系受電操作：所要時間目安1分（受電操作：原子炉建物付属棟 地上2階）
- 移動，M/C C系受電準備：想定時間25分，所要時間目安14分
 - ・移動：所要時間目安1分（原子炉建物付属棟 地上2階）
 - ・電路構成：所要時間目安13分
- M/C C系受電操作：想定時間5分，所要時間目安1分
 - ・M/C C系受電操作：所要時間目安1分（受電操作：原子炉建物付属棟 地上2階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii A-計装電気室操作，B-計装電気室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常のスィッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。

iii 現場操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

(2) 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

a. M/C C系又はM/C D系受電前準備

(a) 操作概要

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電の際、受電前準備として電路構成及び負荷抑制を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地下1階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電のうち、最長時間を要するM/C D系の電路構成及び負荷抑制操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：1時間以内（所要時間目安^{※1}：32分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●M/C受電準備：想定時間25分、所要時間目安16分

・負荷抑制操作、電路構成：16分

【現場運転員B, C】

●移動、M/C受電準備：想定時間1時間、所要時間目安32分

・移動：所要時間目安2分（移動経路：中央制御室からA-計装電気室）

・D系受電準備：所要時間目安2分（電路構成：A-計装電気室）

・移動：所要時間目安2分（移動経路：A-計装電気室からB-計装電気室）

・D系受電準備：所要時間目安3分（電路構成：廃棄物処理建物 地下1階中階）

・移動：所要時間目安5分（移動経路：B-計装電気室から原子炉建物附属棟 地上2階）

- ・ D系受電準備：所要時間目安 13 分（電路構成：原子炉建物付属棟 地上 2 階）
- ・ 移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物付属棟 地上 2 階 から原子炉建物付属棟 地下 1 階）
- ・ D系受電準備：所要時間目安 1 分（負荷抑制操作：原子炉建物付属棟 地下 1 階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii A－計装電気室操作， B－計装電気室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，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。

iii 現場操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障と

なる設備はない。

- 操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

- b. 高圧発電機車のケーブル敷設及び高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電

(a) 操作概要

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電の際、高圧発電機車からガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤の接続箇所を高圧発電機車のケーブルを敷設及び接続後、遮断器操作及び高圧発電機車を起動し、M/C C系又はM/C D系へ給電する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地下1階（非管理区域）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）
ガスタービン発電機建物 地上3階（非管理区域）
屋外（ガスタービン発電機建物近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電のうち、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した高圧発電機車のケーブル敷設及び接続作業、遮断器操作及び高圧発電機車起動操作並びにM/C D系への給電操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間 : 4時間30分以内（所要時間目安^{*1} : 3時間17分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 受電確認：想定時間5分、所要時間目安1分
 - ・D系受電確認：所要時間目安1分

【現場運転員B, C】

- 受電確認：想定時間5分、所要時間目安1分
 - ・受電確認：所要時間目安1分（D系受電確認：原子炉建物附属棟 地下1階）

【緊急時対策要員3名】

- 移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所から第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（車両健全性確認：第 4 保管エリア）
- 高圧発電機車配置：想定時間 1 時間 20 分，所要時間目安 57 分
 - ・高圧発電機車配置：所要時間目安 57 分（移動経路：第 4 保管エリアからガスタービン発電機建物近傍）
- 高圧発電機車準備：想定時間 1 時間 55 分，所要時間目安 1 時間 28 分
 - ・高圧発電機車準備，ケーブル敷設，接続：所要時間目安 1 時間 8 分
 - ・緊急用メタクラ接続プラグ盤へのケーブル接続：所要時間目安 20 分（ケーブル接続作業：ガスタービン発電機建物近傍）
- 移動，遮断器操作：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：ガスタービン発電機建物近傍からガスタービン発電機建物 地上 3 階）
 - ・遮断器操作：所要時間目安 5 分（遮断器操作：ガスタービン発電機建物 地上 3 階）
- 移動，送電操作：想定時間 30 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：ガスタービン発電機建物 地上 3 階からガスタービン発電機建物近傍）
 - ・送電操作：所要時間目安 5 分（送電操作：ガスタービン発電機建物近傍）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，

操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 高圧発電機車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。
コネクタ接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



遮断器操作



高圧発電機車での作業



接続作業

c. 高圧発電機車のケーブル敷設及び高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電

(a) 操作概要

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電の際、高圧発電機車から原子炉建物の高圧発電機車接続プラグ収納箱の接続箇所を高圧発電機車のケーブルを敷設及び接続後、メタクラ切替盤の切替作業及び高圧発電機車を起動し、M/C C系又はM/C D系へ給電する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）
屋外（原子炉建物近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電のうち、最長時間を要する第1保管エリアの可搬設備を使用した高圧発電機車のケーブル敷設及び接続作業、メタクラ切替盤の切替作業及び高圧発電機車起動操作並びにM/C D系への給電操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間 : 4時間20分以内（所要時間目安^{※1}：2時間57分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●受電確認：想定時間5分、所要時間目安1分

・受電確認：所要時間目安1分

【現場運転員B, C】

●受電確認：想定時間5分、所要時間目安1分

・受電確認：所要時間目安1分

【緊急時対策要員3名】

●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全性確認：所要時間目安10分（車両健全性確認：第1保管エリア）

- 高圧発電機車配置：想定時間 1 時間 10 分，所要時間目安 51 分
 - ・ 移動：所要時間目安 51 分（移動経路：第 1 保管エリアから原子炉建物近傍）
- 高圧発電機車準備：想定時間 2 時間，所要時間目安 1 時間 31 分
 - ・ 高圧発電機車準備，ケーブル敷設：所要時間目安 1 時間 8 分
 - ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱接続作業：所要時間目安 23 分
- 移動，メタクラ切替盤作業：想定時間 30 分，所要時間目安 15 分
 - ・ 移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物近傍から原子炉建物付属棟 地上 2 階）
 - ・ メタクラ切替盤作業：所要時間目安 10 分（メタクラ切替盤操作，絶縁抵抗測定：原子炉建物付属棟 地上 2 階）
- 移動，送電操作：想定時間 30 分，所要時間目安 10 分
 - ・ 移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物付属棟 地上 2 階から原子炉建物近傍）
 - ・ 送電操作：所要時間目安 5 分（送電操作：原子炉建物近傍）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上

に支障となる設備はない。

操作性 : 高圧発電機車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

コネクタ及びボルトリンク接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



ボルトリンク接続作業



高圧発電機車での作業



接続口作業

(3) 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電

(a) 操作概要

外部電源、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びガスタービン発電機により給電ができない場合において、健全号炉（1号炉）の非常用ディーゼル発電機により号炉間電力融通ケーブルを介してM/C C系又はM/C D系を受電する。

(b) 作業場所

「当該号炉」

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（補助盤室）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

「他号炉」

タービン建物 地上1階（非管理区域）

タービン建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上1階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

号炉間電力融通ケーブル（1号炉）を使用したM/C C系又はM/C D系受電のうち、最長時間を要するM/C D系の遮断器操作及びインターロック処置に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 1時間35分以内（所要時間目安^{*1} : 1時間10分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●M/C C系（又はM/C D系）受電準備：想定時間40分，所要時間目安27分

・負荷抑制操作：所要時間目安27分

●インターロック処置：想定時間15分，所要時間目安8分

・インターロック処置：所要時間目安8分

●受電確認：想定時間5分，所要時間目安1分

・受電確認：所要時間目安1分

【現場運転員 B, C】

●移動, 受電準備: 想定時間 50 分, 所要時間目安 39 分

- ・移動: 所要時間目安 2 分 (移動経路: 中央制御室から A-計装電気室)
- ・受電準備: 所要時間目安 2 分 (電路構成: A-計装電気室)
- ・移動: 所要時間目安 2 分 (移動経路: A-計装電気室から B-計装電気室)
- ・受電準備: 所要時間目安 4 分 (電路構成: B-計装電気室)
- ・移動時間: 所要時間目安 5 分 (移動経路: B-計装電気室から原子炉建物付属棟 地上 2 階)
- ・受電準備: 所要時間目安 24 分 (電路構成: 原子炉建物付属棟 地上 2 階)

●移動, インターロック処置: 想定時間 40 分, 所要時間目安 30 分

- ・移動: 所要時間目安 5 分 (移動経路: 原子炉建物付属棟 地上 2 階から 1 号炉タービン建物 地上 2 階)
- ・インターロック処置: 所要時間目安 5 分 (インターロック処置: 1 号炉タービン建物 地上 2 階)
- ・移動: 所要時間目安 3 分 (移動経路: 1 号炉タービン建物 地上 2 階から制御室建物 地上 1 階)
- ・インターロック処置: 所要時間目安 5 分 (インターロック処置: 制御室建物 地上 1 階)
- ・移動: 所要時間目安 4 分 (移動経路: 制御室建物 地上 1 階から補助盤室)
- ・インターロック処置: 所要時間目安 8 分 (補助盤室)

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト (三脚タイプ), LED ライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

ii 補助盤室操作, A-計装電気室操作, B-計装電気室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることか

ら接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の実電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち、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。



インターロック解除処置

(4) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

a. 不要直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替え

(a) 操作概要

全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点で、B-115V系直流盤の不要直流負荷の切離しを実施する。その後、B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)による給電に切替えを実施する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階(非管理区域)(B-計装電気室, 充電器室)

廃棄物処理建物 地上1階(非管理区域)(補助盤室)

(c) 必要要員数及び想定時間

B-115V系直流盤の不要直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)による給電切替えに必要な要員数, 想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

想定時間 : 30分以内(所要時間目安^{※1}: 25分)

※1: 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員B, C】

●移動, 不要負荷の切離し: 想定時間25分, 所要時間目安21分

・移動: 所要時間目安2分(移動経路: 中央制御室から補助盤室)

・不要負荷切離し: 所要時間目安3分(不要負荷切離し: 補助盤室)

・移動: 所要時間目安2分(移動経路: 補助盤室からB-計装電気室, 充電器室)

・不要負荷切離し: 所要時間目安14分(不要負荷切離し: B-計装電気室)

●受電切替: 想定時間5分, 所要時間目安4分

・受電切替操作及び受電確認: 所要時間目安4分(受電切替操作及び受電確認: B-計装電気室, 充電器室)

(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, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行

している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。



電源切替操作

b. A-115V系充電器盤受電

(a) 操作概要

A-115V系充電器盤受電の際、A-中央制御室排風機を系統構成実施後に起動し、A-計装コントロールセンタのA-115V系充電器盤用遮断器を「入」操作し、A-115V系充電器盤を受電する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

A-115V系充電器盤受電のうち、A-計装コントロールセンタのA-115V系充電器盤用遮断器操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：20分以内（所要時間目安^{※1}：6分）

なお、排風機起動完了までは、1時間10分以内と想定する。

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- A-中央制御室排風機起動：想定時間10分、所要時間目安2分
 - ・中央制御室排風機起動：所要時間目安2分

【現場運転員B, C】

- 移動、中央制御室排風機起動準備：想定時間1時間、所要時間目安33分
 - ・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室から廃棄物処理建物 地上2階）
 - ・中央制御室排風機起動準備：所要時間目安28分（中央制御室排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上2階）
- A-115V系充電器盤受電：想定時間20分、所要時間目安6分
 - ・移動：所要時間目安4分（移動経路：廃棄物処理建物 地上2階からA-計装電気室）
 - ・A-115V系充電器盤受電：所要時間目安2分（受電確認：A-計装電気室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii A-計装電気室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の実電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち、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。



遮断器操作



受電確認

c. B-115V系充電器盤受電

(a) 操作概要

B-115V系充電器盤受電の際、B-中央制御室排風機を系統構成実施後に起動し、B-計装コントロールセンタのB-115V系充電器盤用遮断器を「入」操作し、B-115V系充電器盤を受電する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

B-115V系充電器盤受電のうち、B-計装コントロールセンタのB-115V系充電器盤用遮断器操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：20分以内（所要時間目安^{※1}：7分）

なお、排風機起動完了までは、1時間10分以内と想定する。

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- B-中央制御室排風機起動：想定時間10分、所要時間目安2分
 - ・ 中央制御室排風機起動：所要時間目安2分

【現場運転員B, C】

- 移動、中央制御室排風機起動準備：想定時間1時間、所要時間目安33分
 - ・ 移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室から廃棄物処理建物 地上2階）
 - ・ 中央制御室排風機起動準備：所要時間目安28分（中央制御室排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上2階）
- B-115V系充電器盤受電：想定時間20分、所要時間目安7分
 - ・ 移動：所要時間目安5分（移動経路：廃棄物処理建物 地上2階からB-計装電気室）
 - ・ B-115V系充電器盤受電：所要時間目安2分（受電確認：B-計装電気室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii B-1計装電気室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の手動操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、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。



遮断器操作



受電確認

d. B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 受電

(a) 操作概要

B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 受電の際、B - 中央制御室排風機を系統構成実施後に起動し、B - 計装コントロールセンタの B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 用遮断器を「入」操作し、B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) を受電する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下 1 階中階 (非管理区域) (B - 計装電気室, 充電器室)

廃棄物処理建物 地上 2 階 (非管理区域)

制御室建物 地上 4 階 (非管理区域) (中央制御室)

(c) 必要要員数及び想定時間

B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 受電のうち、B - 計装コントロールセンタの B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 用遮断器操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3 名 (中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名)

想定時間 : 20 分以内 (所要時間目安^{※1} : 7 分)

なお、排風機起動完了までは、1 時間 10 分以内と想定する。

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- B - 中央制御室排風機起動 : 想定時間 10 分, 所要時間目安 2 分
 - ・ 中央制御室排風機起動 : 所要時間目安 2 分

【現場運転員 B, C】

- 移動, 中央制御室排風機起動準備 : 想定時間 1 時間, 所要時間目安 33 分
 - ・ 移動 : 所要時間目安 5 分 (移動経路 : 中央制御室から廃棄物処理建物地上 2 階)
 - ・ 中央制御室排風機起動準備 : 所要時間目安 28 分 (中央制御室排風機起動準備 : 廃棄物処理建物 地上 2 階)
- B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 受電 : 想定時間 20 分, 所要時間目安 7 分

- ・移動：所要時間目安5分（移動経路：廃棄物処理建物 地上2階からB-計装電気室，充電器室）
- ・B1-115V系充電器盤（SA）受電：所要時間目安2分（受電確認：B-計装電気室，充電器室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii B-計装電気室操作，充電器室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，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。

iii 現場操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

- 操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、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。



受電確認

e. S A用 115V 系充電器盤受電

(a) 操作概要

S A用 115V 系充電器盤受電の際、B－中央制御室排風機を系統構成実施後に起動し、B－計装コントロールセンタのS A用 115V 系充電器盤用遮断器を「入」操作し、S A用 115V 系充電器盤を受電する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（充電器室）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

S A用 115V 系充電器盤受電のうち、B－計装コントロールセンタのS A用 115V 系充電器盤用遮断器操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：20分以内（所要時間目安^{※1}：7分）

なお、排風機起動完了までは、1時間10分以内と想定する。

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- B－中央制御室排風機起動：想定時間10分、所要時間目安2分
 - ・中央制御室排風機起動：所要時間目安2分

【現場運転員B、C】

- 移動、中央制御室排風機起動準備：想定時間1時間、所要時間目安33分
 - ・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室から廃棄物処理建物 地上2階）
 - ・中央制御室排風機起動準備：所要時間目安28分（中央制御室排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上2階）
- S A用 115V 系充電器盤受電：想定時間20分、所要時間目安7分
 - ・移動：所要時間目安5分（移動経路：廃棄物処理建物 地上2階から充電器室）
 - ・S A用 115V 系充電器盤受電：所要時間目安2分（受電確認：充電器室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。
- 操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii 充電器室操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。

iii 現場操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、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。



受電確認

f. 230V系充電器盤（R C I C）受電

(a) 操作概要

230V系充電器盤（R C I C）受電の際、B-中央制御室排風機を系統構成実施後に起動し、B-計装コントロールセンタの230V系充電器盤（R C I C）用遮断器を「入」操作し、230V系充電器盤（R C I C）を受電する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

230V系充電器盤（R C I C）受電のうち、B-計装コントロールセンタの230V系充電器盤（R C I C）用遮断器操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：20分以内（所要時間目安^{※1}：7分）

なお、排風機起動完了までは、1時間10分以内と想定する。

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- B-中央制御室排風機起動：想定時間10分、所要時間目安2分
 - ・ 中央制御室排風機起動：所要時間目安2分

【現場運転員B, C】

- 移動、中央制御室排風機起動準備：想定時間1時間、所要時間目安33分
 - ・ 移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室から廃棄物処理建物 地上2階）
 - ・ 中央制御室排風機起動準備：所要時間目安28分（中央制御室排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上2階）
- 230V系充電器盤（R C I C）受電：想定時間20分、所要時間目安7分
 - ・ 移動：所要時間目安5分（移動経路：廃棄物処理建物 地上2階からB-計装電気室）

- ・230V系充電器盤(RCIC)受電:所要時間目安2分(受電確認:
B-計装電気室)

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ), LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

ii B-計装電気室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり, 十分な作業スペースもあることから, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち, 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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備, 有線式通信設備のうち, 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。



受電確認

g. 中央制御室監視計器の復旧C系及びD系

(a) 操作概要

中央制御室監視計器復旧の際、現場にて中央制御室監視計器C系及びD系の受電操作を実施し、監視計器電源を復旧する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B－計装電気室）
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A－計装電気室）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

中央制御室監視計器の復旧のうち、中央制御室監視計器用遮断器操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：40分以内（所要時間目安^{※1}：10分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 中央制御室監視計器C系復旧確認：想定時間20分、所要時間目安1分
 - ・監視計器C系受電確認：所要時間目安1分
- 中央制御室監視計器D系復旧確認：想定時間20分、所要時間目安1分
 - ・監視計器D系受電確認：所要時間目安1分

【現場運転員B，C】

- C/C C系受電操作（又はC/C C系受電確認）：想定時間20分、所要時間目安5分
 - ・移動：所要時間目安2分（移動経路：中央制御室からA－計装電気室）
 - ・監視計器C系受電：所要時間目安3分（受電確認：A－計装電気室）
- C/C D系受電操作（又はC/C D系受電確認）：想定時間20分、所要時間目安5分
 - ・移動：所要時間目安2分（移動経路：A－計装電気室からB－計装電気室）
 - ・監視計器D系受電：所要時間目安3分（受電確認：B－計装電気室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ), LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

ii A-計装電気室操作, B-計装電気室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスィッチ操作であり, 十分な作業スペースもあることから, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち, 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。



受電操作

(5) 可搬型直流電源設備による給電

a. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）による給電

(a) 操作概要

B1-115V系充電器盤（SA），SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用）の受電前準備のため，高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によりSAコントロールセンタを受電する。

(b) 作業場所

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）
屋外（ガスタービン発電機建物近傍）
ガスタービン発電機建物 地上3階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）による給電のうち，最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した高圧発電機車起動操作に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員1名，緊急時対策要員3名）

想定時間：2時間30分以内（所要時間目安^{※1}：1時間37分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備：想定時間10分，所要時間目安3分

・緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備：所要時間目安3分

●受電確認：想定時間5分，所要時間目安1分

・受電確認：所要時間目安1分

【緊急時対策要員3名】

●移動：想定時間25分，所要時間目安22分

・移動：所要時間目安22分（移動経路：緊急時対策所から第4保管エリア）

- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（車両健全性確認：第 4 保管エリア）
- 高圧発電機車配置：想定時間 55 分，所要時間目安 45 分
 - ・移動：所要時間目安 8 分（移動経路：第 4 保管エリアからガスタービン発電機建物近傍）
 - ・高圧発電機車準備，ケーブル敷設及び接続：所要時間目安 37 分（ガスタービン発電機建物近傍）
- 移動，遮断器操作：想定時間 30 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：ガスタービン発電機建物近傍からガスタービン発電機建物 地上 3 階）
 - ・遮断器操作：所要時間目安 5 分（ガスタービン発電機建物 地上 3 階）
- 高圧発電機車による送電：想定時間 30 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：ガスタービン発電機建物 地上 3 階からガスタービン発電機建物近傍）
 - ・高圧発電機車の送電操作：所要時間目安 5 分（ガスタービン発電機建物近傍）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移

動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。高圧発電機車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。コネクタ接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



接続口作業



高圧発電機車での作業

b. 高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電

(a) 操作概要

B 1－115V 系充電器盤（S A），S A用 115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤（常用）の受電前準備のため，高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）により S Aコントロールセンタを受電する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上 2 階（非管理区域）
原子炉建物附属棟 地上 3 階（非管理区域）
制御室建物 地上 4 階（非管理区域）（中央制御室）
屋外（原子炉建物近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電のうち，最長時間を要する第 4 保管エリアの可搬設備を使用した高圧発電機車起動操作に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：4 名（中央制御室運転員 1 名，緊急時対策要員 3 名）

想定時間：2 時間 30 分以内（所要時間目安^{※1}：1 時間 34 分）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- 緊急用メタクラ及び S A 低圧母線の受電準備：想定時間 10 分，所要時間目安 3 分
 - ・緊急用メタクラ及び S A 低圧母線の受電準備：所要時間目安 3 分
- 受電確認：想定時間 5 分，所要時間目安 1 分
 - ・受電確認：所要時間目安 1 分

【緊急時対策要員 3 名】

- 移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所から第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（車両健全性確認：第 4 保管エリア）
- 高圧発電機車配置，高圧発電機車準備，ケーブル敷設，接続プラグ収納箱の検電，接続作業：想定時間 55 分，所要時間目安 34 分
 - ・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：第 4 保管エリアから原子炉建

物近傍)

- ・ 高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続プラグ収納箱の検電及び接続: 所要時間目安 32 分 (高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続プラグ収納箱の検電及び接続: 原子炉建物近傍)
- 移動, メタクラ切替操作: 想定時間 30 分, 所要時間目安 18 分
 - ・ 移動: 所要時間目安 5 分 (移動経路: 原子炉建物近傍から原子炉建物付属棟 地上 2 階)
 - ・ メタクラ切替操作: 所要時間目安 13 分 (メタクラ切替操作: 原子炉建物付属棟 地上 2 階)
- 移動, 高圧発電機車による送電: 想定時間 30 分, 所要時間目安 10 分
 - ・ 移動: 所要時間目安 5 分 (移動経路: 原子炉建物付属棟 地上 2 階から原子炉建物近傍)
 - ・ 高圧発電機車の送電操作: 所要時間目安 5 分 (送電操作: 原子炉建物近傍)

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト (三脚タイプ), LED ライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により, 夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから, 夜間においても接近可能である。また, 現場への移動は, 地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上

に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。高圧発電機車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。コネクタ及びボルトリンク接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



接続口作業



ボルトリンク接続作業



高圧発電機車での作業

- c. C/C C系又はC/C D系から蓄電池室換気設備及び充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））への給電

(a) 操作概要

高圧発電機車によりSAコントロールセンタ受電後、仮設ケーブルを敷設及び接続して蓄電池室換気設備を起動し、蓄電池充電時の水素ガスの滞留を防止する。また、蓄電池室の換気を実施した後、充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））の受電操作を行う。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 地上3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-1計装電気室、充電器室）

廃棄物処理建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車による充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））受電のうち、最長時間を要する高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）による給電の仮設ケーブル接続前準備、仮設ケーブル敷設、充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））受電操作及び蓄電池室換気設備起動操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間：2時間40分以内（所要時間目安^{※1}：1時間35分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●排風機運転：想定時間10分、所要時間目安2分

・排風機運転：所要時間目安2分

【現場運転員B, C】

- 移動，仮設ケーブル接続前準備，排風機運転準備：想定時間 1 時間 10 分，所要時間目安 39 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：中央制御室から原子炉建物付属棟 地上 2 階）
 - ・中央制御室排風機ケーブル接続準備：所要時間目安 1 分（接続準備：原子炉建物付属棟 地上 2 階）
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物付属棟 地上 2 階から廃棄物処理建物 地上 2 階）
 - ・中央制御室排風機起動準備：所要時間目安 28 分（排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上 2 階）
- 移動，排風機電源復旧：想定時間 20 分，所要時間目安 7 分
 - ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：廃棄物処理建物 地上 2 階から原子炉建物付属棟 地上 3 階）
 - ・中央制御室排風機電源復旧：所要時間目安 1 分（中央制御室排風機電源復旧：原子炉建物付属棟 地上 3 階）
- 移動，充電器盤への給電，受電操作：想定時間 50 分，所要時間目安 21 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：原子炉建物付属棟 地上 3 階から充電器室）
 - ・B 1 - 115V 充電器盤（S A）受電：所要時間目安 3 分（電源切替操作及び受電確認：充電器室）
 - ・S A 用 115V 系充電器盤受電：所要時間目安 5 分（電源切替操作及び受電確認：充電器室）
 - ・230V 系充電器盤（R C I C）受電：所要時間目安 8 分（電源切替操作及び受電確認：充電器室）

【緊急時対策要員 3 名】

- 移動，仮設ケーブル敷設，接続：想定時間 1 時間 20 分，所要時間目安 1 時間 5 分
 - ・移動：所要時間目安 18 分（移動経路：ガスタービン発電機建物近傍から原子炉建物付属棟 地上 2 階）
 - ・仮設ケーブル敷設，接続：所要時間目安 47 分（原子炉建物付属棟 地上 2 階及び 3 階）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii B-1 計装電気室操作, 充電器室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち、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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型, 携帯型）, 無線通信設備（固定型, 携帯型）, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



遮断器操作

(6) 直流給電車による直流盤への給電

a. 直流給電車による直流盤への給電前準備

(a) 操作概要

直流給電車により直流盤へ給電する際、給電前準備を実施する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

(c) 必要要員数及び想定時間

直流給電車による給電のうち、最長時間を要する原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電前準備に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 15分以内（所要時間目安^{※1} : 8分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員B, C】

●移動、遮断器操作：想定時間15分、所用時間目安8分

- ・移動：所要時間目安3分（移動経路：中央制御室からB-計装電気室）
- ・B-115V系直流盤（SA）受電準備：所要時間目安2分（受電準備：B-計装電気室）
- ・230V系直流盤（常用）受電準備：所要時間目安3分（受電準備：B-計装電気室）

(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、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用
電話設備のうち, 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。



遮断器操作

b. 直流給電車及び高圧発電機車のケーブル敷設及び直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電

(a) 操作概要

直流給電車により直流盤を受電する際、直流給電車及び高圧発電機車のケーブルを敷設、接続後、直流給電車及び高圧発電機車を起動し、直流盤に給電を実施する。

(b) 作業場所

屋外（原子炉建物近傍又は廃棄物処理建物近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

直流給電車による直流盤への給電のうち、準備、直流給電車及び高圧発電機車起動操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。なお、原子炉建物近傍及び廃棄物処理建物近傍で想定時間は同様である。

必要要員数 : 3名（緊急時対策要員3名）

想定時間 : 3時間10分以内（所要時間目安^{※1} : 2時間40分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員3名】

●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分

・車両健全性確認：所要時間目安10分（第1保管エリア）

●高圧発電機車、直流給電車配置：想定時間1時間、所要時間目安52分

・所要時間目安：52分（移動経路：第1保管エリアから原子炉建物又は廃棄物処理建物近傍）

●車両準備、ケーブル敷設、接続：想定時間1時間35分、所要時間目安1時間15分

・車両準備、ケーブル敷設、接続：所要時間目安1時間15分（原子炉建物又は廃棄物処理建物近傍）

●直流給電車による給電：想定時間40分、所要時間目安23分

・高圧発電機車の起動、送電：所要時間目安5分

・直流給電車の送電操作、送電：所要時間目安18分

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面

マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 直流給電車及び高圧発電機車の起動は，現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。コネクタ接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部との連絡が可能である。



高圧発電機車での作業



接続口作業



直流給電車での作業

(7) SA用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤受電

(a) 操作概要

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時に、M/C D系への給電のため、SA用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤への給電を実施し、M/C D系の受電遮断器の制御電源を確保する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下 1 階中階（非管理区域）（B-計装電気室、充電器室）

廃棄物処理建物 地上 1 階（非管理区域）（補助盤室）

(c) 必要要員数及び想定時間

SA用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤への給電の切替えに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 30 分以内（所要時間目安^{※1} : 14 分）

※1 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員 B, C】

●移動、B-115V 系直流盤受電準備：想定時間 15 分、所要時間目安 7 分

・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：中央制御室から補助盤室）

・B-115V 系直流盤受電準備：所要時間目安 1 分（負荷切離し：補助盤室）

・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：補助盤室から B-計装電気室、充電器室）

・B-115V 系直流盤受電準備：所要時間目安 2 分（負荷切離し：B-計装電気室）

●B-115V 系直流盤受電操作：想定時間 15 分、所要時間目安 7 分

・移動：所要時間目安 1 分（移動経路：B-計装電気室から充電器室）

・受電操作：所要時間目安 6 分（受電操作：充電器室）

(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、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常のスィッチ操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、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。



電源切替操作

(8) 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電

a. ガスタービン発電機又は高圧発電機による給電

(a) 操作概要

全交流動力電源及び直流電源喪失後、ガスタービン発電機又は高圧発電機による給電が可能な場合、M/C C系、A-115V系充電器盤及びA-115V系直流盤を受電して遮断器の制御電源を確保するが、M/C C系受電時はM/C C系の受電遮断器の制御電源が喪失していることから、現場にてA-115V系蓄電池の遮断器を手動で開放を行い、M/C C系の受電遮断器を手動で投入し、A-115V系充電器盤の受電操作及び受電確認を行う。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

タービン建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電のうち、A-115V系蓄電池の遮断器「切」操作、M/C C系の受電遮断器「入」操作及びA-115V系充電器盤の受電操作及び受電確認に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間 : 1時間35分以内（所要時間目安^{※1} : 45分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●M/C C系受電確認：想定時間5分、所要時間目安1分

・M/C C系受電確認：所要時間目安1分

●A-中央制御室排風機起動：想定時間10分、所要時間目安2分

・A-中央制御室排風機起動：所要時間目安2分

【現場運転員B, C】

●M/C C系受電用遮断器「入」：想定時間10分、所要時間目安5分

・M/C C系受電用遮断器「入」：所要時間目安5分（受電準備：

原子炉建物付属棟 地上2階)

- M/C C系受電確認：想定時間5分，所要時間目安1分
 - ・M/C C系受電確認：所要時間目安1分（受電確認：原子炉建物地上2階）
- 移動，中央制御室排風機起動準備：想定時間1時間，所要時間目安33分
 - ・移動：所要時間目安6分（移動経路：原子炉建物 地上2階から廃棄物処理建物 地上2階）
 - ・中央制御室排風機起動準備：所要時間目安27分（中央制御室排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上2階）
- A-115V系充電器盤受電：想定時間20分，所要時間目安6分
 - ・移動：所要時間目安4分（廃棄物処理建物 地上2階からA-計装電気室）
 - ・A-115V系充電器盤受電：所要時間目安2分（受電操作及び電圧確認：A-計装電気室）

【緊急時対策要員3名】（高圧発電機車による給電の場合）

- 高圧発電機車による給電：想定時間5分，所要時間目安5分
 - ・高圧発電機車による給電：所要時間目安5分

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii A-計装電気室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスィッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，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。

iii 現場操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



遮断器手動投入

b. 号炉間電力融通ケーブルによる給電

(a) 操作概要

全交流動力電源及び直流電源喪失後、号炉間電力融通ケーブルによる給電が可能な場合、M/C C系、A-115V系充電器盤及びA-115V系直流盤を受電して遮断器の制御電源を確保するが、M/C C系受電時はM/C C系の受電遮断器の制御電源が喪失していることから、現場にてA-115V系蓄電池の遮断器を手動で開放を行い、M/C C系の受電遮断器を手動で投入し、A-115V系充電器盤の受電操作及び受電確認を行う。

(b) 作業場所

原子炉建物付属棟 地上2階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

タービン建物 地上2階（非管理区域）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電のうち、A-115V系蓄電池の遮断器「切」操作、M/C C系の母線連絡遮断器並びにM/C A系の受電遮断器「入」操作、A-115V系充電器盤の受電操作及び受電確認に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：1時間45分以内（所要時間目安^{※1}：55分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●M/C C系受電操作：想定時間5分、所要時間目安1分

・M/C C系受電操作：所要時間目安1分

●A-中央制御室排風機起動：想定時間10分、所要時間目安2分

・A-中央制御室排風機起動：所要時間目安2分

【現場運転員B, C】

●M/C A系及びC系受電用遮断器「入」：想定時間20分、所要時間目安15分

・M/C A系受電用遮断器「入」：所要時間目安5分（受電操作：タービン建物 地上2階）

・移動：所要時間目安5分（移動経路：タービン建物 地上2階から原子炉建物 地上2階）

- ・ M/C C系受電用遮断器「入」：所要時間目安5分（受電操作：原子炉建物付属棟 地上2階）
- M/C C系受電確認：想定時間5分，所要時間目安1分
 - ・ M/C C系受電確認：所要時間目安1分（原子炉建物 地上2階）
- 移動，中央制御室排風機起動準備：想定時間1時間，所要時間目安33分
 - ・ 移動：所要時間目安6分（移動経路：原子炉建物 地上2階から廃棄物処理建物 地上2階）
 - ・ 中央制御室排風機起動準備：所要時間目安27分（中央制御室排風機起動準備：廃棄物処理建物 地上2階）
- A-115V系充電器盤受電：想定時間20分，所要時間目安6分
 - ・ 移動：所要時間目安4分（廃棄物処理建物 地上2階からA-計装電気室）
 - ・ A-115V系充電器盤受電：所要時間目安2分（受電操作及び電圧確認：A-計装電気室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

- 作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。
- 操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii A-計装電気室操作

- 作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- 移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。
- 連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち、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。



遮断器手動投入

(9) 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電

(a) 操作概要

当該号炉で外部電源及び非常用直流電源設備の機能喪失により非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保できない場合において、他号炉のC/Cから号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤を受電し、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する。

(b) 作業場所

「当該号炉」

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

「他号炉」

制御室建物 地上1階（非管理区域）

(c) 必要要員数及び想定時間

号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電のうち、最長時間を要するB-115V系直流盤受電について、電力融通前準備、電力融通操作及びB-115V系直流盤受電操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 55分以内（所要時間目安^{※1} : 28分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員B, C】

●移動、蓄電池遮断器「切」: 想定時間10分、所要時間目安5分

・移動: 所要時間目安3分（中央制御室からB-計装電気室）

・蓄電池遮断器「切」: 所要時間目安2分（受電準備: B-計装電気室）

●受電準備: 想定時間25分、所要時間目安16分

・受電準備: 所要時間目安6分（受電準備: B-計装電気室）

・移動: 所要時間目安5分（B-計装電気室から制御室建物 地上1階）

・受電準備: 所要時間目安5分（受電準備: 制御室建物 地上1階）

●融通作業: 想定時間15分、所要時間目安6分

- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：制御室建物 地上 1 階から B－計装電気室）
- ・融通作業：所要時間目安 1 分（融通作業：B－計装電気室）
- 充電器受電：想定時間 5 分，所要時間目安 1 分
 - ・充電器受電：所要時間目安 1 分（受電確認：B－計装電気室）

(d) 操作の成立性について

i A－計装電気室操作，B－計装電気室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，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。

ii 現場操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち，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。



遮断器操作

(10) ガスタービン発電機又は高圧発電機車による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電

a. ガスタービン発電機による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電

(a) 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合において、SA-L/C 及び SA-C/C を受電するため、ガスタービン発電機を起動し、SA-L/C 及び SA-C/C の受電前準備を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地上 3 階 (非管理区域)

制御室建物 地上 4 階 (非管理区域) (中央制御室)

(c) 必要要員数及び想定時間

ガスタービン発電機による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電のうち、ガスタービン発電機起動、SA-L/C 及び SA-C/C への給電操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3 名 (中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名)

想定時間 : 10 分以内 (所要時間目安^{※1} : 4 分)

なお、SA 電源切替盤操作完了までは、40 分以内と想定する。

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●ガスタービン発電機起動、SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電 : 想定時間 10 分, 所要時間目安 4 分

・ガスタービン発電機起動、SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電 : 所要時間目安 4 分

【現場運転員 B, C】

●移動、SA 電源切替盤操作 (A 系) : 想定時間 20 分, 所要時間目安 11 分

・移動 : 所要時間目安 5 分 (移動経路 : 中央制御室から原子炉建物附属棟 地上 3 階)

・SA 電源切替盤操作 (A 系) : 所要時間目安 6 分 (電源切替盤操作 :

原子炉建物付属棟 地上3階)

●移動, S A電源切替盤操作 (B系): 想定時間 20 分, 所要時間目安 7 分

- ・移動: 所要時間目安 1 分 (原子炉建物付属棟 地上3階)
- ・S A電源切替盤操作 (B系): 所要時間目安 6 分 (電源切替盤操作: 原子炉建物付属棟 地上3階)

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ), LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備, 有線式通信設備のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室との連絡が可能である。

- b. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

(a) 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合において、SA-L/C及びSA-C/Cを受電するため、高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cの受電前準備を実施する。

(b) 作業場所

屋外（ガスタービン発電機建物近傍）
ガスタービン発電機建物 地上3階（非管理区域）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電のうち、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した高圧発電機車のケーブル敷設及び接続作業、遮断器操作及び高圧発電機車起動操作並びにSA-L/C及びSA-C/Cへの給電操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間 : 4時間30分以内（所要時間目安^{※1} : 3時間17分）

なお、SA電源切替盤操作完了までは、40分以内と想定する。

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備 : 想定時間10分、所要時間目安3分

・電路構成 : 所要時間目安3分

【現場運転員B, C】

●移動, SA電源切替盤操作(A系) : 想定時間20分、所要時間目安11分

- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：中央制御室から原子炉建物付属棟 地上 3 階）
- ・S A 電源切替盤操作（A 系）：所要時間目安 6 分（電源切替盤操作：原子炉建物付属棟 地上 3 階）
- 移動，S A 電源切替盤操作（B 系）：想定時間 20 分，所要時間目安 7 分
 - ・移動：所要時間目安 1 分（原子炉建物付属棟 地上 3 階）
 - ・S A 電源切替盤操作（B 系）：所要時間目安 6 分（電源切替盤操作：原子炉建物付属棟 地上 3 階）

【緊急時対策要員 3 名】

- 移動：想定時間 25 分，所要時間目安 22 分
 - ・移動：所要時間目安 22 分（移動経路：緊急時対策所から第 4 保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安 10 分（車両健全性確認：第 4 保管エリア）
- 高圧発電機車配置：想定時間 1 時間 20 分，所要時間目安 57 分
 - ・高圧発電機車配置：所要時間目安 57 分（移動経路：第 4 保管エリアからガスタービン発電機建物近傍）
- 高圧発電機車準備：想定時間 1 時間 55 分，所要時間目安 1 時間 28 分
 - ・高圧発電機車準備，ケーブル敷設：所要時間目安 1 時間 8 分（高圧発電機車準備，ケーブル敷設作業：ガスタービン発電機建物近傍）
 - ・緊急用メタクラ接続プラグ盤へのケーブル接続：所要時間目安 20 分（ケーブル接続作業：ガスタービン発電機建物近傍）
- 移動，遮断器操作：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：ガスタービン発電機建物近傍からガスタービン発電機建物 地上 3 階）
 - ・遮断器操作：所要時間目安 5 分（遮断器操作：ガスタービン発電機建物 地上 3 階）
- 移動，送電操作：想定時間 30 分，所要時間目安 10 分
 - ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：ガスタービン発電機建物 地上 3 階からガスタービン発電機建物近傍）
 - ・送電操作：所要時間目安 5 分（送電操作：ガスタービン発電機建物近傍）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 高圧発電機車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

コネクタ接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



遮断器操作



高圧発電機車での作業



接続作業

c. 高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

(a) 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合において、SA-L/C及びSA-C/Cを受電するため、高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cの受電前準備を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建物付属棟 地上2階（非管理区域）
制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）
屋外（原子炉建物近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車（高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電のうち、最長時間を要する第1保管エリアの可搬設備を使用した高圧発電機車のケーブル敷設及び接続作業、メタクラ切替盤の切替作業及び高圧発電機車起動操作並びにSA-L/C及びSA-C/Cへの給電操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間 : 4時間20分以内（所要時間目安^{※1}：2時間57分）

なお、SA電源切替盤操作完了までは、40分以内と想定する。

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備：想定時間10分、所要時間目安3分

・電路構成：所要時間目安：3分

【現場運転員B、C】

●移動、SA電源切替盤操作（A系）：想定時間20分、所要時間目安11分

・移動：所要時間目安5分（移動経路：中央制御室から原子炉建物付

属棟 地上3階)

- ・ S A 電源切替盤操作 (A系) : 所要時間目安 6 分 (電源切替盤操作 : 原子炉建物附属棟 地上3階)
- 移動, S A 電源切替盤操作 (B系) : 想定時間 20 分, 所要時間目安 7 分
 - ・ 移動 : 所要時間目安 1 分 (原子炉建物附属棟 地上3階)
 - ・ S A 電源切替盤操作 (B系) : 所要時間目安 6 分 (電源切替盤操作 : 原子炉建物附属棟 地上3階)

【緊急時対策要員 3 名】

- 車両健全性確認 : 想定時間 10 分, 所要時間目安 10 分
 - ・ 車両健全性確認 : 所要時間目安 10 分 (第 1 保管エリア)
- 高圧発電機車配備 : 想定時間 1 時間 10 分, 所要時間目安 51 分
 - ・ 高圧発電機車配備 : 所要時間目安 51 分 (移動経路 : 第 1 保管エリアから原子炉建物近傍)
- 高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続 : 想定時間 2 時間, 所要時間目安 1 時間 31 分
 - ・ 高圧発電機車準備, ケーブル敷設 : 所要時間目安 1 時間 8 分
 - ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱接続作業 : 所要時間目安 23 分
- 移動, メタクラ切替盤作業 : 想定時間 30 分, 所要時間目安 15 分
 - ・ 移動 : 所要時間目安 5 分 (移動経路 : 原子炉建物近傍から原子炉建物附属棟 地上2階)
 - ・ メタクラ切替盤作業 : 所要時間目安 10 分 (原子炉建物附属棟 地上2階)
- 移動, 送電操作 : 想定時間 30 分, 所要時間目安 10 分
 - ・ 移動 : 所要時間目安 5 分 (移動経路 : 原子炉建物附属棟 地上2階から原子炉建物近傍)
 - ・ 高圧発電機車の送電 : 所要時間目安 5 分 (原子炉建物近傍)

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライト (三脚タイプ), LED ライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり, 容易に操作可能である。

ii 現場操作

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により,

夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 高圧発電機車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

コネクタ接続であり操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



ボルトリンク接続作業



高圧発電機車での作業



接続口作業

(11) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電

(a) 操作概要

外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障により、非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系の母線電圧が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C HPCS系及びM/C A系を経由して非常用所内電気設備であるM/C C系（又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C HPCS系、M/C A系及びM/C B系を経由して非常用所内電気設備であるM/C D系）へ給電する。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 地下2階（非管理区域）
 原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域）
 廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）
 廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（補助盤室）
 廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室）
 制御室建物 地上4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電のうち、最長時間を要するM/C D系遮断器操作及びインターロック処置に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 1時間20分以内（所要時間目安^{*1} : 58分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

- M/C D系受電準備 : 想定時間 35分、所要時間目安 24分
 - ・M/C D系受電準備 : 所要時間目安 24分（負荷抑制及び電路構成）
- M/C D系受電操作 : 想定時間 5分、所要時間目安 1分
 - ・M/C D系受電操作 : 所要時間目安 1分（受電操作）

【現場運転員B, C】

- 移動, M/C D系受電準備 : 想定時間 25分、所要時間目安 20分

- ・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：中央制御室から A－計装電気室）
- ・M/C D系受電準備：所要時間目安 2 分（電路構成：A－計装電気室）
- ・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：A－計装電気室から B－計装電気室）
- ・M/C D系受電準備：所要時間目安 4 分（電路構成：B－計装電気室）
- ・移動：所要時間目安 5 分（移動経路：B－計装電気室から原子炉建物付属棟 地上 2 階）
- ・M/C D系受電準備：所要時間目安 5 分（電路構成：原子炉建物付属棟 地上 2 階）
- 移動，インターロック処置：想定時間 50 分，所要時間目安 38 分
 - ・移動：所要時間目安 8 分（移動経路：原子炉建物付属棟 地上 2 階から原子炉建物付属棟 地下 2 階）
 - ・インターロック処置：所要時間目安 5 分（インターロック処置：原子炉建物付属棟 地下 2 階）
 - ・移動：所要目安時間 9 分（移動経路：原子炉建物付属棟 地下 2 階から補助盤室）
 - ・インターロック処置：所要時間目安 16 分（インターロック処置：補助盤室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可能である。

ii 補助盤室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備のうち, 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。

iii 現場操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を装備又は携帯して作業を行う。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段 : 所内通信連絡設備, 電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち, 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。



インターロック解除処置

(12) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給

a. ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給

(a) 操作概要

ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給（積載）する。

(b) 作業場所

屋外（ガスタービン発電機用軽油タンク近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 1時間40分以内（所要時間目安^{※1} : 1時間29分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員2名】

- 移動：想定時間25分，所要時間目安23分
 - ・移動：所要時間目安23分（移動経路：緊急時対策所から第3保管エリア）
- 車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分
 - ・車両健全性確認：所要時間目安10分（第3保管エリア）
- タンクローリ配置：想定時間5分，所要時間目安2分
 - ・タンクローリ配置：所要時間目安2分（移動経路：第3保管エリアからガスタービン発電機用軽油タンク近傍）
- バルブ付アタッチメント接続：想定時間25分，所要時間目安25分
 - ・バルブ付アタッチメント接続：所要時間目安25分（ガスタービン発電機用軽油タンク近傍）
- 補給準備：想定時間9分，所要時間目安7分
 - ・補給準備：所要時間目安7分（ガスタービン発電機用軽油タンク近傍）
- 補給：想定時間16分，所要時間目安16分
 - ・補給：所要時間目安16分（ガスタービン発電機用軽油タンク近傍）
- 補給片付け：想定時間10分，所要時間目安6分
 - ・補給片付け：所要時間目安6分（ガスタービン発電機用軽油タンク

近傍)

(d) 操作の成立性について

- 作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。
放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
- 操作性 : 複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。
- 連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部との連絡が可能である。



ガスタービン発電機用軽油タンクへのホース接続



タンクローリへの燃料ホース接続

b. ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給

(a) 操作概要

ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへ軽油を補給（積載）する。

(b) 作業場所

屋外（ディーゼル燃料貯蔵タンク近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 2時間20分以内（所要時間目安^{※1} : 2時間7分）

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員2名】

●移動：想定時間25分，所要時間目安23分

・移動：所要時間23分（移動経路：緊急時対策所から第3保管エリア）

●車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分

・車両健全性確認：所要時間目安10分

●タンクローリ配置：想定時間5分，所要時間目安2分

・タンクローリ配置：所要時間目安2分（移動経路：第3保管エリアからディーゼル燃料貯蔵タンク近傍）

●抜き取り準備：想定時間1時間，所要時間目安1時間

・抜き取り準備：所要時間目安1時間（ディーゼル燃料貯蔵タンク近傍）

●補給：想定時間30分，所要時間目安26分

・補給：所要時間目安26分（ディーゼル燃料貯蔵タンク近傍）

●補給片付け：想定時間10分，所要時間目安6分

・補給片付け：所要時間目安6分（ディーゼル燃料貯蔵タンク近傍）

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯によ

り、夜間における作業性を確保している。

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

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 複雑な操作手順はなく、タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時並行して行える作業が主体であるため、操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。



ディーゼル燃料貯蔵タンク上蓋
開放



タンクローリへのホース接続

(13) タンクローリから各機器等への給油

(a) 操作概要

タンクローリへ補給（積載）した軽油を重大事故等の対処に必要な燃料給油対象の設備へ給油する。

(b) 作業場所

屋外（ガスタービン発電機用軽油タンク近傍、重大事故等の対処に必要な燃料給油対象の設備近傍）

(c) 必要要員数及び想定時間

タンクローリから各機器等への給油に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員2名）

想定時間 : 30分以内（所要時間目安^{※1}：高压発電機車の場合21分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳（高压発電機車の場合）

【緊急時対策要員2名】

●移動、準備：想定時間15分、所要時間目安10分

・移動：所要時間目安5分（移動経路：ガスタービン発電機用軽油タンク近傍から高压発電機車近傍）

・準備：所要時間目安5分（高压発電機車近傍）

●給油：想定時間10分、所要時間目安6分

・給油：所要時間目安6分（高压発電機車近傍）

●片付け：想定時間5分、所要時間目安5分

・片付け：所要時間目安5分（高压発電機車近傍）

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。

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

移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 複雑な操作手順はなく、タンクローリーの各操作（ハッチ開放等）も同時並行して行える作業が主体であるため、操作性に支障はない。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。



各機器等への給油準備



大型送水ポンプ車への給油

(14) 不要直流負荷（A系）の切離し

(a) 操作概要

全交流動力電源喪失により，A-115V系充電器盤の交流入力電源の喪失が発生した場合において，1時間以内にA-115V系直流盤の不要直流負荷の切離しを実施する。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域）（A-計装電気室）

(c) 必要要員数及び想定時間

A-115V系直流盤の不要直流負荷の切離し操作に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：30分以内（所要時間目安^{※1}：12分）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員B，C】

●A-115V系直流盤の不要直流負荷の切離し操作：想定時間30分，所要時間目安12分

- ・移動：所要時間目安2分（移動経路：中央制御室からA-計装電気室）
- ・不要負荷切離し：所要時間目安10分（負荷切離し：A-計装電気室）

(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，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備, 所内通信連絡設備, 電力保安通信用
電話設備のうち, 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。



不要直流負荷の切離し

不要直流負荷切離しリスト (1 / 3)

B-115V系直流盤負荷

操作場所	FFB	用途名称	使用時間	負荷(A)
廃棄物処理建物地下1階中階 B-非常用直流電灯盤	21	原子炉建物照明 地下1階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下1階中階 B-非常用直流電灯盤	22	廃棄物処理建物照明 地下1階中階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下1階中階 B-非常用直流電灯盤	23	廃棄物処理建物照明 1階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下1階中階 B-非常用直流電灯盤	24	原子炉建物照明 2階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下1階中階 B-非常用直流電灯盤	25	原子炉建物照明 2階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	21	2B-メタクラ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	22	2B1-ロードセンタ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	23	2B2-ロードセンタ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	24	遮断器テスト電源 (常用電気室L/C)	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	30	2D-ロードセンタ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	31	遮断器テスト電源 (B-非常用電気室)	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	35	B-ディーゼル発電機AVR盤	8h	0.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	36	B-計装用無停電交流電源装置	8h	154

不要直流負荷切離しリスト (2 / 3)

B-115V系直流盤負荷

操作場所	FFB	用途名称	使用時間	負荷 (A)
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	25	B-再循環MG開閉器盤	8h	50.0
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	28	B-中央分電盤(常用)	8h	
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	34	B-ディーゼル発電機制御盤	8h	
廃棄物処理建物地下1階中階 B-115V系直流盤	33	中央制御室外原子炉停止制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	1D	RCW遮断弁回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	2D	共通盤(HVAC)	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	4D	後備スクラムパイロット弁回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	5D	SII-RCW, RSW論理回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	7D	B, C-RHR論理回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	9D	B-SGT論理回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	10D	B-PLRポンプモータ不足電圧継電器盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	11D	B-計装用無停電交流電源装置	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	12D	B-中央制御室冷凍機制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	13D	AM設備制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	14D	B-R/Bオペフロ水素濃度計測盤 SFP温度計則回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	15D	2D2, 2D3-R/Bコントロールセンタ 切替盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	16D	B1-水素検出装置盤 (B2-水素検出装置盤)	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	17D	補助消火ポンプ制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	18D	2S-R/Bコントロールセンタ	8h	
		合計		244.5

不要直流負荷切離しリスト (3 / 3)

A-115V系直流盤負荷

操作場所	FFB	用途名称	使用時間	負荷(A)
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	1	2A-メタクラ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	2	2A1-ロードセンタ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	3	2A2-ロードセンタ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	4	遮断器用テスト電源(常用電気室M/C)	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	10	2C-ロードセンタ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	11	遮断器テスト電源(A-非常用電気室)	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	13	A-ディーゼル発電機AVR盤	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	14	A-計装用無停電交流電源装置	70分	154.0
		合計		154.0

(1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C C系（又はD系））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（1/2）

操作対象制御盤	操作スイッチ
2-903	A-原子炉補機冷却水ポンプ
	C-原子炉補機冷却水ポンプ
	A-原子炉補機海水ポンプ
	C-原子炉補機海水ポンプ
	A-残留熱除去ポンプ
	低圧炉心スプレイポンプ
	A-ドライウェル機器ドレンサンプポンプ
	B-ドライウェル機器ドレンサンプポンプ
	A-ドライウェル床ドレンサンプポンプ
	B-ドライウェル床ドレンサンプポンプ
	A-RHR封水ポンプ
2-904-1	B-原子炉補機冷却水ポンプ
	D-原子炉補機冷却水ポンプ
	B-原子炉補機海水ポンプ
	D-原子炉補機海水ポンプ
	B-残留熱除去ポンプ
	C-残留熱除去ポンプ
	B-RHR封水ポンプ
2-965-1	A-復水輸送ポンプ
	B-復水輸送ポンプ
	C-復水輸送ポンプ

(1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備 (M/C C系 (又はD系)) への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置 (2/2)

操作対象制御盤	操作スイッチ
2-965-2	A-中央制御室送風機
	B-中央制御室送風機
	A-中央制御室非常用送風機
	B-中央制御室非常用送風機
	A-中央制御室冷水循環ポンプ
	B-中央制御室冷水循環ポンプ
	A-中央制御室冷凍機
	B-中央制御室冷凍機
	A-計装用空気圧縮機
	B-計装用空気圧縮機
2-929-1	A1-非常用電気室送風機
	A2-非常用電気室送風機
	A1-非常用電気室排風機
	A2-非常用電気室排風機
	B1-非常用電気室送風機
	B2-非常用電気室送風機
	B1-非常用電気室排風機
	B2-非常用電気室排風機
	A-ドライウエル上部冷却器
	B-ドライウエル上部冷却器
	C-ドライウエル上部冷却器
	A-ドライウエル下部冷却器
	B-ドライウエル下部冷却器
C-ドライウエル下部冷却器	
2-973A-1	A-事故時用サンプルポンプ
	A-事故時用サンプル昇圧ポンプ
2-973B-1	B-事故時用サンプルポンプ
	B-事故時用サンプル昇圧ポンプ

- (2) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（L/C C系（又はD系））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（1/2）

操作対象制御盤	操作スイッチ
2-903	A-原子炉補機冷却水ポンプ
	C-原子炉補機冷却水ポンプ
	A-原子炉補機海水ポンプ
	C-原子炉補機海水ポンプ
	A-残留熱除去ポンプ
	低圧炉心スプレイポンプ
	A-ドライウェル機器ドレンサンプポンプ
	B-ドライウェル機器ドレンサンプポンプ
	A-ドライウェル床ドレンサンプポンプ
	B-ドライウェル床ドレンサンプポンプ
	A-RHR封水ポンプ
2-904-1	B-原子炉補機冷却水ポンプ
	D-原子炉補機冷却水ポンプ
	B-原子炉補機海水ポンプ
	D-原子炉補機海水ポンプ
	B-残留熱除去ポンプ
	C-残留熱除去ポンプ
	B-RHR封水ポンプ
2-909	A-SGT排風機
	B-SGT排風機
2-965-1	A-復水輸送ポンプ
	B-復水輸送ポンプ

(2) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（L/C C系（又はD系））への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置（2/2）

操作対象制御盤	操作スイッチ
2-965-2	A-中央制御室送風機
	B-中央制御室送風機
	A-中央制御室非常用送風機
	B-中央制御室非常用送風機
	A-中央制御室冷水循環ポンプ
	B-中央制御室冷水循環ポンプ
	A-中央制御室冷凍機
	B-中央制御室冷凍機
	A-計装用空気圧縮機
	B-計装用空気圧縮機
2-929-1	A1-非常用電気室送風機
	A2-非常用電気室送風機
	A1-非常用電気室排風機
	A2-非常用電気室排風機
	B1-非常用電気室送風機
	B2-非常用電気室送風機
	B1-非常用電気室排風機
	B2-非常用電気室排風機
	A-ドライウエル上部冷却器
	B-ドライウエル上部冷却器
	A-ドライウエル下部冷却器
	B-ドライウエル下部冷却器
2-973A-1	A-事故時用サンプルポンプ
	A-事故時用サンプル昇圧ポンプ
2-973B-1	B-事故時用サンプルポンプ
	B-事故時用サンプル昇圧ポンプ

- (1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C C系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） A-計装-C/C	A-115V系充電器盤	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） A-計装分電盤	A-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） 一般計装分電盤	A-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域） M/C C系	C-メタクラ受電遮断器	遮断器「切」※
	C-メタクラ切替盤	遮断器「入」※
原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域） L/C C系	管理事務所2号館 非常用電源盤	遮断器「切」※
	C-T/B-コントロールセンタ	遮断器「切」※
	A-DG-コントロールセンタ	遮断器「切」※
	緊急時対策所低圧受電盤	遮断器「切」※

※遮断器の制御電源が喪失している場合には手動にて遮断器を「切」又は「入」とする。

(2) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備 (M/C D系) への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
廃棄物処理建物 地上1階 (非管理区域) 一般計装分電盤	B-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地下1階中階 (非管理区域) B-計装-C/C	B-115V系充電器盤	遮断器「切」
	B1-115V系充電器盤 (SA)	遮断器「切」
	SA用115V系充電器盤	遮断器「切」
	230V系充電器盤 (常用)	遮断器「切」
	230V系充電器盤 (RCIC)	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地下1階中階 (非管理区域) B-計装分電盤	B-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
原子炉建物附属棟 地上2階 (非管理区域) L/C D系	44m盤事務所	遮断器「切」※
	S-T/B-コントロールセンタ (常用)	遮断器「切」※
	D-T/B-コントロールセンタ	遮断器「切」※
	B-DG-コントロールセンタ	遮断器「切」※

※遮断器の制御電源が喪失している場合には手動にて遮断器を「切」とする。

(3) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（L/C C系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） A-計装-C/C	A-115V系充電器盤	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） A-計装分電盤	A-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） 一般計装分電盤	A-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域） M/C C系	C-メタクラ受電遮断器	遮断器「切」※
	C-メタクラ切替盤	遮断器「入」※
原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域） L/C C系	管理事務所2号館 非常用電源盤	遮断器「切」※
	C-T/B-コントロールセンタ	遮断器「切」※
	S-R/B-コントロールセンタ （常用）	遮断器「切」※
	A-DG-コントロールセンタ	遮断器「切」※
	緊急時対策所低圧受電盤	遮断器「切」※
原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域） C1-R/B-C/C	A-開閉所コントロールセンタ	遮断器「切」

※遮断器の制御電源が喪失している場合には手動にて遮断器を「切」又は「入」とする。

(4) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（L/C D系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

操作場所	名称	操作内容
廃棄物処理建物 地上1階（非管理区域） 一般計装分電盤	B-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域） B-計装-C/C	B-115V系充電器盤	遮断器「切」
	B1-115V系充電器盤（SA）	遮断器「切」
	SA用115V系充電器盤	遮断器「切」
	230V系充電器盤（常用）	遮断器「切」
	230V系充電器盤（RCIC）	遮断器「切」
廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域） B-計装分電盤	B-原子炉中性子計装用充電器盤	遮断器「切」
原子炉建物附属棟 地上2階（非管理区域） L/C D系	44m盤事務所	遮断器「切」※
	S-T/B-コントロールセンタ （常用）	遮断器「切」※
	D-T/B-コントロールセンタ	遮断器「切」※
	B-DG-コントロールセンタ	遮断器「切」※
原子炉建物附属棟 地下1階（非管理区域） D1-R/B-C/C	B-開閉所コントロールセンタ	遮断器「切」

※遮断器の制御電源が喪失している場合には手動にて遮断器を「切」とする。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からS A電源切替盤にて

電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト

	弁名称	該当条文 (技術的能力)	設計基準事故 対処設備	重大事故等 対処設備
1	A-RHRドライウエル 第1スプレイ弁 (MV 2 2 2-3 A)	49条 (1.6) 51条 (1.8)	2C2-R/B-C/C	2SA2-C/C
2	A-RHRドライウエル 第2スプレイ弁 (MV 2 2 2-4 A)	49条 (1.6) 51条 (1.8)	2C2-R/B-C/C	2SA2-C/C
3	A-RHR注水弁 (MV 2 2 2-5 A)	47条 (1.4) 50条 (1.7) 51条 (1.8)	2C2-R/B-C/C	2SA2-C/C
4	A-RHR熱交冷却水出口弁 (MV 2 1 4-7 A)	48条 (1.5)	2C2-R/B-C/C	2SA2-C/C
5	NGC N2トラス出口隔離弁 (MV 2 1 7-5)	48条 (1.5) 50条 (1.7) 52条 (1.9)	2C2-R/B-C/C	2SA2-C/C
6	NGC N2ドライウエル出口隔離弁 (MV 2 1 7-4)	48条 (1.5) 50条 (1.7) 52条 (1.9)	2C2-R/B-C/C	2SA2-C/C
7	B-RHRドライウエル 第2スプレイ弁 (MV 2 2 2-4 B)	49条 (1.6) 50条 (1.7) 51条 (1.8)	2D2-R/B-C/C	2SA2-C/C
8	B-RHR注水弁 (MV 2 2 2-5 B)	47条 (1.4) 51条 (1.8)	2D2-R/B-C/C	2SA2-C/C
9	B-RHR熱交冷却水出口弁 (MV 2 1 4-7 B)	48条 (1.5) 50条 (1.7)	2D2-R/B-C/C	2SA2-C/C
10	B-RHR熱交バイパス弁 (MV 2 2 2-2 B)	50条 (1.7)	2D2-R/B-C/C	2SA2-C/C
11	MUW PCV代替冷却外側隔離弁 (MV 2 7 2-1 9 6)	51条 (1.8)	2D2-R/B-C/C	2SA2-C/C
12	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (MV 2 1 7-1 8)	48条 (1.5) 50条 (1.7) 52条 (1.9)	2D3-R/B-C/C	2SA2-C/C
13	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 バイパス弁 (MV 2 1 7-2 3)	48条 (1.5) 50条 (1.7) 52条 (1.9)	2D3-R/B-C/C	2SA2-C/C
14	SGT FCVS第1ベントフィル タ入口弁 (MV 2 2 6-1 3)	48条 (1.5) 50条 (1.7) 52条 (1.9)	2D3-R/B-C/C	2SA2-C/C

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (1/16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【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</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 	
<ul style="list-style-type: none"> 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 	<p>—</p>	
<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系による進展抑制 	<p>—</p>	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (2 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウン ダリを減圧するための手 順等</p>	<p>重事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>■ : 交流 ■ : 直流</p>
	<ul style="list-style-type: none"> 手動操作による減圧 逃がし安全弁窒素ガス供給設備による窒素ガス確保 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止 	
	<p>※「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復」の給電に関しては【1.3】にて整理</p>	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (3 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等</p>	<p>重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水系 (常設) による 発電用原子炉の冷却 ・低圧原子炉代替注水系 (常設) による 残存溶融炉心の冷却 <p>※下記対応手段は電動弁のみ供給対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水系 (可搬型) によ る発電用原子炉の冷却 ・低圧原子炉代替注水系 (可搬型) によ る残存溶融炉心の冷却 	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> SA-L/C → FLSRポンプ SA-C/C → FLSR系電動弁 ・A, B-RHR系電動弁 <p>可搬型代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> C/C C系 → A-RHR系電動弁 C/C D系 → B-RHR系電動弁
	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による残留熱除 去系 (低圧注水モード) の復旧 ・常設代替交流電源設備による残留熱除 去系 (原子炉停止時冷却モード) の復 旧 	<p>常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> M/C C系 → A-RHRポンプ M/C D系 → B-RHRポンプ C/C C系 → A-RHR系電動弁 C/C D系 → B-RHR系電動弁 SA-C/C → A, B-RHR系電動弁
	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による低圧炉心 スプレイス系の復旧 	<p>常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> M/C C系 → LPCSポンプ C/C C系 → LPCS系電動弁

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (4 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・格納容器フィルタバント系による原子 炉格納容器内の減圧および除熱	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等</p>		<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>■ : 交流 □ : 直流</p>
	<p>・原子炉補機代替冷却系による除熱</p>	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (5 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	<p>・格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p>	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>■ : 交流 □ : 直流</p>
	<p>・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p>	
	<p>・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッジョン・プールの水冷却モード）の復旧</p>	

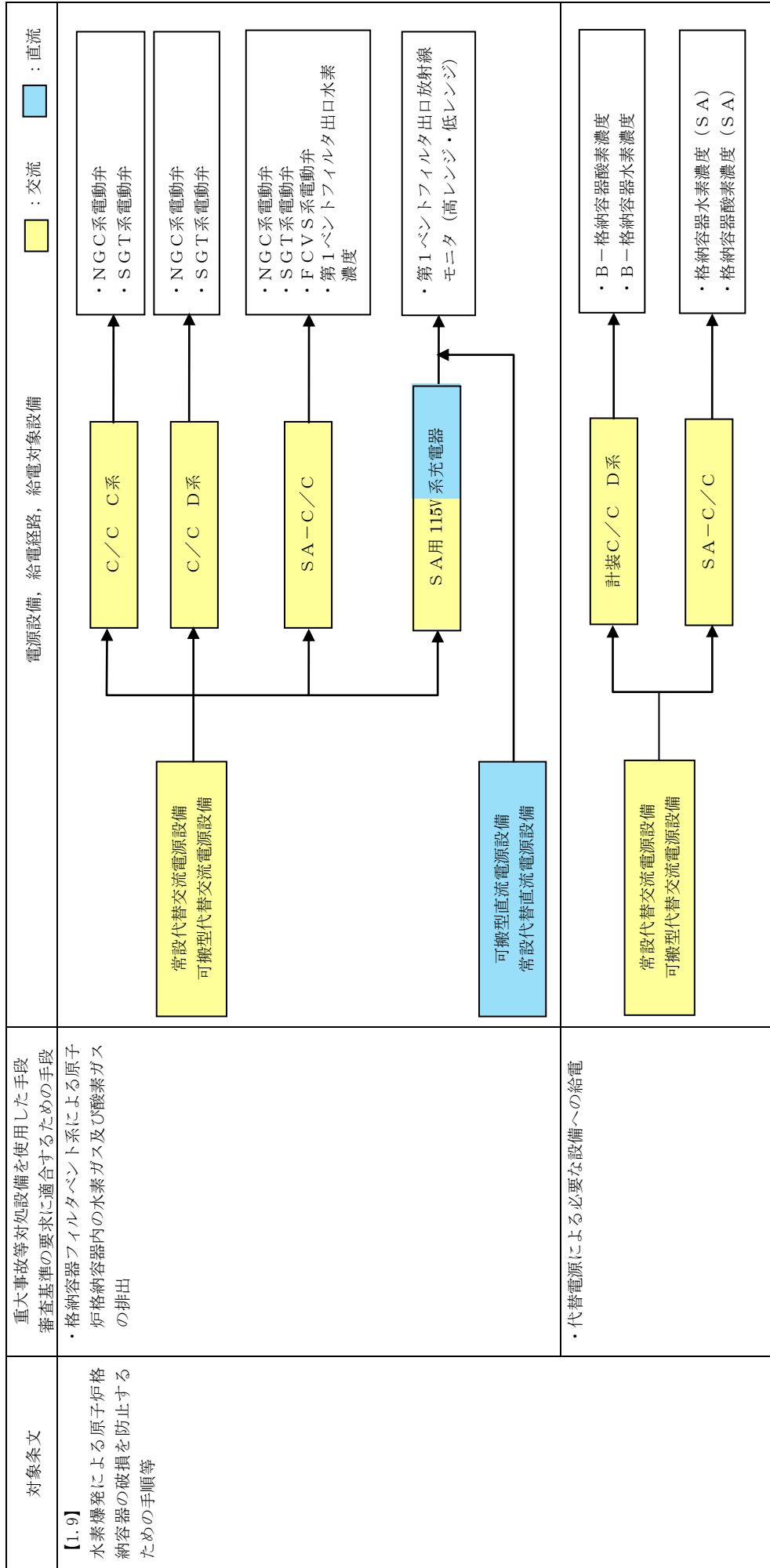
審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (6 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【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</p>	<p>・格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	
	<p>・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	
<p>【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</p>	<p>・格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタル内への注水</p>	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (7 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ベデスタル代替注水系 (常設) によるベデスタル内への注水 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ベデスタル代替注水系 (可搬型) によるベデスタル内への注水 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 	
	<ul style="list-style-type: none"> 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 	
	<ul style="list-style-type: none"> 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 	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (8 / 16)



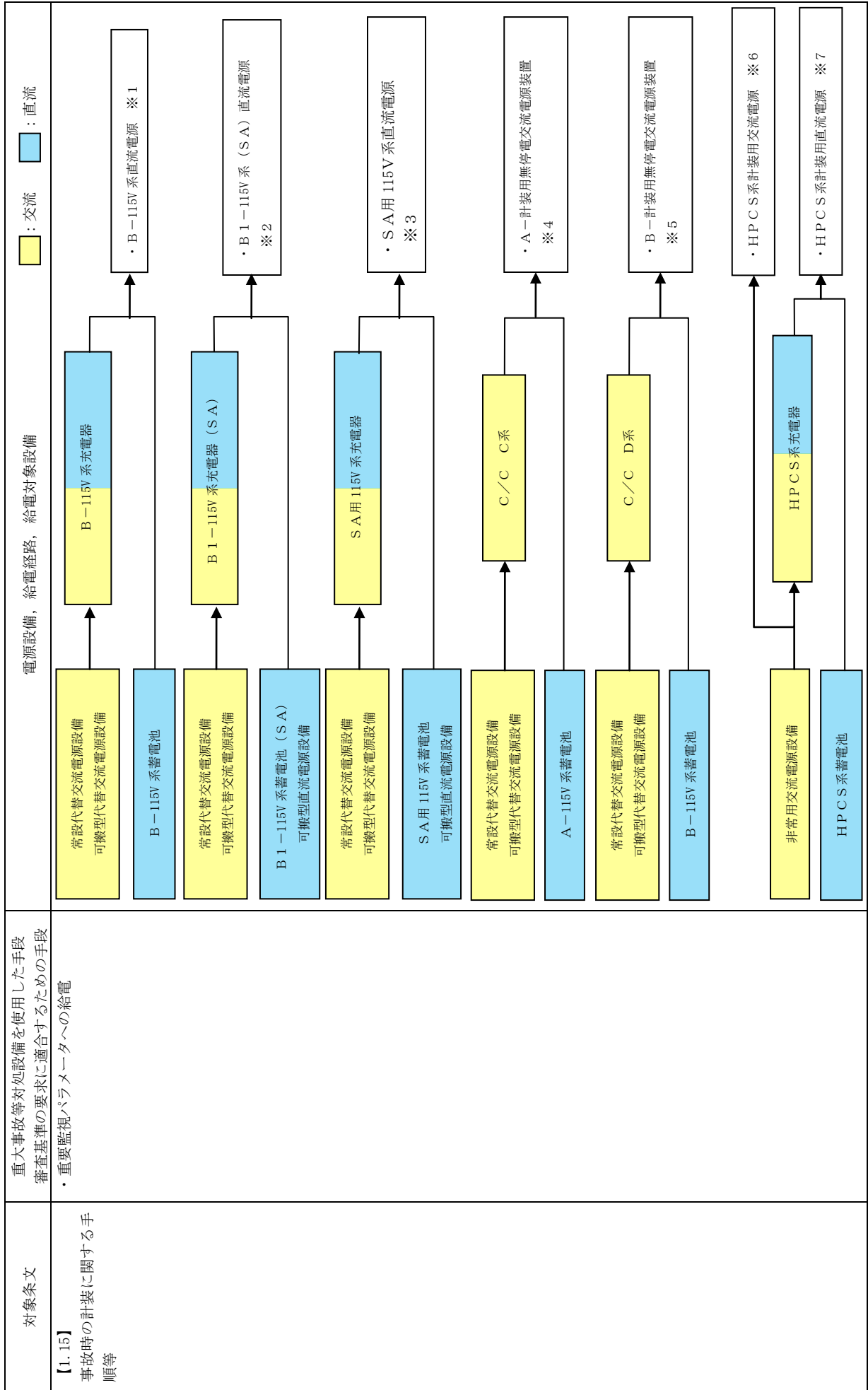
審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (9 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・代替電源による必要な設備への給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<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 style="text-align: right;"> : 交流 : 直流 </p>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (10/16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プールの状態監視 	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</p> <p>SA用115V系充電器</p> <p>C/C D系</p> <p>SA-C/C</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ用冷却設備 燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ用冷却設備 燃料プール水位 (SA)</p>
<p>【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</p>	<p>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による燃料プールの除熱</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>L/C C系</p> <p>L/C D系</p> <p>C/C C系</p> <p>C/C D系</p> <p>A-FPCポンプ</p> <p>B-FPCポンプ</p> <p>A-FPC系弁</p> <p>B-FPC系弁</p>
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p>	<p>-</p>	<p>-</p>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (11 / 16)



審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (1 2 / 1 6)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・重要監視パラメータへの給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1. 15】 事故時の計装に関する手順等</p>		<div style="text-align: right; margin-bottom: 10px;"> : 交流 : 直流 </div>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (13/16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・重要監視パラメータへの給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.15】 事故時の計装に関する手順等</p>	<p>※1, 2 B-115V系直流電源, B1-115V系(SA)電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 燃料プール水位・温度(SA) <p>※4 A-計装用無停電交流電源装置</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 平均出力傾域計装 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 <p>※5 B-計装用無停電交流電源装置</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA) サブプレッション・プール水位(SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 平均出力傾域計装 残留熱除去ポンプ出口圧力 	<p>※3 SA用115V系直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(SA) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量(常設) 代替注水流量(可搬型) 残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度(SA) ペデスタル温度(SA) ペデスタル温度(SA) サブプレッション・チェンバ温度(SA) サブプレッション・プール温度(SA) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA) サブプレッション・プール水位(SA) ドライウエル水位 ペデスタル水位 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 格納容器水素温度(SA) 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) スクラバ容器温度 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 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水槽水位 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 静的触媒式水素処理装置入口温度 動的触媒式水素処理装置出口温度 格納容器酸素温度(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (14/16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・重要監視パラメータへの給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.15】 事故時の計装に関する手順等</p>		<div style="display: flex; justify-content: space-between; align-items: center;"> <div style="width: 15%; text-align: center;"> <p>■ : 交流</p> <p>■ : 直流</p> </div> <div style="width: 85%;"> <p>※6 HPCS系計装用交流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 <p>※7 HPCS系計装用直流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 <p>※8 I系計装用交流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去ポンプ出口流量 ・ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ・ 中性子源領域計装 ・ 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 ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 <p>※9 II系計装用交流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去ポンプ出口流量 ・ 中性子源領域計装 ・ 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 ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ・ 燃料プール水位 (SA) ・ 格納容器水素濃度 ・ 格納容器酸素濃度 <p>※10 SA用計装用交流電源</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第1ベントフィルタ出口水素濃度計 ・ 原子炉建物水素濃度 ・ 格納容器酸素濃度 (SA) ・ 燃料プール監視カメラ (SA) ・ 格納容器水素濃度 (SA) ・ 燃料プール水位 (SA) </div> </div>

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (15/16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等</p>	<p>・居住性の確保</p>	
	<p>・格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減</p>	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (16 / 16)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・モニタリング・ポストの代替交流電源 からの給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 ■ : 交流 □ : 直流
【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	※緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電に関しては【1.18】にて整理	-
【1.19】 通信連絡に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内の通信連絡 ※緊急時対策所用発電機による給電に関しては【1.18】にて整理 	

解釈一覧

(1) 判断基準の解釈一覧 (1 / 2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手 順	(1) 代替交流電源 設備による給電	a. ガスタービン発電 機によるM/C C系 及びM/C D系受電	2C-メタクラ 2D-メタクラ	
	1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手 順	(1) 代替直流電源 設備による給電	B-115V系蓄電池の電圧が 94.5Vを下回る可能性がある場 合 2C, 2D-メタクラ 2C, 2D-ロードセンタ 2C3, 2D3-コントロールセ ンタ	
	(2) 非常用直流電 源喪失時の遮断器 用制御電源確保	a. SA用115V系蓄電 池によるB-115V系 直流受電	SA用115V系蓄電池の電圧が 94.5V以上である場合 2D-メタクラ	
		b. 非常用直流電源喪 失時のA-115V系直 流受電	A-115V系直流盤の電圧が 以下になった場合 2C-メタクラ	
	(3) 号炉間連絡ケ ーブルを使用した 直流電源確保	a. 号炉間連絡ケーブ ルを使用したA-115V 系直流盤又はB-115V 系直流盤受電	L/C C系 L/C D系 C/C C系 C/C D系	1C-ロードセンタ 1D-ロードセンタ 1T-コントロールセンタ 2A-計装コントロールセンタ 1U-コントロールセンタ 2B-計装コントロールセンタ

(1) 判断基準の解釈一覧 (2 / 2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順	(1) 代替所内電気設備による給電	a. ガスタタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	M/C C系	2C-メタクラ
			M/C D系	2D-メタクラ
			SAロードセンタ	2SA-ロードセンタ
			SAコントロールセンタ	2SA1-コントロールセンタ 2SA2-コントロールセンタ

(2) 操作手順の解釈一覧 (1 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	M/C C系	2C-メタクラ
	a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電	M/C D系	2D-メタクラ
		緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器	2号緊急用M/C受電遮断器 2号ガスタービン発電機遮断器 2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器 2号緊急用M/C・2-F S M/C母線連絡遮断器 2号緊急用M/C・予備緊急用M/C母線連絡遮断器
		L/C C系	2C-ロードセンタ
		L/C D系	2D-ロードセンタ
		C/C C系	2C1-R/Bコントローラセンタ 2C2-R/Bコントローラセンタ 2C3-R/Bコントローラセンタ 2S-R/Bコントローラセンタ
		C/C D系	2D1-R/Bコントローラセンタ 2D2-R/Bコントローラセンタ 2D3-R/Bコントローラセンタ
		緊急用メタクラの遮断器	2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器
		M/C C系の受電遮断器	2C-メタクラ切替盤遮断器
		M/C D系の受電遮断器	2D-メタクラ切替盤遮断器
		M/C C系	2C-メタクラ
		M/C D系	2D-メタクラ
	b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電		

(2) 操作手順の解釈一覧 (2 / 9)

手 順		操作手順記載内容	解 釈
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	L / C C系	2C-ロードセンタ
	b. 高圧発電機車によるM / C C系又はM / C D系受電	L / C D系 C / C C系	2D-ロードセンタ 2C1-R / Bコントロールセンタ 2C2-R / Bコントロールセンタ 2C3-R / Bコントロールセンタ 2S-R / Bコントロールセンタ
		C / C D系	2D1-R / Bコントロールセンタ 2D2-R / Bコントロールセンタ 2D3-R / Bコントロールセンタ
		緊急用メタクラの遮断器	2C-M / C切替盤遮断器 2D-M / C切替盤遮断器
		緊急用メタクラの受電遮断器	2号緊急用メタクラ接続プラグ盤遮断器
		メタクラ切替盤	2C-メタクラ切替盤 2D-メタクラ切替盤
	c. 号炉間電力融通ケープルを使用したM / C C系又はM / C D系受電	M / C C系	2C-メタクラ
		M / C D系	2D-メタクラ
		L / C C系	2C-ロードセンタ
		L / C D系	2D-ロードセンタ
		C / C C系	2C1-R / Bコントロールセンタ 2C2-R / Bコントロールセンタ 2C3-R / Bコントロールセンタ 2S-R / Bコントロールセンタ

(2) 操作手順の解釈一覧 (3 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	c. 号炉間電力融通ケ ーブルを使用したM /C C系又はM/ C D系受電	2D1-R/Bコントロールセンタ 2D2-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ 予備変受電遮断器
			1A-メタクラ 1B-メタクラ 1C-メタクラ 1D-メタクラ 2A-メタクラ 2B-メタクラ 2C-メタクラ 2D-メタクラ
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	a. 所内常設蓄電式 直流電源設備及び常 設代替直流電源設備 による給電	B-115V系充電器盤にて負荷電圧が 94.5V以上であることを確認 B1-115V系充電器盤 (SA) にて 負荷電圧が 94.5V 以上であることを 確認 SA用115V系充電器盤にて負荷電圧 が 94.5V 以上であることを確認
			B-115V系蓄電池からB1-115V系 蓄電池 (SA) への切替え操作をB -115V系直流盤及びB-115V系直流 盤 (SA) にて実施 (操作場所: 廃棄 物処理建物地下1階中階B-計装用 電気室及び充電器室)

(2) 操作手順の解釈一覧 (4 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	B-115V 系蓄電池の電圧が 94.5V を下回る可能性がある場合
		B-115V 系充電器盤 (S A) 蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認 M/C C系 M/C D系 L/C C系 L/C D系 C/C C系 C/C D系 L/C C系のA-計装コントロールセンタ用遮断器 A-115V 系充電器盤の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認 C/C C系の受電操作又は受電確認を実施し, 中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認 B-中央制御室排風機	B-115V 系充電器 (SA) にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認 2C-メタクラ 2D-メタクラ 2C-ロードセンタ 2D-ロードセンタ 2C3-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ 2A-計装コントロールセンタ遮断器 充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認 A-無停電交流電源装置の受電操作又は受電確認を実施し, 電源が復旧されたことを確認 B-中央制御室排風機
		L/C D系のB-計装コントロールセンタ用遮断器	2B-計装コントロールセンタ遮断器

(2) 操作手順の解釈一覧 (5 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認
		b. 可搬型直流電源設備による給電	充電器出力電圧が 194.4V 以上であることを確認
		B-115V 系充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認
		B1-115V 系充電器盤 (SA) 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認
		SA 用 115V 系充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認
		230V 系充電器盤 (R C I C) 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が 194.4V 以上であることを確認
		C / C D 系の受電操作又は受電確認を実施し、中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認	B-無停電交流電源装置の受電操作又は受電確認を実施し、電源が復旧されたことを確認
		SA コントローラセンタ	2SA1-コントロールセンタ
		C / C C 系	2C3-R / B コントローラセンタ
		C / C D 系	2D3-R / B コントローラセンタ
		充電器切替盤	B1-115V 系 (SA) 充電器電源切替盤

(2) 操作手順の解釈一覧 (6 / 9)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	b. 可搬型直流電源設備による給電	充電器運転開閉器	B I - 115V 系充電器盤 (S A) S A 用 115V 系充電器盤 230V 系充電器盤 (常用)
	(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	c. 直流給電車による給電	充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	B I - 115V 系充電器盤 (S A) にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認 S A 用 115V 系充電器盤にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認 230V 系充電器盤 (常用) にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認
			B - 115V 系直流盤及び 230V 系直流盤 (R C I C) への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることを確認	B - 115V 系直流盤電圧が 92V ~ 126.5V であることを確認 230V 系直流盤 (R C I C) 電圧が 172.5V ~ 253V であることを確認
		a. S A 用 115V 系蓄電池による B - 115V 系直流盤受電	B - 115V 系直流盤 (S A) 及び 230V 系直流盤 (常用) への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることを確認 S A 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認	B - 115V 系直流盤 (S A) 電圧が 92V ~ 126.5V であることを確認 230V 系直流盤 (常用) 電圧が 172.5V ~ 253V であることを確認
			M / C D 系	電圧が 94.5V 以上であることを確認
				2 D - メタクラ

(2) 操作手順の解釈一覧 (7 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	M/C C系の受電遮断器 M/C C系の母線連絡遮断器及びM/C A系の受電遮断器	2C-メタクラ切替盤遮断器 2C-メタクラ受電遮断器 予備変受電遮断器
	b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電	M/C C系へ給電するための緊急用メタクラの遮断器 M/C C系 L/C C系 C/C C系	2C-M/C切替盤遮断器 2C-メタクラ 2C-ロードセンタ
		L/C C系のA-計装コントロールセンタ用遮断器 A-115V系充電器盤及びA-115V系直流盤の電圧指示値が規定電圧であることを確認 1号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線の母線連絡及び予備変受電の遮断器	A-計装コントロールセンタ用遮断器 A-115V系充電器盤電圧が94.5V以上であることを確認 A-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 1A-メタクラ受電遮断器 1C-メタクラ受電遮断器 予備変受電遮断器

(2) 操作手順の解釈一覧 (8 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電	1 T-コントロールセンタ 1 U-コントロールセンタ 2 A-計装用コントロールセンタ 2 B-計装用コントロールセンタ A-115V系充電器盤電圧が94.5V以上であることを確認 A-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 B-115V系充電器盤電圧が94.5V以上であることを確認 B-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認
	(1) 代替所内電気設備による給電	a. ガスタタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	2 SA-ロードセンタ 2 SA1-コントロールセンタ 2 SA2-コントロールセンタ 2 号緊急用M/C受電遮断器 2 号ガスタタービン発電機遮断器 2 C-M/C切替盤遮断器 2 D-M/C切替盤遮断器 2 号緊急用M/C・2-F S M/C母線連絡遮断器 2 号緊急用M/C・予備緊急用M/C母線連絡遮断器 緊急用メタクラの電圧が6210V～7590Vであることを確認
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順		SAロードセンタ SAコントロールセンタ 緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器	2 SA A動力変圧器遮断器 2 SA A母線連絡遮断器 2 SA A緊急用M/C・予備緊急用M/C母線連絡遮断器 緊急用メタクラの電圧が6210V～7590Vであることを確認

(2) 操作手順の解釈一覧 (9 / 9)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順	(1) 代替所内電気設備による給電	a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントローラセンタ受電	SA-L/Cの電圧が391V～506Vであることを確認 「DBA側」から「SA側」へ受電切替
	(2) 非常用直流電源設備による給電	緊急用メタクラの受電遮断器 メタクラ切替盤 緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器及び非常用高圧母線用遮断器	2号緊急用メタクラ接続プラグ盤遮断器 2C-メタクラ切替盤 2D-メタクラ切替盤 2-S A動力変圧器遮断器 2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器
1.14.2.5 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順		A-115V系直流盤, HPCS系直流盤, 230V系直流盤(RCIC), A-原子炉中性子計装用充電器盤及びB-中性子計装用充電器盤電圧指示値が規定値であることを確認	A-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 HPCS系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 230V系直流盤(RCIC)電圧が172.5V～253Vであることを確認 A-原子炉中性子計装用充電器盤電圧が±21V以上であることを確認 B-中性子計装用充電器盤電圧指示値電圧が±21V以上であることを確認

(3) 操作の成立性の解釈一覧(1/1)

手順		操作の成立性記載内容	解釈
1.14.2.1 代替電源 (交流)による対応 手順	(1) 代替交流電源設備による給電		
1.14.2.1 代替電源 (交流)による対応 手順	(1) 代替交流電源設備による給電	a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電	2C-メタクラ
		b. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電	2D-メタクラ
		c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電	2C-メタクラ
1.14.2.2 代替電源 (直流)による対応 手順	(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	他号炉のC/C	1T-コントロールセンタ 1U-コントロールセンタ
		SA-L/C	2SA-ロードセンタ
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応 手順	(1) 代替所内電気設備による給電	SA-C/C	2SA1-コントロールセンタ 2SA2-コントロールセンタ